

令05原機（速材）001

令和5年4月28日

原子力規制委員会 殿

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 小口 正範

(公印省略)

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正について

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第55条第1項の規定に基づき、令和4年11月18日付け令04原機（速材）008をもって申請した大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用変更許可申請書を別紙のとおり一部補正いたします。

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

1. 補正の内容

令和4年11月18日付け令04原機（速材）008をもって申請した大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用変更許可申請書を次のとおり一部補正する。

対象	補正前	補正後
別紙	<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 （省略）</p> <p>2. 使用の場所 （省略）</p> <p>3. 変更の内容 既に許可を受けた大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用変更許可申請書について、大洗研究所（南地区）共通編、照射燃料試験施設（施設番号1）、照射燃料集合体試験施設（施設番号5）、照射材料試験施設（施設番号8）、照射装置組立検査施設（施設番号11）、固体廃棄物前処理施設（施設番号12）、第2照射材料試験施設（施設番号13）に係る内容を次のとおり変更する。</p> <p>なお、詳細は別添1から別添7に示す。</p> <p>(1) 大洗研究所（南地区）共通編（別添1）</p> <p>1) 照射材料試験施設及び第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、年間予定使用量の変更を行う。</p> <p>2) 添付書類1の見直し 添付書類1について、核燃料物質使用施設周辺の一般公衆の実効線量評価を変更する。</p> <p>3) 添付書類3の見直し 添付書類3について、技術者数及び有資格者数の見直しを行う。</p> <p>(2) 照射燃料試験施設（別添2）</p> <p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析の追加に伴い、以下の変更を行う。 本文2項（使用の目的及び方法）に、1F</p>	<p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 （変更なし）</p> <p>2. 使用の場所 （変更なし）</p> <p>3. 変更の内容 <u>令和4年11月18日付け令04原機（速材）008</u>をもって申請した大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用変更許可申請書について、大洗研究所（南地区）共通編、照射燃料試験施設（施設番号1）、照射燃料集合体試験施設（施設番号5）、照射材料試験施設（施設番号8）、照射装置組立検査施設（施設番号11）、固体廃棄物前処理施設（施設番号12）、第2照射材料試験施設（施設番号13）に係る内容を次のとおり変更する。</p> <p>なお、詳細は別添1から別添7に示す。</p> <p>(1) 大洗研究所（南地区）共通編（別添1）</p> <p>1) 照射材料試験施設及び第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、年間予定使用量の変更を行う。</p> <p>2) 添付書類1の見直し 添付書類1について、核燃料物質使用施設周辺の一般公衆の実効線量評価を変更する。</p> <p>3) 添付書類3の見直し 添付書類3について、技術者数及び有資格者数の見直しを行う。</p> <p>(2) 照射燃料試験施設（別添2）</p> <p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析の追加に伴い、以下の変更を行う。 <u>①</u>本文2項（使用の目的及び方法）に、1F</p>

対象	補正前	補正後
	<p>汚染水の分析に係る記載を追加する。</p> <p>2) 設備撤去に伴い、以下の変更を行う。 窒素ガス供給設備の撤去に伴い、関連する記載を削除する。</p> <p>3) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。 ①添付書類1の2項(遮蔽)から重畳評価に係る記載を削除する。 ②添付書類1の15項(重要度に応じた安全機能の確保)について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。 ③添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)及び2項(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>4) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(3) 照射燃料集合体試験施設(別添3) 1) 福島第一原子力発電所(1F)の汚染水の分析の追加に伴い、以下の変更を行う。 本文2項(使用の目的及び方法)に、1F汚染水の分析に係る記載を追加する。</p>	<p>汚染水の取扱いに係る記載を追加する。 ②本文3項(核燃料物質の種類)の性状(物理的形態)の欄に、「液体」を追加する。 ③本文5項(予定使用期間及び年間予定使用量)に、核燃料物質等(福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。)に関する年間予定使用量については、既許可の範囲内において取り扱う旨を追記する。 ④本文表2-3(取扱制限量)に、福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物も臨界管理の対象を含む旨を追記する。</p> <p>2) 設備撤去に伴い、以下の変更を行う。 窒素ガス供給設備の撤去に伴い、関連する記載を削除する。なお、これらの設備の解体撤去に係る説明については、参考資料1「廃棄物の保管場所の余裕度について」及び参考資料2「窒素ガス供給設備の解体・撤去に係る安全性について」に示す。</p> <p>3) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。 ①添付書類1の2項(遮蔽)から重畳評価に係る記載を削除する。 ②添付書類1の15項(重要度に応じた安全機能の確保)について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。 ③添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)及び2項(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>4) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(3) 照射燃料集合体試験施設(別添3) 1) 福島第一原子力発電所(1F)の汚染水の分析の追加に伴い、以下の変更を行う。 ①本文2項(使用の目的及び方法)に、1F汚染水の取扱いに係る記載を追加する。 ②本文3項(核燃料物質の種類)の性状(物</p>

対象	補正前	補正後
	<p>2) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>①添付書類1の2項(遮蔽)から重畳評価に係る記載を削除する。</p> <p>②添付書類1の15項(重要度に応じた安全機能の確保)について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>③添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)及び2項(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>3) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(4) 照射材料試験施設(別添4)</p> <p>1) 照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、以下の変更を行う。</p> <p>①核燃料物質の種類、予定使用期間及び年間予定使用量について、記載を削除する。</p> <p>②核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備について、記載を削除する。</p>	<p>理的形態)の欄に、「液体」を追加する。</p> <p>③本文5項(予定使用期間及び年間予定使用量)に、核燃料物質等(福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。)に関する年間予定使用量については、既許可の範囲内において取り扱う旨を追記する。</p> <p>④本文表2-3(最大取扱核燃料物質重量)に、福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物も臨界管理の対象に含む旨を追記する。</p> <p>2) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>①添付書類1の2項(遮蔽)から重畳評価に係る記載を削除する。</p> <p>②添付書類1の15項(重要度に応じた安全機能の確保)について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>③添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)及び2項(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>3) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(4) 照射材料試験施設(別添4)</p> <p>1) 照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、以下の変更を行う。</p> <p>①本文2項(使用の目的及び方法)に、核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等は、貯蔵施設の設備において、最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う旨を追記する。</p> <p>②本文5項(予定使用期間及び年間予定使用量)の年間予定使用量を「-」とする。</p> <p>③本文6項(使用済燃料の処分の方法)の記載を「該当なし」に変更する。</p> <p>④本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備)の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。</p> <p>⑤本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、</p>

対象	補正前	補正後
	<p>③使用を終了した試験機について、記載を削除する。</p> <p>(5) 照射装置組立検査施設 (別添5)</p> <p>1) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>2) 法令改正の反映に伴う記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>①使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項(本文10.)及び説明書(添付書類4)について、共通編の引用</p>	<p>構造及び設備)の「貯蔵施設の位置」に、核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等を貯蔵する旨を追記する。</p> <p>⑥本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備)の「貯蔵施設の設備」の最大収納量を「-」とする。</p> <p>⑦本文表2-1(場所別使用方法)の「核燃料物質で汚染された物」を「核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等」に変更する。</p> <p>⑧本文表2-2(各取扱場所の最大取扱量)の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。</p> <p>⑨本文表8-1(貯蔵設備の概要)の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。</p> <p>⑩本文図8の名称を「被覆管試験セル及びローディングセル保管ピット」に変更する。</p> <p>2) 引張試験機、ヨウ素モニタ、ガスモニタ、チャコールフィルタの撤去に伴い、関連する記載を削除する。なお、これらの設備の解体撤去に係る説明については、参考資料1「廃棄物の保管場所の余裕度について」及び参考資料2「引張試験機、脱ミート装置(ドリル式)、脱ミート装置(押し出し式)、ヨウ素モニタ、ガスモニタ、チャコールフィルタの解体・撤去に係る安全性について」に示す。</p> <p>(5) 照射装置組立検査施設 (別添5)</p> <p>1) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>2) 法令改正の反映に伴う記載の適正化について、以下の変更を行う。</p> <p>①使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項(本文10.)及び説明書(添付書類4)について、共通編の引用</p>

対象	補正前	補正後
	<p>を追加する。</p> <p>②添付書類2について、現行の「安全対策書」の該当する項目の記載を転記する。</p> <p>3) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(6) 固体廃棄物前処理施設 (別添6)</p> <p>1) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。 添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>(7) 第2照射材料試験施設 (別添7)</p> <p>1) 第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、以下の変更を行う。</p> <p>①核燃料物質の種類、予定使用期間及び年間予定使用量について、記載を削除する。 ②核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備について、記載を削除する。</p>	<p>を追加する。</p> <p>②添付書類1及び添付書類2について、現行の「障害対策書」及び「安全対策書」の記載を転記する。</p> <p>3) 記載の適正化を行う。 表記の見直しを行う。</p> <p>(6) 固体廃棄物前処理施設 (別添6)</p> <p>1) 線量評価に関する記載の適正化について、以下の変更を行う。 添付書類2の1項(設計評価事故時の放射線障害の防止)における公衆の線量評価について、実測値に基づく気象条件の採用に伴う見直しを行う。</p> <p>(7) 第2照射材料試験施設 (別添7)</p> <p>1) 第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴い、以下の変更を行う。</p> <p>①本文2項(使用の目的及び方法)に、核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等は、貯蔵施設の設備において、最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う旨を追記する。 ②本文5項(予定使用期間及び年間予定使用量)の年間予定使用量を「-」とする。 ③本文6項(使用済燃料の処分の方法)の記載を「該当なし」に変更する。 ④本文7項(使用施設の位置、構造及び設備)の「使用施設の設備のうち、使用を終了した維持管理中の設備」の記載を削除する。 ⑤本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備)の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。 ⑥本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備)の「貯蔵施設の位置」に、核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等を貯蔵する旨を追記する。 ⑦本文8項(核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備)の「貯蔵施設の設備」の最大収納量を「-」とする。 ⑧本文表2-1(1)(場所別使用方法)の「核燃</p>

対象	補正前	補正後
	<p>4. 変更の理由</p> <p>(1) 大洗研究所（南地区）共通編</p> <p>1) 照射材料試験施設及び第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴う見直しのため。</p> <p>2) 最新の気象条件に基づく評価への見直しのため。</p> <p>3) 最新状況への見直しのため。</p> <p>(2) 照射燃料試験施設</p> <p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析を新たに実施するため。</p> <p>2) 今後使用する予定がない設備に係る記載を削除するため。</p> <p>3) 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し及び気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>4) 記載の適正化のため。</p> <p>(3) 照射燃料集合体試験施設</p>	<p><u>料物質で汚染された物」を「核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等」に変更する。</u></p> <p><u>⑨本文表 2-2（各取扱場所の最大取扱量）の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。</u></p> <p><u>⑩本文表 8-1（貯蔵設備の概要）の「貯蔵ピット」を「保管ピット」に変更する。</u></p> <p><u>⑪本文図 8 の名称を「No. 1 セル保管ピット」に変更する</u></p> <p><u>2) 脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押し出し式）、ヨウ素モニタ、ガスモニタ、チャコールフィルタの撤去に伴い、関連する記載を削除する。なお、これらの設備の解体撤去に係る説明については、参考資料 1 「廃棄物の保管場所の余裕度について」及び参考資料 2 「引張試験機、脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押し出し式）、ヨウ素モニタ、ガスモニタ、チャコールフィルタの解体・撤去に係る安全性について」に示す。</u></p> <p>4. 変更の理由</p> <p>(1) 大洗研究所（南地区）共通編</p> <p>1) 照射材料試験施設及び第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴う見直しのため。</p> <p>2) 最新の気象条件に基づく評価への見直しのため。</p> <p>3) 最新状況への見直しのため。</p> <p>(2) 照射燃料試験施設</p> <p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析を新たに実施するため。</p> <p>2) 今後使用する予定がない設備に係る記載を削除するため。</p> <p>3) 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し及び気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>4) 記載の適正化のため。</p> <p>(3) 照射燃料集合体試験施設</p>

対象	補正前	補正後
	<p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析を新たに実施するため。</p> <p>2) 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し及び気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>3) 記載の適正化のため。</p> <p>(4) 照射材料試験施設</p> <p>1) 核燃料物質の取扱い終了のため。</p> <p>(5) 照射装置組立検査施設</p> <p>1) 気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>2) 法令改正の反映のため。</p> <p>3) 記載の適正化のため。</p> <p>(6) 固体廃棄物前処理施設</p> <p>1) 気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>(7) 第2照射材料試験施設</p> <p>1) 核燃料物質の取扱い終了のため。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>1) 福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析を新たに実施するため。</p> <p>2) 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し及び気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>3) 記載の適正化のため。</p> <p>(4) 照射材料試験施設</p> <p>1) 核燃料物質の取扱い終了のため。</p> <p><u>2) 今後使用する予定がない設備に係る記載を削除するため。</u></p> <p>(5) 照射装置組立検査施設</p> <p>1) 気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>2) 法令改正の反映のため。</p> <p>3) 記載の適正化のため。</p> <p>(6) 固体廃棄物前処理施設</p> <p>1) 気象条件の見直しに伴う変更のため。</p> <p>(7) 第2照射材料試験施設</p> <p>1) 核燃料物質の取扱い終了のため。</p> <p><u>2) 今後使用する予定がない設備に係る記載を削除するため。</u></p> <p style="text-align: right;">以上</p>

対象	補正前	補正後
別添	核燃料物質使用変更許可申請書新旧対照表のとおり。	核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正新旧対照表のとおり。

2. 補正の理由

(1) 照射燃料試験施設

汚染水等の核燃料物質で汚染された物に関する取扱い方法を明確化するため。

(2) 照射燃料集合体試験施設

汚染水等の核燃料物質で汚染された物に関する取扱い方法を明確化するため。

(3) 照射材料試験施設

被覆管材料等の核燃料物質で汚染された物に関する取扱い方法を明確化するため。

(4) 照射装置組立検査施設
法令改正の反映のため。

(5) 第2照射材料試験施設
被覆管材料等の核燃料物質で汚染された物に関する取扱い方法を明確化するため。

以 上

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～5
添付書類 1	添	1-1～11
添付書類 2	添	2-1
添付書類 3	添	3-1～3
添付書類 4	添	4-1～3

共通編

変更前	変更後	変更理由
<p>核燃料物質使用変更許可申請書</p> <p>大洗研究所（南地区）</p> <p>共通編</p>	<p>(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名・・・1</p> <p>2. 使用の目的及び方法・・・2</p> <p>3. 核燃料物質の種類・・・3</p> <p>4. 使用の場所・・・4</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量・・・5</p> <p> 5-1 大洗研究所（南地区）・・・5</p> <p> 5-2 施設毎・・・6</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法・・・7</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備・・・8</p> <p> 7-1 使用施設の位置・・・8</p> <p> 7-2 使用施設の構造・・・8</p> <p> 7-3 使用施設の設備・・・8</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備・・・9</p> <p> 8-1 貯蔵施設の位置・・・9</p> <p> 8-2 貯蔵施設の構造・・・9</p> <p> 8-3 貯蔵施設の設備・・・9</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備・・・10</p> <p> 9-1 気体廃棄施設・・・10</p> <p> (1) 気体廃棄施設の位置・・・10</p> <p> (2) 気体廃棄施設の構造・・・10</p> <p> (3) 気体廃棄施設の設備・・・10</p> <p> 9-2 液体廃棄施設・・・11</p> <p> (1) 液体廃棄施設の位置・・・11</p> <p> (2) 液体廃棄施設の構造・・・11</p> <p> (3) 液体廃棄施設の設備・・・11</p> <p> 9-3 固体廃棄施設・・・11</p> <p> (1) 固体廃棄施設の位置・・・11</p> <p> (2) 固体廃棄施設の構造・・・11</p> <p> (3) 固体廃棄施設の設備・・・11</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項・・・12</p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名・・・1</p> <p>2. 使用の目的及び方法・・・2</p> <p>3. 核燃料物質の種類・・・3</p> <p>4. 使用の場所・・・4</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量・・・5</p> <p> 5-1 大洗研究所（南地区）・・・5</p> <p> 5-2 施設毎・・・6</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法・・・7</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備・・・8</p> <p> 7-1 使用施設の位置・・・8</p> <p> 7-2 使用施設の構造・・・8</p> <p> 7-3 使用施設の設備・・・8</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備・・・9</p> <p> 8-1 貯蔵施設の位置・・・9</p> <p> 8-2 貯蔵施設の構造・・・9</p> <p> 8-3 貯蔵施設の設備・・・9</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備・・・10</p> <p> 9-1 気体廃棄施設・・・10</p> <p> (1) 気体廃棄施設の位置・・・10</p> <p> (2) 気体廃棄施設の構造・・・10</p> <p> (3) 気体廃棄施設の設備・・・10</p> <p> 9-2 液体廃棄施設・・・11</p> <p> (1) 液体廃棄施設の位置・・・11</p> <p> (2) 液体廃棄施設の構造・・・11</p> <p> (3) 液体廃棄施設の設備・・・11</p> <p> 9-3 固体廃棄施設・・・11</p> <p> (1) 固体廃棄施設の位置・・・11</p> <p> (2) 固体廃棄施設の構造・・・11</p> <p> (3) 固体廃棄施設の設備・・・11</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項・・・12</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="638 233 804 264">本文図リスト</p> <p data-bbox="121 323 1299 359">図1 試料の流れの概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 28</p> <p data-bbox="121 369 1299 405">図2 大洗研究所（南地区）敷地周辺・・・・・・・・・・・・ 29</p>	<p data-bbox="1902 233 2068 264">本文図リスト</p> <p data-bbox="1386 323 2564 359">図1 試料の流れの概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 28</p> <p data-bbox="1386 369 2564 405">図2 大洗研究所（南地区）敷地周辺・・・・・・・・・・・・ 29</p>	

変更前		変更後		変更理由																																																		
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (省略) 2. 使用の目的及び方法 (省略) 3. 核燃料物質の種類 (省略) 4. 使用の場所 (省略)		1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (変更なし) 2. 使用の目的及び方法 (変更なし) 3. 核燃料物質の種類 (変更なし) 4. 使用の場所 (変更なし)																																																				
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 5-1 大洗研究所（南地区）		5. 予定使用期間及び年間予定使用量 5-1 大洗研究所（南地区）																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th>年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)劣化ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="10">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td><u>736144.02 g</u></td> </tr> <tr> <td>(2)天然ウラン及びその化合物</td> <td><u>168480.1 g</u></td> </tr> <tr> <td>(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1</td> <td>45200.1 g</td> </tr> <tr> <td>(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1</td> <td><u>121169.1 g</u></td> </tr> <tr> <td>(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1</td> <td><u>27430.517 g</u></td> </tr> <tr> <td>(6)プルトニウム及びその化合物</td> <td><u>109316.7222475 g</u></td> </tr> <tr> <td>(7)トリウム及びその化合物</td> <td><u>25242.020035 g</u></td> </tr> <tr> <td>(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物</td> <td>300 g</td> </tr> <tr> <td>(9)ウラン 233 及びその化合物</td> <td>10000.1 g</td> </tr> <tr> <td>(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2</td> <td><u>239.71 kg</u></td> </tr> </tbody> </table>		核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	最大存在量	(1)劣化ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	<u>736144.02 g</u>	(2)天然ウラン及びその化合物	<u>168480.1 g</u>	(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1	45200.1 g	(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1	<u>121169.1 g</u>	(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1	<u>27430.517 g</u>	(6)プルトニウム及びその化合物	<u>109316.7222475 g</u>	(7)トリウム及びその化合物	<u>25242.020035 g</u>	(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物	300 g	(9)ウラン 233 及びその化合物	10000.1 g	(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2	<u>239.71 kg</u>	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th>年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)劣化ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="10">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td><u>730644.02 g</u></td> </tr> <tr> <td>(2)天然ウラン及びその化合物</td> <td><u>166480.1 g</u></td> </tr> <tr> <td>(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1</td> <td>45200.1 g</td> </tr> <tr> <td>(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1</td> <td><u>120179.1 g</u></td> </tr> <tr> <td>(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1</td> <td><u>27025.517 g</u></td> </tr> <tr> <td>(6)プルトニウム及びその化合物</td> <td><u>109001.7222475 g</u></td> </tr> <tr> <td>(7)トリウム及びその化合物</td> <td><u>25142.020035 g</u></td> </tr> <tr> <td>(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物</td> <td>300 g</td> </tr> <tr> <td>(9)ウラン 233 及びその化合物</td> <td>10000.1 g</td> </tr> <tr> <td>(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2</td> <td><u>238.00 kg</u></td> </tr> </tbody> </table>		核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量	最大存在量	(1)劣化ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	<u>730644.02 g</u>	(2)天然ウラン及びその化合物	<u>166480.1 g</u>	(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1	45200.1 g	(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1	<u>120179.1 g</u>	(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1	<u>27025.517 g</u>	(6)プルトニウム及びその化合物	<u>109001.7222475 g</u>	(7)トリウム及びその化合物	<u>25142.020035 g</u>	(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物	300 g	(9)ウラン 233 及びその化合物	10000.1 g	(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2	<u>238.00 kg</u>	・MMF 及び MMF-2 における核燃料 物質取扱終了に 伴う見直し
核燃料物質の種類	予定使用期間			年間予定使用量																																																		
		最大存在量																																																				
(1)劣化ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	<u>736144.02 g</u>																																																				
(2)天然ウラン及びその化合物		<u>168480.1 g</u>																																																				
(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1		45200.1 g																																																				
(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1		<u>121169.1 g</u>																																																				
(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1		<u>27430.517 g</u>																																																				
(6)プルトニウム及びその化合物		<u>109316.7222475 g</u>																																																				
(7)トリウム及びその化合物		<u>25242.020035 g</u>																																																				
(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物		300 g																																																				
(9)ウラン 233 及びその化合物		10000.1 g																																																				
(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2		<u>239.71 kg</u>																																																				
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量																																																				
		最大存在量																																																				
(1)劣化ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	<u>730644.02 g</u>																																																				
(2)天然ウラン及びその化合物		<u>166480.1 g</u>																																																				
(3)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 95%以下)*1		45200.1 g																																																				
(4)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%未満)*1		<u>120179.1 g</u>																																																				
(5)濃縮ウラン及びその化合物 (濃縮度 20%以上)*1		<u>27025.517 g</u>																																																				
(6)プルトニウム及びその化合物		<u>109001.7222475 g</u>																																																				
(7)トリウム及びその化合物		<u>25142.020035 g</u>																																																				
(8)天然または劣化ウラン 及びその化合物		300 g																																																				
(9)ウラン 233 及びその化合物		10000.1 g																																																				
(10)濃縮ウラン及びその化合物, 及びプルトニウム 及びその化合物を含む物質*2		<u>238.00 kg</u>																																																				
*1 (3)の量は、(4)及び(5)の外枠の量である。 *2 (10)の量は、(4)、(5)及び(6)の内枠の量である。 *3 施設編、照射燃料試験施設（施設番号1）及び照射燃料集合体試験施設（施設番号5）にて示す1F燃料デブリを含む。 注）大洗研究所（南地区）における核燃料物質の年間予定使用量は、各施設で記載している量を合計したものである。		*1 (3)の量は、(4)及び(5)の外枠の量である。 *2 (10)の量は、(4)、(5)及び(6)の内枠の量である。 *3 施設編、照射燃料試験施設（施設番号1）及び照射燃料集合体試験施設（施設番号5）にて示す1F燃料デブリを含む。 注）大洗研究所（南地区）における核燃料物質の年間予定使用量は、各施設で記載している量を合計したものである。																																																				
5-2 施設毎 (省略)		5-2 施設毎 (変更なし)																																																				

変更前	変更後	変更理由																																				
6. 使用済燃料の処分の方法 (省略) 7. 使用施設の位置、構造及び設備 7-1 使用施設の位置 (省略) 7-2 使用施設の構造 (省略) 7-3 使用施設の設備 (省略) 8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 8-1 貯蔵施設の位置 (省略) 8-2 貯蔵施設の構造 (省略) 8-3 貯蔵施設の設備 (省略) 9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 9-1 気体廃棄施設 (省略) 9-2 液体廃棄施設 (省略) 9-3 固体廃棄施設 (省略) 10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (省略) 図1 大洗研究所（南地区）配置図 (省略) 図2 大洗研究所（南地区）敷地周辺 (省略)	6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし) 7. 使用施設の位置、構造及び設備 7-1 使用施設の位置 (変更なし) 7-2 使用施設の構造 (変更なし) 7-3 使用施設の設備 (変更なし) 8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 8-1 貯蔵施設の位置 (変更なし) 8-2 貯蔵施設の構造 (変更なし) 8-3 貯蔵施設の設備 (変更なし) 9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 9-1 気体廃棄施設 (変更なし) 9-2 液体廃棄施設 (変更なし) 9-3 固体廃棄施設 (変更なし) 10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (変更なし) 図1 大洗研究所（南地区）配置図 (変更なし) 図2 大洗研究所（南地区）敷地周辺 (変更なし)																																					
事務上の連絡先 <table border="1" data-bbox="118 1213 1329 1650"> <tr> <td>事務上の連絡先</td> <td>名 称</td> <td>国立研究開発法人日本原子力研究開発機構</td> </tr> <tr> <td></td> <td>所 在 地</td> <td>〒100-8577 東京都千代田区内幸町2丁目2番2号 富国生命ビル19階</td> </tr> <tr> <td></td> <td>連絡員の所属</td> <td>安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室</td> </tr> <tr> <td></td> <td>氏 名</td> <td>■■■■■</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電 話 番 号</td> <td>03-3592-2111</td> </tr> <tr> <td></td> <td>E メールアドレス</td> <td>■■■■■</td> </tr> </table>	事務上の連絡先	名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構		所 在 地	〒100-8577 東京都千代田区内幸町2丁目2番2号 富国生命ビル19階		連絡員の所属	安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室		氏 名	■■■■■		電 話 番 号	03-3592-2111		E メールアドレス	■■■■■	事務上の連絡先 <table border="1" data-bbox="1383 1213 2599 1650"> <tr> <td>事務上の連絡先</td> <td>名 称</td> <td>国立研究開発法人日本原子力研究開発機構</td> </tr> <tr> <td></td> <td>所 在 地</td> <td>〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1</td> </tr> <tr> <td></td> <td>連絡員の所属</td> <td>安全・核セキュリティ統括本部 安全管理部 施設保安管理課</td> </tr> <tr> <td></td> <td>氏 名</td> <td>■■■■■</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電 話 番 号</td> <td>029-282-1122</td> </tr> <tr> <td></td> <td>E メールアドレス</td> <td>■■■■■</td> </tr> </table>	事務上の連絡先	名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構		所 在 地	〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1		連絡員の所属	安全・核セキュリティ統括本部 安全管理部 施設保安管理課		氏 名	■■■■■		電 話 番 号	029-282-1122		E メールアドレス	■■■■■	・所要の見直し
事務上の連絡先	名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構																																				
	所 在 地	〒100-8577 東京都千代田区内幸町2丁目2番2号 富国生命ビル19階																																				
	連絡員の所属	安全・核セキュリティ統括部 安全・核セキュリティ推進室																																				
	氏 名	■■■■■																																				
	電 話 番 号	03-3592-2111																																				
	E メールアドレス	■■■■■																																				
事務上の連絡先	名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構																																				
	所 在 地	〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1																																				
	連絡員の所属	安全・核セキュリティ統括本部 安全管理部 施設保安管理課																																				
	氏 名	■■■■■																																				
	電 話 番 号	029-282-1122																																				
	E メールアドレス	■■■■■																																				

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 237 222">添付書類 1</p> <p data-bbox="172 506 1279 630">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1359 191 1504 222">添付書類 1</p> <p data-bbox="1923 548 2059 579">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 核燃料物質使用施設周辺の一般公衆の実効線量評価</p> <p>各核燃料使用施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する一般公衆の実効線量、各施設の核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物から放出される直接線並びにスカイシャイン放射線による一般公衆の実効線量を「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」¹⁾（以下「評価指針」という。）、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」²⁾以下「気象指針」という。）、「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」³⁾（以下「一般公衆の線量評価」という。）、ICRP Publication 72¹³⁾等を参考にして評価する。</p> <p>1. 1 気体廃棄物の放出に起因する一般公衆の実効線量の評価</p> <p>1. 1-1 評価条件</p> <p>(1) 排気筒からの放出量</p> <p>排気筒からの放射性物質の放出量は、各施設の添付書類1又は障害対策書に記載されている1年間の放出量（表1. 1-1）を用いる。</p> <p>気象データとしては、<u>2001年1月～2005年12月</u>の5年間の大洗地区における実測値を使用した。また測高は40m及び10mである。</p> <p>1. 1-2 評価方法 (省略)</p> <p>1. 1-3 評価結果</p> <p>大洗研究所（南地区）核燃料物質使用施設から放出される気体廃棄物に起因する一般公衆の実効線量の評価結果を表1. 1-4に示す。</p> <p>各施設からの寄与を経路毎に最大線量及び最大濃度が得られる地点で重畳合算した場合、気体廃棄物の放出に起因する周辺監視区域外の一般公衆の放射性希ガス及び地表沈着による実効線量は、<u>3.0×10⁻⁶ mSv/年及び1.3×10⁻⁴ mSv/年</u>であり、吸入摂取、農畜産物（葉菜、米及び牛乳）摂取による実効線量は、それぞれ、<u>2.2×10⁻⁴ mSv/年、1.8×10⁻³ mSv/年（1.8×10⁻⁴ mSv/年、1.5×10⁻³ mSv/年及び1.6×10⁻⁴ mSv/年）</u>である。</p> <p>これらの評価結果を合計した気体廃棄物の放出に起因する一般公衆の1年間の実効線量は、<u>2.2×10⁻³ mSv</u>であり、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。）に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度1mSvを十分に下回っている。</p> <p>1. 2 液体廃棄物の放出に起因する一般公衆の実効線量の評価 (省略)</p> <p>1. 3 直接線及びスカイシャインγ線に起因する一般公衆の実効線量の評価</p> <p>核燃料物質使用施設からの直接線及びスカイシャインγ線に起因する周辺監視区域境界外の一般公衆の評価方法及び各施設<u>毎</u>の最大線量については、各施設の添付書類1又は障害対策書に記載されている。本共通編においては、<u>それらの評価方法を用いて、最大の線量</u>が得られる地点における重畳評価を行った、その結果を表1. 3-1に示す。</p>	<p>1. 核燃料物質使用施設周辺の一般公衆の実効線量評価</p> <p>各核燃料使用施設から放出される気体廃棄物及び液体廃棄物に起因する一般公衆の実効線量、各施設の核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物から放出される直接線並びにスカイシャイン放射線による一般公衆の実効線量を「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」¹⁾（以下「評価指針」という。）、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」²⁾以下「気象指針」という。）、「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」³⁾（以下「一般公衆の線量評価」という。）、ICRP Publication 72¹³⁾等を参考にして評価する。</p> <p>1. 1 気体廃棄物の放出に起因する一般公衆の実効線量の評価</p> <p>1. 1-1 評価条件</p> <p>(1) 排気筒からの放出量</p> <p>排気筒からの放射性物質の放出量は、各施設の添付書類1又は障害対策書に記載されている1年間の放出量（表1. 1-1）を用いる。</p> <p>気象データとしては、<u>2009年1月～2013年12月</u>の5年間の大洗地区における実測値を使用した。また測高は40m及び10mである。</p> <p>1. 1-2 評価方法 (変更なし)</p> <p>1. 1-3 評価結果</p> <p>大洗研究所（南地区）核燃料物質使用施設から放出される気体廃棄物に起因する一般公衆の実効線量の評価結果を表1. 1-4に示す。</p> <p>各施設からの<u>気体廃棄物の放出に起因する周辺監視区域外の一般公衆の放射性希ガス及び地表沈着による実効線量の合計値は、3.5×10⁻⁶ mSv/年及び2.6×10⁻⁵ mSv/年</u>であり、吸入摂取、農畜産物（葉菜、米及び牛乳）摂取による実効線量は、それぞれ、<u>2.5×10⁻⁵ mSv/年、1.1×10⁻⁴ mSv/年（5.7×10⁻⁶ mSv/年、9.4×10⁻⁵ mSv/年及び3.8×10⁻⁶ mSv/年）</u>である。</p> <p>これらの評価結果を合計した気体廃棄物の放出に起因する一般公衆の1年間の実効線量は、<u>1.6×10⁻⁴ mSv</u>であり、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。）に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度1mSvを十分に下回っている。</p> <p>1. 2 液体廃棄物の放出に起因する一般公衆の実効線量の評価 (変更なし)</p> <p>1. 3 直接線及びスカイシャインγ線に起因する一般公衆の実効線量の評価</p> <p>核燃料物質使用施設からの直接線及びスカイシャインγ線に起因する周辺監視区域境界外の一般公衆の評価方法及び各施設の最大線量については、各施設の添付書類1又は障害対策書に記載されている。本共通編においては、<u>各施設の最大線量を合計した値を用いて評価を行った、その結果</u>を表1. 3-1に示す。</p>	<p>・気象条件の見直し</p> <p>・所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更</p> <p>・MMF及びMMF-2における核燃料物質取扱終了に伴う見直し</p> <p>・所内の評価方法統一に伴い重畳</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>各施設の評価結果を重畳合算した1年間の実効線量は、約8.2×10^{-2} mSvであり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度 1mSv を下回っている。</p> <p>1. 4 大洗研究所（南地区）施設に起因する一般公衆の実効線量の評価 大洗研究所（南地区）における核燃料物質使用施設からの放射性物質の放出等に起因する一般公衆の実効線量は、気体廃棄物の放出に起因するものについて2.2×10^{-3} mSv/年、液体廃棄物の放出に起因するものについて3.9×10^{-3} mSv/年並びに直接線及びスカイシャインγ線に起因するものについて約8.2×10^{-2} mSv/年である。</p> <p>これらの経路毎の1年間の評価結果を合算しても約8.8×10^{-2} mSvであり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度 1mSv を下回っている。</p> <p>また、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第55条の2第1項及び第57条第1項並びに同法施行令第41条に定める使用前検査等を要する核燃料物質の量に該当しない核燃料物質使用施設〔重水臨界実験室（施設番号2）、放射線管理棟（施設番号4）、高速実験炉（施設番号6）、ナトリウム分析室（施設番号7）、燃料溶融試験試料保管室（施設番号10）、環境監視棟（施設番号14）〕があるが、これらの施設は、核燃料物質の取扱量が少ないことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p> <p>1. 5 大洗研究所全施設の重畳線量評価結果 大洗研究所（北地区）及び同研究所（南地区）の全核燃料物質使用施設、全原子炉施設並びに大洗研究所（北地区）の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は、約0.14 mSv/年である。評価結果を表1. 5-1に示す。</p> <p>2. 固体廃棄施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量の評価 固体廃棄施設に起因する周辺監視区域境界における実効線量の評価方法及び各施設の最大線量については、添付書類1の施設編に記載されている。 本共通編においては、それらの評価方法を用いて、最大の線量が得られる地点における重畳評価を行った。その結果を表2に示す。また、その重畳評価点を図1に示す。 各施設の評価結果を重畳合算した実効線量は、約2.4×10^{-2} mSv/年であり、1. 3項に示す核燃料物質からの直接線及びスカイシャイン線に起因する実効線量（約8.2×10^{-2} mSv/年）との合算をしても、約1.1×10^{-1} mSv/年となり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量限度 1mSv/年を下回っている。</p> <p>3. 大洗研究所（南地区）施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量の評価 大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設の核燃料物質に起因する周辺監視区域境界に係る年間の実効線量は、1. 4項に示すとおり、気体廃棄物に起因するものについて約2.2×10^{-3} mSv/年、液体</p>	<p>各施設の評価結果を合計した1年間の実効線量は、約1.7×10^{-2} mSvであり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度 1mSv を下回っている。</p> <p>1. 4 大洗研究所（南地区）施設に起因する一般公衆の実効線量の評価 大洗研究所（南地区）における核燃料物質使用施設からの放射性物質の放出等に起因する一般公衆の実効線量は、気体廃棄物の放出に起因するものについて1.6×10^{-4} mSv/年、液体廃棄物の放出に起因するものについて3.9×10^{-3} mSv/年並びに直接線及びスカイシャインγ線に起因するものについて約1.7×10^{-2} mSv/年である。</p> <p>これらの1年間の評価結果を合算しても約2.2×10^{-2} mSvであり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量に係る1年間の線量限度 1mSv を下回っている。</p> <p>また、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第55条の2第1項及び第57条第1項並びに同法施行令第41条に定める使用前検査等を要する核燃料物質の量に該当しない核燃料物質使用施設の内、〔重水臨界実験室（施設番号2）、放射線管理棟（施設番号4）、高速実験炉（施設番号6）、ナトリウム分析室（施設番号7）、燃料溶融試験試料保管室（施設番号10）、環境監視棟（施設番号14）〕については、核燃料物質の取扱量がない又は少ないことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p> <p>1. 5 大洗研究所全施設の合算線量評価結果 大洗研究所（北地区）及び同研究所（南地区）の全核燃料物質使用施設、全原子炉施設並びに大洗研究所（北地区）の廃棄物管理施設から放出される放射性物質等による一般公衆の実効線量は、約0.081 mSv/年である。評価結果を表1. 5-1に示す。</p> <p>2. 固体廃棄施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量の評価 固体廃棄施設に起因する周辺監視区域境界における実効線量の評価方法及び各施設の最大線量については、各施設編の添付書類1に記載されている。 本共通編においては、各施設の最大線量を合計した値を用いて評価を行った。その結果を表2に示す。 各施設の評価結果を合計した実効線量は、約2.9×10^{-2} mSv/年であり、1. 3項に示す核燃料物質使用施設からの直接線及びスカイシャイン線に起因する実効線量（約1.7×10^{-2} mSv/年）との合算をしても、約4.7×10^{-2} mSv/年となり、線量告示に定める周辺監視区域外の実効線量限度 1mSv/年を下回っている。</p> <p>3. 大洗研究所（南地区）施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量の評価 大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設の核燃料物質に起因する周辺監視区域境界に係る年間の実効線量は、1. 4項に示すとおり、気体廃棄物に起因するものについて約1.6×10^{-4} mSv/年、液体</p>	<p>評価から合算評価に変更</p> <ul style="list-style-type: none"> MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う見直し MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う見直し (以下、同じ) 所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更 <p>・所要の見直し</p> <ul style="list-style-type: none"> 所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更 (以下、同じ) MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う見直し (以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由
<p>廃棄物の放出に起因するものについて約 $3.9 \times 10^{-3} \text{mSv/年}$、並びに直接線及びスカイシャイン線に起因するものについて約 $8.2 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ である。これらの経路毎の1年間の評価結果に対して、固体廃棄施設に起因するもの（約 $2.4 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$）を合算しても、約 $1.2 \times 10^{-1} \text{mSv/年}$ であり、線量告示に定める周辺監視区域外の線量限度 1mSv/年 を下回っている。</p> <p>なお、大洗研究所（北地区）施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量（約 $1.5 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$）と合算しても、約 $1.3 \times 10^{-1} \text{mSv/年}$ である。</p> <p style="text-align: center;">参 考 文 献</p> <p>1) ～ 18) (省略)</p>	<p>廃棄物の放出に起因するものについて約 $3.9 \times 10^{-3} \text{mSv/年}$、並びに直接線及びスカイシャイン線に起因するものについて約 $1.7 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ である。これらの1年間の評価結果に対して、固体廃棄施設に起因するもの（約 $2.9 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$）を合算しても、約 $5.1 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ であり、線量告示に定める周辺監視区域外の線量限度 1mSv/年 を下回っている。</p> <p>なお、大洗研究所（北地区）施設に起因する周辺監視区域境界に係る実効線量（約 $1.3 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$）と合算しても、約 $6.4 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ である。</p> <p style="text-align: center;">参 考 文 献</p> <p>1) ～ 18) (変更なし)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・大洗研究所（北地区）の変更に伴う見直し ・MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う見直し

表1. 1-1 各核燃料物質使用施設から放出される気体廃棄物の放出量

単位: Bq/y

施設 核種	A G F		MMF	MMF-2	FMF	WDF	JWTF
	排気筒	第2排気筒					
¹³¹ I	5.16×10 ⁷	3.92×10 ⁵	5.79×10 ⁶	5.78×10 ⁷	6.92×10 ⁷	0	0
⁸⁵ Kr	2.70×10 ¹²	3.62×10 ¹¹	3.03×10 ¹⁰	3.03×10 ¹²	2.04×10 ¹³	0	0
^{131m} Xe	7.53×10 ⁹	3.04×10 ⁷	8.43×10 ⁷	8.43×10 ⁹	1.44×10 ¹¹	0	0
¹³³ Xe	1.31×10 ⁹	6.34×10 ⁴	1.47×10 ⁷	1.47×10 ⁹	2.51×10 ¹¹	0	0
⁹⁰ Sr	2.11×10 ⁶	0	2.36×10 ⁴	3.28×10 ⁴	2.18×10 ⁵	0	0
¹³⁷ Cs	3.70×10 ⁶	0	4.15×10 ⁴	5.76×10 ⁴	4.88×10 ⁵	0	0
²³⁸ Pu	4.60×10 ⁵	0	5.16×10 ³	7.17×10 ³	4.82×10 ⁴	0	0
²³⁹ Pu	9.55×10 ⁴	0	1.07×10 ³	1.49×10 ³	1.32×10 ⁴	1.80×10 ⁴	0
²⁴⁰ Pu	1.66×10 ⁵	0	1.86×10 ³	2.58×10 ³	2.00×10 ⁴	0	0
²⁴¹ Pu	1.52×10 ⁷	0	1.70×10 ⁵	2.36×10 ⁵	1.95×10 ⁶	0	0
²⁴² Pu	4.32×10 ²	0	4.86×10 ⁰	6.75×10 ⁰	5.26×10 ¹	0	0
²⁴¹ Am	1.57×10 ⁵	0	1.74×10 ³	2.41×10 ³	2.64×10 ⁴	0	0
⁶⁰ Co	0	0	0	0	0	1.85×10 ⁵	1.27×10 ⁴

表1. 1-1 各核燃料物質使用施設から放出される気体廃棄物の放出量

単位: Bq/y

施設 核種	A G F		(削る)	(削る)	FMF	WDF	JWTF
	排気筒	第2排気筒					
¹³¹ I	5.16×10 ⁷	3.92×10 ⁵			6.92×10 ⁷	0	0
⁸⁵ Kr	2.70×10 ¹²	3.62×10 ¹¹			2.04×10 ¹³	0	0
^{131m} Xe	7.53×10 ⁹	3.04×10 ⁷			1.44×10 ¹¹	0	0
¹³³ Xe	1.31×10 ⁹	6.34×10 ⁴			2.51×10 ¹¹	0	0
⁹⁰ Sr	2.11×10 ⁶	0			2.18×10 ⁵	0	0
¹³⁷ Cs	3.70×10 ⁶	0			4.88×10 ⁵	0	0
²³⁸ Pu	4.60×10 ⁵	0			4.82×10 ⁴	0	0
²³⁹ Pu	9.55×10 ⁴	0			1.32×10 ⁴	1.80×10 ⁴	0
²⁴⁰ Pu	1.66×10 ⁵	0			2.00×10 ⁴	0	0
²⁴¹ Pu	1.52×10 ⁷	0			1.95×10 ⁶	0	0
²⁴² Pu	4.32×10 ²	0			5.26×10 ¹	0	0
²⁴¹ Am	1.57×10 ⁵	0			2.64×10 ⁴	0	0
⁶⁰ Co	0	0			0	1.85×10 ⁵	1.27×10 ⁴

・MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う削除
(以下、同じ)

変更前				変更後				変更理由
表1. 1-2(1) 地表沈着による γ 線外部被ばくの計算に用いるパラメータ				表1. 1-2(1) 地表沈着による γ 線外部被ばくの計算に用いるパラメータ				・気象条件の見直しに伴う変更
記号	単位	パラメータ	数値	記号	単位	パラメータ	数値	
V_{GD}	cm/s	沈着速度	0.3	V_{GD}	cm/s	沈着速度	0.3	
—	mm	年平均降水量	<u>1328.1</u>	—	mm	年平均降水量	<u>1380.6</u>	
—	h	年平均降水時間	<u>630.2</u>	—	h	年平均降水時間	<u>621.8</u>	
k	—	降水期間割合	<u>0.0719</u>	k	—	降水期間割合	<u>0.0710</u>	
I	mm/h	降水強度	<u>2.11</u>	I	mm/h	降水強度	<u>2.22</u>	
L	m	混合層高度	1000	L	m	混合層高度	1000	
Λ	s^{-1}	洗浄係数	1.74×10^{-4}	Λ	s^{-1}	洗浄係数	1.74×10^{-4}	
表1. 1-2(2) 吸入摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (省略)				表1. 1-2(2) 吸入摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (変更なし)				
表1. 1-3 農畜産物摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (省略)				表1. 1-3 農畜産物摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (変更なし)				

表 1. 1-4 気体廃棄物の放出に起因する重畳実効線量評価結果

単位：mSv/y

評価項目 施設名称	外部被ばく		内部被ばく				合計		
	希ガス	地表沈着	吸入摂取	農畜産物摂取					
				葉菜	米	牛乳		小計	
照射燃料試験施設 (AGF)	排気筒	1.0×10^{-7}	3.7×10^{-6}	7.0×10^{-6}	1.2×10^{-6}	2.4×10^{-5}	6.7×10^{-7}	2.6×10^{-5}	3.7×10^{-5}
	第2排気筒	5.2×10^{-8}	6.7×10^{-9}	4.7×10^{-9}	6.2×10^{-8}	3.4×10^{-7}	6.0×10^{-8}	4.6×10^{-7}	5.3×10^{-7}
照射材料試験施設 (MMF)		3.0×10^{-8}	1.2×10^{-4}	2.1×10^{-4}	1.8×10^{-4}	1.5×10^{-3}	1.6×10^{-4}	1.8×10^{-3}	2.2×10^{-3}
	第2照射材料試験施設 (MMF-2)	2.5×10^{-7}	3.2×10^{-10}	4.1×10^{-10}	1.6×10^{-9}	9.6×10^{-9}	1.6×10^{-9}	1.3×10^{-8}	2.6×10^{-7}
照射燃料集合体試験施設 (FMF)		2.6×10^{-6}	4.2×10^{-7}	7.1×10^{-7}	6.2×10^{-7}	5.0×10^{-6}	5.6×10^{-7}	6.2×10^{-6}	9.9×10^{-6}
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	0	6.4×10^{-8}	2.8×10^{-8}	2.1×10^{-9}	2.1×10^{-9}	6.9×10^{-8}	3.6×10^{-11}	7.1×10^{-8}	1.6×10^{-7}
廃棄物処理建家 (JWTF)	0	1.2×10^{-6}	1.4×10^{-9}	1.4×10^{-9}	5.1×10^{-9}	1.6×10^{-7}	6.7×10^{-10}	1.7×10^{-7}	1.4×10^{-6}
合計	3.0×10^{-6}	1.3×10^{-4}	2.2×10^{-4}	1.8×10^{-4}	1.5×10^{-3}	1.6×10^{-4}	1.6×10^{-4}	1.8×10^{-3}	2.2×10^{-3}

最大地点は、放射性雲からのγ線による外部被ばくが、照射燃料集合体試験施設の南東約380m、地表沈着及び内部被ばくによる実効線量が照射材料試験施設の東約80mである。

表 1. 1-4 気体廃棄物の放出に起因する実効線量評価結果

単位：mSv/y

評価項目 施設名称	外部被ばく		内部被ばく				合計		
	希ガス	地表沈着	吸入摂取	農畜産物摂取					
				葉菜	米	牛乳		小計	
照射燃料試験施設 (AGF)	排気筒	3.9×10^{-7}	1.3×10^{-5}	2.4×10^{-5}	4.1×10^{-6}	8.1×10^{-5}	2.3×10^{-6}	8.7×10^{-5}	1.3×10^{-4}
	第2排気筒	2.9×10^{-7}	7.3×10^{-8}	5.0×10^{-8}	6.6×10^{-7}	3.6×10^{-6}	6.4×10^{-7}	4.9×10^{-6}	5.3×10^{-6}
(削る)									
(削る)									
照射燃料集合体試験施設 (FMF)	2.8×10^{-6}	6.5×10^{-7}	1.1×10^{-6}	9.5×10^{-7}	7.7×10^{-6}	8.5×10^{-7}	9.5×10^{-6}	1.4×10^{-5}	
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	0	6.5×10^{-7}	2.8×10^{-7}	2.2×10^{-8}	6.9×10^{-7}	3.6×10^{-10}	7.2×10^{-7}	1.7×10^{-6}	
廃棄物処理建家 (JWTF)	0	1.2×10^{-5}	1.3×10^{-8}	4.7×10^{-8}	1.5×10^{-6}	6.2×10^{-9}	1.5×10^{-6}	1.3×10^{-5}	
合計	3.5×10^{-6}	2.6×10^{-5}	2.5×10^{-5}	5.7×10^{-6}	9.4×10^{-5}	3.8×10^{-6}	1.1×10^{-4}	1.6×10^{-4}	

- ・ 気象条件の見直しに伴う変更
- ・ 所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更
- ・ MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う見直し

変更前	変更後	変更理由																																				
表1. 2-1 一般排水溝へ放出する液体廃棄物の放出管理目標値と評価に用いた放出量 (省略)	表1. 2-1 一般排水溝へ放出する液体廃棄物の放出管理目標値と評価に用いた放出量 (変更なし)																																					
表1. 2-2 海産物摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (省略)	表1. 2-2 海産物摂取による実効線量の計算に用いるパラメータ (変更なし)																																					
表1. 3-1 直接線及びスカイシャイン γ 線に起因する重畳実効線量評価結果 <table border="1" data-bbox="326 443 1121 1215"> <thead> <tr> <th>施設名称</th> <th>実効線量 (mSv/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>照射燃料試験施設 (AGF)</td> <td>4.5×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設 (MMF)</td> <td>1.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>第2照射材料試験施設 (MMF-2)</td> <td>7.9×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集合体試験施設 (FMF)</td> <td>8.6×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理施設 (WDF)</td> <td>2.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建家 (JWTF)</td> <td>2.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>照射装置組立検査施設 (IRAF)</td> <td>8.1×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>8.2×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	実効線量 (mSv/y)	照射燃料試験施設 (AGF)	4.5×10^{-6}	照射材料試験施設 (MMF)	1.2×10^{-3}	第2照射材料試験施設 (MMF-2)	7.9×10^{-2}	照射燃料集合体試験施設 (FMF)	8.6×10^{-4}	固体廃棄物前処理施設 (WDF)	2.5×10^{-4}	廃棄物処理建家 (JWTF)	2.8×10^{-6}	照射装置組立検査施設 (IRAF)	8.1×10^{-8}	合計	8.2×10^{-2}	表1. 3-1 直接線及びスカイシャイン γ 線に起因する各施設の最大実効線量評価結果 <table border="1" data-bbox="1596 443 2392 1215"> <thead> <tr> <th>施設名称</th> <th>実効線量 (mSv/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>照射燃料試験施設 (AGF)</td> <td>7.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設 (MMF)</td> <td>6.1×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>第2照射材料試験施設 (MMF-2)</td> <td>7.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集合体試験施設 (FMF)</td> <td>6.5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理施設 (WDF)</td> <td>8.2×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建家 (JWTF)</td> <td>1.5×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>照射装置組立検査施設 (IRAF)</td> <td>4×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1.7×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	実効線量 (mSv/y)	照射燃料試験施設 (AGF)	7.6×10^{-3}	照射材料試験施設 (MMF)	6.1×10^{-4}	第2照射材料試験施設 (MMF-2)	7.0×10^{-4}	照射燃料集合体試験施設 (FMF)	6.5×10^{-3}	固体廃棄物前処理施設 (WDF)	8.2×10^{-4}	廃棄物処理建家 (JWTF)	1.5×10^{-4}	照射装置組立検査施設 (IRAF)	4×10^{-6}	合計	1.7×10^{-2}	<ul style="list-style-type: none"> ・ 所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更 ・ MMF, MMF-2 における核燃料物質取扱終了に伴う変更及び削除
施設名称	実効線量 (mSv/y)																																					
照射燃料試験施設 (AGF)	4.5×10^{-6}																																					
照射材料試験施設 (MMF)	1.2×10^{-3}																																					
第2照射材料試験施設 (MMF-2)	7.9×10^{-2}																																					
照射燃料集合体試験施設 (FMF)	8.6×10^{-4}																																					
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	2.5×10^{-4}																																					
廃棄物処理建家 (JWTF)	2.8×10^{-6}																																					
照射装置組立検査施設 (IRAF)	8.1×10^{-8}																																					
合計	8.2×10^{-2}																																					
施設名称	実効線量 (mSv/y)																																					
照射燃料試験施設 (AGF)	7.6×10^{-3}																																					
照射材料試験施設 (MMF)	6.1×10^{-4}																																					
第2照射材料試験施設 (MMF-2)	7.0×10^{-4}																																					
照射燃料集合体試験施設 (FMF)	6.5×10^{-3}																																					
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	8.2×10^{-4}																																					
廃棄物処理建家 (JWTF)	1.5×10^{-4}																																					
照射装置組立検査施設 (IRAF)	4×10^{-6}																																					
合計	1.7×10^{-2}																																					
最大地点は、第2照射材料試験施設の東約80mである																																						

変更前				変更後				変更理由		
表 1. 5-1 大洗研究所（北地区）及び同研究所（南地区）の全原子炉施設、 全核燃料物質使用施設、廃棄物管理施設による実効線量 単位：mSv/y				表 1. 5-1 大洗研究所（北地区）及び同研究所（南地区）の全原子炉施設、 全核燃料物質使用施設、廃棄物管理施設による実効線量 単位：mSv/y				・MMF, MMF-2 における核燃料物質 取扱終了に伴う 見直し		
被ばく経路		原子炉施設	核燃料物質使用施設	廃棄物管理施設	被ばく経路		原子炉施設		核燃料物質使用施設	廃棄物管理施設
気体 廃棄物	放射性希ガス等による外部被ばく	5.3×10^{-3}	5.0×10^{-4}	7.4×10^{-9}	気体 廃棄物	放射性希ガス等による外部被ばく	5.3×10^{-3}		1.0×10^{-5}	7.4×10^{-9}
	地表沈着による外部被ばく	—	1.3×10^{-4}	1.6×10^{-3}		地表沈着による外部被ばく	—		2.7×10^{-5}	1.6×10^{-3}
	放射性ヨウ素及び 粒子状物質等による内部被ばく	2.0×10^{-3}	2.3×10^{-3}	1.8×10^{-3}		放射性ヨウ素及び 粒子状物質等による内部被ばく	2.0×10^{-3}		1.6×10^{-4}	1.8×10^{-3}
液体廃棄物による内部被ばく ^{注)}		5.1×10^{-3}	3.9×10^{-3}	—	液体廃棄物による内部被ばく ^{注)}		5.1×10^{-3}		3.9×10^{-3}	—
直接線、スカイシャイン線による 外部被ばく		—	8.2×10^{-2}	3.4×10^{-2}	直接線、スカイシャイン線による 外部被ばく		—		2.5×10^{-2}	3.4×10^{-2}
小 計		1.3×10^{-2}	8.9×10^{-2}	3.8×10^{-2}	小 計		1.3×10^{-2}		3.0×10^{-2}	3.8×10^{-2}
合 計		1.4×10^{-1}			合 計		8.1×10^{-2}			
注) 大洗研究所（北地区）の液体廃棄物による線量評価は、原子炉施設（北地区）、核燃料物質 使用施設（北地区）及び廃棄物管理施設で重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計し ている。				注) 大洗研究所（北地区）の液体廃棄物による線量評価は、原子炉施設（北地区）、核燃料物質 使用施設（北地区）及び廃棄物管理施設で重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計し ている。						

変更前	変更後	変更理由																																																				
<p style="text-align: center;">表2 固体廃棄施設に起因する重畳実効線量評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">施設名称</th> <th style="width: 70%;">実効線量 (mSv/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>照射燃料試験施設 (AGF)</td> <td style="text-align: center;">3.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設 (MMF)</td> <td style="text-align: center;">2.2×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>第2照射材料試験施設 (MMF-2)</td> <td style="text-align: center;">— 注1)</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集合体試験施設 (FMF)</td> <td style="text-align: center;">2.1×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理施設 (WDF)</td> <td style="text-align: center;">2.4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建家 (JWTF)</td> <td style="text-align: center;">— 注2)</td> </tr> <tr> <td>照射装置組立検査施設 (IRAF)</td> <td style="text-align: center;">— 注2)</td> </tr> <tr> <td>重水臨界実験室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>高速実験炉</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>ナトリウム分析室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料溶融試験試料保管室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">合計</td> <td style="text-align: center;">2.4×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>重畳評価点は、第2照射材料試験施設の東側約80mである。</u></p> <p>注1) 照射材料試験施設 (MMF) の保管廃棄施設に移送し保管するため該当しない。</p> <p>注2) 固体廃棄施設が地下にあり、天井の遮蔽が十分厚いことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p> <p>注3) 施行令第41条非該当の施設であり、核燃料物質の取扱量が少ないことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p>	施設名称	実効線量 (mSv/y)	照射燃料試験施設 (AGF)	3.8×10^{-6}	照射材料試験施設 (MMF)	2.2×10^{-2}	第2照射材料試験施設 (MMF-2)	— 注1)	照射燃料集合体試験施設 (FMF)	2.1×10^{-5}	固体廃棄物前処理施設 (WDF)	2.4×10^{-3}	廃棄物処理建家 (JWTF)	— 注2)	照射装置組立検査施設 (IRAF)	— 注2)	重水臨界実験室	— 注3)	高速実験炉	— 注3)	ナトリウム分析室	— 注3)	燃料溶融試験試料保管室	— 注3)	合計	2.4×10^{-2}	<p style="text-align: center;">表2 固体廃棄施設に起因する各施設の最大実効線量評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">施設名称</th> <th style="width: 70%;">実効線量 (mSv/y)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>照射燃料試験施設 (AGF)</td> <td style="text-align: center;">5.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>照射材料試験施設 (MMF)</td> <td style="text-align: center;">2.4×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>第2照射材料試験施設 (MMF-2)</td> <td style="text-align: center;">— 注1)</td> </tr> <tr> <td>照射燃料集合体試験施設 (FMF)</td> <td style="text-align: center;">9.7×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物前処理施設 (WDF)</td> <td style="text-align: center;">4.2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>廃棄物処理建家 (JWTF)</td> <td style="text-align: center;">— 注2)</td> </tr> <tr> <td>照射装置組立検査施設 (IRAF)</td> <td style="text-align: center;">— 注2)</td> </tr> <tr> <td>重水臨界実験室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>高速実験炉</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>ナトリウム分析室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td>燃料溶融試験試料保管室</td> <td style="text-align: center;">— 注3)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">合計</td> <td style="text-align: center;">2.9×10^{-2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) 照射材料試験施設 (MMF) の保管廃棄施設に移送し保管するため該当しない。</p> <p>注2) 固体廃棄施設が地下にあり、天井の遮蔽が十分厚いことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p> <p>注3) 施行令第41条非該当の施設であり、核燃料物質の取扱量が少ないことなどから評価に係る値は無視できるほど小さい。</p>	施設名称	実効線量 (mSv/y)	照射燃料試験施設 (AGF)	5.0×10^{-4}	照射材料試験施設 (MMF)	2.4×10^{-2}	第2照射材料試験施設 (MMF-2)	— 注1)	照射燃料集合体試験施設 (FMF)	9.7×10^{-5}	固体廃棄物前処理施設 (WDF)	4.2×10^{-3}	廃棄物処理建家 (JWTF)	— 注2)	照射装置組立検査施設 (IRAF)	— 注2)	重水臨界実験室	— 注3)	高速実験炉	— 注3)	ナトリウム分析室	— 注3)	燃料溶融試験試料保管室	— 注3)	合計	2.9×10^{-2}	<p>・所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更 (以下、同じ)</p>
施設名称	実効線量 (mSv/y)																																																					
照射燃料試験施設 (AGF)	3.8×10^{-6}																																																					
照射材料試験施設 (MMF)	2.2×10^{-2}																																																					
第2照射材料試験施設 (MMF-2)	— 注1)																																																					
照射燃料集合体試験施設 (FMF)	2.1×10^{-5}																																																					
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	2.4×10^{-3}																																																					
廃棄物処理建家 (JWTF)	— 注2)																																																					
照射装置組立検査施設 (IRAF)	— 注2)																																																					
重水臨界実験室	— 注3)																																																					
高速実験炉	— 注3)																																																					
ナトリウム分析室	— 注3)																																																					
燃料溶融試験試料保管室	— 注3)																																																					
合計	2.4×10^{-2}																																																					
施設名称	実効線量 (mSv/y)																																																					
照射燃料試験施設 (AGF)	5.0×10^{-4}																																																					
照射材料試験施設 (MMF)	2.4×10^{-2}																																																					
第2照射材料試験施設 (MMF-2)	— 注1)																																																					
照射燃料集合体試験施設 (FMF)	9.7×10^{-5}																																																					
固体廃棄物前処理施設 (WDF)	4.2×10^{-3}																																																					
廃棄物処理建家 (JWTF)	— 注2)																																																					
照射装置組立検査施設 (IRAF)	— 注2)																																																					
重水臨界実験室	— 注3)																																																					
高速実験炉	— 注3)																																																					
ナトリウム分析室	— 注3)																																																					
燃料溶融試験試料保管室	— 注3)																																																					
合計	2.9×10^{-2}																																																					

変更前	変更後	変更理由
<p>図1 大洗研究所における重畳評価点</p>	<p>(削る)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・所内の評価方法統一に伴い重畳評価から合算評価に変更のため削除

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 240 222">添付書類 2</p> <p data-bbox="172 548 1279 674">変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に应付する災害防止の措置に関する説明書</p>	<p data-bbox="1923 548 2059 579">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 252 226">添付書類 3</p> <p data-bbox="320 506 1121 541">変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</p> <p data-bbox="667 594 777 630">(共通編)</p>	<p data-bbox="1923 506 2062 541">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由																												
<p>核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</p> <p>大洗研究所（南地区）は、昭和44年3月に照射燃料試験施設において燃料の照射後試験を行うために核燃料物質の使用に係る許可を取得して以来、照射燃料集合体試験施設、照射材料試験施設、廃棄物処理建家、照射装置組立検査施設等の設計及び工事の経験を有している。また、核燃料物質使用施設等（以下「使用施設等」という。）の管理、核燃料物質の管理、放射線管理、廃棄物管理等を行う者は、長年にわたり核燃料物質に関する試験研究及び施設の運転及び保守に従事しており、使用施設等の運転及び保守に関する経験を有している。</p> <p>さらに、核燃料取扱主務者を選任し、使用施設等の核燃料物質等の使用、貯蔵、運搬及び廃棄に係る保安の監督を実施している。</p> <p>大洗研究所（南地区）及び大洗研究所全体において使用施設等を運営管理する組織の経験年数ごとの技術者数は以下のとおりである。</p> <p>令和3年7月現在 〔当機構（動燃事業団・核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所通算） 入社時から起算〕</p> <table border="1" data-bbox="359 1081 1288 1314"> <thead> <tr> <th rowspan="2">経験年数</th> <th colspan="2">技術者数</th> </tr> <tr> <th>南地区</th> <th>研究所全体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5年未満</td> <td>44名</td> <td>112名</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td>27名</td> <td>59名</td> </tr> <tr> <td>10年以上</td> <td>131名</td> <td>306名</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上の説明に加え、次に示す組織図、有資格者数、保安教育・訓練の実施方針からも核燃料物質の使用を適確に遂行するに足りる能力を有している。</p> <p>組織図</p> <p>大洗研究所（南地区）は、使用施設等の設計、工事、運転及び保守、核燃料物質の管理、放射線管理、廃棄物管理等を適切に遂行するための組織を定めている。</p> <p>大洗研究所（南地区）において使用施設等を運営管理する組織図を添付書類4の図1及び図2に、使用施設等と運営管理する組織との関係を添付書類4の表1に示す。</p>	経験年数	技術者数		南地区	研究所全体	5年未満	44名	112名	5年以上10年未満	27名	59名	10年以上	131名	306名	<p>核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書</p> <p>大洗研究所（南地区）は、昭和44年3月に照射燃料試験施設において燃料の照射後試験を行うために核燃料物質の使用に係る許可を取得して以来、照射燃料集合体試験施設、照射材料試験施設、廃棄物処理建家、照射装置組立検査施設等の設計及び工事の経験を有している。また、核燃料物質使用施設等（以下「使用施設等」という。）の管理、核燃料物質の管理、放射線管理、廃棄物管理等を行う者は、長年にわたり核燃料物質に関する試験研究及び施設の運転及び保守に従事しており、使用施設等の運転及び保守に関する経験を有している。</p> <p>さらに、核燃料取扱主務者を選任し、使用施設等の核燃料物質等の使用、貯蔵、運搬及び廃棄に係る保安の監督を実施している。</p> <p>大洗研究所（南地区）及び大洗研究所全体において使用施設等を運営管理する組織の経験年数ごとの技術者数は以下のとおりである。</p> <p>令和4年9月現在 〔当機構（動燃事業団・核燃料サイクル開発機構及び日本原子力研究所通算） 入社時から起算〕</p> <table border="1" data-bbox="1629 1081 2558 1314"> <thead> <tr> <th rowspan="2">経験年数</th> <th colspan="2">技術者数</th> </tr> <tr> <th>南地区</th> <th>研究所全体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>5年未満</td> <td>43名</td> <td>113名</td> </tr> <tr> <td>5年以上10年未満</td> <td>27名</td> <td>58名</td> </tr> <tr> <td>10年以上</td> <td>130名</td> <td>304名</td> </tr> </tbody> </table> <p>以上の説明に加え、次に示す組織図、有資格者数、保安教育・訓練の実施方針からも核燃料物質の使用を適確に遂行するに足りる能力を有している。</p> <p>組織図</p> <p>大洗研究所（南地区）は、使用施設等の設計、工事、運転及び保守、核燃料物質の管理、放射線管理、廃棄物管理等を適切に遂行するための組織を定めている。</p> <p>大洗研究所（南地区）において使用施設等を運営管理する組織図を添付書類4の図1及び図2に、使用施設等と運営管理する組織との関係を添付書類4の表1に示す。</p>	経験年数	技術者数		南地区	研究所全体	5年未満	43名	113名	5年以上10年未満	27名	58名	10年以上	130名	304名	<p>・最新の情報に更新</p> <p>・技術者数の見直し</p>
経験年数		技術者数																												
	南地区	研究所全体																												
5年未満	44名	112名																												
5年以上10年未満	27名	59名																												
10年以上	131名	306名																												
経験年数	技術者数																													
	南地区	研究所全体																												
5年未満	43名	113名																												
5年以上10年未満	27名	58名																												
10年以上	130名	304名																												

変更前		変更後		変更理由																															
有資格者数	令和 3 年 7 月現在における大洗研究所（南地区）及び大洗研究所全体の有資格者数は次のとおりである。	有資格者数	令和 4 年 9 月現在における大洗研究所（南地区）及び大洗研究所全体の有資格者数は次のとおりである。	<ul style="list-style-type: none"> 最新の情報に更新 有資格者数の見直し 																															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">資格名称</th> <th colspan="2">有資格者数</th> </tr> <tr> <th>南地区</th> <th>研究所全体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉主任技術者</td> <td>6 名</td> <td>13 名</td> </tr> <tr> <td>核燃料取扱主任者</td> <td>15 名</td> <td>23 名</td> </tr> <tr> <td>放射線取扱主任者（第 1 種）</td> <td>62 名</td> <td>109 名</td> </tr> <tr> <td>技術士（原子力・放射線部門）</td> <td>8 名</td> <td>11 名</td> </tr> </tbody> </table>		資格名称		有資格者数		南地区	研究所全体	原子炉主任技術者	6 名	13 名	核燃料取扱主任者	15 名	23 名	放射線取扱主任者（第 1 種）	62 名	109 名	技術士（原子力・放射線部門）	8 名	11 名	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">資格名称</th> <th colspan="2">有資格者数</th> </tr> <tr> <th>南地区</th> <th>研究所全体</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉主任技術者</td> <td>6 名</td> <td>13 名</td> </tr> <tr> <td>核燃料取扱主任者</td> <td>15 名</td> <td>25 名</td> </tr> <tr> <td>放射線取扱主任者（第 1 種）</td> <td>66 名</td> <td>118 名</td> </tr> <tr> <td>技術士（原子力・放射線部門）</td> <td>9 名</td> <td>11 名</td> </tr> </tbody> </table>	資格名称	有資格者数		南地区	研究所全体	原子炉主任技術者	6 名	13 名	核燃料取扱主任者	15 名	25 名	放射線取扱主任者（第 1 種）	66 名	118 名
資格名称	有資格者数																																		
	南地区	研究所全体																																	
原子炉主任技術者	6 名	13 名																																	
核燃料取扱主任者	15 名	23 名																																	
放射線取扱主任者（第 1 種）	62 名	109 名																																	
技術士（原子力・放射線部門）	8 名	11 名																																	
資格名称	有資格者数																																		
	南地区	研究所全体																																	
原子炉主任技術者	6 名	13 名																																	
核燃料取扱主任者	15 名	25 名																																	
放射線取扱主任者（第 1 種）	66 名	118 名																																	
技術士（原子力・放射線部門）	9 名	11 名																																	
保安教育・訓練	大洗研究所（南地区）においては、使用施設等に係る技術者等に対して、関係法令、使用施設等の保安及び放射線管理に係る教育・訓練を計画的に実施し、技術能力の維持及び資質の向上に努めている。	保安教育・訓練	大洗研究所（南地区）においては、使用施設等に係る技術者等に対して、関係法令、使用施設等の保安及び放射線管理に係る教育・訓練を計画的に実施し、技術能力の維持及び資質の向上に努めている。																																

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 184 237 220">添付書類 4</p> <p data-bbox="92 457 1335 583">変更後における使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書 (共通編)</p>	<p data-bbox="1923 457 2062 493">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>大洗研究所長</p> <p>使用施設等安全審査委員会</p> <p>環境保全部長 環境技術開発センター長 環境技術課長</p> <p>燃料材料開発部長 燃料技術開発課長 材料試験課長</p> <p>高速実験炉部長 高速炉照射課長 高速炉第2課長 高速炉第1課長 高速炉技術課長</p> <p>高速炉基盤技術開発部長 ナトリウム機器技術開発グループリーダー</p> <p>高速炉サイクル研究開発センター長</p> <p>管理部長 工務課長</p> <p>放射線管理部長 放射線管理第1課長 環境監視線量計測課長</p> <p>保安管理部長 核物質管理課長 危機管理課長 施設安全課長</p> <p>図2 大洗研究所（南地区）の使用施設等の保安管理組織図（政令第41条非該当関係）</p>	<p>大洗研究所長</p> <p>使用施設等安全審査委員会</p> <p>環境保全部長 環境技術開発センター長 環境技術課長</p> <p>燃料材料開発部長 燃料技術開発課長 集合体試験課長</p> <p>高速実験炉部長 高速炉照射課長 高速炉第2課長 高速炉第1課長 高速炉技術課長</p> <p>高速炉基盤技術開発部長 ナトリウム機器技術開発グループリーダー</p> <p>高速炉サイクル研究開発センター長</p> <p>管理部長 工務課長</p> <p>放射線管理部長 放射線管理第1課長 環境監視線量計測課長</p> <p>保安管理部長 核物質管理課長 危機管理課長 施設安全課長</p> <p>図2 大洗研究所（南地区）の使用施設等の保安管理組織図（政令第41条非該当関係）</p>	<p>・組織改正に伴う変更</p>

変更前

変更後

変更理由

表1 核燃料物質使用施設と運営管理する組織との関係

表1 核燃料物質使用施設と運営管理する組織との関係

	燃料材料開発部長				高速実験炉部長				環境保全部長	高速炉基盤技術開発部	管理部長		保安管理部長				放射線管理部長		原子力施設検査室長
	燃料技術開発課長	集合体試験課長	燃料試験課長	材料試験課長	高速炉技術課長	高速炉第1課長	高速炉第2課長	高速炉照射課長			環境技術課長	ナトリウム機器技術開発グループリーダー	調達課長	工務課長	安全対策課長	施設安全課長	危機管理課長	核物質管理課長	
照射燃料試験施設	○	○	◎	≡	—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○
重水臨界実験室	—	—	—	≡	—	—	—	—	◎	—	—	○	—	○	○	○	○	○	—
放射線管理棟	—	—	—	≡	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	○	◎	○	—	
照射燃料集合体試験施設	○	◎	—	≡	—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
高速実験炉	—	—	—	≡	◎	○	○	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
ナトリウム分析室	—	—	—	≡	◎	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
照射材料試験施設	○	≡	—	◎	—	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
燃料熔融試験試料保管室	—	—	—	≡	—	—	—	—	○	◎	—	○	—	○	○	○	○	—	
照射装置組立検査施設	—	—	—	≡	○	—	—	◎	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
固体廃棄物前処理施設	—	—	—	≡	—	—	—	—	◎	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
第2照射材料試験施設	○	≡	—	◎	—	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
環境監視棟	—	—	—	≡	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	○	◎	○	—	
廃棄物処理建家	—	—	—	≡	—	◎	○	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	

	燃料材料開発部長				高速実験炉部長				環境保全部長	高速炉基盤技術開発部	管理部長		保安管理部長				放射線管理部長		原子力施設検査室長
	燃料技術開発課長	集合体試験課長	燃料試験課長	材料試験課長	高速炉技術課長	高速炉第1課長	高速炉第2課長	高速炉照射課長			環境技術課長	ナトリウム機器技術開発グループリーダー	調達課長	工務課長	安全対策課長	施設安全課長	危機管理課長	核物質管理課長	
照射燃料試験施設	○	○	◎		—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○
重水臨界実験室	—	—	—		—	—	—	—	◎	—	—	○	—	○	○	○	○	○	—
放射線管理棟	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	○	◎	○	—
照射燃料集合体試験施設	○	◎	—		—	—	—	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
高速実験炉	—	—	—		◎	○	○	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
ナトリウム分析室	—	—	—		◎	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
照射材料試験施設	○	◎	—		—	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
燃料熔融試験試料保管室	—	—	—		—	—	—	—	○	◎	—	○	—	○	○	○	○	—	
照射装置組立検査施設	—	—	—		○	—	—	◎	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
固体廃棄物前処理施設	—	—	—		—	—	—	—	◎	—	○	○	○	○	○	○	○	○	
第2照射材料試験施設	○	◎	—		—	—	—	—	○	—	—	○	—	○	○	○	○	—	
環境監視棟	—	—	—		—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	○	◎	○	—	
廃棄物処理建家	—	—	—		—	◎	○	—	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	

・組織改正に伴う変更

◎：核燃料物質使用施設の主管部署
○：放射線管理、廃棄物管理等の管理業務

◎：核燃料物質使用施設の主管部署
○：放射線管理、廃棄物管理等の管理業務

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～9
添付書類1	添	1-1～8
添付書類2	添	2-1～10
添付書類3	添	3-1
添付書類4	添	4-1

照射燃料試験施設

変更前	変更後	変更理由
目次 (省略) 表リスト (省略) 本文図面リスト (省略)	目次 (変更なし) 表リスト (変更なし) 本文図面リスト (変更なし)	

変更前		変更後		変更理由
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (省略)		1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (変更なし)		<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の追加に伴う見直し ・核燃料物質等の対象範囲の追加に伴う見直し ・核燃料物質で汚染された物の貯蔵の追加に伴う見直し ・汚染水の取扱いフロー及び定義の追加に伴う見直し ・核燃料物質等の対象範囲の追加に伴う見直し
2. 使用の目的及び方法		2. 使用の目的及び方法		
整理番号	使用の目的	整理番号	使用の目的	
1	<p>①照射した燃料等及び核燃料物質等（核燃料物質及び核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所内で採取したコンクリート、金属材料、有機材料及びその他核燃料物質で汚染された物を含む。））（以下「試料」という。）の照射後試験及び試験を行う。並びにマイナーアクチニド核種であるアメリカシウム及びネプツニウムを含む燃料（以下「MA試料」という。）等の作製及び試験を行う。</p> <p>②福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレットをいう。以下同じ。）の分析を行う。</p>	1	<p>①照射した燃料等及び核燃料物質等（核燃料物質及び核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所内で採取したコンクリート、金属材料、有機材料、<u>汚染水</u>及びその他核燃料物質で汚染された物を含む。））（以下「試料」という。）の照射後試験及び試験を行う。並びにマイナーアクチニド核種であるアメリカシウム及びネプツニウムを含む燃料（以下「MA試料」という。）等の作製及び試験を行う。</p> <p>②福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（溶融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレットをいう。以下同じ。）の分析を行う。</p>	
整理番号	使用の方法	整理番号	使用の方法	
1-①	<p>照射燃料集合体試験施設及びその他の施設から照射燃料試験施設（以下「本施設」又は「AGF」という。）に搬入された試料並びにMA試料等は、表2-1場所別使用の方法に従って使用する。また、表2-2に最大取扱放射能、表2-3に取扱制限量をそれぞれ示す。セル又はグローブボックスから漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量を抑制するために、セル又はグローブボックス内において容器に収納されていない粉体の核燃料物質の取扱いを表2-4に示すとおり制限する。</p> <p>試料及びMA試料等の流れの概要を図1に示す。</p> <p>なお、本施設の臨界安全を確保するために表2-3に示すとおり核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>上記の核燃料物質等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。 (省略)</p>	1-①	<p>照射燃料集合体試験施設及びその他の施設から照射燃料試験施設（以下「本施設」又は「AGF」という。）に搬入された核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）の試料並びにMA試料等は、表2-1場所別使用の方法に従って使用する。また、表2-2に最大取扱放射能、表2-3に取扱制限量をそれぞれ示す。<u>試料は「8-3 貯蔵施設の設備」に示す最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う。</u>セル又はグローブボックスから漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量を抑制するために、セル又はグローブボックス内において容器に収納されていない粉体の核燃料物質の取扱いを表2-4に示すとおり制限する。</p> <p>試料及びMA試料等の流れの概要を図1に示す。</p> <p><u>なお、汚染水*の取扱いについては、1F燃料デブリと同様とし、別添1 図-1 1F燃料デブリ分析に関するフローに示すとおりである。</u></p> <p><u>※地下水や雨水などが福島第一原子力発電所建屋内の放射性物質に触れることや、燃料デブリを冷却した後の水が福島第一原子力発電所建屋内に滞留することにより発生する水</u></p> <p>なお、本施設の臨界安全を確保するために表2-3に示すとおり核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>上記の核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。 (変更なし)</p>	
1-②	(省略)	1-②	(変更なし)	
ただし、上記は平和の目的に限る。		ただし、上記は平和の目的に限る。		

変更前				変更後				変更理由	
3. 核燃料物質の種類				3. 核燃料物質の種類				<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の性状の追加に伴う見直し（以下、同じ） 	
核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)		
(1)天然ウラン及びその化合物	ウラン（単体）	U	固体	(1)天然ウラン及びその化合物	ウラン（単体）	U	固体、 <u>液体^{注3}</u>		
	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体		酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>		
	窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN			
	炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC			
	硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体		
	塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃			
(2)劣化ウラン及びその化合物	ウラン（単体）	U	固体	(2)劣化ウラン及びその化合物	ウラン（単体）	U	固体、 <u>液体^{注3}</u>		
	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体		酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>		
	窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN			
	炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC			
	硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体		
	塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃			
(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	ウラン（単体）	U	固体	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	ウラン（単体）	U	固体、 <u>液体^{注3}</u>
		酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体			酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>
		窒化ウラン	UN				窒化ウラン	UN	
		炭化ウラン	UC				炭化ウラン	UC	
		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体			硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体
		塩化ウラン	UCl ₃				塩化ウラン	UCl ₃	
	濃縮度20%以上	ウラン（単体）	U	固体	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%以上	ウラン（単体）	U	固体、 <u>液体^{注3}</u>
		酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体			酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>
		窒化ウラン	UN				窒化ウラン	UN	
		炭化ウラン	UC				炭化ウラン	UC	
		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体			硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体
		塩化ウラン	UCl ₃				塩化ウラン	UCl ₃	

変更前				変更後				変更理由
核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状 (物理的形態)	・取り扱う汚染物の性状の追加に伴う見直し（以下、同じ）
(4) プルトニウム及びその化合物	プルトニウム（単体）	Pu	固体 ^{注2} 、粉体	(4) プルトニウム及びその化合物	プルトニウム（単体）	Pu	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>	
	酸化プルトニウム	PuO ₂						
	窒化プルトニウム	PuN						
	炭化プルトニウム	PuC						
	硝酸プルトニウム	Pu(NO ₃) ₄	液体、固体		硝酸プルトニウム	Pu(NO ₃) ₄		
	塩化プルトニウム	PuCl ₃			塩化プルトニウム	PuCl ₃		
(5) ウラン-233及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	(5) ウラン-233及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	
	窒化ウラン	UN						
	炭化ウラン	UC						
	硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	液体、固体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂		
	塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃		
(6) トリウム及びその化合物	トリウム（単体）	Th	固体、粉体	(6) トリウム及びその化合物	トリウム（単体）	Th	固体、粉体	
	酸化トリウム	ThO ₂						
	窒化トリウム	ThN						
	炭化トリウム	ThC						
	硝酸トリウム	Th(NO ₃) ₄	固体、粉体、液体		硝酸トリウム	Th(NO ₃) ₄		
	塩化トリウム	ThCl ₄						
	フッ化トリウム	ThF ₄			フッ化トリウム	ThF ₄		
(7) 上記物質の(3)及び(4)を含む物質	ウラン・プルトニウム混合 酸化物	(U,Pu)O ₂	固体 ^{注2} 、粉体	(7) 上記物質の(3)及び(4)を含む物質	ウラン・プルトニウム混合 酸化物	(U,Pu)O ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 <u>液体^{注3}</u>	
	ウラン・プルトニウム混合 窒化物	(U,Pu)N						
	ウラン・プルトニウム混合 炭化物	(U,Pu)C						
	ウラン・プルトニウム 混合硝酸塩	UO ₂ (NO ₃) ₂ 、Pu(NO ₃) ₄	液体、固体		ウラン・プルトニウム 混合硝酸塩	UO ₂ (NO ₃) ₂ 、Pu(NO ₃) ₄		
	ウラン・プルトニウム 混合塩化物	(U,Pu)Cl ₃			ウラン・プルトニウム 混合塩化物	(U,Pu)Cl ₃		
4. 使用の場所	(省略)			4. 使用の場所	(変更なし)			
5. 予定使用期間及び年間予定使用量				5. 予定使用期間及び年間予定使用量				
5-1 事業所全体 (省略)				5-1 事業所全体 (省略)				

注1 使用済燃料の最大取扱放射能を表2-2に示す。

注2 燃料ピン等の脱ミート、切断作業等を行った場合、固体から粉体へ変化する。

注1 使用済燃料の最大取扱放射能を表2-2に示す。





注2 燃料ピン等の脱ミート、切断作業等を行った場合、固体から粉体へ変化する。

注3 核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所の汚染水（左記の化合物を含む水））に限る。

変更前	変更後	変更理由																																																																																																				
<p>5-2 照射燃料試験施設</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量^{注2)}</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>最大存在量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td style="text-align: center;">45 kg - U</td> <td style="text-align: center;">45 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">濃縮度20%未満</td> <td style="text-align: center;">60 kg - U</td> <td style="text-align: center;">60 kg - U</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">濃縮度20%以上</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Pu</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Pu</td> </tr> <tr> <td>(5)ウラン-233及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Th</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Th</td> </tr> <tr> <td>(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">75 kg -U・Pu</td> <td style="text-align: center;">75 kg -U・Pu</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) (7)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。 注2) 1F燃料デブリに関する年間予定使用量の詳細については別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料試験施設）参照。 なお、1F燃料デブリに関する年間予定使用量については、本5-2項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (省略)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (省略)</p> <p>7-1 使用施設の位置 (省略)</p> <p>7-2 使用施設の構造 (省略)</p> <p>7-3 使用施設の設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>使用設備の名称</th> <th>個数</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セル^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式</td> <td style="text-align: center;">(省略)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center;">内装設備</td> <td>セル付属設備</td> <td style="text-align: center;">一式 (省略)</td> </tr> <tr> <td>主要試験機器</td> <td style="text-align: center;">一式 (省略)</td> </tr> <tr> <td>グローブボックス等^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式 (省略)</td> </tr> <tr> <td>特殊設備</td> <td style="text-align: center;">一式 (省略)</td> </tr> <tr> <td>キャスク^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式</td> <td style="text-align: center;">(省略)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1 核燃料物質を取扱う設備の取扱制限量を表2-3に示す。</p>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}		最大存在量	最大存在量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	45 kg - U	45 kg - U	(2)劣化ウラン及びその化合物	10 kg - U	10 kg - U	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	60 kg - U	60 kg - U	濃縮度20%以上	10 kg - U	10 kg - U	(4)プルトニウム及びその化合物	5 kg - Pu	5 kg - Pu	(5)ウラン-233及びその化合物	10 kg - U	10 kg - U	(6)トリウム及びその化合物	5 kg - Th	5 kg - Th	(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	75 kg -U・Pu	75 kg -U・Pu	使用設備の名称	個数	仕様	セル ^{注1)}	一式	(省略)	内装設備	セル付属設備	一式 (省略)	主要試験機器	一式 (省略)	グローブボックス等 ^{注1)}	一式 (省略)	特殊設備	一式 (省略)	キャスク ^{注1)}	一式	(省略)	<p>5-2 照射燃料試験施設</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量^{注2)、注3)}</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>最大存在量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td style="text-align: center;">45 kg - U</td> <td style="text-align: center;">45 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">濃縮度20%未満</td> <td style="text-align: center;">60 kg - U</td> <td style="text-align: center;">60 kg - U</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">濃縮度20%以上</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Pu</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Pu</td> </tr> <tr> <td>(5)ウラン-233及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> <td style="text-align: center;">10 kg - U</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Th</td> <td style="text-align: center;">5 kg - Th</td> </tr> <tr> <td>(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">75 kg -U・Pu</td> <td style="text-align: center;">75 kg -U・Pu</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) (7)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。 注2) 1F燃料デブリに関する年間予定使用量の詳細については別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料試験施設）参照。 なお、1F燃料デブリに関する年間予定使用量については、本5-2項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。 <u>注3) 核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）に関する年間予定使用量とし、本5-2項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</u></p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p> <p>7-1 使用施設の位置 (変更なし)</p> <p>7-2 使用施設の構造 (変更なし)</p> <p>7-3 使用施設の設備</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>使用設備の名称</th> <th>個数</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>セル^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式</td> <td style="text-align: center;">(変更なし)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4" style="text-align: center;">内装設備</td> <td>セル付属設備</td> <td style="text-align: center;">一式 (変更なし)</td> </tr> <tr> <td>主要試験機器</td> <td style="text-align: center;">一式 (変更なし)</td> </tr> <tr> <td>グローブボックス等^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式 (変更なし)</td> </tr> <tr> <td>特殊設備</td> <td style="text-align: center;">一式 (変更なし)</td> </tr> <tr> <td>キャスク^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">一式</td> <td style="text-align: center;">(変更なし)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1 核燃料物質を取扱う設備の取扱制限量を表2-3に示す。</p>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)、注3)}		最大存在量	最大存在量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	45 kg - U	45 kg - U	(2)劣化ウラン及びその化合物	10 kg - U	10 kg - U	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	60 kg - U	60 kg - U	濃縮度20%以上	10 kg - U	10 kg - U	(4)プルトニウム及びその化合物	5 kg - Pu	5 kg - Pu	(5)ウラン-233及びその化合物	10 kg - U	10 kg - U	(6)トリウム及びその化合物	5 kg - Th	5 kg - Th	(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	75 kg -U・Pu	75 kg -U・Pu	使用設備の名称	個数	仕様	セル ^{注1)}	一式	(変更なし)	内装設備	セル付属設備	一式 (変更なし)	主要試験機器	一式 (変更なし)	グローブボックス等 ^{注1)}	一式 (変更なし)	特殊設備	一式 (変更なし)	キャスク ^{注1)}	一式	(変更なし)	<p>・取り扱う汚染物を年間予定使用量の範囲内とする旨を追記（以下、同じ）</p>
核燃料物質の種類			予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}																																																																																																		
	最大存在量	最大存在量																																																																																																				
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	45 kg - U	45 kg - U																																																																																																			
(2)劣化ウラン及びその化合物		10 kg - U	10 kg - U																																																																																																			
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度20%未満	60 kg - U	60 kg - U																																																																																																		
		濃縮度20%以上	10 kg - U	10 kg - U																																																																																																		
(4)プルトニウム及びその化合物		5 kg - Pu	5 kg - Pu																																																																																																			
(5)ウラン-233及びその化合物		10 kg - U	10 kg - U																																																																																																			
(6)トリウム及びその化合物		5 kg - Th	5 kg - Th																																																																																																			
(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	75 kg -U・Pu	75 kg -U・Pu																																																																																																				
使用設備の名称	個数	仕様																																																																																																				
セル ^{注1)}	一式	(省略)																																																																																																				
内装設備	セル付属設備	一式 (省略)																																																																																																				
	主要試験機器	一式 (省略)																																																																																																				
	グローブボックス等 ^{注1)}	一式 (省略)																																																																																																				
	特殊設備	一式 (省略)																																																																																																				
キャスク ^{注1)}	一式	(省略)																																																																																																				
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)、注3)}																																																																																																				
		最大存在量	最大存在量																																																																																																			
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	45 kg - U	45 kg - U																																																																																																			
(2)劣化ウラン及びその化合物		10 kg - U	10 kg - U																																																																																																			
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度20%未満	60 kg - U	60 kg - U																																																																																																		
		濃縮度20%以上	10 kg - U	10 kg - U																																																																																																		
(4)プルトニウム及びその化合物		5 kg - Pu	5 kg - Pu																																																																																																			
(5)ウラン-233及びその化合物		10 kg - U	10 kg - U																																																																																																			
(6)トリウム及びその化合物		5 kg - Th	5 kg - Th																																																																																																			
(7)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	75 kg -U・Pu	75 kg -U・Pu																																																																																																				
使用設備の名称	個数	仕様																																																																																																				
セル ^{注1)}	一式	(変更なし)																																																																																																				
内装設備	セル付属設備	一式 (変更なし)																																																																																																				
	主要試験機器	一式 (変更なし)																																																																																																				
	グローブボックス等 ^{注1)}	一式 (変更なし)																																																																																																				
	特殊設備	一式 (変更なし)																																																																																																				
キャスク ^{注1)}	一式	(変更なし)																																																																																																				

変更前				変更後				変更理由
運 転 管 理 設 備	使用設備の名称	個数	仕様	使用設備の名称	個数	仕様	・使用を終了した設備の削除に伴う見直し	
	監視設備	一式	(省略)	監視設備	一式	(変更なし)		
	警報設備	一式	(省略)	警報設備	一式	(変更なし)		
	インタロック設備	一式	(省略)	インタロック設備	一式	(変更なし)		
放射線管理設備		一式	(省略)	放射線管理設備		一式		(変更なし)
非 常 用 設 備	使用設備の名称	個数	仕様	使用設備の名称	個数	仕様		
	非常用電源設備	一式	(省略)	非常用電源設備	一式	(変更なし)		
セル内消火設備	一式	(省略)	セル内消火設備	一式	(変更なし)			
<u>窒素ガス供給設備</u>		<u>一式</u>	<u>ボックス内で行う作業のうち不活性ガス雰囲気にする必要がある場合に本設備を用いる。</u> <u>ボックス内の空気を窒素ガスに置換した後定常的に窒素ガスを流す。</u> <u>ただし、流量は運転前の試験によって調整する。</u>					
7-4 使用施設の設備のうち、使用を終了した維持管理中の設備			(省略)	7-4 使用施設の設備のうち、使用を終了した維持管理中の設備				(変更なし)
8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備			(省略)	8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備			(変更なし)	
9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備			(省略)	9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備			(変更なし)	
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項			(省略)	10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項			(変更なし)	
表2-1 ～ 表2-2			(省略)	表2-1 ～ 表2-2			(変更なし)	

変更前					変更後					変更理由
表2-3 1) 取扱制限量					表2-3 1) 取扱制限量*					<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の臨界管理を明確化（以下、同じ）
使用場所	計量単位区域	臨界管理方式	系区分	制限量 (g)	使用場所	計量単位区域	臨界管理方式	系区分	制限量 (g)	
ローディングセル	ローディングセル	質量管理	減速系	220	ローディングセル	ローディングセル	質量管理	減速系	220	
No.1-1セル	No.1-1セル	質量管理	乾燥系	2,600	No.1-1セル	No.1-1セル	質量管理	乾燥系	2,600	
No.1-2セル	No.1-2セル	質量管理	減速系	220	No.1-2セル	No.1-2セル	質量管理	減速系	220	
██████	██████	質量管理	乾燥系	520	██████	██████	質量管理	乾燥系	520	
No.3-1セル	No.3-1セル	質量管理	減速系	220	No.3-1セル	No.3-1セル	質量管理	減速系	220	
No.3-2セル	No.3-2セル	質量管理	減速系	220	No.3-2セル	No.3-2セル	質量管理	減速系	220	
L-1セル	L-1セル	質量管理	減速系	220	L-1セル	L-1セル	質量管理	減速系	220	
L-2セル	L-2セル	質量管理	減速系	220	L-2セル	L-2セル	質量管理	減速系	220	
No.4セル	No.4セル	質量管理	減速系	220	No.4セル	No.4セル	質量管理	減速系	220	
No.5セル	No.5セル	質量管理	減速系	220	No.5セル	No.5セル	質量管理	減速系	220	
No.6セル	No.6セル	質量管理	減速系	220	No.6セル	No.6セル	質量管理	減速系	220	
No.7セル	No.7セル	質量管理	減速系	220	No.7セル	No.7セル	質量管理	減速系	220	
No.8セル	No.8セル	質量管理	減速系	220	No.8セル	No.8セル	質量管理	減速系	220	
No.9セル	No.9セル	質量管理	減速系	220	No.9セル	No.9セル	質量管理	減速系	220	
No.13セル	No.13セル	質量管理	減速系	220	No.13セル	No.13セル	質量管理	減速系	220	
No.14セル	No.14セル	質量管理	減速系	220	No.14セル	No.14セル	質量管理	減速系	220	
No.15セル	No.15セル	質量管理	減速系	220	No.15セル	No.15セル	質量管理	減速系	220	
No.16セル	No.16セル	質量管理	減速系	220	No.16セル	No.16セル	質量管理	減速系	220	
No.17セル	No.17セル	質量管理	減速系	220	No.17セル	No.17セル	質量管理	減速系	220	
No.18セル	No.18セル	質量管理	減速系	220	No.18セル	No.18セル	質量管理	減速系	220	
備考 制限量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。					備考 制限量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。					
					* 核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）					

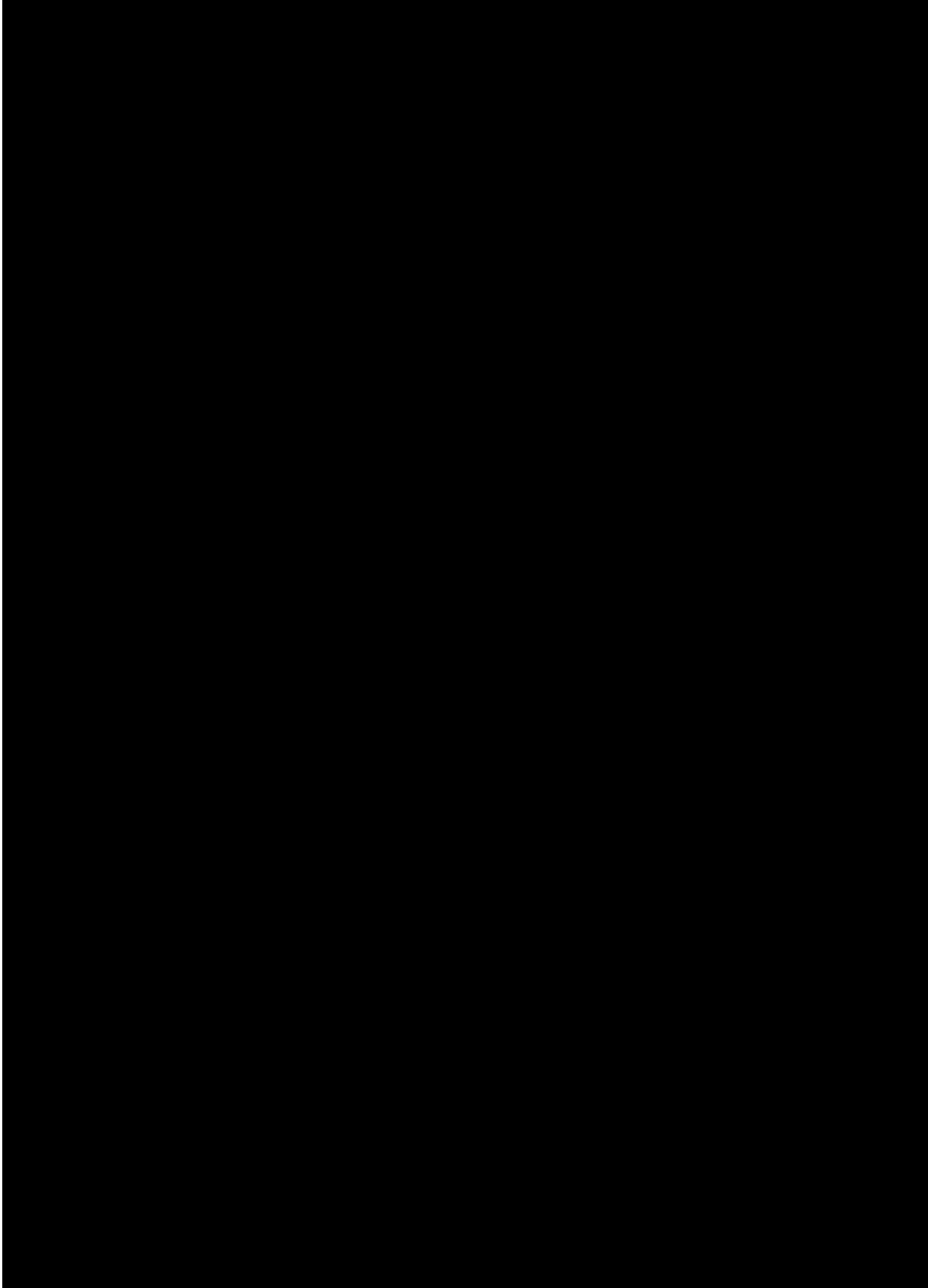
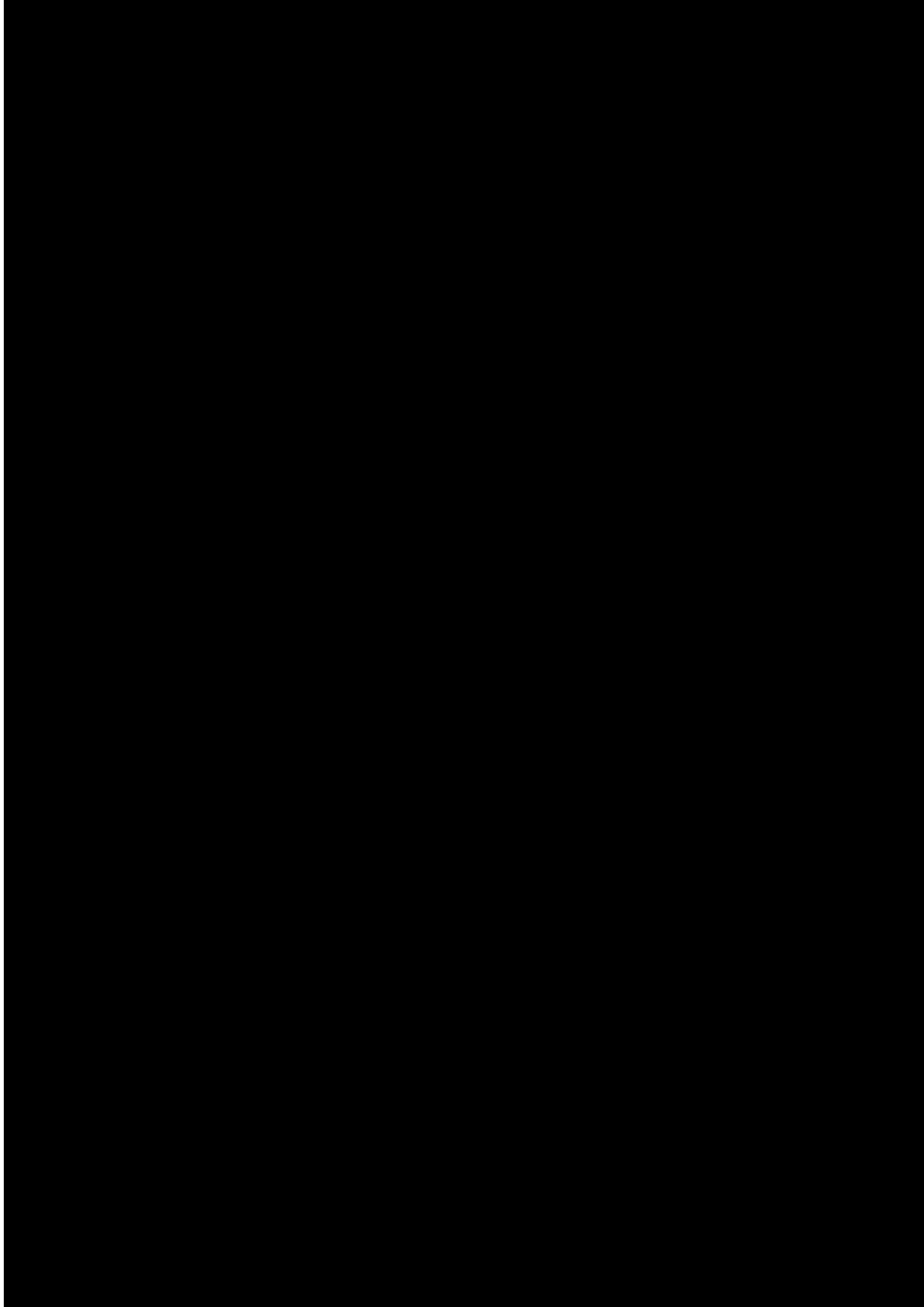
変更前					変更後					変更理由
表2-3 2) 取扱制限量					表2-3 2) 取扱制限量**					<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の臨界管理を明確化（以下、同じ）
使用場所	計量単位区域	臨界管理方式	系区分	制限量 (g)	使用場所	計量単位区域	臨界管理方式	系区分	制限量 (g)	
化学室	化学ボックス	質量管理	減速系	220	化学室	化学ボックス	質量管理	減速系	220	
	No.13グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.13グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.14グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.14グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.15グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.15グローブボックス	質量管理	減速系	220	
実験室	No.4グローブボックス	質量管理	減速系	220	実験室	No.4グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.5グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.5グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.6グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.6グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.7グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.7グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.8グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.8グローブボックス	質量管理	減速系	220	
ホット工作室	No.17グローブボックス	質量管理	減速系	220	ホット工作室	No.17グローブボックス	質量管理	減速系	220	
	No.18グローブボックス	質量管理	減速系	220		No.18グローブボックス	質量管理	減速系	220	
操作室*		質量管理	減速系	220	操作室*		質量管理	減速系	220	
		質量管理	乾燥系	2,600			質量管理	乾燥系	2,600	
サービスエリア	1キャスクにつき	質量管理	乾燥系	2,600	サービスエリア	1キャスクにつき	質量管理	乾燥系	2,600	
備考 制限量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。					備考 制限量はウラン-235、ウラン-233、プルトニウム全核種の合計量について適用する。					
* 未照射燃料に限る。プルトニウムは密封したのものに限る。					* 未照射燃料に限る。プルトニウムは密封したのものに限る。					
					** 核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）					
表2-4 ～ 表9-2			(省略)		表2-4 ～ 表9-2			(変更なし)		
図1 ～ 図13			(省略)		図1 ～ 図13			(変更なし)		
別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料試験施設）			(省略)		別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料試験施設）			(変更なし)		

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 237 231 268">添付書類 1</p> <p data-bbox="181 684 1294 806">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 53 条第 2 号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1932 684 2065 716">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 閉じ込めの機能 (省略)</p> <p>2. 遮蔽 (省略)</p> <p>2.1 γ 線及び中性子線に対する対策 (省略)</p> <p>2.2 α 線に対する対策 (省略)</p> <p>2.3 周辺監視区域境界における線量率 (省略)</p> <p>2.4 保管廃棄施設の設置</p> <p>(1) 外部被ばくに対する対策</p> <p>保管廃棄施設に係る外部被ばくについて、保管廃棄施設に保管する固体廃棄物からの放射線量を基に、保管廃棄施設の人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界における実効線量について評価する。</p> <p>なお、周辺監視区域境界の実効線量については、当該施設から最寄りの周辺監視区域境界（以下「最寄評価点」という。）及び「<u>大洗研究所（南地区）核燃料物質使用変更許可申請書 共通編 添付書類 1.4 大洗研究所（南地区）施設に起因する一般公衆の実効線量の評価</u>」のうち直接線及びスカイシャインγ線に起因する重畳評価点（第2照射材料試験施設の東約80m）（以下「重畳評価点」という。）について評価する。</p> <p>なお、スカイシャインγ線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p> <p>同評価により、保管廃棄施設に係る外部被ばく対策として、必要に応じた遮蔽を施す。</p> <p>(2) 保管廃棄施設の遮蔽能力</p> <p>保管廃棄施設の遮蔽能力を評価するに当たり、固体廃棄物中に含まれる放射性核種とその数量を個々に特定することは困難であることから、固体廃棄物を収納した容器の表面（測定器実効中心を考慮した表面5cm位置）における1cm線量当量率（以下「表面線量率」という。）を基準とした評価点における実効線量率との比を計算コード（点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード（QAD））により求め、これに固体廃棄物の表面線量率の実測値並びに評価時間を乗じて評価点における実効線量を算出し、「核原料物質又は核燃料物質の製練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年原子力規制委員会告示第8号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p> <p>表面線量率の実測値は、各金属製コンテナ、金属製容器の平均値を用いる。</p> <p>図2-7に保管廃棄施設1を、図2-8に保管廃棄施設2を、図2-9に保管廃棄施設3に係る実効線量評価モデルを示す。</p> <p>周辺監視区域境界の線量評価に当たっては、最寄評価点（185m）及び<u>大洗研究所の重畳評価点（987m）</u>に対し、保管廃棄施設に起因する影響を評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源 (省略)</p> <p>② 線源配置</p>	<p>1. 閉じ込めの機能 (変更なし)</p> <p>2. 遮蔽 (変更なし)</p> <p>2.1 γ 線及び中性子線に対する対策 (変更なし)</p> <p>2.2 α 線に対する対策 (変更なし)</p> <p>2.3 周辺監視区域境界における線量率 (変更なし)</p> <p>2.4 保管廃棄施設の設置</p> <p>(1) 外部被ばくに対する対策</p> <p>保管廃棄施設に係る外部被ばくについて、保管廃棄施設に保管する固体廃棄物からの放射線量を基に、保管廃棄施設の人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界における実効線量について評価する。</p> <p>また、周辺監視区域境界の実効線量については、当該施設から最寄りの周辺監視区域境界（以下「最寄評価点」という。）について評価する。</p> <p>なお、スカイシャインγ線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p> <p>同評価により、保管廃棄施設に係る外部被ばく対策として、必要に応じた遮蔽を施す。</p> <p>(2) 保管廃棄施設の遮蔽能力</p> <p>保管廃棄施設の遮蔽能力を評価するに当たり、固体廃棄物中に含まれる放射性核種とその数量を個々に特定することは困難であることから、固体廃棄物を収納した容器の表面（測定器実効中心を考慮した表面5cm位置）における1cm線量当量率（以下「表面線量率」という。）を基準とした評価点における実効線量率との比を計算コード（点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード（QAD））により求め、これに固体廃棄物の表面線量率の実測値並びに評価時間を乗じて評価点における実効線量を算出し、「核原料物質又は核燃料物質の製練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年原子力規制委員会告示第8号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p> <p>表面線量率の実測値は、各金属製コンテナ、金属製容器の平均値を用いる。</p> <p>図2-7に保管廃棄施設1を、図2-8に保管廃棄施設2を、図2-9に保管廃棄施設3に係る実効線量評価モデルを示す。</p> <p>周辺監視区域境界の線量評価に当たっては、最寄評価点（185m）に対し、保管廃棄施設に起因する影響を評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源 (変更なし)</p> <p>② 線源配置</p>	<p>・所要の見直し</p> <p>・一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>・人が立ち入る場所の評価に係る線源は、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3とともに同施設内の任意の場所において線源中心と評価点を50cmの距離で配置した。</p> <p>・管理区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設1においては管理区域境界に最も近い位置に固体廃棄物を収納した保管容器を配置した。また、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3においては同区画内の構造物等の障害物を考慮し、固体廃棄物を収納した保管容器を施設内の管理区域境界に可能な限り近い位置に配置した。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点の直線距離とした。線源配置及び管理区域境界評価点の詳細については、保管廃棄施設1を図2-10に、保管廃棄施設2を図2-11に、保管廃棄施設3を図2-12にそれぞれ示す。</p> <p>・周辺監視区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3に収納する固体廃棄物の全数について周辺監視区域境界に対し最寄りとなる収納位置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点の最短距離とし、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3の最寄評価点に対しては185m、<u>重畳評価点に対しては987m</u>の地点とした。</p> <p>③ 遮蔽物 (省略)</p> <p>2) 計算方法</p> <p>3) 計算結果 保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表2-5に示す。 保管廃棄施設に係る評価点における実効線量は、人が立ち入る場所及び管理区域境界における線量限度並びに周辺監視区域境界において、それぞれ線量告示で定める基準を下回ることから、当該保管廃棄施設においては十分な遮蔽能力を有する。 <u>また、大洗研究所の重畳評価点（987m）における実効線量は、3.8×10^{-6}mSv/年である。</u></p> <p>2.5 参考文献 (省略)</p> <p>表2-1 ～ 表2-5 (省略)</p> <p>図2-1 ～ 図2-6 (省略)</p>	<p>・人が立ち入る場所の評価に係る線源は、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3とともに同施設内の任意の場所において線源中心と評価点を50cmの距離で配置した。</p> <p>・管理区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設1においては管理区域境界に最も近い位置に固体廃棄物を収納した保管容器を配置した。また、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3においては同区画内の構造物等の障害物を考慮し、固体廃棄物を収納した保管容器を施設内の管理区域境界に可能な限り近い位置に配置した。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点の直線距離とした。線源配置及び管理区域境界評価点の詳細については、保管廃棄施設1を図2-10に、保管廃棄施設2を図2-11に、保管廃棄施設3を図2-12にそれぞれ示す。</p> <p>・周辺監視区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3に収納する固体廃棄物の全数について周辺監視区域境界に対し最寄りとなる収納位置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点の最短距離とし、保管廃棄施設1、保管廃棄施設2及び保管廃棄施設3の最寄評価点に対しては185mの地点とした。</p> <p>③ 遮蔽物 (変更なし)</p> <p>2) 計算方法</p> <p>3) 計算結果 保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表2-5に示す。 保管廃棄施設に係る評価点における実効線量は、人が立ち入る場所及び管理区域境界における線量限度並びに周辺監視区域境界において、それぞれ線量告示で定める基準を下回ることから、当該保管廃棄施設においては十分な遮蔽能力を有する。</p> <p>2.5 参考文献 (変更なし)</p> <p>表2-1 ～ 表2-5 (変更なし)</p> <p>図2-1 ～ 図2-6 (変更なし)</p>	<p>・一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
		<p>・一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し</p>
<p>図 2-7 保管廃棄施設 1 に係る実効線量評価モデル</p>	<p>図 2-7 保管廃棄施設 1 に係る実効線量評価モデル</p>	

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="400 1812 1041 1850">図 2-8 保管廃棄施設 2 に係る実効線量評価モデル</p>	 <p data-bbox="1668 1812 2309 1850">図 2-8 保管廃棄施設 2 に係る実効線量評価モデル</p>	<p data-bbox="2635 317 2861 432">・一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
<div style="background-color: black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 2-9 保管廃棄施設 3 に係る実効線量評価モデル</p> <p>図 2-10 ～ 図 2-12 (省略)</p> <p>3. 火災等による損傷の防止</p> <p>3.1 火災事故</p> <p>本施設の建家は鉄筋コンクリート構造で、内部の諸設備も不燃性及び難燃性のものが大部分であるため、一般火災はほとんど考えられないが、消防法の定めるところにより、消火栓 12 箇所及び自動火災報知設備を全館に設置してある。その他、炭酸ガス消火器や粉末消火器を建家全体にわたり配置している。また、可燃性の放射性廃棄物を保管廃棄施設に保管する場合、又は試験・作業中に発生する廃棄しようとする物を所定の容器に収納する場合は、金属製容器を用いるなどの防火対策を行う。したがって、建家内外で万一火災が発生してもセル、グローブボックス及びフードに延焼することに対する対策は講じられている。</p>	<div style="background-color: black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 2-9 保管廃棄施設 3 に係る実効線量評価モデル</p> <p>図 2-10 ～ 図 2-12 (変更なし)</p> <p>3. 火災等による損傷の防止</p> <p>3.1 火災事故</p> <p>本施設の建家は鉄筋コンクリート構造で、内部の諸設備も不燃性及び難燃性のものが大部分であるため、一般火災はほとんど考えられないが、消防法の定めるところにより、消火栓 12 箇所及び自動火災報知設備を全館に設置してある。その他、炭酸ガス消火器や粉末消火器を建家全体にわたり配置している。また、可燃性の放射性廃棄物を保管廃棄施設に保管する場合、又は試験・作業中に発生する廃棄しようとする物を所定の容器に収納する場合は、金属製容器を用いるなどの防火対策を行う。したがって、建家内外で万一火災が発生してもセル、グローブボックス及びフードに延焼することに対する対策は講じられている。</p>	<p>・一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>セルは、鉄筋コンクリート、鋼板、鉛等の耐火構造で、また、セル内ボックスも全てステンレス鋼製であり、セル内ボックスに付属する諸装置も大部分は不燃性のもので、セル内ボックス自体からの火災は考えられない。<u>また、セル内ボックス内でナトリウム、有機溶媒等の可燃性物質を取り扱う場合には、必要に応じて中の空気を窒素に置換することによりこれらの物質に起因する火災の発生を防ぐ対策としている。</u></p> <p>また、グローブボックスはステンレス鋼であり、窓、フィルタ、グローブポート等も難燃性材料である。グローブボックス設備の中では、グローブが最も燃焼しやすい。したがって、火災防止のため、グローブボックス内は常によく整頓し、グローブボックス内への可燃性物質の持ち込みを最低限にし、さらに、それらの可燃性物質は金属製容器に入れておく等の措置を採る。</p> <p>以上のような対策にもかかわらず、セル内で火災が発生した場合、粉末消火器を接続することにより消火するか、セル内に用意してある粉末消火剤により消火する。また、グローブボックス内での火災発生の場合、各グローブボックス内に配置されている粉末消火剤にて消火する。放射性廃棄物を保管する No. 9 セルは、粉末消火器を接続することにより消火する対策が講じられている。セル内ボックスの火災においては、給気弁を閉じ消火を行う。こうすることにより、セル内ボックス内を外部に対し正圧にすることなく消火することができる。</p> <p>3.2 爆発事故 (省略)</p> <p>3.3 固体廃棄物に係る火災等による損傷の防止 (省略)</p> <p>3.4 参考文献 (省略)</p> <p>4. 立入りの防止 (省略)</p> <p>5. 自然現象による影響の考慮 (省略)</p> <p>6. 核燃料物質の<u>臨界</u>の防止 (省略)</p> <p>7. 使用前検査対象施設の地盤 (省略)</p> <p>8. 地震による損傷の防止 (省略)</p> <p>9. 津波による損傷の防止 (省略)</p> <p>10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (省略)</p> <p>11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (省略)</p> <p>12. 溢水による損傷の防止 (省略)</p> <p>13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (省略)</p> <p>14. 飛散物による損傷の防止 (省略)</p> <p>15. 重要度に応じた安全機能の確保</p> <p>本施設は、信頼性を十分に検討し、故障の少ないものを採用するとともに、万一、設備が故障したとしても、事故につながらないように、以下のような対策を講ずる。</p> <p>給排気、燃料冷却系、圧縮空気系等の設備は、それぞれ予備機を設け、故障の検知と同時に自動切換回路が作動し予備機への自動切換を行う。</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成 26 年 12 月 17 日付け 26 原機（安）101（平成 27 年 1 月 19 日付け 26 原機（安）106 にて訂正）、平成 28 年 3 月 31 日付け 27 原機（安）061 及び平成</p>	<p>セルは、鉄筋コンクリート、鋼板、鉛等の耐火構造で、また、セル内ボックスも全てステンレス鋼製であり、セル内ボックスに付属する諸装置も大部分は不燃性のもので、セル内ボックス自体からの火災は考えられない。</p> <p>また、グローブボックスはステンレス鋼であり、窓、フィルタ、グローブポート等も難燃性材料である。グローブボックス設備の中では、グローブが最も燃焼しやすい。したがって、火災防止のため、グローブボックス内は常によく整頓し、グローブボックス内への可燃性物質の持ち込みを最低限にし、さらに、それらの可燃性物質は金属製容器に入れておく等の措置を採る。</p> <p>以上のような対策にもかかわらず、セル内で火災が発生した場合、粉末消火器を接続することにより消火するか、セル内に用意してある粉末消火剤により消火する。また、グローブボックス内での火災発生の場合、各グローブボックス内に配置されている粉末消火剤にて消火する。放射性廃棄物を保管する No. 9 セルは、粉末消火器を接続することにより消火する対策が講じられている。セル内ボックスの火災においては、給気弁を閉じ消火を行う。こうすることにより、セル内ボックス内を外部に対し正圧にすることなく消火することができる。</p> <p>3.2 爆発事故 (変更なし)</p> <p>3.3 固体廃棄物に係る火災等による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>3.4 参考文献 (変更なし)</p> <p>4. 立入りの防止 (変更なし)</p> <p>5. 自然現象による影響の考慮 (変更なし)</p> <p>6. 核燃料物質の臨界防止 (変更なし)</p> <p>7. 使用前検査対象施設の地盤 (変更なし)</p> <p>8. 地震による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>9. 津波による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (変更なし)</p> <p>12. 溢水による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (変更なし)</p> <p>14. 飛散物による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>15. 重要度に応じた安全機能の確保</p> <p>本施設は、信頼性を十分に検討し、故障の少ないものを採用するとともに、万一、設備が故障したとしても、事故につながらないように、以下のような対策を講ずる。</p> <p>給排気、燃料冷却系、圧縮空気系等の設備は、それぞれ予備機を設け、故障の検知と同時に自動切換回路が作動し予備機への自動切換を行う。</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成 26 年 12 月 17 日付け 26 原機（安）101（平成 27 年 1 月 19 日付け 26 原機（安）106 にて訂正）、平成 28 年 3 月 31 日付け 27 原機（安）061 及び平成 28</p>	<p>・使用を終了した設備の削除に伴う見直し</p> <p>・記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
28年5月31日付け28原機（安）012によって提出した報告書のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。	年5月31日付け28原機（安）012によって提出した報告書及び添付書類2の2項「 <u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u> 」のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。	・気象条件の見直しに伴う変更
16. 環境条件を考慮した設計 (省略)	16. 環境条件を考慮した設計 (変更なし)	
17. 検査等を考慮した設計 (省略)	17. 検査等を考慮した設計 (変更なし)	
18. 使用前検査対象施設の共用 (省略)	18. 使用前検査対象施設の共用 (変更なし)	
19. 誤操作の防止 (省略)	19. 誤操作の防止 (変更なし)	
20. 安全避難通路等 (省略)	20. 安全避難通路等 (変更なし)	
21. 貯蔵施設 (省略)	21. 貯蔵施設 (変更なし)	
22. 廃棄施設 (省略)	22. 廃棄施設 (変更なし)	
23. 汚染を検査するための設備 (省略)	23. 汚染を検査するための設備 (変更なし)	
24. 監視設備 (省略)	24. 監視設備 (変更なし)	
25. 非常用電源設備 (省略)	25. 非常用電源設備 (変更なし)	
26. 通信連絡設備等 (省略)	26. 通信連絡設備等 (変更なし)	
添付書類1-別添1 液体廃棄物の管理における移送及び固化の妥当性について (省略)	添付書類1-別添1 液体廃棄物の管理における移送及び固化の妥当性について (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="127 233 267 264">添付書類 2</p> <p data-bbox="160 909 1288 1026">変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</p>	<p data-bbox="1932 909 2068 940">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由																																
<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (省略)</p> <p>1.1 セル内における火災事故の想定 (省略)</p> <p>(1) 放出量 (省略)</p> <p>(2) 一般公衆への影響の評価</p> <p>事故時において施設外に放出される放射性物質は、プルトニウム及びアメリシウムの粒子状放射性物質であるため、吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量の計算を行うことで、一般公衆への影響について評価する。</p> <p>気象条件及び放出条件は次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="133 724 445 903"> <tr><td>大気安定度</td><td>A⁽²⁾</td></tr> <tr><td>風速</td><td>1.5 m/s</td></tr> <tr><td>放出高さ</td><td>40 m</td></tr> <tr><td>放出時間</td><td>1 時間</td></tr> </table> <p>(3) 計算方法 (省略)</p> <p>(4) 計算結果</p> <p>相対濃度 (χ/Q) の最大値は、<u>風速 1.5m/s において、2.1×10^{-8} ((Bq/m³)/(Bq/h))</u>で図 1-1 に示すとおりに本施設から <u>200m</u> の地点に生じる。この結果から、一般公衆の事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は表 1-3 のとおりとなる。</p> <p>1.2 臨界事故の想定 (省略)</p> <p>(1) 放射性物質の放出量の推定 (省略)</p> <p>(2) 一般公衆への影響評価 (省略)</p> <p>(3) 相対濃度及び相対線量の計算</p> <p>1) 計算条件</p> <p>気象条件及び放出条件は次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="133 1480 549 1659"> <tr><td>大気安定度</td><td>A⁽²⁾</td></tr> <tr><td>風速</td><td>1.5 m/s</td></tr> <tr><td>放出高さ</td><td>40 m</td></tr> <tr><td>放出時間</td><td>1 時間</td></tr> </table> <p>放射性物質の相対濃度は、<u>気象指針⁽²⁾を準用して、次式により求める。</u></p> $(\chi/Q) = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}\right)$	大気安定度	A ⁽²⁾	風速	1.5 m/s	放出高さ	40 m	放出時間	1 時間	大気安定度	A ⁽²⁾	風速	1.5 m/s	放出高さ	40 m	放出時間	1 時間	<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (変更なし)</p> <p>1.1 セル内における火災事故の想定 (変更なし)</p> <p>(1) 放出量 (変更なし)</p> <p>(2) 一般公衆への影響の評価</p> <p>事故時において施設外に放出される放射性物質は、プルトニウム及びアメリシウムの粒子状放射性物質であるため、吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量の計算を行うことで、一般公衆への影響について評価する。</p> <p><u>評価は、施設から放出された放射性物質が気象条件に従って拡散するものとして、相対濃度の最大値を用いて計算し、線量換算係数を乗じて実効線量を算出する。相対濃度を求めるための気象データは、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。</u></p> <p>計算条件は次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1409 724 2389 903"> <tr><td>放出高さ</td><td>: 40 m</td></tr> <tr><td>放出時間</td><td>: 1 時間</td></tr> <tr><td>周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差</td><td>: なし</td></tr> <tr><td>建家投影面積</td><td>: 建家影響なし</td></tr> </table> <p>(3) 計算方法 (変更なし)</p> <p>(4) 計算結果</p> <p>相対濃度 (χ/Q) の最大値は、<u>6.68×10^{-9} ((Bq/m³)/(Bq/h))</u>で図 1-1 に示すとおりに本施設から<u>北西 280m</u> の地点に生じる。この結果から、一般公衆の事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は表 1-3 のとおりとなる。</p> <p>1.2 臨界事故の想定 (変更なし)</p> <p>(1) 放射性物質の放出量の推定 (変更なし)</p> <p>(2) 一般公衆への影響評価 (変更なし)</p> <p>(3) 相対濃度及び相対線量の計算</p> <p>1) 計算条件</p> <p>計算条件は次のとおりとする。</p> <table border="1" data-bbox="1409 1480 2389 1659"> <tr><td>放出高さ</td><td>: 40 m</td></tr> <tr><td>放出時間</td><td>: 1 時間</td></tr> <tr><td>周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差</td><td>: なし</td></tr> <tr><td>建家投影面積</td><td>: 建家影響なし</td></tr> </table> <p>放射性物質の相対濃度は、<u>気象指針⁽²⁾を準用し、相対濃度を求めるための気象データは、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。また、相対濃度及び相対線量ともに、環境被ばく線量評価コード (EDAS)⁽⁶⁾によって求める。</u></p>	放出高さ	: 40 m	放出時間	: 1 時間	周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差	: なし	建家投影面積	: 建家影響なし	放出高さ	: 40 m	放出時間	: 1 時間	周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差	: なし	建家投影面積	: 建家影響なし	<p>・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）</p>
大気安定度	A ⁽²⁾																																	
風速	1.5 m/s																																	
放出高さ	40 m																																	
放出時間	1 時間																																	
大気安定度	A ⁽²⁾																																	
風速	1.5 m/s																																	
放出高さ	40 m																																	
放出時間	1 時間																																	
放出高さ	: 40 m																																	
放出時間	: 1 時間																																	
周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差	: なし																																	
建家投影面積	: 建家影響なし																																	
放出高さ	: 40 m																																	
放出時間	: 1 時間																																	
周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差	: なし																																	
建家投影面積	: 建家影響なし																																	

変更前	変更後	変更理由
<p>(χ/Q) : 放射性物質の相対濃度 $((\text{Bq}/\text{m}^3)/(\text{Bq}/\text{s}))$</p> <p>$U$: 風速 (m/s)</p> <p>σ_y : 濃度分布の y 方向の広がりパラメータ (m)</p> <p>σ_z : 濃度分布の z 方向の広がりパラメータ (m)</p> <p>H : 放出源の有効高さ (m)</p> <p>また相対線量については、以上の式を基に、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値と比較するための環境中被ばく線量計算コード (ANDOSE) ⁽⁵⁾ によって求める。</p> <p>2) 計算結果</p> <p>相対濃度 (χ/Q) の最大値は、風速 $1.5\text{m}/\text{s}$ において、$2.1 \times 10^{-8} ((\text{Bq}/\text{m}^3)/(\text{Bq}/\text{h}))$ で図 1-1 に示すとおり本施設から <u>200m</u> の地点に生じる。</p> <p>また相対線量 (D/Q) の最大値は、風速 $1.5\text{m}/\text{s}$ において、$1.7 \times 10^{-12} ((\mu\text{Sv}/\text{h})/(\text{MeV} \cdot \text{Bq}/\text{h}))$ で図 1-2 に示すとおり本施設から <u>150m</u> の地点に生じる。</p> <p>(4) 事故時の被ばくによる線量の計算 (省略)</p> <p>(5) 事故時の被ばくによる線量の評価</p> <p>(4)の方法により線量を計算した結果、実効線量の最高地点は AGF から <u>200m</u> の地点となった。表 1-5 に実効線量の最高地点における各核種別の線量を示す。実効線量の最大値は <u>4.31mSv</u> となり、一般公衆に対する放射線被ばくのリスクは小さい。</p> <p>なお、等価線量については骨、肺、肝臓及び甲状腺についてそれぞれ <u>0.42</u>、<u>2.10</u>、<u>0.08</u> 及び <u>6.83mSv</u> となり、十分小さい値である。</p> <p>1.3 参考文献</p> <p>(1) J. Mishima, et. al., "PLUTONIUM RELEASE STUDIES III. RELEASE FROM HEATED PLUTONIUM BEARING POWDERS", BNWL-786(1968)</p> <p>(2) “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”, 原子力安全委員会安全審査指針 (2001)</p> <p>(3) J. E. Ayer, et. al., "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG-1320, May 1988</p> <p>(4) M. E. Meek and B. F. Rider, "Compilation of Fission Products Yields, Vallecitos Nuclear Center", NEDO-12154-1(1974)</p> <p>(5) “発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値と比較するための環境中被ばく線量計算コード (ANDOSE) ”, JAERI-M8481</p> <p>(6) ICRP Publication No. 71 Part4</p> <p>(7) H. F. HENRY, "Planning for Control of Criticality Emergencies"(1960)</p> <p>(8) M. A. Capo, "Polynomial Approximation of Gamma Ray Build up Factors for a Point Isotopic Source", TID 4500(1958)</p> <p>(9) “アイソトープ便覧”, 日本アイソトープ協会(1976)</p>	<p>2) 計算結果</p> <p>相対濃度 (χ/Q) の最大値は、$6.68 \times 10^{-9} ((\text{Bq}/\text{m}^3)/(\text{Bq}/\text{h}))$ で図 1-1 に示すとおり本施設の北西 <u>280m</u> の地点に生じる。</p> <p>また相対線量 (D/Q) の最大値は、$9.09 \times 10^{-13} ((\mu\text{Sv} \cdot \text{dis})/(\text{MeV} \cdot \text{Bq}))$ で図 1-2 に示すとおり本施設の北西 <u>210m</u> の地点に生じる。</p> <p>(4) 事故時の被ばくによる線量の計算 (変更なし)</p> <p>(5) 事故時の被ばくによる線量の評価</p> <p>(4)の方法により線量を計算した結果、実効線量の最高地点は AGF から北西 <u>280m</u> の地点となった。表 1-5 に実効線量の最高地点における各核種別の線量を示す。実効線量の最大値は <u>2.15mSv</u> となり、一般公衆に対する放射線被ばくのリスクは小さい。</p> <p>なお、等価線量については骨、肺、肝臓及び甲状腺についてそれぞれ <u>0.14</u>、<u>0.68</u>、<u>0.03</u> 及び <u>2.18mSv</u> となり、十分小さい値である。</p> <p>1.3 参考文献</p> <p>(1) J. Mishima, et. al., "PLUTONIUM RELEASE STUDIES III. RELEASE FROM HEATED PLUTONIUM BEARING POWDERS", BNWL-786(1968)</p> <p>(2) “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”, 原子力安全委員会安全審査指針 (2001)</p> <p>(3) J. E. Ayer, et. al., "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG-1320, May 1988</p> <p>(4) M. E. Meek and B. F. Rider, "Compilation of Fission Products Yields, Vallecitos Nuclear Center", NEDO-12154-1(1974)</p> <p>(5) “環境被ばく線量評価コード (EDAS) の開発”, JAERI-Data/Code 2003-006 (2003)</p> <p>(6) ICRP Publication No. 71 Part4</p> <p>(7) H. F. HENRY, "Planning for Control of Criticality Emergencies"(1960)</p> <p>(8) M. A. Capo, "Polynomial Approximation of Gamma Ray Build up Factors for a Point Isotopic Source", TID 4500(1958)</p> <p>(9) “アイソトープ便覧”, 日本アイソトープ協会(1976)</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)</p> <p>・記載の適正化 ・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)</p>

変更前	変更後	変更理由																																
<p>(10)Chabot G.E. Jr, “Notes on Buildup Factors and Utilization of a Power Function Analytical Representation of the Buildup Factor”, Health Physics, Vol.21(1971)</p> <p>(11)日本原子力船研究協会 編, “しゃへい設計資料集” (1971)</p> <p>(12) “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”, 原子力安全委員会安全審査指針(2001)</p> <p>(13) “被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について”, 原子炉安全基準専門部会報告書(2001)</p> <p>(14) “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”, 原子炉安全基準専門部会報告書(2001)</p> <p>(15) “発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針”, 原子力安全委員会安全審査指針(2001)</p> <p>表 1-1 ～ 表 1-2 (省略)</p> <p>表 1-3 事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (成人)</p> <table border="1" data-bbox="338 936 1006 1350"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pu-238</td> <td>2×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td>4×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-240</td> <td>5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-241</td> <td>2×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>Pu-242</td> <td>7×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Am-241</td> <td>2×10^{-1}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3×10^{-1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1-4 (省略)</p>	核種	実効線量 (mSv)	Pu-238	2×10^{-2}	Pu-239	4×10^{-3}	Pu-240	5×10^{-3}	Pu-241	2×10^{-2}	Pu-242	7×10^{-6}	Am-241	2×10^{-1}	合計	3×10^{-1}	<p>(10)Chabot G.E. Jr, “Notes on Buildup Factors and Utilization of a Power Function Analytical Representation of the Buildup Factor”, Health Physics, Vol.21(1971)</p> <p>(11)日本原子力船研究協会 編, “しゃへい設計資料集” (1971)</p> <p>(12) “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”, 原子力安全委員会安全審査指針(2001)</p> <p>(13) “被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について”, 原子炉安全基準専門部会報告書(2001)</p> <p>(14) “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”, 原子炉安全基準専門部会報告書(2001)</p> <p>(15) “発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針”, 原子力安全委員会安全審査指針(2001)</p> <p>表 1-1 ～ 表 1-2 (変更なし)</p> <p>表 1-3 事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (成人)</p> <table border="1" data-bbox="1608 936 2276 1350"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pu-238</td> <td>5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td>2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-240</td> <td>2×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-241</td> <td>5×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-242</td> <td>2×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Am-241</td> <td>5×10^{-2}</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1×10^{-1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>表 1-4 (変更なし)</p>	核種	実効線量 (mSv)	Pu-238	5×10^{-3}	Pu-239	2×10^{-3}	Pu-240	2×10^{-3}	Pu-241	5×10^{-3}	Pu-242	2×10^{-6}	Am-241	5×10^{-2}	合計	1×10^{-1}	<p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)</p>
核種	実効線量 (mSv)																																	
Pu-238	2×10^{-2}																																	
Pu-239	4×10^{-3}																																	
Pu-240	5×10^{-3}																																	
Pu-241	2×10^{-2}																																	
Pu-242	7×10^{-6}																																	
Am-241	2×10^{-1}																																	
合計	3×10^{-1}																																	
核種	実効線量 (mSv)																																	
Pu-238	5×10^{-3}																																	
Pu-239	2×10^{-3}																																	
Pu-240	2×10^{-3}																																	
Pu-241	5×10^{-3}																																	
Pu-242	2×10^{-6}																																	
Am-241	5×10^{-2}																																	
合計	1×10^{-1}																																	

表 1-5 実効線量最高地点における線量評価結果

吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	吸入摂取に伴う内部被ばくによる等価線量				直達線による外部被ばく起因する実効線量	放射性雲からのγ線に伴う外部被ばくによる実効線量	放射性雲からのβ線に伴う外部被ばくによる等価線量
	骨	肺	肝臓	甲状腺			
I-132	0.00E+00	1.54E-01	6.67E-03	9.24E-01	4.23E-02	2.96E-02	
I-133	0.00E+00	2.40E-02	1.33E-03	2.80E+00	1.64E-03	3.56E-03	
I-134	0.00E+00	4.91E-01	1.21E-02	6.49E-01	1.87E-01	1.29E-01	
I-135	0.00E+00	6.59E-02	3.72E-03	1.59E+00	1.28E-02	9.41E-03	
Kr-87	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.93E-02	1.02E-01	
Kr-88	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.93E-02	1.80E-02	
Kr-89	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.86E+00	3.68E+00	
Xe-135m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.42E-02	5.86E-02	
Xe-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.69E-03	2.68E-02	
Xe-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.34E-01	1.65E+01	
Xe-138	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.98E-01	1.31E+00	
Ru-106	1.31E-03	1.29E-00	2.23E-03	1.31E-03	3.46E-05	4.10E-04	
Sr-90	3.78E-05	2.59E-03	6.76E-08	0.00E+00	0.00E+00	5.22E-07	
Cs-137	1.61E-05	1.50E-05	1.61E-05	1.54E-05	1.53E-07	2.04E-07	
Pu-238	2.01E-02	4.06E-02	1.48E-02	0.00E+00	6.07E-13	0.00E+00	
Pu-239	4.51E-03	7.84E-03	3.52E-03	0.00E+00	1.45E-13	0.00E+00	
Pu-240	2.82E-02	1.38E-02	6.10E-03	0.00E+00	3.21E-13	0.00E+00	
Pu-241	5.87E-02	6.58E-03	1.23E-02	0.00E+00	0.00E+00	6.90E-08	
Pu-242	7.36E-05	3.31E-05	1.51E-05	0.00E+00	8.38E-16	0.00E+00	
Am-241	2.49E-01	5.41E-03	1.46E-02	0.00E+00	3.00E-10	0.00E+00	
合計	0.423	2.099	0.078	6.830	7.45E-03	21.862	

単位：mSv

表 1-5 実効線量最高地点における線量評価結果

吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	吸入摂取に伴う内部被ばくによる等価線量				直達線による外部被ばく起因する実効線量	放射性雲からのγ線に伴う外部被ばくによる実効線量	放射性雲からのβ線に伴う外部被ばくによる等価線量
	骨	肺	肝臓	甲状腺			
I-132	0.00E+00	4.90E-02	2.13E-03	2.94E-01	2.27E-02	9.42E-03	
I-133	0.00E+00	7.64E-03	4.24E-04	8.91E-01	8.77E-04	1.14E-03	
I-134	0.00E+00	1.57E-01	3.85E-03	2.07E-01	1.00E-01	4.11E-02	
I-135	0.00E+00	2.10E-02	1.19E-03	5.06E-01	6.84E-03	3.00E-03	
Kr-87	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.04E-02	3.25E-02	
Kr-88	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.57E-02	5.73E-03	
Kr-89	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.94E-01	1.18E+00	
Xe-135m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.50E-02	1.87E-02	
Xe-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.58E-03	8.53E-03	
Xe-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.86E-01	5.25E+00	
Xe-138	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.27E-01	4.17E-01	
Ru-106	4.17E-04	4.11E-01	7.10E-04	4.17E-04	1.85E-05	1.31E-04	
Sr-90	1.21E-05	8.24E-04	2.16E-08	0.00E+00	0.00E+00	1.67E-07	
Cs-137	5.13E-06	4.78E-06	5.13E-06	4.90E-06	8.18E-08	6.49E-08	
Pu-238	2.23E-02	1.30E-02	4.71E-03	0.00E+00	3.25E-13	0.00E+00	
Pu-239	5.16E-03	2.50E-03	1.12E-03	0.00E+00	7.75E-14	0.00E+00	
Pu-240	2.50E-03	4.39E-03	1.95E-03	0.00E+00	1.72E-13	0.00E+00	
Pu-241	4.11E-03	2.10E-03	3.92E-03	0.00E+00	0.00E+00	2.20E-08	
Pu-242	6.24E-06	1.06E-05	4.81E-06	0.00E+00	4.48E-16	0.00E+00	
Am-241	1.96E-03	1.73E-03	4.65E-03	0.00E+00	1.60E-10	0.00E+00	
合計	0.230	0.671	0.025	2.175	7.45E-03	6.968	

単位：mSv

・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）

変更前

変更後

変更理由

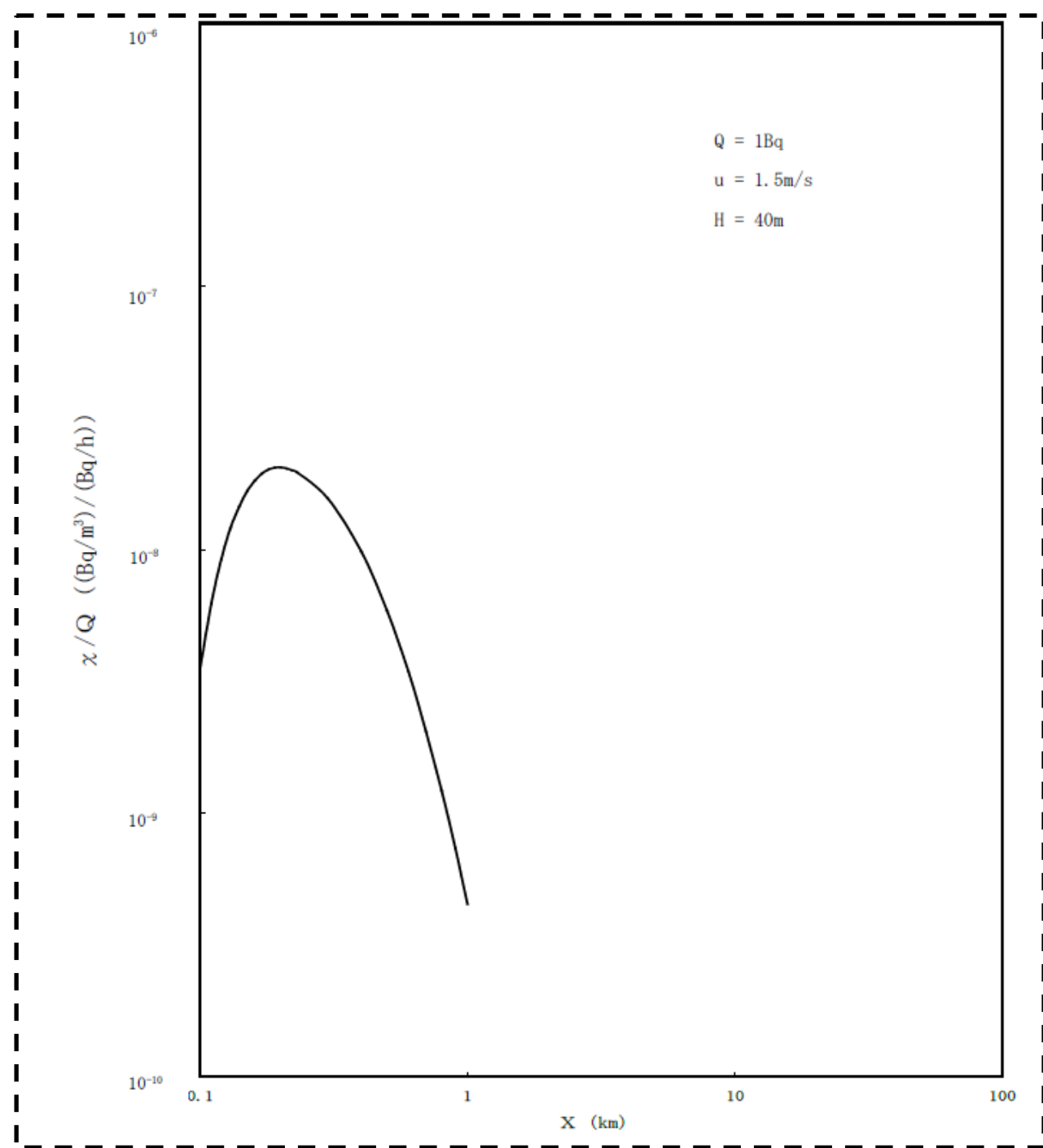


図 1-1 風下軸上距離X対相対濃度 χ/Q

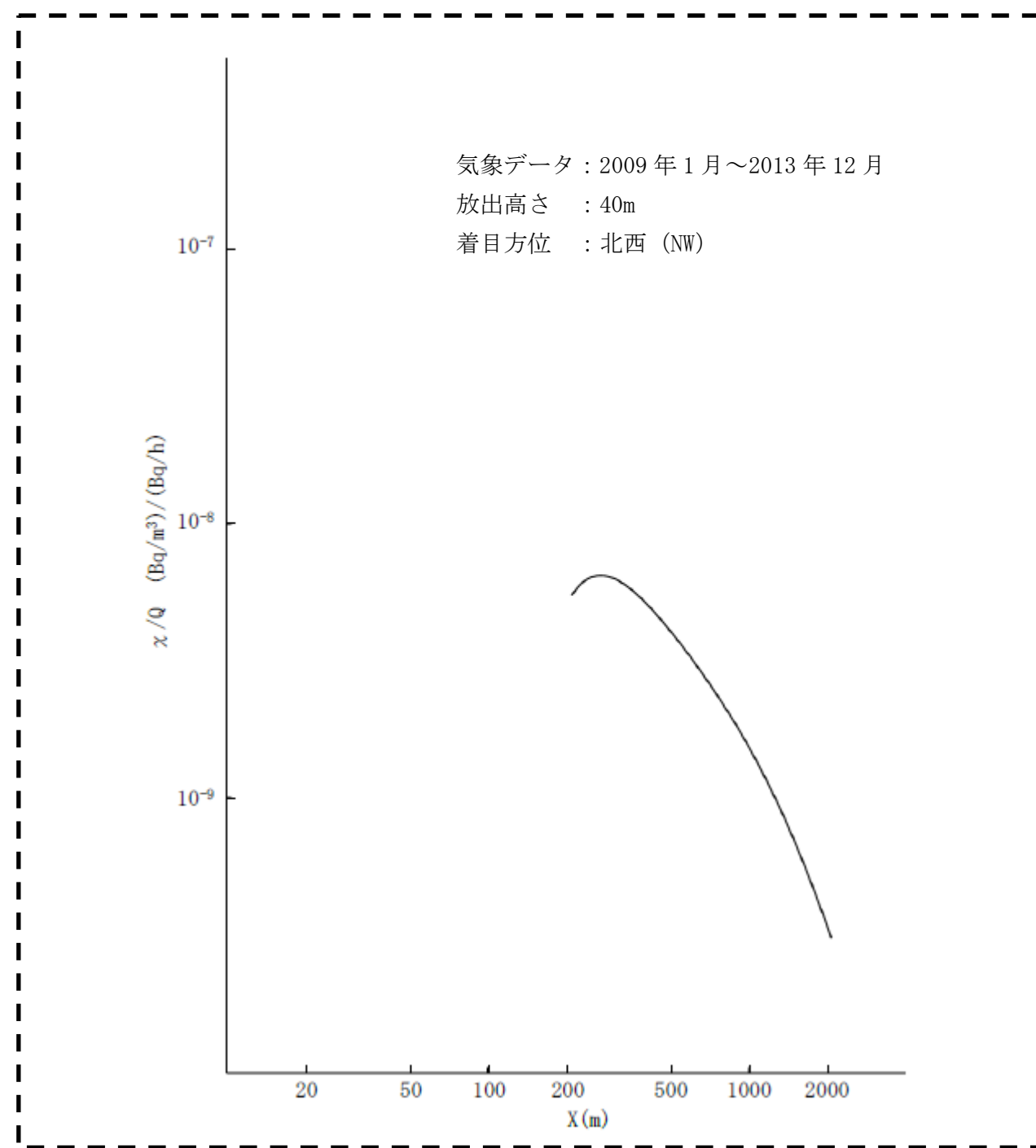


図 1-1 距離X対相対濃度 χ/Q

・気象条件の見直しに伴う変更

変更前

変更後

変更理由

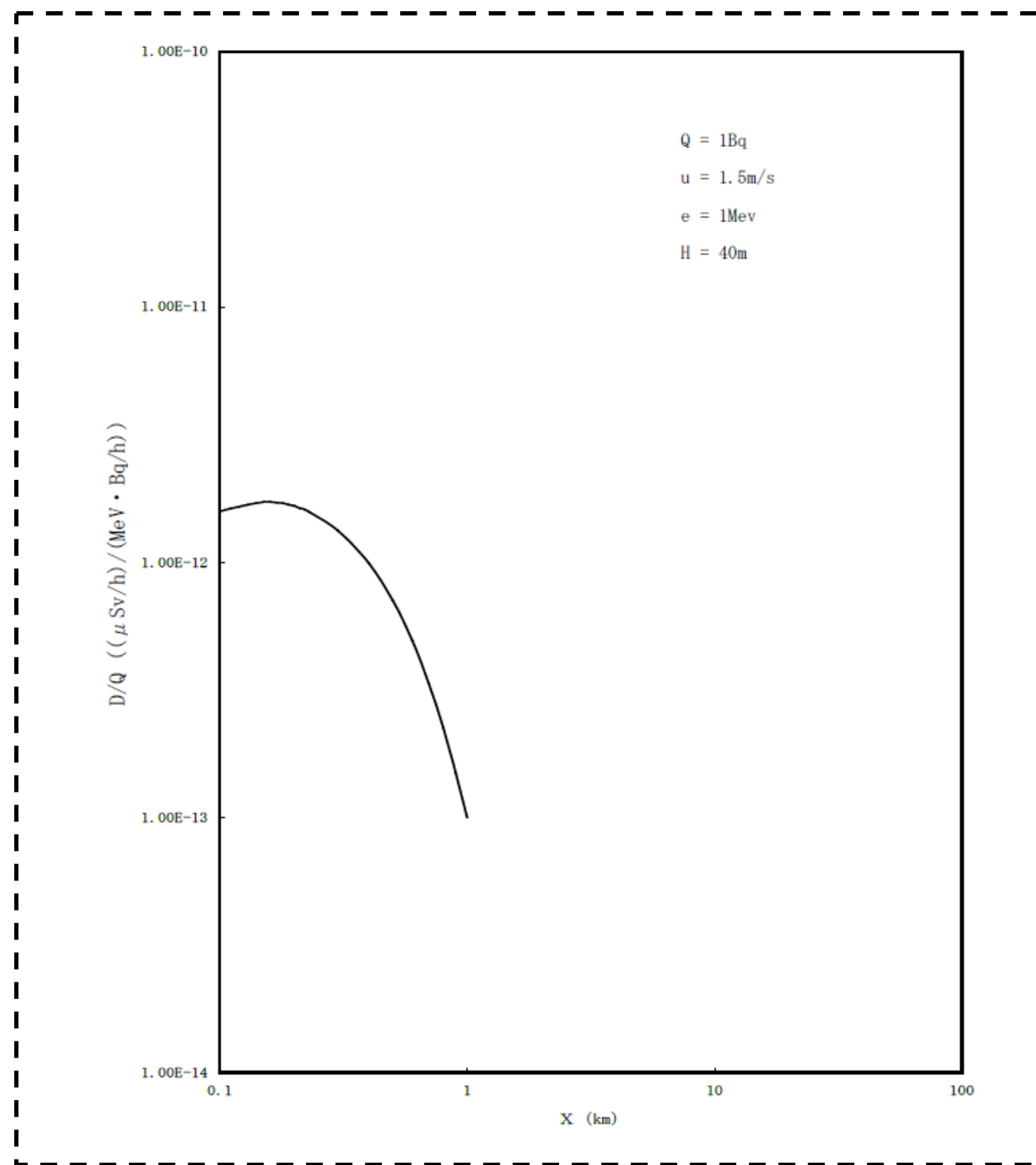


図 1-2 風下軸上距離X対相対線量 D/Q

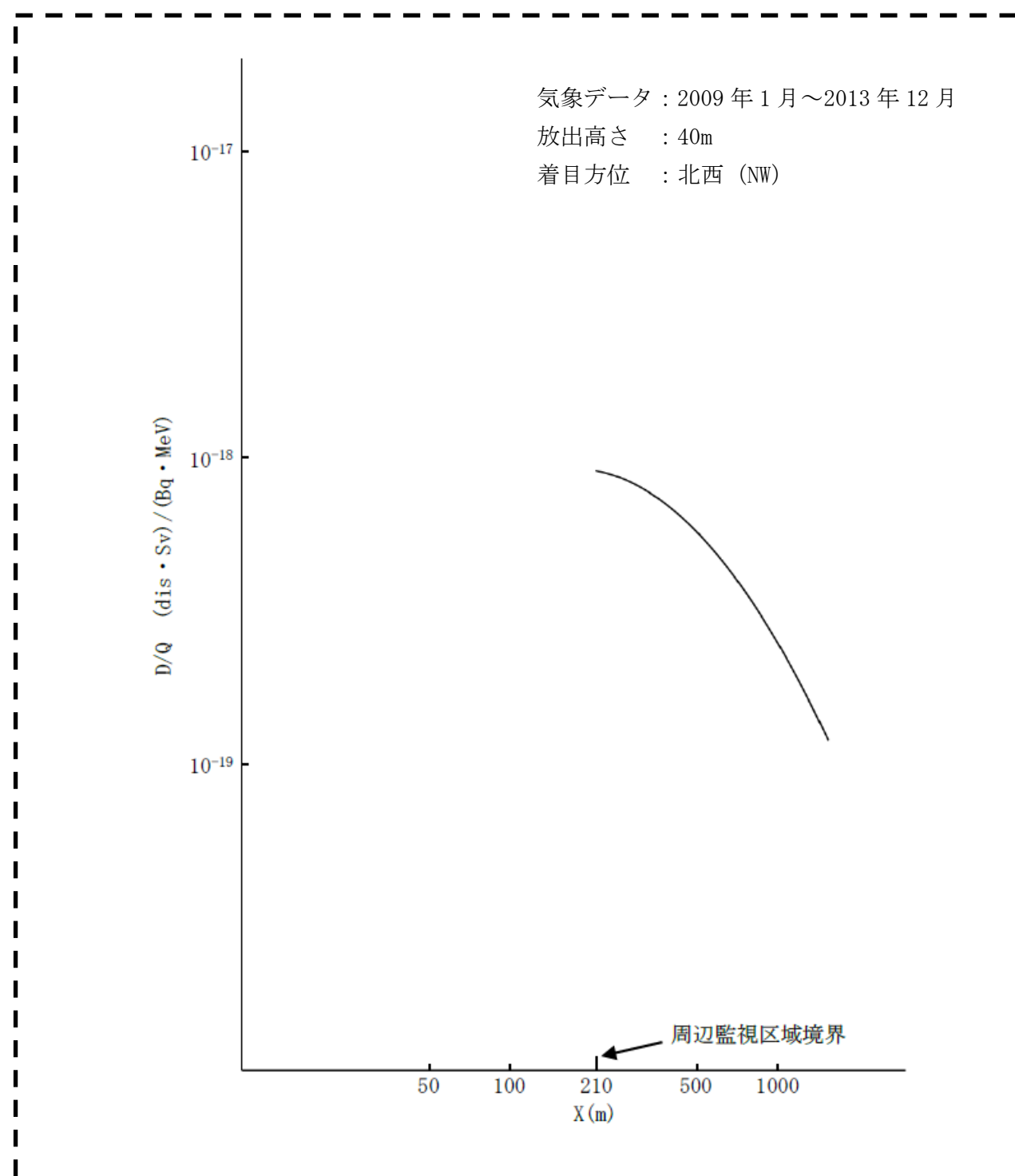


図 1-2 距離X対相対線量 D/Q

・気象条件の見直しに伴う変更

変更前	変更後	変更理由								
<p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</p> <p>2.1 AGFにおける安全上重要な施設の有無について</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出した<u>報告書のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に及ぼす被ばく線量（実効線量）は、さまざまな外的事象による機能喪失時について評価を実施したところ、地震による安全機能喪失を想定した場合が最大で3.9mSvとなり、5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p>2.2 外的事象による機能喪失時の安全上重要な施設の特定方針 (省略)</p> <p>2.3 安全上重要な施設の特定結果</p> <p>(i) 地震による安全機能喪失を想定した場合</p> <p>a) 異常事象の想定</p> <p>地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="124 982 1341 1346"> <thead> <tr> <th>異常事象</th> <th>事象の想定と線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出</td> <td> <p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：3.9mSv</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>評価は地震により建家、セル及びグローブボックスの閉じ込め機能が喪失すると、セル及びグローブボックスから放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいするものとして以下を想定する。</p> <p>① 動的閉じ込め機能は全て喪失しているとする。</p> <p>② 地震により飛散するおそれのある粉体の核燃料物質を取り扱うセル及びグローブボックス内の放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいする。建家、セル及びグローブボックスについては全て閉じ込め機能が喪失したものとする。</p> <p>③ セル及びグローブボックスのソースタームとなる核燃料物質は、セル及びグローブボックスで150g-MOX である。このうち1×10^{-5} がセル及びグローブボックス内で飛散する。</p> <p>④ セル及びグローブボックス内に飛散した放射性物質は、セル及びグローブボックスから部屋に漏えいし（移行率100%）、部屋から建家外へ漏えいする（移行率100%）。</p> <p>⑤ このとき、公衆の実効線量は3.9mSvとなる。</p> <p>b) 「安全上重要な施設」の特定結果 (省略)</p>	異常事象	事象の想定と線量	閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：3.9mSv</p>	<p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</p> <p>2.1 AGFにおける安全上重要な施設の有無について</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出して<u>おり、安全機能が喪失した場合における周辺監視区域周辺の公衆に及ぼす被ばく線量（実効線量）について、さまざまな外的事象による機能喪失時について評価を実施している。安全上重要な施設に係る評価報告書の中の線量評価に係る相対濃度、相対線量に関して、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用して再評価を実施した。評価の結果、地震による安全機能喪失を想定した場合が最大で0.9mSvとなり、5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p>2.2 外的事象による機能喪失時の安全上重要な施設の特定方針 (変更なし)</p> <p>2.3 安全上重要な施設の特定結果</p> <p>(i) 地震による安全機能喪失を想定した場合</p> <p>a) 異常事象の想定</p> <p>地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1389 982 2605 1346"> <thead> <tr> <th>異常事象</th> <th>事象の想定と線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出</td> <td> <p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：0.9mSv</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>評価は地震により建家、セル及びグローブボックスの閉じ込め機能が喪失すると、セル及びグローブボックスから放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいするものとして以下を想定する。</p> <p>① 動的閉じ込め機能は全て喪失しているとする。</p> <p>② 地震により飛散するおそれのある粉体の核燃料物質を取り扱うセル及びグローブボックス内の放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいする。建家、セル及びグローブボックスについては全て閉じ込め機能が喪失したものとする。</p> <p>③ セル及びグローブボックスのソースタームとなる核燃料物質は、セル及びグローブボックスで150g-MOX である。このうち1×10^{-5} がセル及びグローブボックス内で飛散する。</p> <p>④ セル及びグローブボックス内に飛散した放射性物質は、セル及びグローブボックスから部屋に漏えいし（移行率100%）、部屋から建家外へ漏えいする（移行率100%）。</p> <p>⑤ このとき、公衆の実効線量は0.9mSvとなる。</p> <p>b) 「安全上重要な施設」の特定結果 (変更なし)</p>	異常事象	事象の想定と線量	閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：0.9mSv</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）</p>
異常事象	事象の想定と線量									
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：3.9mSv</p>									
異常事象	事象の想定と線量									
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家、セル及びグローブボックスに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家、セル及びグローブボックスからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：0.9mSv</p>									

変更前	変更後	変更理由														
<p>2.4 被ばく評価条件 (省略)</p> <p>2.4.1 実効線量 (省略)</p> <p>2.4.2 相対濃度</p> <p><u>空气中放射性物質の相対濃度は、放出される放射性物質1Bqが1時間で放出したものとし、また風向及び風速が一定と仮定し、次式で求められる。</u></p> $\chi/Q(x,y,z) = \frac{1}{3600 \cdot 2\pi ABU} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2A^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2B^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2B^2}\right\} \right]^{1)}$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u>$\chi/Q(x,y,z)$: 点(x,y,z)における放射性物質の相対濃度 ((Bq/m³)/(Bq/h))</u></p> <p><u>U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)</u></p> <p><u>H : 放出源の有効高さ (m)</u></p> <p><u>A : 濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ</u></p> <p><u>B : 濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ</u></p> <p><u>施設の風下距離x₁mの地点における地表付近の大気中の空气中放射性物質の相対濃度(χ/Q)は、式においてx=x₁、y=0及びz=0として求められる。また、拡がりのパラメータA及びBについては、建家影響がないと考えられる場合はそれぞれσ_y及びσ_zとし、建家影響があると考えられる場合はそれぞれΣ_y及びΣ_zとして、以下に示す式にて算出する。</u></p> $\sigma_y = 0.67775\theta_{0.1} \cdot (5 - \log(x/1000)) \cdot (x/1000)$ $\sigma_z = \sigma_1(x/1000)^{a_1+a_2\log(x/1000)+a_3(\log(x/1000))^2}$ $\Sigma_y = (\sigma_y^2 + cS/\pi)^{1/2}$ $\Sigma_z = (\sigma_z^2 + cS/\pi)^{1/2}$ <p><u>ここで、$\theta_{0.1}$、σ_1、a_1、a_2及びa_3は算出に用いるパラメータであり、その値を表2及び表3に示す。また、cは形状係数(=0.5)、Sは建家の最小投影面積(=514m²)である。</u></p> <p style="text-align: center;"><u>表2 大気安定度ごとのパラメータ $\theta_{0.1}$</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>大気安定度</th> <th>A</th> <th>B</th> <th>C</th> <th>D</th> <th>E</th> <th>F</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>$\theta_{0.1}$</td> <td>50</td> <td>40</td> <td>30</td> <td>20</td> <td>15</td> <td>10</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;"><u>表3 σ_1、a_1、a_2 及びa_3</u></p>	大気安定度	A	B	C	D	E	F	$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10	<p>2.4 被ばく評価条件 (変更なし)</p> <p>2.4.1 実効線量 (変更なし)</p> <p>2.4.2 相対濃度</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）</p>
大気安定度	A	B	C	D	E	F										
$\theta_{0.1}$	50	40	30	20	15	10										

変更前						変更後	変更理由
大気安定度	σ_1	a_1	a_2	a_3			・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）
A	165	1.07	0.0	0.0			
	768.1	3.9077	3.898	1.7330			
B	83.7	0.894	0.0	0.0			
	122.0	1.4132	0.49523	0.12772			
C	58.0	0.891	0.0	0.0			
	58.1	0.8916	-0.001649	0.0			
D	33.0	0.854	0.0	0.0			
	31.7	0.7626	-0.095108	0.0			
E	24.4	0.854	0.0	0.0			
	22.2	0.7117	-0.12697	0.0			
F	15.5	0.822	0.0	0.0			
	13.8	0.6582	-0.1227	0.0			
上段：距離 0.2km 未満に適用 下段：距離 0.2km 以遠に適用							
放射性物質が建家から地上放出される場合、相対濃度（ χ/Q ）は、気象指針 ¹⁾ を参考に以下の計算条件により求める。						放射性物質が建家から地上放出される場合、相対濃度（ χ/Q ）は、気象指針 ¹⁾ を参考に以下の計算条件により求める。	
1) 風速 : 1.0m/s 2) 放出源の有効高さ : 0m 3) 大気安定度 : F 4) 建家影響 : 有り						1) 気象データ : 2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。 2) 放出源の有効高さ : 0m 3) 建家影響 : 有り	
相対濃度（ χ/Q ）は、距離xをパラメータとして相対濃度を計算した結果、最大値はAGFの風下173m（建家から周辺監視区域境界までの距離に相当）の地点に生じ、 $8.03 \times 10^{-7} (\text{Bq/m}^3) / (\text{Bq/h})$ となる。						相対濃度（ χ/Q ）は、距離xをパラメータとして相対濃度を計算した結果、最大値はAGFの南南西420m（建家から周辺監視区域境界までの距離に相当）の地点に生じ、 $1.77 \times 10^{-7} (\text{Bq/m}^3) / (\text{Bq/h})$ となる。	
2.4.3 放出放射能の算出条件 (省略)						2.4.3 放出放射能の算出条件 (変更なし)	
(1) 核燃料物質中の放射性物質の量 (省略)						(1) 核燃料物質中の放射性物質の量 (変更なし)	
(2) 建家から漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量						(2) 建家から漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量	
a) 照射後試験及び試験						a) 照射後試験及び試験	
照射後試験及び試験の中で飛散するおそれのある粉体を扱う作業は切断及び研磨であり、切断及び研磨時に粉体の核燃料物質が発生するとともに、2.4.3 (3) 項に示す割合で建家外に漏えいする。表4に記載の「常陽」MK-III内側炉心燃料の場合、燃料長さ1mm分の切断代及び研磨代が発生すると、0.175g-MOXの核燃料物質が粉体となり被ばく量は約0.6mSvとなる。AGFにおいてはこれまでの試験実績等を踏まえて1日における切断及び研磨における切断代及び研磨代は燃料長さ6mm (1.05g-MOX) 以下とする。ソースタームとなる燃料長さ6mmの放射性物質の量を表5に示す。						照射後試験及び試験の中で飛散するおそれのある粉体を扱う作業は切断及び研磨であり、切断及び研磨時に粉体の核燃料物質が発生するとともに、2.4.3 (3) 項に示す割合で建家外に漏えいする。表4に記載の「常陽」MK-III内側炉心燃料の場合、燃料長さ1mm分の切断代及び研磨代が発生すると、0.175g-MOXの核燃料物質が粉体となり被ばく量は約0.2mSvとなる。AGFにおいてはこれまでの試験実績等を踏まえて1日における切断及び研磨における切断代及び研磨代は燃料長さ6mm (1.05g-MOX) 以下とする。ソースタームとなる燃料長さ6mmの放射性物質の量を表5に示す。	
b) MA 試料等の作製及び試験 (省略)						b) MA 試料等の作製及び試験 (変更なし)	
c) 切断、研磨及びMA 試料等の作製及び試験を同時に行う場合 (省略)						c) 切断、研磨及びMA 試料等の作製及び試験を同時に行う場合 (変更なし)	
(3) 飛散率及び移行率 (省略)						(3) 飛散率及び移行率 (変更なし)	
2.5 文献等 (省略)						2.5 文献等 (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類 3</p> <p>変更に係る核燃料物質の使用に必要な</p> <p>技術的能力に関する説明書</p> <p>（施設編）</p> <p>照射燃料試験施設</p>	<p>（変更なし）</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="121 233 278 264">添付書類 4</p> <p data-bbox="329 617 1110 648">変更後における使用施設等の保安のための業務に係る</p> <p data-bbox="397 707 1041 739">品質管理に必要な体制の整備に関する説明書</p> <p data-bbox="655 795 783 827">（施設編）</p> <p data-bbox="590 884 848 915">照射燃料試験施設</p>	<p data-bbox="1932 684 2059 716">（変更なし）</p>	

廃棄物の保管場所の余裕度について

照射燃料試験施設

1. 本申請に係る廃棄物の保管場所の余裕度

本申請は、①使用の目的及び方法への福島第一原子力発電所（1F）の汚染水の分析の追加、②窒素ガス供給設備の撤去、③線量評価に関する記載の適正化に伴う申請である。①及び③については、設備撤去等の作業は行わないため、放射性固体廃棄物は発生しない。②の設備の撤去等の作業にあたり、放射性固体廃棄物は発生しない。万が一、設備に汚染があり除染が必要となった場合は金属製容器2個及びコンテナ0.01 m³の放射性固体廃棄物が発生する。

・金属製容器（カートンボックス）

照射燃料試験施設の既許可の保管廃棄施設においては、金属製容器（18.4 Lのカートンボックスを収納）を最大476個収納することが可能であり、令和4年10月末現在の保管数は345個であるため十分余裕がある。本申請の設備の撤去に関する作業において発生する放射性固体廃棄物は2個であり、保管容量には十分な余裕がある。1年間に放射性固体廃棄物が金属製容器80個程度発生するが、同数量を大洗研究所内の固体廃棄物前処理施設に引き渡しているため、今後発生する量を考慮しても十分余裕がある。

・金属製コンテナ（大型固体廃棄物）

AGFの保管廃棄施設1から保管廃棄施設3において、金属製コンテナ25個（34.0 m³）を収納することが可能であり、令和4年10月末時点における保管容量は4.0 m³である。このため空き容量は、30.0 m³となる。本申請の設備の撤去に関する作業において発生する放射性固体廃棄物は、除染が必要となった場合にのみ発生し0.01 m³であるため保管容量には十分な余裕がある。金属製コンテナに収納する放射性固体廃棄物は定期的に発生しないため、本件の放射性固体廃棄物に加えて今後発生する量を考慮しても十分余裕がある。

以上

窒素ガス供給設備の解体・撤去に係る安全性に
ついて

照射燃料試験施設

目次

- 1.解体・撤去する設備の概要及び撤去の方法
 - (1) 解体・撤去する設備の概要
 - (2) 解体・撤去の方法
- 2.核燃料物質の譲渡しの方法
- 3.核燃料物質による汚染の除去の方法
- 4.核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法
 - (1) 放射性気体廃棄物の廃棄
 - (2) 放射性液体廃棄物の廃棄
 - (3) 放射性固体廃棄物の廃棄
- 5.作業の管理
 - (1) 作業の計画
 - (2) 作業の記録
 - (3) 作業者に対する教育等

別添 1

解体・撤去期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

- 1.使用施設に残存する核燃料物質の評価
- 2.気体廃棄施設の維持管理
- 3.対象設備の解体・撤去の期間

別添 2

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

- 1.解体・撤去期間中の放射線管理
- 2.解体・撤去に伴う放射性固体廃棄物の発生量
- 3.解体・撤去期間中の平常時における一般公衆の被ばく線量の評価

別添 3

解体・撤去の作業場の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響に関する説明書

1.解体・撤去する設備の概要及び撤去の方法

(1) 解体・撤去する設備の概要

窒素ガス供給設備は、ナトリウム取扱試験時にセルボックス内の雰囲気から空気雰囲気に切り換えるために許可を受けたものである。本設備は、給気ライン側に設置されているため、汚染のない設備である。ナトリウムの取扱が終了しており、今後使用する予定がないことから、撤去を行う。

窒素ガス供給設備の配置及び写真を図1に示す。

(2) 解体・撤去の方法

核燃料物質使用変更許可後に実施する工事は、①解体・撤去を行うための措置、②撤去対象設備の解体・撤去である。

窒素ガス供給設備は、核燃料物質による汚染がない。以下に工事の方法を示す。

①解体・撤去を行うための措置

解体・撤去対象設備表面の汚染状況を直接法及びスミヤ法によりサーベイし、汚染のないことを確認する。

②撤去対象設備の解体・撤去

窒素ガス供給設備は、核燃料物質による汚染がない設備であり、原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（平成20年経済産業省原子力安全・保安院（指示））を参考に、適切に取り扱う。

2.核燃料物質の譲渡しの方法

撤去対象設備に貯蔵又は使用中の核燃料物質はなく、核燃料物質の譲渡しの方法については、該当しない。

3.核燃料物質による汚染の除去の方法

(1) 汚染の状況

核燃料物質による汚染はないため該当しない。

(2) 汚染の除去方法

核燃料物質による汚染はないため該当しない。

4.核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法

(1) 放射性気体廃棄物の廃棄

当設備は核燃料物質による汚染はないため、該当しない。

(2) 放射性液体廃棄物の廃棄

当該設備は核燃料物質による汚染はないため、該当しない。

(3) 放射性固体廃棄物の廃棄

当該設備は核燃料物質による汚染はないため、該当しない。

5.作業の管理

(1) 作業の計画

解体・撤去対象設備の解体・撤去に当たっては、保安規定に基づき作業実施方法、作業の安全管理、実施体制、非常時の対応等を記載した管理区域内作業届を作成し、安全確保の徹底を図る。

(2) 作業の記録

作業手順、工程及び保管方法を記録する。

(3) 作業者に対する教育等

作業者については保安教育を実施する。また、管理区域内作業届に基づき作業方法、安全対策、非常時の対応等を周知徹底するとともに、作業開始前には打合せを行い、安全意識の高揚を図る。



図1 各設備の配置及び写真（地階）

解体・撤去期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

1.使用施設に残存する核燃料物質の評価

当該施設において、使用、貯蔵される核燃料物質の変更はなく、本作業における遮蔽能力の変更もない。

核燃料物質によって汚染された設備は、「3.核燃料物質による汚染の除去の方法、(1)汚染の状況」による。

2.気体廃棄施設の維持管理

気体廃棄施設の変更はなく、給排気設備の運転は維持されるので、施設の負圧は確保される。

3.対象設備の解体・撤去の期間

対象設備の撤去に要する期間は、約 1 週間である。

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理 及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

1. 解体・撤去期間中の放射線管理

(1) 核燃料物質による汚染の拡大防止のための措置に関すること

撤去対象設備に汚染はないため該当なし。

(2) 外部及び内部被ばく低減に関すること

撤去対象設備に汚染はないため該当なし。

2. 解体・撤去に伴う放射性固体廃棄物の発生量

窒素ガス供給設備は、核燃料物質の使用実績等がなく、汚染がないため、持出し物品は原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（平成 20 年経済産業省原子力安全・保安院（指示））を参考に、適切に取り扱う。

なお、汚染が発生し設備の一部を放射性固体廃棄物として処分する場合、発生する放射性固体廃棄物の量は、カートンボックス 2 個及びコンテナ 0.01 m³である。

3. 解体・撤去期間中の平常時における一般公衆の被ばく線量の評価

本作業は、汚染のない設備の解体・撤去であるため、平常時における一般公衆の被ばく線量の評価に変更はない。

なお、本作業では、放射性液体廃棄物は発生しない。

解体・撤去の作業場の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響に関する説明書

本解体・撤去作業において、撤去対象設備に汚染はないことから、作業員に被ばくは生じない。

また、解体・撤去作業時の作業場の火災対策として、作業場付近の可燃物の回収を徹底し、消火器を配置する。

なお、本作業により、地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故時における一般公衆への影響の評価に変更はない。

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～10
添付書類1	添	1-1～3
添付書類2	添	2-1～10
添付書類3	添	3-1
添付書類4	添	4-1

照射燃料集合体試験施設

変更前	変更後	変更理由
<p>大洗研究所（南地区） 施設編</p> <p>照射燃料集合体試験施設（施設番号5）</p>	<p>(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
目次 (省略) 表リスト (省略) 図面リスト (省略)	目次 (変更なし) 表リスト (変更なし) 図面リスト (変更なし)	

変更前		変更後		変更理由
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (省略)		1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (変更なし)		<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の追加に伴う見直し（以下、同じ） ・核燃料物質等の対象範囲の追加に伴う見直し ・核燃料物質で汚染された物の貯蔵の追加に伴う見直し ・汚染水の取扱いフロー及び定義の追加に伴う見直し ・核燃料物質等の対象範囲の追加に伴う見直し
2. 使用の目的及び方法		2. 使用の目的及び方法		
整理番号	使用の目的	整理番号	使用の目的	
1	<p>① 照射した燃料集合体等及び燃料ピン等の照射後試験を行う。また、核燃料物質等（核燃料物質及び核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所内で採取したコンクリート、金属材料、有機材料及びその他核燃料物質で汚染された物を含む。））の試験を行う。</p> <p>② 福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（熔融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレットをいう。以下同じ）の分析を行う。</p>	1	<p>① 照射した燃料集合体等及び燃料ピン等の照射後試験を行う。また、核燃料物質等（核燃料物質及び核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所内で採取したコンクリート、金属材料、有機材料、<u>汚染水</u>及びその他核燃料物質で汚染された物を含む。））の試験を行う。</p> <p>② 福島第一原子力発電所内で採取した1F燃料デブリ（熔融した燃料成分が構造材を巻き込みながら固化した物、切り株状燃料及び損傷ペレットをいう。以下同じ）の分析を行う。</p>	
整理番号	使用の方法	整理番号	使用の方法	
1-①	<p>照射燃料集合体試験施設（以下、既施設及び増設施設を合わせ「FMF」という。）に搬入された試料は、「常陽」燃料集合体にあつては年間10 体、「もんじゅ」燃料集合体にあつては年間2 体の試験計画により、表2-1 場所別使用方法に従って使用する。また、その他として海外炉及び国内炉で照射された燃料ピン等の試験試料、並びに核燃料物質等についても同様に場所別使用方法に従って使用する。各セル等の設備能力として、表2-2 に最大取扱放射エネルギー及び表2-3 に最大取扱核燃料物質重量を示す。</p> <p>セルから漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量を抑制するために、セル内において容器に収納されていない粉体の核燃料物質が発生する取扱いを表2-4 に示すとおり制限する。試料の流れの概要を図2-1 に示す。</p> <p>また、各セル内の使用場所の配置を図2-2 から図2-10 に示す。</p> <p>なお、FMF の臨界安全を確保するために表2-3 に示すとおり核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>上記の核燃料物質等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。</p> <p>(省略)</p>	1-①	<p>照射燃料集合体試験施設（以下、既施設及び増設施設を合わせ「FMF」という。）に搬入された<u>核燃料物質等の試料</u>は、「常陽」燃料集合体にあつては年間10体、「もんじゅ」燃料集合体にあつては年間2体の試験計画により、表2-1場所別使用方法に従って使用する。また、その他として海外炉及び国内炉で照射された燃料ピン等の試験試料、並びに核燃料物質等（<u>福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。</u>）についても同様に場所別使用方法に従って使用する。各セル等の設備能力として、表2-2に最大取扱放射エネルギー及び表2-3に最大取扱核燃料物質重量を示す。<u>試料は「8-3 貯蔵施設の設備」に示す最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う。</u></p> <p>セルから漏えいするおそれのある粉体の核燃料物質の量を抑制するために、セル内において容器に収納されていない粉体の核燃料物質が発生する取扱いを表2-4に示すとおり制限する。試料の流れの概要を図2-1に示す。</p> <p><u>なお、汚染水*の取扱いについては、1F燃料デブリと同様とし、別添1 図-1 1F燃料デブリ分析に関するフローに示すとおりである。</u></p> <p><u>※地下水や雨水などが福島第一原子力発電所建屋内の放射性物質に触れることや、燃料デブリを冷却した後の水が福島第一原子力発電所建屋内に滞留することにより発生する水</u></p> <p>また、各セル内の使用場所の配置を図2-2から図2-10に示す。</p> <p>なお、FMFの臨界安全を確保するために表2-3に示すとおり核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>上記の核燃料物質等（<u>福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。</u>）の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。</p> <p>(変更なし)</p>	
1-②	(省略)	1-②	(変更なし)	
ただし、上記は平和の目的に限る。		ただし、上記は平和の目的に限る。		

変更前				変更後				変更理由		
3. 核燃料物質の種類				3. 核燃料物質の種類				<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の性状の追加に伴う見直し（以下、同じ） 		
核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状（物理的形態）	核燃料物質の種類 ^{注1}	化合物の名称	主な化学形	性状（物理的形態）			
(1)天然ウラン及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	(1)天然ウラン及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}			
	窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN				
	炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC				
	ウラン合金	U-Zr			ウラン合金	U-Zr				
	硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体			
	塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃				
	ウラン（単体）	U	固体		ウラン（単体）	U	固体、液体 ^{注3}			
(2)劣化ウラン及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	(2)劣化ウラン及びその化合物	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}			
	窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN				
	炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC				
	硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体			
	塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃				
	ウラン（単体）	U	固体		ウラン（単体）	U	固体、液体 ^{注3}			
(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	酸化ウラン	UO ₂	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満	酸化ウラン	UO ₂		固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}	
		窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN			
		炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC			
		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂			固体、粉体、液体	硝酸ウラニル		UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体
		塩化ウラン	UCl ₃				塩化ウラン		UCl ₃	
		ウラン（単体）	U			固体	ウラン（単体）	U	固体、液体 ^{注3}	
	濃縮度20%以上	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	濃縮度20%以上	酸化ウラン	UO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}		
		窒化ウラン	UN			窒化ウラン	UN			
		炭化ウラン	UC			炭化ウラン	UC			
		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体		硝酸ウラニル	UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体		
		塩化ウラン	UCl ₃			塩化ウラン	UCl ₃			
		ウラン（単体）	U	固体		ウラン（単体）	U	固体、液体 ^{注3}		
(4)プルトニウム及びその化合物	酸化プルトニウム	PuO ₂	固体 ^{注2} 、粉体	(4)プルトニウム及びその化合物	酸化プルトニウム	PuO ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}			
	窒化プルトニウム	PuN			窒化プルトニウム	PuN				
	炭化プルトニウム	PuC			炭化プルトニウム	PuC				
	硝酸プルトニウム	Pu(NO ₃) ₄	固体、粉体、液体		硝酸プルトニウム	Pu(NO ₃) ₄	固体、粉体、液体			
	塩化プルトニウム	PuCl ₃			塩化プルトニウム	PuCl ₃				
	プルトニウム（単体）	Pu	固体		プルトニウム（単体）	Pu	固体、液体 ^{注3}			

変更前				変更後				変更理由	
(5) 上記物質(3)及び(4)を含む物質	プルトニウム・ウラン混合酸化物	(Pu, U)O ₂	固体 ^{注2} 、粉体	プルトニウム・ウラン混合酸化物	(Pu, U)O ₂	固体 ^{注2} 、粉体、 液体 ^{注3}	<ul style="list-style-type: none"> ・取り扱う汚染物の性状の追加に伴う見直し（以下、同じ） 		
	プルトニウム・ウラン混合窒化物	(Pu, U)N		プルトニウム・ウラン混合窒化物	(Pu, U)N				
	プルトニウム・ウラン混合炭化物	(Pu, U)C		プルトニウム・ウラン混合炭化物	(Pu, U)C				
	プルトニウム・ウラン混合硝酸塩	Pu(NO ₃) ₄ 、UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体	プルトニウム・ウラン混合硝酸塩	Pu(NO ₃) ₄ 、UO ₂ (NO ₃) ₂	固体、粉体、液体			
	プルトニウム・ウラン混合塩化物	(Pu, U)Cl ₃		プルトニウム・ウラン混合塩化物	(Pu, U)Cl ₃				
(6) トリウム及びその化合物	トリウム（単体）	Th	固体	トリウム（単体）	Th	固体			
	酸化トリウム	ThO ₂		酸化トリウム	ThO ₂				
	硝酸トリウム	Th(NO ₃) ₄	固体、粉体、液体	硝酸トリウム	Th(NO ₃) ₄	固体、粉体、液体			
	塩化トリウム	ThCl ₄		塩化トリウム	ThCl ₄				
注1 使用済燃料の最大取扱放射エネルギーを表2-2に示す。				注1 使用済燃料の最大取扱放射エネルギーを表2-2に示す。					
注2 燃料ピン等の切断作業等を行う場合は固体から粉体へ変化する。				注2 燃料ピン等の切断作業等を行う場合は固体から粉体へ変化する。					
注3 核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所の汚染水（左記の化合物を含む水））に限る。				注3 核燃料物質で汚染された物（福島第一原子力発電所の汚染水（左記の化合物を含む水））に限る。					
4. 使用の場所 (省略)				4. 使用の場所 (変更なし)					
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (省略)				5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (変更なし)					
(FMF)				(FMF)					
核燃料物質の種類		予定使用期間	年間予定使用量 ^{注6}		核燃料物質の種類		予定使用期間	年間予定使用量 ^{注6、注7}	
			最大存在量	延べ取扱量				最大存在量	延べ取扱量
(1)天然ウラン及びその化合物		自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1kg-U	1kg-U	(1)天然ウラン及びその化合物		自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1kg-U	1kg-U
(2)劣化ウラン及びその化合物			500kg-U ^{注1}	500kg-U ^{注1}	(2)劣化ウラン及びその化合物			500kg-U ^{注1}	500kg-U ^{注1}
(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満		60kg-U ^{注2}	60kg-U ^{注2}	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度20%未満		60kg-U ^{注2}	60kg-U ^{注2}
	濃縮度20%以上		17kg-U ^{注3}	17kg-U ^{注3}		濃縮度20%以上		17kg-U ^{注3}	17kg-U ^{注3}
(4)プルトニウム及びその化合物			86kg-Pu ^{注4}	86kg-Pu ^{注4}	(4)プルトニウム及びその化合物			86kg-Pu ^{注4}	86kg-Pu ^{注4}
(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質 ^{注5}			163kg-Pu・U	163kg-Pu・U	(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質 ^{注5}			163kg-Pu・U	163kg-Pu・U
(6)トリウム及びその化合物		0.05kg-Th	0.05kg-Th	(6)トリウム及びその化合物		0.05kg-Th	0.05kg-Th		
注1 「もんじゅ」内側炉心燃料集合体6体及び「もんじゅ」ブランケット燃料集合体3体並びに「常陽」MK-II炉心燃料集合体10体に相当する。				注1 「もんじゅ」内側炉心燃料集合体6体及び「もんじゅ」ブランケット燃料集合体3体並びに「常陽」MK-II炉心燃料集合体10体に相当する。					
注2 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体8体に相当する。				注2 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体8体に相当する。					

・取り扱う汚染物を年間予定使用量の範囲内とする旨を追記

変更前	変更後	変更理由
<p>注3 「常陽」増殖炉心燃料集合体2体に相当する。</p> <p>注4 「常陽」MK-II炉心燃料集合体10体及び「もんじゅ」外側炉心燃料集合体6体に相当する。</p> <p>注5 (5)は(3)及び(4)の内枠の合算値である。</p> <p>注6 1F燃料デブリに関する年間予定使用量の詳細については別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料集合体試験施設）参照。 なお、1F燃料デブリに関する年間予定使用量については、本5項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (省略)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (省略)</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 (省略)</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 (省略)</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (省略)</p> <p>表2-1 ～ 表2-2 (省略)</p>	<p>注3 「常陽」増殖炉心燃料集合体2体に相当する。</p> <p>注4 「常陽」MK-II炉心燃料集合体10体及び「もんじゅ」外側炉心燃料集合体6体に相当する。</p> <p>注5 (5)は(3)及び(4)の内枠の合算値である。</p> <p>注6 1F燃料デブリに関する年間予定使用量の詳細については、別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料集合体試験施設）参照。 なお、1F燃料デブリに関する年間予定使用量については、本5項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</p> <p><u>注7 核燃料物質等（福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。）に関する年間予定使用量とし、本5項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</u></p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし)</p> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p> <p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p> <p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (変更なし)</p> <p>表2-1 ～ 表2-2 (変更なし)</p>	<p>・記載の適正化</p> <p>・取り扱う汚染物を年間予定使用量の範囲内とする旨を追記（以下、同じ）</p>

表 2-3 最大取扱核燃料物質重量 (1/3)

セル等	試験セル	除染セル	クリーンセル	ラジオグラフィーツセル	金相セル	電顕室	実験室	分析室
(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U				
(2)劣化ウラン及びその化合物	308 kg-U	75 kg-U	75 kg-U	35 kg-U				
(3)濃縮ウラン及びその化合物	80.04 kg-U	18.7 kg-U	18.7 kg-U	9.35 kg-U				
(4)プルトニウム及びその化合物	36.34 kg-Pu	9.0 kg-Pu	9.0 kg-Pu	3.22 kg-Pu				
(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	116.38 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	12.57 kg-Pu・U	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}
(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th				
管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	減速系	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系
参考	集合体3体 ^{註2} +ピン520本 ^{註2} +ピン255本 ^{註4}	ピン ^{註4} 170本	ピン ^{註4} 170本	集合体 1体 ^{註2}	質量管理 減速系	質量管理 減速系	質量管理 減速系	質量管理 減速系

注1 「もんじゅ」ブランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注2 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注3 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注4 「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注5 U-235とPuの合計値
 注6 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。
 注7 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。
 注8 「もんじゅ」ブランケット燃料ピンを想定している。
 注9 「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。
 注10 「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。

表 2-3 最大取扱核燃料物質重量 (1/3)

セル等	試験セル	除染セル	クリーンセル	ラジオグラフィーツセル	金相セル	電顕室	実験室	分析室
(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U				
(2)劣化ウラン及びその化合物	308 kg-U	75 kg-U	75 kg-U	35 kg-U				
(3)濃縮ウラン及びその化合物	80.04 kg-U	18.7 kg-U	18.7 kg-U	9.35 kg-U				
(4)プルトニウム及びその化合物	36.34 kg-Pu	9.0 kg-Pu	9.0 kg-Pu	3.22 kg-Pu				
(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	116.38 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	27.7 kg-Pu・U	12.57 kg-Pu・U	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}	0.22 kg ^{註5}
(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th				
管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	減速系	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系
参考	集合体3体 ^{註3} +ピン520本 ^{註3} +ピン255本 ^{註5}	ピン ^{註5} 170本	ピン ^{註5} 170本	集合体 1体 ^{註3}	質量管理 減速系	質量管理 減速系	質量管理 減速系	質量管理 減速系

注1 核燃料物質等(福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。)
 注2 「もんじゅ」ブランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注3 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注4 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注5 「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注6 U-235とPuの合計値
 注7 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。
 注8 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。
 注9 「もんじゅ」ブランケット燃料ピンを想定している。
 注10 「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。
 注11 「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。

・取り扱う汚染物の臨界管理を明確化(以下、同じ)

表2-3 最大取扱核燃料物質重量(2/3)

セル等	キャスクカー	集合体キャスク	キャスク1	キャスク2	キャスク3	キャスク4	MMFキャスク	MMFキャスク2
	(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U					
(2)劣化ウラン及びその化合物	10 kg-U	38 kg-U						
(3)濃縮ウラン及びその化合物	7.56 ^{注6} kg-U	9.35 kg-U	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}
(4)プルトニウム及びその化合物	2.83 kg-Pu	4.50 kg-Pu						
(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	10.39 kg-Pu・U	13.85 kg-Pu・U						
(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th						
管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系
参考	集合体1体 ^{注7}	ピン85本 ^{注4}						
(4)項に対する燃料集合体及び燃料ピンの数								

- 注1 「もんじゅ」プランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注2 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注3 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注4 「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注5 U-235とPuの合計値
 注6 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。
 注7 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。
 注8 「もんじゅ」プランケット燃料ピンを想定している。
 注9 「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。
 注10 「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。

変更後

表2-3 最大取扱核燃料物質重量(2/3)

セル等	キャスクカー	集合体キャスク	キャスク1	キャスク2	キャスク3	キャスク4	MMFキャスク	MMFキャスク2
	(1)天然ウラン及びその化合物	1 kg-U	1 kg-U					
(2)劣化ウラン及びその化合物	10 kg-U	38 kg-U						
(3)濃縮ウラン及びその化合物	7.56 ^{注7} kg-U	9.35 kg-U	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}	0.22 kg ^{注5}
(4)プルトニウム及びその化合物	2.83 kg-Pu	4.50 kg-Pu						
(5)上記物質(3)及び(4)を含む物質	10.39 kg-Pu・U	13.85 kg-Pu・U						
(6)トリウム及びその化合物	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th						
管理方法	質量管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系	減速系
参考	集合体1体 ^{注8}	ピン85本 ^{注5}						
(4)項に対する燃料集合体及び燃料ピンの数								

- 注1 核燃料物質等(福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む)。
 注2 「もんじゅ」プランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注3 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注4 「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注5 「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。
 注6 U-235とPuの合計値
 注7 「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。
 注8 「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。
 注9 「もんじゅ」プランケット燃料ピンを想定している。
 注10 「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。
 注11 「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。

変更理由
 ・取り扱う汚染物の臨界管理を明確化(以下、同じ)

表 2-3 最大取扱核燃料物質重量 (3/3)

変更前		変更後		変更理由
セル等	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室	キャスク5
最大取扱核燃料物質重量	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	—
	1,038 kg-U ^{注1}	259 kg-U	74 kg-U	9.65 kg-U ^{注8}
	28.71 kg-U ^{注2}	9.35 kg-U	9.35 kg-U	0.60 kg-U
	125.48 kg-Pu ^{注3}	31.32 kg-Pu	8.94 kg-Pu	0.58 kg-Pu ^{注9}
	154.19 kg-Pu・U	40.67 kg-Pu・U	18.29 kg-Pu・U ^{注10}	1.18 kg-Pu・U
	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	—
臨界管理	質量管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	乾燥系	乾燥系
参考	集合体8体 ^{注4} +ピン1,020本 ^{注4}	集合体3体 ^{注4} +ピン85本 ^{注4}	集合体1体 ^{注4}	ピン16本 ^{注9}
注1	「もんじゅ」ブランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注2	「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注3	「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注4	「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注5	U-235とPuの合計値			
注6	「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。			
注7	「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。			
注8	「もんじゅ」ブランケット燃料ピンを想定している。			
注9	「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。			
注10	「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。			

表 2-3 最大取扱核燃料物質重量^{注1} (3/3)

変更前		変更後		変更理由
セル等	第2試験セル	第2除染セル	CT検査室	キャスク5
最大取扱核燃料物質重量	1 kg-U	1 kg-U	1 kg-U	—
	1,038 kg-U ^{注2}	259 kg-U	74 kg-U	9.65 kg-U ^{注2}
	28.71 kg-U ^{注3}	9.35 kg-U	9.35 kg-U	0.60 kg-U
	125.48 kg-Pu ^{注4}	31.32 kg-Pu	8.94 kg-Pu	0.58 kg-Pu ^{注10}
	154.19 kg-Pu・U	40.67 kg-Pu・U	18.29 kg-Pu・U ^{注11}	1.18 kg-Pu・U
	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	0.05 kg-Th	—
臨界管理	質量管理	質量又は形状管理	質量管理	質量管理
系区分	乾燥系	減速系	乾燥系	乾燥系
参考	集合体8体 ^{注5} +ピン1,020本 ^{注5}	集合体3体 ^{注5} +ピン85本 ^{注5}	集合体1体 ^{注5}	ピン16本 ^{注10}
注1	核燃料物質等(福島第一原子力発電所内で採取した核燃料物質で汚染された物を含む。)			
注2	「もんじゅ」ブランケット燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注3	「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注4	「常陽」MK-II照射炉心燃料集合体及び同燃料ピン並びに「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注5	「もんじゅ」外側炉心燃料集合体及び同燃料ピンを想定している。			
注6	U-235とPuの合計値			
注7	「常陽」MK-III内側炉心燃料集合体を想定している。			
注8	「常陽」MK-III外側炉心燃料集合体を想定している。			
注9	「もんじゅ」ブランケット燃料ピンを想定している。			
注10	「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。			
注11	「常陽」MK-II照射炉心燃料ピン及び「もんじゅ」内側炉心燃料ピンを想定している。			

・取り扱う汚染物の臨界管理を明確化(以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由
表2-4 ～ 表9-1 (省略)	表2-4 ～ 表9-1 (変更なし)	
図2-1 ～ 図9-5 (省略)	図2-1 ～ 図9-5 (変更なし)	
別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料集合体試験施設） (省略)	別添1 1F燃料デブリ分析に係る使用の方法（照射燃料集合体試験施設） (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 237 240 268">添付書類 1</p> <p data-bbox="121 863 1338 982">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1911 909 2050 940">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 閉じ込めの機能 (省略)</p> <p>2. 遮蔽 (省略)</p> <p>2.1 γ 線及び中性子線に対する対策 (省略)</p> <p>2.2 α 線に対する対策 (省略)</p> <p>2.3 周辺監視区域境界における線量率 (省略)</p> <p>2.4 保管廃棄施設の設置</p> <p>(1) 外部被ばくに対する対策</p> <p>保管廃棄施設に係る外部被ばくについて、保管廃棄施設に保管する固体廃棄物からの放射線量を基に、保管廃棄施設の人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界における実効線量について評価する。</p> <p><u>なお、周辺監視区域境界の実効線量については当該施設から最寄りの周辺監視区域境界（以下「最寄評価点」という。）及び「大洗研究所（南地区）核燃料物質使用変更許可申請書 共通編 添付書類 1 1.4 大洗研究所（南地区）施設に起因する一般公衆の実効線量の評価」のうち直接線及びスカイシャインγ線に起因する重畳評価点（第2照射材料試験施設の東約80m）（以下「重畳評価点」という。）について評価する。</u></p> <p>なお、スカイシャインγ線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p> <p>同評価により、保管廃棄施設に係る外部被ばく対策として、必要に応じた遮蔽を施す。</p> <p>(2) 保管廃棄施設の遮蔽能力</p> <p>保管廃棄施設に保管する固体廃棄物の最大保管量において、以下に示す計算条件及び計算方法により評価点における実効線量を算出し、「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年原子力規制委員会告示第8号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p> <p>1) 計算条件 (省略)</p> <p>2) 計算方法 (省略)</p> <p>3) 計算結果</p> <p>保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表2-4に示す。</p> <p>人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の実効線量は、1.2×10^{-1}mSv/週、7.7×10^{-1}mSv/3月及び9.7×10^{-5}mSv/年であり、それぞれ線量告示で定める放射線業務従事者の線量限度（施設内の人が立ち入る場所における線量限度1mSv/週）、1.3mSv/3月及び1mSv/年を超えることはない。<u>また、重畳評価点における実効線量は、2.1×10^{-5}mSvである。</u></p> <p>2.5 参考文献 (省略)</p> <p>表2-1 ～ 表2-4 (省略)</p> <p>図2-1 ～ 図2-29 (省略)</p>	<p>1. 閉じ込めの機能 (変更なし)</p> <p>2. 遮蔽 (変更なし)</p> <p>2.1 γ 線及び中性子線に対する対策 (変更なし)</p> <p>2.2 α 線に対する対策 (変更なし)</p> <p>2.3 周辺監視区域境界における線量率 (変更なし)</p> <p>2.4 保管廃棄施設の設置</p> <p>(1) 外部被ばくに対する対策</p> <p>保管廃棄施設に係る外部被ばくについて、保管廃棄施設に保管する固体廃棄物からの放射線量を基に、保管廃棄施設の人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界における実効線量について評価する。</p> <p><u>また、周辺監視区域境界の実効線量については当該施設から最寄りの周辺監視区域境界（以下「最寄評価点」という。）について評価する。</u></p> <p>なお、スカイシャインγ線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p> <p>同評価により、保管廃棄施設に係る外部被ばく対策として、必要に応じた遮蔽を施す。</p> <p>(2) 保管廃棄施設の遮蔽能力</p> <p>保管廃棄施設に保管する固体廃棄物の最大保管量において、以下に示す計算条件及び計算方法により評価点における実効線量を算出し、「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年原子力規制委員会告示第8号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p> <p>1) 計算条件 (変更なし)</p> <p>2) 計算方法 (変更なし)</p> <p>3) 計算結果</p> <p>保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表2-4に示す。</p> <p>人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の実効線量は、1.2×10^{-1}mSv/週、7.7×10^{-1}mSv/3月及び9.7×10^{-5}mSv/年であり、それぞれ線量告示で定める放射線業務従事者の線量限度（施設内の人が立ち入る場所における線量限度1mSv/週）、1.3mSv/3月及び1mSv/年を超えることはない。</p> <p>2.5 参考文献 (変更なし)</p> <p>表2-1 ～ 表2-4 (変更なし)</p> <p>図2-1 ～ 図2-29 (変更なし)</p>	<p>・ 所要の見直し</p> <p>・ 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由	
3. 火災等による損傷の防止 (省略)	3. 火災等による損傷の防止 (変更なし)	・記載の適正化	
4. 立入りの防止 (省略)	4. 立入りの防止 (変更なし)		
5. 自然現象による影響の考慮 (省略)	5. 自然現象による影響の考慮 (変更なし)		
6. 核燃料物質の臨界の防止 (省略)	6. 核燃料物質の臨界防止 (変更なし)		
7. 使用前検査対象施設の地盤 (省略)	7. 使用前検査対象施設の地盤 (変更なし)		
8. 地震による損傷の防止 (省略)	8. 地震による損傷の防止 (変更なし)		
9. 津波による損傷の防止 (省略)	9. 津波による損傷の防止 (変更なし)		
10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (省略)	10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (変更なし)		
11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (省略)	11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (変更なし)		
12. 溢水による損傷の防止 (省略)	12. 溢水による損傷の防止 (変更なし)		
13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (省略)	13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (変更なし)		
14. 飛散物による損傷の防止 (省略)	14. 飛散物による損傷の防止 (変更なし)		
15. 重要度に応じた安全機能の確保 本施設は、信頼性を十分に検討し、故障の少ないものを採用するとともに、万一、設備が故障したとしても、事故につながらないように、以下のような対策を講ずる。 給排気、燃料冷却系、圧縮空気系等の設備は、それぞれ予備機を設け、故障の検知と同時に自動切換回路が作動し予備機への自動切換を行う。 安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出した報告書のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。	15. 重要度に応じた安全機能の確保 本施設は、信頼性を十分に検討し、故障の少ないものを採用するとともに、万一、設備が故障したとしても、事故につながらないように、以下のような対策を講ずる。 給排気、燃料冷却系、圧縮空気系等の設備は、それぞれ予備機を設け、故障の検知と同時に自動切換回路が作動し予備機への自動切換を行う。 安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出した報告書及び添付書類2の2項「 <u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u> 」のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。		・気象条件の見直しに伴う変更
16. 環境条件を考慮した設計 (省略)	16. 環境条件を考慮した設計 (変更なし)		
17. 検査等を考慮した設計 (省略)	17. 検査等を考慮した設計 (変更なし)		
18. 使用前検査対象施設の共用 (省略)	18. 使用前検査対象施設の共用 (変更なし)		
19. 誤操作の防止 (省略)	19. 誤操作の防止 (変更なし)		
20. 安全避難通路等 (省略)	20. 安全避難通路等 (変更なし)		
21. 貯蔵施設 (省略)	21. 貯蔵施設 (変更なし)		
22. 廃棄施設 (省略)	22. 廃棄施設 (変更なし)		
23. 汚染を検査するための設備 (省略)	23. 汚染を検査するための設備 (変更なし)		
24. 監視設備 (省略)	24. 監視設備 (変更なし)		
25. 非常用電源設備 (省略)	25. 非常用電源設備 (変更なし)		
26. 通信連絡設備等 (省略)	26. 通信連絡設備等 (変更なし)		

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 237 240 268">添付書類 2</p> <p data-bbox="92 821 1329 940">変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</p>	<p data-bbox="1911 863 2050 894">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (省略)</p> <p>1.1 想定事故の選定 (省略)</p> <p>1.2 セル火災 (省略)</p> <p>1.3 一般公衆への被ばくによる線量評価 一般公衆への被ばくによる線量を評価するために、最大線量地点における外部被ばくによる実効線量及び等価線量と最大濃度地点における内部被ばくによる実効線量を求める。<u>放射性物質の放出中は、風向・風速は一定、大気安定度はA型と想定し、線量が十分過大に計算されるようにする。</u></p> <p>1) 相対濃度の計算 <u>空气中放射性物質濃度は次式で求められる。</u></p> $\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_zU} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \quad (1.3-1)$ <p>ここで、</p> <p>$\chi(x, y, z)$: 点(x, y, z)における放射性物質の濃度 (Bq/m³)</p> <p>Q : 放出率 (Bq/s)、相対濃度計算では1Bq/hとする。</p> <p>U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)、1.5m/sと仮定する。</p> <p>H : 放出源の有効高さ (m)、60m (吹上効果は無視する。)</p> <p>σ_y : 濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ</p> <p>σ_z : 濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ } <u>気象指針⁽²⁾による。</u></p> <p><u>施設の風下距離X₁mの地点における地表付近の大気中の空气中放射性物質の相対濃度:(χ/Q)は式(1.3-1)においてx=X₁、y=0、z=0として求められる。</u></p> <p><u>A~Fの大気安定度と距離xをパラメータとして相対濃度を計算した結果、最大値は大気安定度A型の時に図1-1に示すようにFMFの風下300mの地点に生じ、9.70×10^{-9} (Bq/m³)/(Bq/h)となる。</u></p>	<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (変更なし)</p> <p>1.1 想定事故の選定 (変更なし)</p> <p>1.2 セル火災 (変更なし)</p> <p>1.3 一般公衆への被ばくによる線量評価 一般公衆への被ばくによる線量を評価するために、最大線量地点における外部被ばくによる実効線量及び等価線量と最大濃度地点における内部被ばくによる実効線量を求める。 <u>評価は、施設から放出された放射性物質が気象条件に従って拡散するものとして、相対濃度又は相対線量の最大値を用いて計算し、線量換算係数を乗じて実効線量等を算出する。放射性物質の相対濃度及び相対線量は、気象指針⁽²⁾を準用し、相対濃度及び相対線量を求めるための気象データは、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。また、相対濃度及び相対線量ともに、環境被ばく線量評価コード(EDAS)⁽³⁾によって求める。</u></p> <p><u>計算条件は次のとおりとする。</u></p> <p><u>放出高さ</u> : 60 m</p> <p><u>放出時間</u> : 1 時間</p> <p><u>周辺監視区域境界の地上面と排気筒基部との高低差</u> : なし</p> <p><u>建家投影面積</u> : 建家影響なし</p> <p>1) 相対濃度の計算</p> <p><u>気象データから得られる風向、風速等をもとに放出源からの距離に対する相対濃度(χ/Q)を計算した結果、最大値は図1-1に示すようにFMFの南南東1350mの地点に生じ、2.05×10^{-9} (Bq/m³)/(Bq/h)となる。</u></p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更(以下、同じ)</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>2) 相対線量の計算</p> <p><u>放射性雲からのγ線による空気カーマ率は次式で計算される。</u></p> $D = K_1 \cdot E \cdot \mu_a \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{\exp(-\mu r)}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad (1.3-2)$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u>D</u> : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 (μ Gy/h)</p> <p><u>K₁</u> : 空気カーマ率への換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$)</p> <p><u>E</u> : γ線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p><u>μ_a</u> : 空気に対するγ線の真吸収係数 (m⁻¹)</p> <p><u>μ</u> : 空気に対するγ線の全吸収係数 (m⁻¹)</p> <p><u>r</u> : 放射線雲中の点(x', y', z')からの計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)</p> <p><u>B(μ r)</u> : 空気に対するγ線の再生係数</p> <p><u>χ</u> : 式(1.3-1)で求められる放射性物質濃度 (Bq/m³)</p> <p><u>相対線量</u> : (D/Q) は式(1.3-2)においてQE=1Bq・MeV/hとして求められる。</p> <p>A~Fの大気安定度と施設の風下距離xをパラメータとして相対線量を計算した結果、最大線量は<u>大気安定度A型の時に</u>図1-2に示すようにFMFの風下240m地点に生じ、空気カーマから実効線量への換算係数を1.0(μ Sv/μ Gy)とすると<u>1.10×10⁻¹⁵(dis・mSv/Bq・MeV)</u>となる。</p> <p>3) 外部被ばくによる実効線量及び等価線量⁽³⁾⁽⁴⁾</p> <p>① 放射性雲によるγ線実効線量</p> <p>希ガスのγ線放出核種の放射性雲による実効線量は次式により求める。</p> $D_\gamma = \sum_i E_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot (D/Q)$ <p>D_γ : 放射性雲による実効線量 (mSv)</p> <p>E_{γ i} : 核種iのγ線実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>Q_i : 核種iの放出量 (Bq)</p> <p>(D/Q) : 相対線量 (dis・mSv/Bq・MeV)</p> <p>表1-2のヨウ素及び希ガスについてγ線実効線量を計算した合計値は、<u>5×10⁻⁸mSv</u>となる。</p> <p>② 放射性雲によるγ線等価線量</p> <p>γ線による皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)の等価線量は次式により求める。</p> $\text{Horg} = \sum_i \frac{(D/Q)}{K_1} \cdot K_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot E_{\gamma i}$ <p>Horg : γ線による皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)の等価線量 (mSv)</p> <p>(D/Q) : 相対線量 (dis・mSv/Bq・MeV)</p> <p>K₁ : 空気中の線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy) [1.0]</p> <p>K_{γ i} : 核種iのγ線の空気吸収線量から皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)</p>	<p>2) 相対線量の計算</p> <p><u>気象データから得られる風向、風速等をもとに放出源からの距離に対する相対線量(D/Q)を計算した結果、最大線量は図1-2に示すようにFMFの南東370m地点に生じ、空気カーマから実効線量への換算係数を1.0(μ Sv/μ Gy)とすると</u><u>5.66×10⁻¹⁶(dis・mSv)/(Bq・MeV)</u>となる。</p> <p>3) 外部被ばくによる実効線量及び等価線量⁽⁴⁾⁽⁵⁾</p> <p>① 放射性雲によるγ線実効線量</p> <p>希ガスのγ線放出核種の放射性雲による実効線量は次式により求める。</p> $D_\gamma = \sum_i E_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot (D/Q)$ <p>D_γ : 放射性雲による実効線量 (mSv)</p> <p>E_{γ i} : 核種iのγ線実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>Q_i : 核種iの放出量 (Bq)</p> <p>(D/Q) : 相対線量 (dis・mSv)/(Bq・MeV)</p> <p>表1-2のヨウ素及び希ガスについてγ線実効線量を計算した合計値は、<u>3×10⁻⁸mSv</u>となる。</p> <p>② 放射性雲によるγ線等価線量</p> <p>γ線による皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)の等価線量は次式により求める。</p> $\text{Horg} = \sum_i \frac{(D/Q)}{K_1} \cdot K_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot E_{\gamma i}$ <p>Horg : γ線による皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)の等価線量 (mSv)</p> <p>(D/Q) : 相対線量 (dis・mSv)/(Bq・MeV)</p> <p>K₁ : 空気中の線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy) [1.0]</p> <p>K_{γ i} : 核種iのγ線の空気吸収線量から皮膚(70μm)及び眼の水晶体(3mm)</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更(以下、同じ)</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>線量への換算係数 (Sv/Gy)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>$E_{\gamma i}$: 核種 i の γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について γ 線等価線量を計算した合計値は、皮膚について 6×10^{-8}mSv、眼の水晶体について 5×10^{-8}mSv となる。</p> <p>③ 放射性雲への浸漬による実効線量</p> <p>放射性雲への浸漬 (β 線及び γ 線) による実効線量は次式により求める。</p> $D = \sum_i K_{li} \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$ <p>D : 空气中浸漬による実効線量 (mSv)</p> <p>K_{li} : 核種 i の空气中放射性物質濃度から実効線量への換算係数 (mSv/h) / (Bq/m³)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³/Bq/h)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について浸漬による実効線量を計算した合計値は、9×10^{-8}mSv となる。</p> <p>④ 放射性雲への浸漬による等価線量</p> <p>β 線による皮膚の等価線量は次式により求める。</p> $H_{70 \mu m} = \sum_i K_2 \cdot K_{\beta i} \cdot (\chi/Q) \cdot E_{\beta i} \cdot Q_i$ <p>$H_{70 \mu m}$: β 線による皮膚の等価線量 (mSv)</p> <p>K_2 : β 線による線量への換算係数 (dis\cdotm³\cdotmGy/MeV\cdotBq\cdoth) [2.22$\times 10^{-7}$]</p> <p>$K_{\beta i}$: 核種 i の β 線による線量から等価線量への換算係数 (mSv/mGy)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³/Bq/h)</p> <p>$E_{\beta i}$: 核種 i の β 線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について浸漬による等価線量を計算した合計値は、3×10^{-6}mSv となる。</p> <p>4) 内部被ばくによる実効線量</p> <p>放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める。</p> $H_H = \sum_i DF_{Hi} \cdot (\chi/Q) \cdot Ma \cdot Q_i$ <p>H_H : 放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (mSv)</p> <p>DF_{Hi} : 核種 i の吸入摂取における実効線量係数 (mSv/Bq)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³/Bq/h)</p> <p>Ma : 呼吸率 (m³/h)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p>	<p>線量への換算係数 (Sv/Gy)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>$E_{\gamma i}$: 核種 i の γ 線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について γ 線等価線量を計算した合計値は、皮膚について 3×10^{-8}mSv、眼の水晶体について 3×10^{-8}mSv となる。</p> <p>③ 放射性雲への浸漬による実効線量</p> <p>放射性雲への浸漬 (β 線及び γ 線) による実効線量は次式により求める。</p> $D = \sum_i K_{li} \cdot Q_i \cdot (\chi/Q)$ <p>D : 空气中浸漬による実効線量 (mSv)</p> <p>K_{li} : 核種 i の空气中放射性物質濃度から実効線量への換算係数 (mSv/h) / (Bq/m³)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³)/_(Bq/h)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について浸漬による実効線量を計算した合計値は、2×10^{-8}mSv となる。</p> <p>④ 放射性雲への浸漬による等価線量</p> <p>β 線による皮膚の等価線量は次式により求める。</p> $H_{70 \mu m} = \sum_i K_2 \cdot K_{\beta i} \cdot (\chi/Q) \cdot E_{\beta i} \cdot Q_i$ <p>$H_{70 \mu m}$: β 線による皮膚の等価線量 (mSv)</p> <p>K_2 : β 線による線量への換算係数 (dis\cdotm³\cdotmGy)/_(MeV\cdotBq\cdoth) [2.22$\times 10^{-7}$]</p> <p>$K_{\beta i}$: 核種 i の β 線による線量から等価線量への換算係数 (mSv/mGy)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³)/_(Bq/h)</p> <p>$E_{\beta i}$: 核種 i の β 線の実効エネルギー (MeV/dis)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>表 1-2 のヨウ素、希ガス及び粒子状放射性物質について浸漬による等価線量を計算した合計値は、6×10^{-7}mSv となる。</p> <p>4) 内部被ばくによる実効線量</p> <p>放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める。</p> $H_H = \sum_i DF_{Hi} \cdot (\chi/Q) \cdot Ma \cdot Q_i$ <p>H_H : 放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (mSv)</p> <p>DF_{Hi} : 核種 i の吸入摂取における実効線量係数 (mSv/Bq)</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 (Bq/m³)/_(Bq/h)</p> <p>Ma : 呼吸率 (m³/h)</p> <p>Qi : 核種 i の放出量 (Bq)</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化 (以下、同じ)</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由																																												
<p>表 1-2 に示したヨウ素及び粒子状放射性物質についての内部被ばくによる実効線量を、表 1-3 に示す。</p> <p><u>6.6</u> 参考文献</p> <p>(1) 日本原子力学会 : ホットラボの設計と管理(1976)</p> <p>(2) 原子力安全委員会 : 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (平成13年3月改訂)</p> <p>(3) 原子力安全委員会 : 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 (平成13年3月改訂)</p> <p>(4) 原子力安全委員会 : 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13年3月改訂)</p> <p>表1-1 ~ 表1-2 (省略)</p> <p>表1-3 事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (成人)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>I -131*</td><td>2×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Sr- 90</td><td>5×10^{-7}</td></tr> <tr><td>Cs-137</td><td>3×10^{-8}</td></tr> <tr><td>Pu-238</td><td>3×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td>9×10^{-6}</td></tr> <tr><td>Pu-240</td><td>2×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Pu-241</td><td>3×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Pu-242</td><td>4×10^{-8}</td></tr> <tr><td>Am-241</td><td>2×10^{-5}</td></tr> <tr><td>合 計</td><td>2×10^{-4}</td></tr> </tbody> </table> <p>* : I-131 については小児の値を用いた。</p>	核 種	実効線量 (mSv)	I -131*	2×10^{-5}	Sr- 90	5×10^{-7}	Cs-137	3×10^{-8}	Pu-238	3×10^{-5}	Pu-239	9×10^{-6}	Pu-240	2×10^{-5}	Pu-241	3×10^{-5}	Pu-242	4×10^{-8}	Am-241	2×10^{-5}	合 計	2×10^{-4}	<p>表 1-2 に示したヨウ素及び粒子状放射性物質についての内部被ばくによる実効線量を、表 1-3 に示す。</p> <p><u>1.4</u> 参考文献</p> <p>(1) 日本原子力学会 : ホットラボの設計と管理(1976)</p> <p>(2) 原子力安全委員会 : 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針 (平成13年3月改訂)</p> <p><u>(3) JAERI-Data/Code 2003-006 : 環境被ばく線量評価コード (EDAS) の開発(2003)</u></p> <p>(4) 原子力安全委員会 : 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 (平成13年3月改訂)</p> <p>(5) 原子力安全委員会 : 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13年3月改訂)</p> <p>表1-1 ~ 表1-2 (変更なし)</p> <p>表1-3 事故時における吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (成人)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th>核 種</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>I -131*</td><td>8×10^{-6}</td></tr> <tr><td>Sr- 90</td><td>1×10^{-7}</td></tr> <tr><td>Cs-137</td><td>5×10^{-8}</td></tr> <tr><td>Pu-238</td><td>2×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td>5×10^{-6}</td></tr> <tr><td>Pu-240</td><td>7×10^{-6}</td></tr> <tr><td>Pu-241</td><td>2×10^{-5}</td></tr> <tr><td>Pu-242</td><td>2×10^{-8}</td></tr> <tr><td>Am-241</td><td>7×10^{-6}</td></tr> <tr><td>合 計</td><td>7×10^{-5}</td></tr> </tbody> </table> <p>* : I-131 については小児の値を用いた。</p>	核 種	実効線量 (mSv)	I -131*	8×10^{-6}	Sr- 90	1×10^{-7}	Cs-137	5×10^{-8}	Pu-238	2×10^{-5}	Pu-239	5×10^{-6}	Pu-240	7×10^{-6}	Pu-241	2×10^{-5}	Pu-242	2×10^{-8}	Am-241	7×10^{-6}	合 計	7×10^{-5}	<p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)</p>
核 種	実効線量 (mSv)																																													
I -131*	2×10^{-5}																																													
Sr- 90	5×10^{-7}																																													
Cs-137	3×10^{-8}																																													
Pu-238	3×10^{-5}																																													
Pu-239	9×10^{-6}																																													
Pu-240	2×10^{-5}																																													
Pu-241	3×10^{-5}																																													
Pu-242	4×10^{-8}																																													
Am-241	2×10^{-5}																																													
合 計	2×10^{-4}																																													
核 種	実効線量 (mSv)																																													
I -131*	8×10^{-6}																																													
Sr- 90	1×10^{-7}																																													
Cs-137	5×10^{-8}																																													
Pu-238	2×10^{-5}																																													
Pu-239	5×10^{-6}																																													
Pu-240	7×10^{-6}																																													
Pu-241	2×10^{-5}																																													
Pu-242	2×10^{-8}																																													
Am-241	7×10^{-6}																																													
合 計	7×10^{-5}																																													

変更前

変更後

変更理由

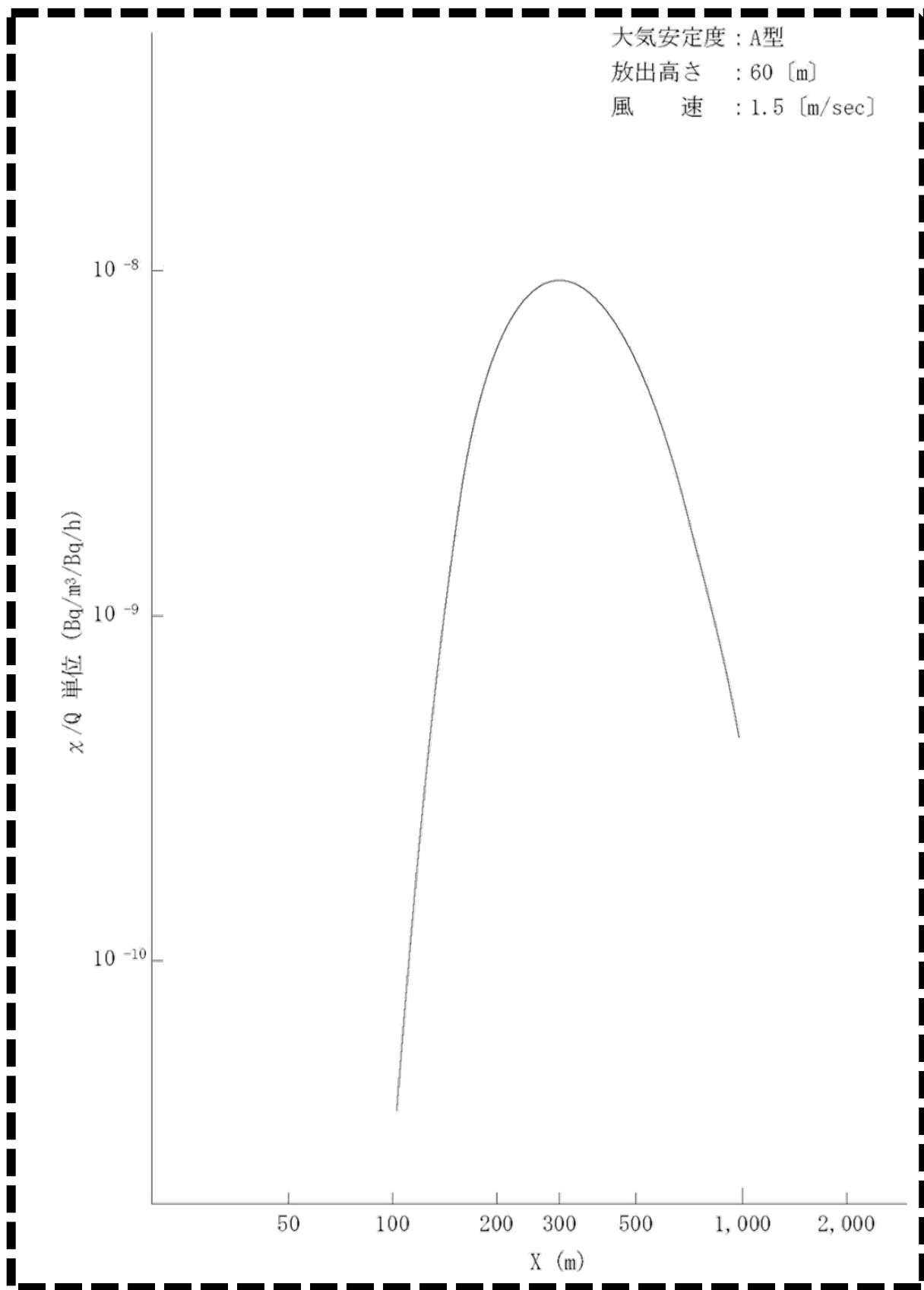


図1-1 風下軸上距離X対相対濃度 χ/Q

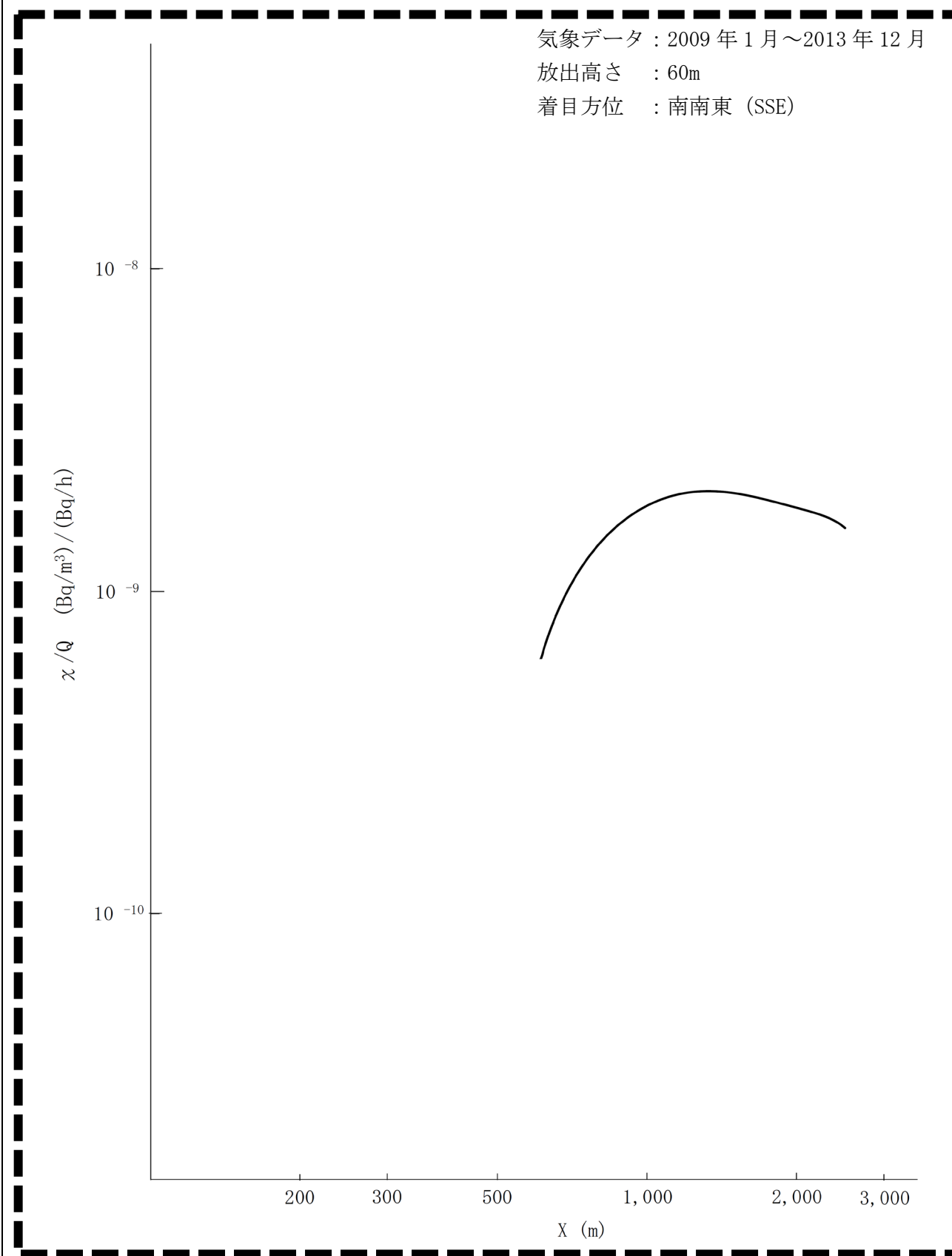


図1-1 距離X対相対濃度 χ/Q

・気象条件の見直しに伴う変更

変更前

変更後

変更理由

大気安定度：A型
 放出高さ：60 [m]
 風速：1.5 [m/sec]
 γ線エネルギー：1 [MeV/dis]

気象データ：2009年1月～2013年12月
 放出高さ：60m
 着目方位：南東（SE）

・気象条件の見直しに伴う変更

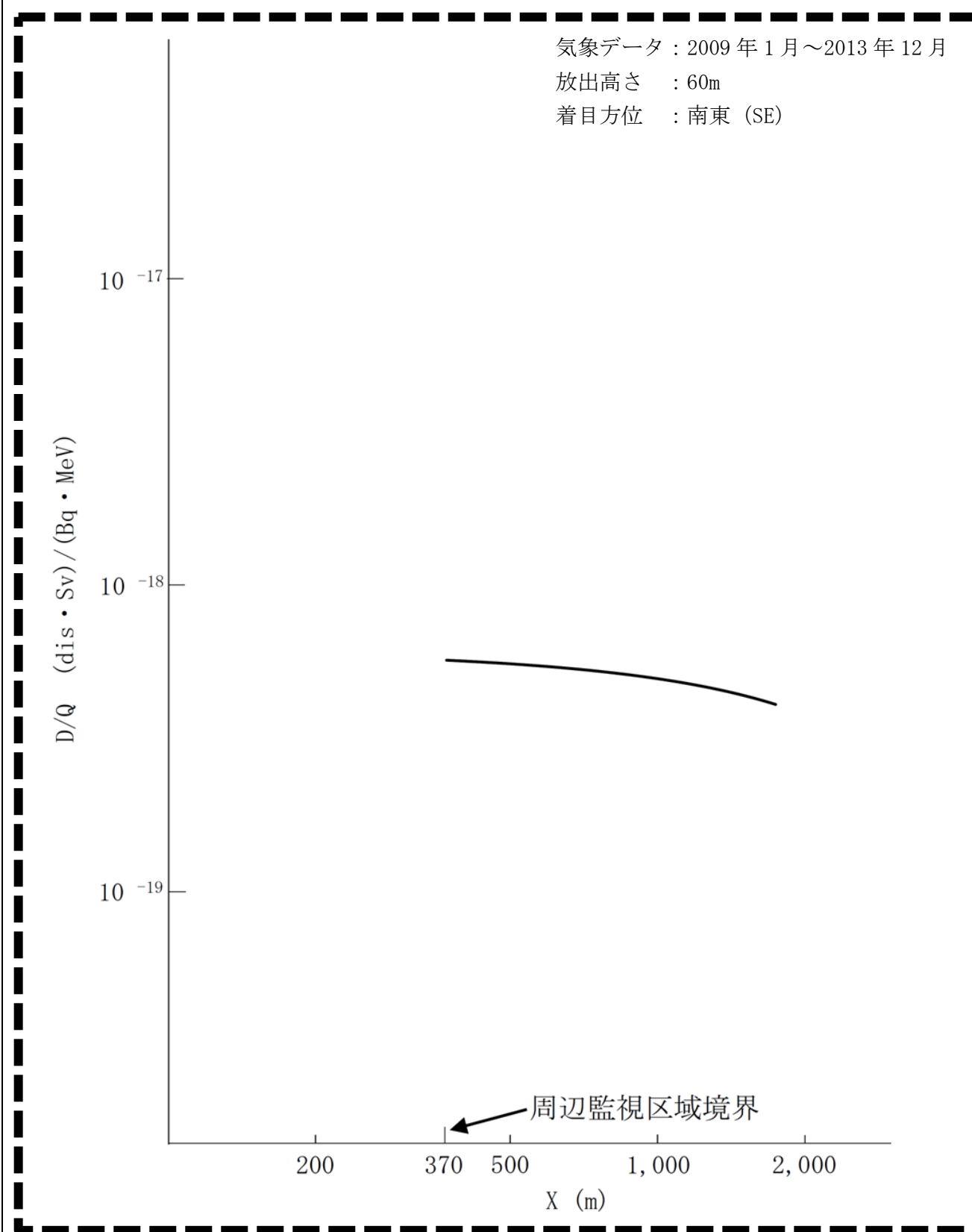
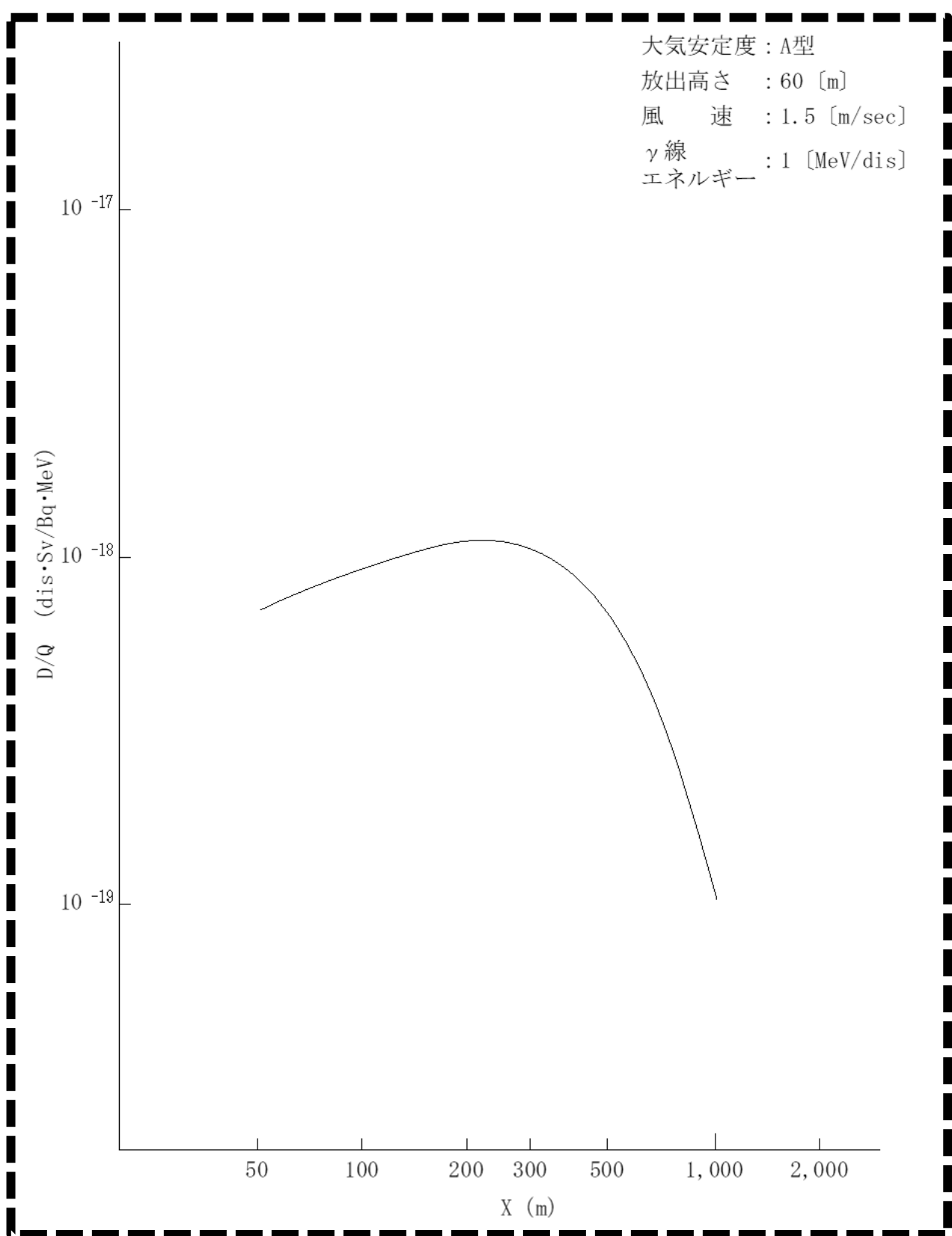


図1-2 風下軸上距離X対相対線量 D/Q

図1-2 距離X対相対線量 D/Q

変更前	変更後	変更理由								
<p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</p> <p>2.1 FMFにおける安全上重要な施設の有無について</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出した<u>報告書のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に及ぼす被ばく線量（実効線量）は、さまざまな外的事象による機能喪失時について評価を実施したところ、地震による安全機能喪失を想定した場合が最大で2.4mSvとなり、5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p>2.2 外的事象による機能喪失時の安全上重要な施設特定方針 (省略)</p> <p>2.3 安全上重要な施設の特定結果</p> <p>(i)地震による安全機能喪失を想定した場合</p> <p>a) 異常事象の想定</p> <p>地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="181 1035 1261 1398"> <thead> <tr> <th>異常事象</th> <th>事象の想定と線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出</td> <td> <p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.4mSv</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>評価は地震により建家及びセルの閉じ込め機能が喪失すると、セルから放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいするものとして以下を想定する。</p> <p>①動的閉じ込め機能は全て喪失しているとする。</p> <p>②地震により飛散するおそれのある粉体の核燃料物質を取り扱う試験セル、除染セル及び金相セルの静的閉じ込め機能が喪失して放射性物質が部屋に漏えいし、同じく閉じ込め機能が喪失した建家外壁から環境へ漏えいする。</p> <p>③各セルのソースタームとなる核燃料物質は、試験セル0.42g、除染セル0.42g及び金相セル0.069gである。このうち飛散している粒子状物質（飛散率1%）、希ガス（飛散率100%）及びヨウ素（飛散率は放出率50%に対しプレートアウト率45%を考慮した値）が漏えいする。</p> <p>④各セルから部屋及び部屋から建家外への静的閉じ込め機能の喪失による移行率は、粒子状物質、希ガス及びヨウ素について、全て100%とする。</p>	異常事象	事象の想定と線量	閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.4mSv</p>	<p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</p> <p>2.1 FMFにおける安全上重要な施設の有無について</p> <p>安全上重要な施設に係る評価については、平成26年12月17日付け26原機（安）101（平成27年1月19日付け26原機（安）106にて訂正）、平成28年3月31日付け27原機（安）061及び平成28年5月31日付け28原機（安）012によって提出して<u>おり、安全機能が喪失した場合における周辺監視区域周辺の公衆に及ぼす被ばく線量（実効線量）について、さまざまな外的事象による機能喪失時について評価を実施している。安全上重要な施設に係る評価報告書の中の線量評価に係る相対濃度、相対線量に関して、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用して再評価を実施した。評価の結果、地震による安全機能喪失を想定した場合が最大で2.5mSvとなり、5mSvを超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p>2.2 外的事象による機能喪失時の安全上重要な施設特定方針 (変更なし)</p> <p>2.3 安全上重要な施設の特定結果</p> <p>(i)地震による安全機能喪失を想定した場合</p> <p>a) 異常事象の想定</p> <p>地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1442 1035 2522 1398"> <thead> <tr> <th>異常事象</th> <th>事象の想定と線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出</td> <td> <p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.5mSv</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>評価は地震により建家及びセルの閉じ込め機能が喪失すると、セルから放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいするものとして以下を想定する。</p> <p>①動的閉じ込め機能は全て喪失しているとする。</p> <p>②地震により飛散するおそれのある粉体の核燃料物質を取り扱う試験セル、除染セル及び金相セルの静的閉じ込め機能が喪失して放射性物質が部屋に漏えいし、同じく閉じ込め機能が喪失した建家外壁から環境へ漏えいする。</p> <p>③各セルのソースタームとなる核燃料物質は、試験セル0.42g、除染セル0.42g及び金相セル0.069gである。このうち飛散している粒子状物質（飛散率1%）、希ガス（飛散率100%）及びヨウ素（飛散率は放出率50%に対しプレートアウト率45%を考慮した値）が漏えいする。</p> <p>④各セルから部屋及び部屋から建家外への静的閉じ込め機能の喪失による移行率は、粒子状物質、希ガス及びヨウ素について、全て100%とする。</p>	異常事象	事象の想定と線量	閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.5mSv</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更（以下、同じ）</p>
異常事象	事象の想定と線量									
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.4mSv</p>									
異常事象	事象の想定と線量									
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>建家及びセルに対し適切な移行率（DF 値）の設定が困難であるため、これらの閉じ込め機能の喪失による移行率は、保守側に100%（DF=1）として評価する。</p> <p>地震により施設の動的及び静的閉じ込め機能が喪失し、放射性物質が建家及びセルからDF 値1で環境に放出される。</p> <p>実効線量：2.5mSv</p>									

変更前	変更後	変更理由														
<p>⑤このとき、公衆の実効線量は2.4mSvとなる。</p> <p>b) 「安全上重要な施設」の特定結果 (省略)</p> <p>2.4 被ばく評価条件 (省略)</p> <p>2.4.1 実効線量 (省略)</p> <p>2.4.2 相対濃度</p> <p><u>空气中放射性物質の相対濃度は、放出される放射性物質 1Bq が 1 時間で放出したものとし、また風向及び風速が一定と仮定し、次式で求められる。</u></p> $\chi/Q(x,y,z) = \frac{1}{3600 \cdot 2\pi ABU} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2A^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2B^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2B^2}\right\} \right]^{1)}$ <p>ここで、</p> <p>$\chi/Q(x,y,z)$: 点(x,y,z)における放射性物質の相対濃度 ((Bq/m³)/(Bq/h))</p> <p><u>U</u> : 放出源高さを代表する風速 (m/s)</p> <p><u>H</u> : 放出源の有効高さ (m)</p> <p><u>A</u> : 濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ</p> <p><u>B</u> : 濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ</p> <p><u>施設の風下距離 x₁ m の地点における地表付近の大気中の空气中放射性物質の相対濃度 (χ/Q) は、式において x=x₁、y=0 及び z=0 として求められる。また、拡がりのパラメータ A 及び B については、建家影響がないと考えられる場合はそれぞれ σ_y 及び σ_z とし、建家影響があると考えられる場合はそれぞれ Σ_y 及び Σ_z とし、以下に示す。</u></p> $\sigma_y = 0.67775\theta_{0.1} \cdot (5 - \log(x/1000)) \cdot (x/1000)$ $\sigma_z = \sigma_1(x/1000)^{a_1+a_2} \cdot \log(x/1000) + a_3(\log(x/1000))^2$ $\Sigma_y = (\sigma_y^2 + cS/\pi)^{1/2}$ $\Sigma_z = (\sigma_z^2 + cS/\pi)^{1/2}$ <p><u>ここで、θ_{0.1}、σ₁、a₁、a₂ 及び a₃ は算出に用いるパラメータであり、その値を表 2 及び表 3 に示す。また、c は形状係数 (=0.5)、S は建家の最小投影面積 (=600m²) である。</u></p> <p style="text-align: center;">表2 大気安定度ごとのパラメータ θ_{0.1}</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>大気安定度</th> <th><u>A</u></th> <th><u>B</u></th> <th><u>C</u></th> <th><u>D</u></th> <th><u>E</u></th> <th><u>F</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>θ_{0.1}</td> <td><u>50</u></td> <td><u>40</u></td> <td><u>30</u></td> <td><u>20</u></td> <td><u>15</u></td> <td><u>10</u></td> </tr> </tbody> </table>	大気安定度	<u>A</u>	<u>B</u>	<u>C</u>	<u>D</u>	<u>E</u>	<u>F</u>	θ _{0.1}	<u>50</u>	<u>40</u>	<u>30</u>	<u>20</u>	<u>15</u>	<u>10</u>	<p>⑤このとき、公衆の実効線量は2.5mSvとなる。</p> <p>b) 「安全上重要な施設」の特定結果 (変更なし)</p> <p>2.4 被ばく評価条件 (変更なし)</p> <p>2.4.1 実効線量 (変更なし)</p> <p>2.4.2 相対濃度</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)</p>
大気安定度	<u>A</u>	<u>B</u>	<u>C</u>	<u>D</u>	<u>E</u>	<u>F</u>										
θ _{0.1}	<u>50</u>	<u>40</u>	<u>30</u>	<u>20</u>	<u>15</u>	<u>10</u>										

変更前		変更後		変更理由
表3 σ_1 、 a_1 、 a_2 及び a_3				
<u>大気安定度</u>	<u>σ_1</u>	<u>a_1</u>	<u>a_2</u>	<u>a_3</u>
<u>A</u>	<u>165</u> <u>768.1</u>	<u>1.07</u> <u>3.9077</u>	<u>0.0</u> <u>3.898</u>	<u>0.0</u> <u>1.7330</u>
<u>B</u>	<u>83.7</u> <u>122.0</u>	<u>0.894</u> <u>1.4132</u>	<u>0.0</u> <u>0.49523</u>	<u>0.0</u> <u>0.12772</u>
<u>C</u>	<u>58.0</u> <u>58.1</u>	<u>0.891</u> <u>0.8916</u>	<u>0.0</u> <u>-0.001649</u>	<u>0.0</u> <u>0.0</u>
<u>D</u>	<u>33.0</u> <u>31.7</u>	<u>0.854</u> <u>0.7626</u>	<u>0.0</u> <u>-0.095108</u>	<u>0.0</u> <u>0.0</u>
<u>E</u>	<u>24.4</u> <u>22.2</u>	<u>0.854</u> <u>0.7117</u>	<u>0.0</u> <u>-0.12697</u>	<u>0.0</u> <u>0.0</u>
<u>F</u>	<u>15.5</u> <u>13.8</u>	<u>0.822</u> <u>0.6582</u>	<u>0.0</u> <u>-0.1227</u>	<u>0.0</u> <u>0.0</u>
上段：距離0.2km未満に適用 下段：距離0.2km以遠に適用				
放射性物質が建家から地上放出される場合、相対濃度 (χ/Q) は、気象指針 ¹⁾ を参考に以下の計算条件により求める。 1) <u>風速</u> : <u>1.0 m/s</u> 2) <u>放出源の有効高さ</u> : <u>0 m</u> 3) <u>大気安定度</u> : <u>F</u> 4) <u>建家影響</u> : <u>有り</u> 相対濃度 (χ/Q) は、距離 x をパラメータとして相対濃度を計算した結果、最大値は FMF の風下 230 m (建家から周辺監視区域境界までの距離に相当) の地点に生じ、 6.21×10^{-7} (Bq/m ³)/(Bq/h) となる。 2.4.3 放出放射能の算出条件 (省略) 2.4.4 文献等 (省略)		放射性物質が建家から地上放出される場合、相対濃度 (χ/Q) は、気象指針 ¹⁾ を参考に以下の計算条件により求める。 1) <u>気象データ</u> : <u>2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。</u> 2) <u>放出源の有効高さ</u> : <u>0 m</u> 3) <u>建家影響</u> : <u>有り</u> 気象データから得られる風向、風速等をもとに放出源からの距離に対する相対濃度 (χ/Q) を計算した結果、最大値は FMF の東北東及び東 230 m の地点に生じ、 6.47×10^{-7} (Bq/m ³)/(Bq/h) となる。 2.4.3 放出放射能の算出条件 (変更なし) 2.4.4 文献等 (変更なし)		・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="94 205 231 241">添付書類3</p> <p data-bbox="477 724 955 1008">変更に係る核燃料物質の使用に必要な 技術的能力に関する説明書 (施設編) 照射燃料集合体試験施設</p>	<p data-bbox="1911 808 2050 844">(変更なし)</p>	

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～14
別添 1	別添	1-1
添付書類 1	添	1-1～18
添付書類 2	添	2-1
添付書類 3	添	3-1
添付書類 4	添	4-1

照射材料試験施設

変更前	変更後	変更理由
大洗研究所（南地区） 施設編 照射材料試験施設（施設番号 8）	(変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
本文（施設編）	(変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p>目次 (省略)</p> <p>表リスト (省略)</p>	<p>目次 (変更なし)</p> <p>表リスト (変更なし)</p>	
<p style="text-align: center;">図リスト</p> <p>図 1 試料の流れの概要…………… (8)-24</p> <p>図 2 1階平面図…………… (8)-25</p> <p>図 3 2階平面図…………… (8)-26</p> <p>図 4 地階平面図…………… (8)-27</p> <p>図 5 放射線管理設備の配置（1階）…………… (8)-28</p> <p>図 6 放射線管理設備の配置（2階）…………… (8)-29</p> <p>図 7 放射線管理設備の配置（地階）…………… (8)-30</p> <p>図 8 XXXXXXXXXX…………… (8)-31</p> <p>図 9 排気系統図…………… (8)-32</p> <p>図 10 放射性廃液系統図…………… (8)-33</p>	<p style="text-align: center;">図リスト</p> <p>図 1 試料の流れの概要…………… (8)-24</p> <p>図 2 1階平面図…………… (8)-25</p> <p>図 3 2階平面図…………… (8)-26</p> <p>図 4 地階平面図…………… (8)-27</p> <p>図 5 放射線管理設備の配置（1階）…………… (8)-28</p> <p>図 6 放射線管理設備の配置（2階）…………… (8)-29</p> <p>図 7 放射線管理設備の配置（地階）…………… (8)-30</p> <p>図 8 XXXXXXXXXX…………… (8)-31</p> <p>図 9 排気系統図…………… (8)-32</p> <p>図 10 放射性廃液系統図…………… (8)-33</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更</p>

変更前		変更後		変更理由
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (省略) 2. 使用の目的及び方法		1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 (変更なし) 2. 使用の目的及び方法		・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除 (以下、同じ) ・核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し (以下、同じ)
整理番号	使用の目的	整理番号	使用の目的	
1	<u>照射した燃料被覆管等の照射後試験を行う。また、核燃料物質で汚染された物の試験を行う。</u>	1	<u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等の照射後試験を行う。</u>	
整理番号	使用の方法	整理番号	使用の方法	
1	照射材料試験施設（以下「本施設」又は「MMF」という。）に搬入された試料は、表 2-1 場所別使用方法に従って使用する。表 2-2 に各取扱場所の最大取扱量を示す。また、試料の流れの概要を図 1 に示す。 上記の核燃料物質等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。 ① 所定の容器への収納 廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとする物をカートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。 ② 汚染の拡大防止のための措置 汚染の拡がりを防止する必要がある物を所定の容器に収納する場合、ポリ塩化ビニル製バッグ（以下「PVC バッグ」という。）、ビニル袋又はビニルシートにより包装する。 ③ 火災の防止のための措置 廃棄しようとする物が可燃物又は所定の容器が可燃性の場合、これを金属製容器に収納する。 ④ 所定の容器に収納することが困難な物の措置 所定の容器に収納することが困難な大型機械等は PVC バッグ、ビニルシート又はビニル袋により梱包するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。	1	照射材料試験施設（以下「本施設」又は「MMF」という。）に搬入された核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等*の試料は、表 2-1 場所別使用方法に従って使用する。表 2-2 に各取扱場所の最大取扱量を示す。試料は 8-3 貯蔵施設の設備に示す最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う。また、試料の流れの概要を図 1 に示す。 ※主に「常陽」等で照射された被覆管材料、ラップ管材料等 上記の核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。 ① 所定の容器への収納 廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとする物をカートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。 ② 汚染の拡大防止のための措置 汚染の拡がりを防止する必要がある物を所定の容器に収納する場合、ポリ塩化ビニル製バッグ（以下「PVC バッグ」という。）、ビニル袋又はビニルシートにより包装する。 ③ 火災の防止のための措置 廃棄しようとする物が可燃物又は所定の容器が可燃性の場合、これを金属製容器に収納する。 ④ 所定の容器に収納することが困難な物の措置 所定の容器に収納することが困難な大型機械等は PVC バッグ、ビニルシート又はビニル袋により梱包するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。	
ただし、上記は平和の目的に限る。		ただし、上記は平和の目的に限る。		

変更前	変更後	変更理由																																																														
<p>3. 核燃料物質の種類 (省略)</p> <p>4. 使用の場所 (省略)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (省略) (MMF)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">濃縮度 20%未満</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">濃縮度 20%以上</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> <td style="text-align: center;">1mg-U</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">1mg-Pu</td> <td style="text-align: center;">1mg-Pu</td> </tr> <tr> <td>(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注)}</td> <td style="text-align: center;">3mg-U・Pu</td> <td style="text-align: center;">3mg-U・Pu</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) (5)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 15%;">使用済燃料の処分の方法</td> <td>核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。</td> </tr> </table> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (省略)</p>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量		最大存在量	延べ取扱量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1mg-U	1mg-U	(2)劣化ウラン及びその化合物	1mg-U	1mg-U	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度 20%未満	1mg-U	1mg-U	濃縮度 20%以上	1mg-U	1mg-U	(4)プルトニウム及びその化合物	1mg-Pu	1mg-Pu	(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注)}	3mg-U・Pu	3mg-U・Pu	(6)トリウム及びその化合物	—	—	使用済燃料の処分の方法	核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。	<p>3. 核燃料物質の種類 (変更なし)</p> <p>4. 使用の場所 (変更なし)</p> <p>5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (変更なし) (MMF)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量^{注2)}</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="6" style="text-align: center; vertical-align: middle;">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">濃縮度 20%未満</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">濃縮度 20%以上</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注1)}</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) (5)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。</p> <p>注2) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等に関する年間予定使用量とし、本5項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。</p> <p>6. 使用済燃料の処分の方法</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; margin-top: 10px;"> <tr> <td style="width: 15%;">使用済燃料の処分の方法</td> <td>該当なし</td> </tr> </table> <p>7. 使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし)</p>	核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}		最大存在量	延べ取扱量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	—	—	(2)劣化ウラン及びその化合物	—	—	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度 20%未満	—	—	濃縮度 20%以上	—	—	(4)プルトニウム及びその化合物	—	—	(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	—	—	(6)トリウム及びその化合物	—	—	使用済燃料の処分の方法	該当なし	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ)</p>
核燃料物質の種類			予定使用期間	年間予定使用量																																																												
	最大存在量	延べ取扱量																																																														
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1mg-U	1mg-U																																																													
(2)劣化ウラン及びその化合物		1mg-U	1mg-U																																																													
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度 20%未満	1mg-U	1mg-U																																																												
		濃縮度 20%以上	1mg-U	1mg-U																																																												
(4)プルトニウム及びその化合物		1mg-Pu	1mg-Pu																																																													
(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注)}		3mg-U・Pu	3mg-U・Pu																																																													
(6)トリウム及びその化合物	—	—																																																														
使用済燃料の処分の方法	核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。																																																															
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}																																																														
		最大存在量	延べ取扱量																																																													
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	—	—																																																													
(2)劣化ウラン及びその化合物		—	—																																																													
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度 20%未満	—	—																																																												
		濃縮度 20%以上	—	—																																																												
(4)プルトニウム及びその化合物		—	—																																																													
(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}		—	—																																																													
(6)トリウム及びその化合物	—	—																																																														
使用済燃料の処分の方法	該当なし																																																															

変更前	変更後	変更理由																																																										
<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8-1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="100 275 1270 464"> <tr> <td>貯蔵施設の位置</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </table> <p>8-2 貯蔵施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="100 554 1270 915"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table> <p>8-3 貯蔵施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="100 1005 1285 1671"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>個 数</th> <th>最大収納量</th> <th>内容物の物理・化学的性状</th> <th>仕 様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>	貯蔵施設の位置	[Redacted]	貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]	貯蔵施設の名称	個 数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕 様	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8-1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1368 275 2537 464"> <tr> <td>貯蔵施設の位置</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </table> <p>8-2 貯蔵施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="1368 554 2537 915"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table> <p>8-3 貯蔵施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="1368 1005 2552 1671"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>個 数</th> <th>最大収納量</th> <th>内容物の物理・化学的性状</th> <th>仕 様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>	貯蔵施設の位置	[Redacted]	貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]	貯蔵施設の名称	個 数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕 様	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ) 貯蔵の対象範囲を見直し
貯蔵施設の位置	[Redacted]																																																											
貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様																																																									
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																																																									
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																																																									
貯蔵施設の名称	個 数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕 様																																																								
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																								
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																								
貯蔵施設の位置	[Redacted]																																																											
貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様																																																									
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																																																									
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																																																									
貯蔵施設の名称	個 数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕 様																																																								
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																								
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																								
<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9-1 気体廃棄施設</p> <p>9-1-1 気体廃棄施設の位置 (省略)</p> <p>9-1-2 気体廃棄施設の構造 (省略)</p>	<p>9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備</p> <p>9-1 気体廃棄施設</p> <p>9-1-1 気体廃棄施設の位置 (変更なし)</p> <p>9-1-2 気体廃棄施設の構造 (変更なし)</p>																																																											

変更前			変更後			変更理由			
9-1-3 気体廃棄施設の設備			9-1-3 気体廃棄施設の設備						
廃 棄 設 備	設備名称	仕 様	設備名称	仕 様					
	排風機	排気第 1 系統	・公称能力：約 6,000m ³ /h 台数：1+1(予備) ・被覆管試験セル、気密型グローブボックス（サービスエリア）の排気	排風機	排気第 1 系統	・公称能力：約 6,000m ³ /h 台数：1+1(予備) ・被覆管試験セル、気密型グローブボックス（サービスエリア）の排気	・ヨウ素の発生がなくなるため削除 (以下、同じ)		
		排気第 2 系統	・公称能力：約 2,470m ³ /h 台数：1+1(予備) ・工作セル、研磨セルの排気		排気第 2 系統	・公称能力：約 2,470m ³ /h 台数：1+1(予備) ・工作セル、研磨セルの排気			
		排気第 3 系統	・公称能力：約 6,900m ³ /h 台数：1+1(予備) ・ローディングセル、試験セル、光顕セル、貯蔵セル、単軸クリープセル、保守室の排気		排気第 3 系統	・公称能力：約 6,900m ³ /h 台数：1+1(予備) ・ローディングセル、試験セル、光顕セル、貯蔵セル、単軸クリープセル、保守室の排気			
		排気第 4 系統	・公称能力：約 17,430m ³ /h 台数：1+1(予備) ・操作室、ガス分析室、サービスエリア、排風機室、廃液タンク室の排気		排気第 4 系統	・公称能力：約 17,430m ³ /h 台数：1+1(予備) ・操作室、ガス分析室、サービスエリア、排風機室、廃液タンク室の排気			
		排気第 5 系統	・公称能力：約 4,400m ³ /h 台数：1+1(予備) ・物性測定室、分析室、 負圧型グローブボックス（ガス分析室）の排気		排気第 5 系統	・公称能力：約 4,400m ³ /h 台数：1+1(予備) ・物性測定室、分析室、 負圧型グローブボックス（ガス分析室）の排気			
		排気第 6 系統	・公称能力：約 460m ³ /h 台数：1 ・被覆管試験セルの排気 電源設備の定検時等に使用する。		排気第 6 系統	・公称能力：約 460m ³ /h 台数：1 ・被覆管試験セルの排気 電源設備の定検時等に使用する。			
	排気フィルタ	排気系統	フィルタ段数	排気フィルタ	排気系統	フィルタ段数			
		排気第 1 系統	プレフィルタ		1 段	排気第 1 系統		プレフィルタ	1 段
			高性能フィルタ		2 段			高性能フィルタ	2 段
<u>チャコールフィルタ</u>			1 段		<u>チャコールフィルタ</u>			1 段	
排気第 2 系統		プレフィルタ	2 段		排気第 2 系統	プレフィルタ	2 段		
		高性能フィルタ	2 段			高性能フィルタ	2 段		
排気第 3 系統		プレフィルタ	1 段		排気第 3 系統	プレフィルタ	1 段		
	高性能フィルタ	1 段	高性能フィルタ	1 段					
排気第 4 系統	プレフィルタ	1 段	排気第 4 系統	プレフィルタ	1 段				
	高性能フィルタ	1 段		高性能フィルタ	1 段				
排気第 5 系統	プレフィルタ	1 段	排気第 5 系統	プレフィルタ	1 段				
	高性能フィルタ	1 段		高性能フィルタ	1 段				
排気第 6 系統	プレフィルタ	1 段	排気第 6 系統	プレフィルタ	1 段				
	高性能フィルタ	1 段		高性能フィルタ	1 段				
	排気第 6 系統	<u>チャコールフィルタ</u>	1 段						
排気口	地表から 17m、吹出部は 1.2m×0.8m である。		排気口	地表から 17m、吹出部は 1.2m×0.8m である。					
排気モニタ	排気モニタの概要を表 7-5「主要放射線管理機器」に示す。		排気モニタ	排気モニタの概要を表 7-5「主要放射線管理機器」に示す。					
その他	_____		その他	_____					

変更前		変更後		変更理由
9-2 液体廃棄施設 9-3 固体廃棄施設	(省略) (省略)	9-2 液体廃棄施設 9-3 固体廃棄施設	(変更なし) (変更なし)	・核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し（以下、同じ） ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ）
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (省略)		10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (変更なし)		
表 2-1 場所別使用方法		表 2-1 場所別使用方法		
使用場所	使用の方法	使用場所	使用の方法	
ローディングドック	キャスク等の搬出入	ローディングドック	キャスク等の搬出入	
サービスエリア	1) キャスク等の搬出入、移送及び保管 2) MMF-2 との輸送容器の移送 3) グローブボックスによるセル内機器のメンテナンス等	サービスエリア	1) キャスク等の搬出入、移送及び保管 2) MMF-2 との輸送容器の移送 3) グローブボックスによるセル内機器のメンテナンス等	
██████████	██████████ 1) 核燃料物質で汚染された物の搬出入 2) 廃棄物の搬出 3) ██████████ 4) 核燃料物質で汚染された物の取出し 5) 核燃料物質で汚染された物の外観検査	██████████	██████████ 1) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入 2) 廃棄物の搬出 3) ██████████ 4) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の取出し 5) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の外観検査	
██████████	██████████ 1) <u>引張試験</u> 2) 外観検査 3) ██████████ 4) 核燃料物質で汚染された物の搬出入	██████████	██████████ 1) 外観検査 2) ██████████ 3) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入	
保守室	セル内及びセル内機器のメンテナンス	保守室	セル内及びセル内機器のメンテナンス	
操作室	セル内試験作業	操作室	セル内試験作業	
放射線管理室	各区域内の放射線管理	放射線管理室	各区域内の放射線管理	
コールド更衣室	出入管理	コールド更衣室	出入管理	
ホット更衣室	出入管理	ホット更衣室	出入管理	
排風機室	排気処理	排風機室	排気処理	
廃液タンク室	放射性廃液の一時貯留	廃液タンク室	放射性廃液の一時貯留	

変更前				変更後				変更理由		
表 2-2 各取扱場所の最大取扱量				表 2-2 各取扱場所の最大取扱量 [※]				<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ） 試料の対象を見直し（以下、同じ） 記載の適正化 記載の適正化 核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 		
取扱場所	最大取扱放射能（注 1）		<u>(注 4)</u> 最大取扱核燃料物質重量 (mg)	備 考	取扱場所	最大取扱放射能（注 1）			最大取扱核燃料物質重量 (mg)	備 考
	(注 2) ガンマ線 (Bq)	<u>(注 3)</u> 中性子線 (Bq)				(注 2) ガンマ線 (Bq)	(注 3) 中性子線 (Bq)			
施設全体	—	<u>二</u>	<u>1</u>		施設全体	—	<u>二</u>			
<u> </u> <u> </u>	<u>5.56×10¹³</u>	<u>二</u>	<u>1</u>	<u>燃料ピン^(注 5) 1 本分 (被覆管)</u>	<u> </u> <u> </u>	<u>7.59×10¹¹</u>	<u>二</u>	<u>核燃料物質で汚染された被覆管材料^(注 3)</u>		
<u> </u> <u> </u>	<u>1.67×10¹⁴</u>	<u>二</u>	<u>1</u>	<u>燃料ピン^(注 5) 3 本分 (被覆管)</u>	<u> </u> <u> </u>	<u>2.28×10¹²</u>	<u>二</u>	<u>核燃料物質で汚染された被覆管材料^(注 4)</u>		
(注 1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を 140MW 炉心で 6 サイクル運転後 140 日間冷却した時点での放射能相当(1 サイクルは、60 日運転、19 日間停止) (注 2) 1Photon/sec を 1Bq とする。 <u>(注 3) 1Neutron/sec を 1Bq とする。</u> <u>(注 4) ウラン-235 とプルトニウム全核種の合計量について適用する。</u> (注 5) <u>最大取扱放射能(注 1)に示す仕様に相当する燃料ピン。</u>				※核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等 (注 1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を 140MW 炉心で 6 サイクル運転後 140 日間冷却した時点での放射能を用いて算出した (1 サイクルは、60 日運転、19 日間停止)。 (注 2) 1Photon/sec を 1Bq とする。 (注 3) <u>(注 1)に示す条件の燃料ピン 1 本から核燃料物質を除いた被覆管材料。</u> (注 4) <u>(注 1)に示す条件の燃料ピン 3 本から核燃料物質を除いた被覆管材料。</u>						
表 7-1 セルの構造 (省略) 表 7-2 セルの主要付属設備 (省略)				表 7-1 セルの構造 (変更なし) 表 7-2 セルの主要付属設備 (変更なし)						
表 7-3 セル内の主要試験機器				表 7-3 セル内の主要試験機器						
セル名称	機 器 名 称	数 量	備 考	セル名称	機 器 名 称	数 量	備 考			
被覆管試験セル	<u>1) 引張試験機*</u>	<u>1 式</u>	<u>最高試験温度 800℃</u> <u>脱ミート後の被覆管試料の処理量は年間 300 本以下とする。</u>	被覆管試験セル	ペリスコープ	1 式				
	<u>2)ペリスコープ</u>	1 式								
ローディングセル	ペリスコープ	1 式		ローディングセル	ペリスコープ	1 式				
* : <u>過熱防止機能付</u> 表 7-4 グローブボックス等の概要 (省略)				表 7-4 グローブボックス等の概要 (変更なし)						

変更前				変更後				変更理由
表 7-5 主要放射線管理機器				表 7-5 主要放射線管理機器				・ヨウ素及び貴ガスの発生がなくなるため削除（以下、同じ） ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更
設備名称	機器名称	数量	備考	設備名称	機器名称	数量	備考	
セル内モニタリング設備	インセルモニタ	2 式		セル内モニタリング設備	インセルモニタ	2 式		
管理区域内モニタリング設備	1) γ 線エリアモニタ 2) ローカルエアサンプリング装置 3) 室内ダストモニタ	6 式 1 式 1 式	検出器 3ヶ所 吸引端 20ヶ所	管理区域内モニタリング設備	1) γ 線エリアモニタ 2) ローカルエアサンプリング装置 3) 室内ダストモニタ	6 式 1 式 1 式	検出器 3ヶ所 吸引端 20ヶ所	
排気中放射性物質濃度測定設備	排気モニタ	1 式	α ダストモニタ β γ ダストモニタ <u>ヨウ素モニタ</u> <u>ガスモニタ</u>	排気中放射性物質濃度測定設備	排気モニタ	1 式	α ダストモニタ β γ ダストモニタ	
放射線測定器	1) 移動型ダストモニタ 2) ハンドフットモニタ 3) γ ゲートモニタ	2 台 1 台以上 1 台	(天井ポート)	放射線測定器	1) 移動型ダストモニタ 2) ハンドフットモニタ 3) γ ゲートモニタ	2 台 1 台以上 1 台	(天井ポート)	
表 8-1 貯蔵設備の概要				表 8-1 貯蔵設備の概要				
項目				項目				
遮蔽	遮蔽蓋			遮蔽蓋				
	側壁*			側壁*				
	床部*			床部*				
表 9-1 主要廃液設備の概要 (省略)				表 9-1 主要廃液設備の概要 (変更なし)				
図 1 試料の流れの概要 (省略)				図 1 試料の流れの概要 (変更なし)				
図 2 1 階平面図 (省略)				図 2 1 階平面図 (変更なし)				
図 3 2 階平面図 (省略)				図 3 2 階平面図 (変更なし)				
図 4 地階平面図 (省略)				図 4 地階平面図 (変更なし)				
図 5 放射線管理設備の配置 (1 階) (省略)				図 5 放射線管理設備の配置 (1 階) (変更なし)				
図 6 放射線管理設備の配置 (2 階) (省略)				図 6 放射線管理設備の配置 (2 階) (変更なし)				

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="468 1711 952 1749">図 7 放射線管理設備の配置（地階）</p>	 <p data-bbox="1739 1711 2223 1749">図 7 放射線管理設備の配置（地階）</p>	<p data-bbox="2635 1083 2864 1297">・核燃料物質の取扱い終了に伴うヨウ素モニタ及びガスモニタの削除</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>図 8  (図面について省略)</p>	<p>図 8  (図面について変更なし)</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更</p>

変更前

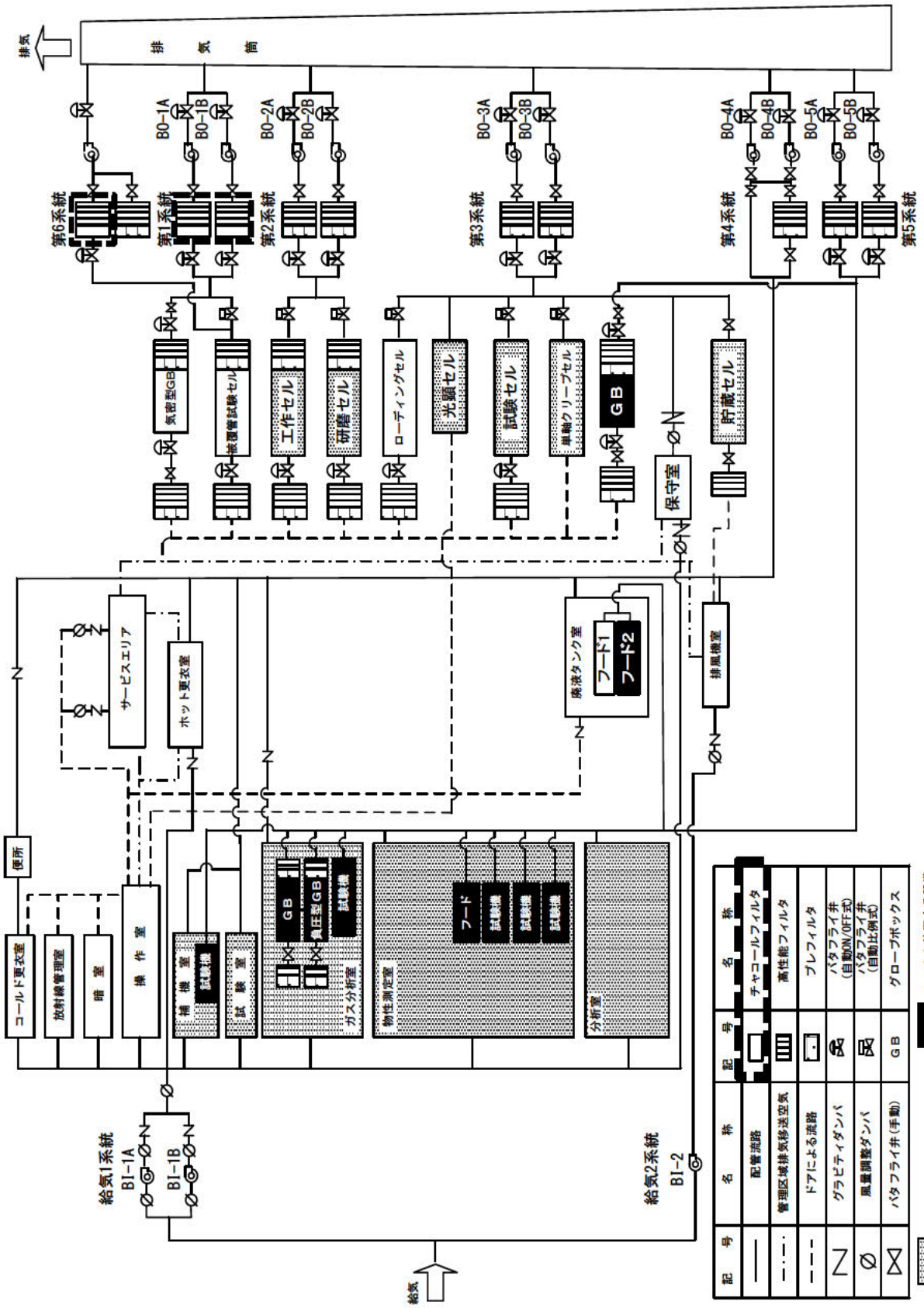


図9 排気系統図

記号	名称	記号	名称
\square	配管流路	\square	チャコールフィルタ
\square	管理区域排気移送空気	\square	高性能フィルタ
\square	ドアによる流路	\square	プレフィルタ
\square	グラビティダンパ	\square	パタフライ弁 (自動ON/OFF式)
\square	風量調整ダンパ	\square	パタフライ弁 (自動比例式)
\square	パタフライ弁(手動)	\square	グローブボックス
\square	RIのみ使用する作業室	\square	GB
\square	RIのみ使用する設備		

変更後

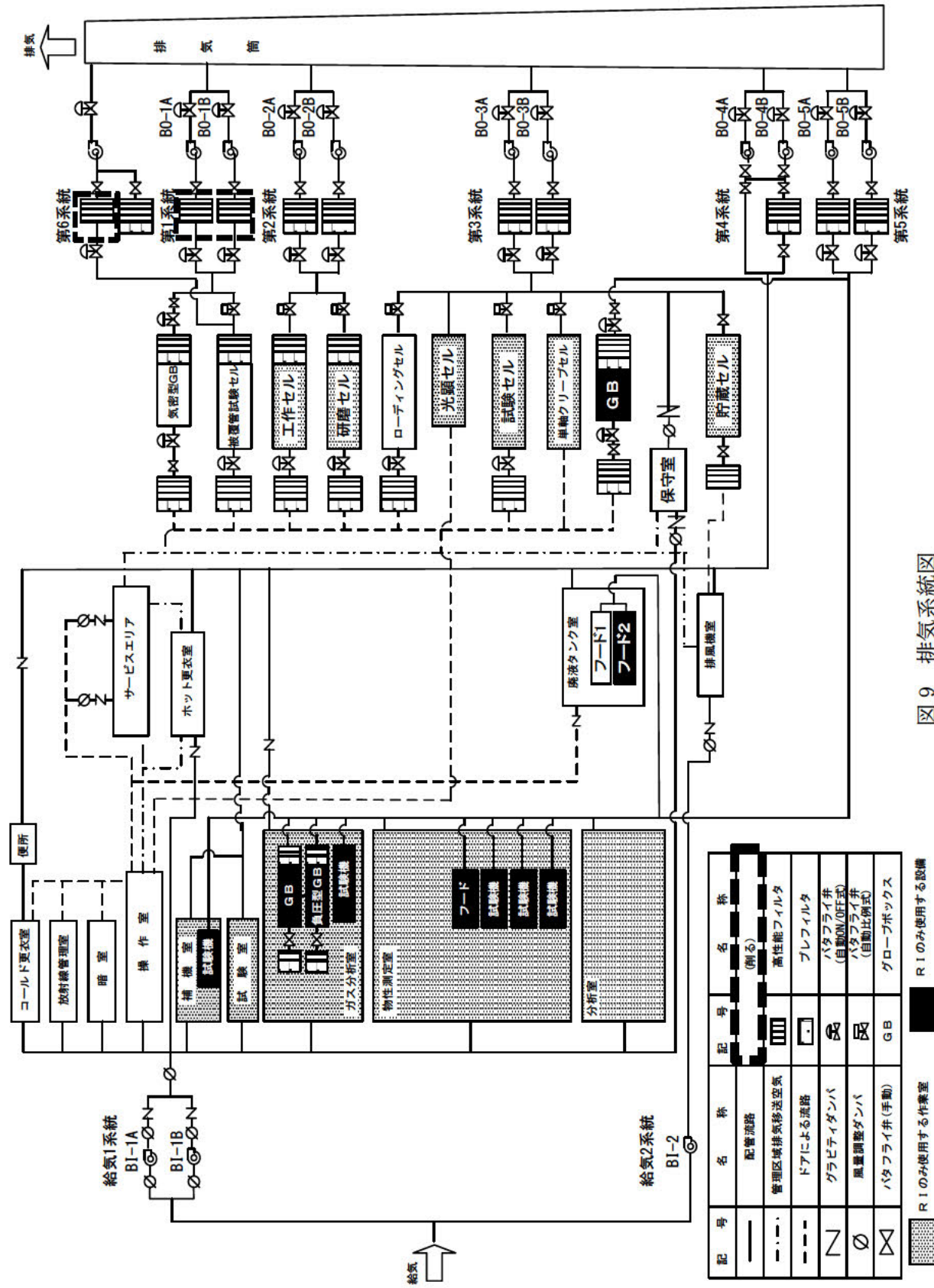


図9 排気系統図

記号	名称	記号	名称
\square	配管流路	\square	チャコールフィルタ
\square	管理区域排気移送空気	\square	高性能フィルタ
\square	ドアによる流路	\square	プレフィルタ
\square	グラビティダンパ	\square	パタフライ弁 (自動ON/OFF式)
\square	風量調整ダンパ	\square	パタフライ弁 (自動比例式)
\square	パタフライ弁(手動)	\square	グローブボックス
\square	RIのみ使用する作業室	\square	GB
\square	RIのみ使用する設備		

・ヨウ素の発生がなくなるため削除
(以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由
<p>図 1 0 放射性廃液系統図 (省略)</p>	<p>図 10 放射性廃液系統図 (変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>別添 1</p> <p>ガス分析室の負圧型グローブボックスにおける密封された核燃料物質の使用を終了し、RI のみ使用することの妥当性について</p>	<p>別添 1</p> <p>(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 240 226">添付書類 1</p> <p data-bbox="172 506 1279 632">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1356 191 1504 226">添付書類 1</p> <p data-bbox="1911 548 2059 583">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 閉じ込めの機能</p> <div data-bbox="121 226 1305 407" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二条 使用施設等は、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> </div> <p>核燃料物質等を取り扱う被覆管試験セル及びグローブボックスは、気密構造とし、<u>核燃料物質等</u>の使用時は負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>被覆管試験セルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、背面 PVC ポート等はガスケット又は O リングを用いた気密構造(0.1Vol%/h 以下)とする。</p> <p>ベータ、ガンマ放射性物質を取り扱うローディングセルにおいて<u>核燃料物質等</u>の使用時は負圧を維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>被覆管試験セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>排気設備には、予備の排風機を設けることにより、セル及びグローブボックスの負圧を 150Pa (15mmH₂O) 以上（負圧の深い側）に保持する。また、施設の商用電源が停止した場合、排風機が自動停止するとともにセルの給排気弁が自動で閉止し、セルの閉じ込め機能が維持されるため、放射性物質の漏えいは防止される。施設の商用電源が復電すると排風機が自動起動するとともに、セルの給排気弁が自動で開くので、セルの負圧を 150Pa (15mmH₂O) 以上（負圧の深い側）に保持する。</p> <p>以上のように本施設では、セル及びグローブボックスからの放射性物質の漏えいを防止し、さらにローカルエアサンプリング装置及び室内ダストモニタにより管理区域内の空気中の放射性物質濃度を監視する等、放射線管理の面からも放射線業務従事者等の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。</p> <p>2. 遮蔽</p> <div data-bbox="121 1394 1305 1575" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第三条 使用施設等は、放射性物質からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものでなければならない。</p> </div> <p>本施設に立ち入る者（以下「放射線業務従事者等」という。）の放射線外部被ばくについては、放射性物質の取扱場所に重コンクリート、普通コンクリート、鉄等の遮蔽体を設置することにより、また、放射線内部被ばくについては、セル等の気密保持と負圧管理を行うことにより安全を確保する。</p>	<p>1. 閉じ込めの機能</p> <div data-bbox="1389 226 2573 407" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二条 使用施設等は、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> </div> <p><u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等</u>を取り扱う被覆管試験セル及びグローブボックスは、気密構造とし、<u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等</u>の使用時は負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>被覆管試験セルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、背面 PVC ポート等はガスケット又は O リングを用いた気密構造(0.1Vol%/h 以下)とする。</p> <p>ベータ、ガンマ放射性物質を取り扱うローディングセルにおいて<u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等</u>の使用時は負圧を維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>被覆管試験セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>排気設備には、予備の排風機を設けることにより、セル及びグローブボックスの負圧を 150Pa (15mmH₂O) 以上（負圧の深い側）に保持する。また、施設の商用電源が停止した場合、排風機が自動停止するとともにセルの給排気弁が自動で閉止し、セルの閉じ込め機能が維持されるため、放射性物質の漏えいは防止される。施設の商用電源が復電すると排風機が自動起動するとともに、セルの給排気弁が自動で開くので、セルの負圧を 150Pa (15mmH₂O) 以上（負圧の深い側）に保持する。</p> <p>以上のように本施設では、セル及びグローブボックスからの放射性物質の漏えいを防止し、さらにローカルエアサンプリング装置及び室内ダストモニタにより管理区域内の空気中の放射性物質濃度を監視する等、放射線管理の面からも放射線業務従事者等の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。</p> <p>2. 遮蔽</p> <div data-bbox="1389 1394 2573 1575" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第三条 使用施設等は、放射性物質からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものでなければならない。</p> </div> <p>本施設に立ち入る者（以下「放射線業務従事者等」という。）の放射線外部被ばくについては、放射性物質の取扱場所に重コンクリート、普通コンクリート、鉄等の遮蔽体を設置することにより、また、放射線内部被ばくについては、セル等の気密保持と負圧管理を行うことにより安全を確保する。</p>	<p>・核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>本施設の外部被ばく対策は、遮蔽体によって線量率をあらかじめ決められた設計基準値以下に抑えることにより行われる。そのために各セルで取り扱う放射能の最大量（以下「最大取扱放射能」という。）を決める。</p> <p>設計基準値は次のように決める。</p> <p>1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域 $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下</p> <p>2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域 $200 \mu\text{Sv/h}$ 以下</p> <p>2.1 <u>ガンマ線及び中性子線</u>に対する対策</p> <p>(1) セルの遮蔽能力</p> <p>最大取扱放射能を決定するため、セルのガンマ線<u>及び中性子線</u>に対する遮蔽能力を以下に示す計算条件及び計算方法を用いて評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源</p> <p>線源は高速実験炉（以下「常陽」という。）のMK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル照射し、140日間冷却した場合の線源に用いる。各取扱場所における最大取扱放射能を表2-1に示す。線源の形状は点状等方線源とする。</p> <p>② 線源の配置</p> <p>各取扱場所での線源条件、遮蔽体及び評価条件を表2-2に示す。また、セルについては、線源、遮蔽体、線量率評価点の幾何学的配置を図2-1に示す。</p> <p>2) 計算方法</p> <p>ガンマ線<u>及び中性子線</u>の線量率の計算は、<u>1次元Sn型輸送計算コードのANISNコード⁽¹⁾を用いて行う。</u>ANISNの計算に使用するガンマ線及び中性子線の断面積は、<u>RAD-HEATコードシステム⁽¹⁾を用いて作成する。</u></p> <p>なお、<u>ガンマ線束及び中性子線束</u>から線量率へ変換する変換係数は、平成12年科学技術庁告示第5号の数値を用いる。</p> <p>3) 計算結果</p> <p>表2-3に計算の結果を示す。いずれも、設計基準値以下である。</p> <p>(2) 廃液タンクの遮蔽能力</p> <p>液体廃棄物Bタンクについて、ガンマ線に対する遮蔽能力を1MeVのエネルギーをもつ体積線源とみなして次の条件で評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 廃液タンクの線源及び線量率評価点の幾何学的配置を図2-2に示す。</p> <p>② 評価点での線量率は、次式⁽²⁾により計算する。</p> $\Phi = \frac{BSvR}{\pi} \cdot G(k, p, \mu_s R, b_1)$ <p>Φ : 光子束 (光子/cm²・sec)</p>	<p>本施設の外部被ばく対策は、遮蔽体によって線量率をあらかじめ決められた設計基準値以下に抑えることにより行われる。そのために各セルで取り扱う放射能の最大量（以下「最大取扱放射能」という。）を決める。</p> <p>設計基準値は次のように決める。</p> <p>1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域 $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下</p> <p>2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域 $200 \mu\text{Sv/h}$ 以下</p> <p>2.1 <u>ガンマ線</u>に対する対策</p> <p>(1) セルの遮蔽能力</p> <p>最大取扱放射能を決定するため、セルのガンマ線に対する遮蔽能力を以下に示す計算条件及び計算方法を用いて評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源</p> <p>線源は高速実験炉（以下「常陽」という。）のMK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル照射し、140日間冷却した場合の<u>燃料ピンから採取した、核燃料物質で汚染された被覆管材料等の材料試験片</u>を用いる。各取扱場所における最大取扱放射能を表2-1に示す。線源の形状は点状等方線源とする。</p> <p>② 線源の配置</p> <p>各取扱場所での線源条件、遮蔽体及び評価条件を表2-2に示す。また、セルについては、線源、遮蔽体、線量率評価点の幾何学的配置を図2-1に示す。</p> <p>2) 計算方法</p> <p>ガンマ線の線量率の計算は、<u>点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード(QAD)⁽¹⁾により行う。</u>計算に必要な遮蔽計算定数は、ICRP1990年勧告(ICRP Pub. 60)に従って実効線量を評価するために整備されたデータライブラリ⁽²⁾を用いる。</p> <p>なお、ガンマ線束から線量率へ変換する変換係数は、平成12年科学技術庁告示第5号の数値を用いる。</p> <p>3) 計算結果</p> <p>表2-3に計算の結果を示す。いずれも、設計基準値以下である。</p> <p>(2) 廃液タンクの遮蔽能力</p> <p>液体廃棄物Bタンクについて、ガンマ線に対する遮蔽能力を1MeVのエネルギーをもつ体積線源とみなして次の条件で評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 廃液タンクの線源及び線量率評価点の幾何学的配置を図2-2に示す。</p> <p>② 評価点での線量率は、次式⁽³⁾により計算する。</p> $\Phi = \frac{BSvR}{\pi} \cdot G(k, p, \mu_s R, b_1)$ <p>Φ : 光子束 (光子/cm²・sec)</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 (以下、同じ)</p> <p>・線源の対象範囲を見直し</p> <p>・計算コードの変更</p> <p>・項番の繰下げ</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>B : ビルドアップ係数 Sv : 体積線源の強さ (光子/cm³・sec) R : 廃液タンクの半径 (cm) G : 廃液タンクの形状、評価点、遮蔽体等から定まる定数 μ_s : 線源の線吸収係数 (cm⁻¹)</p> <p>$k = \frac{h}{2R}$ h : 線源の高さ (cm)</p> <p>$p = \frac{b}{R}$ b : 線源と評価点との距離 (cm)</p> <p>$b_1 = \mu t$ μ : 遮蔽体の線吸収係数 (cm⁻¹) t : 遮蔽体厚さ (cm)</p> <p>③ 貯留する液体廃棄物の放射能濃度は 370Bq/cm³とする。 ④ 評価点は廃液タンク表面とする。 ⑤ ビルドアップ係数は 1 とする。 ⑥ 1MeV のガンマ線の 1 光子に相当する線量率は、$1.62 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/h}$ とする。</p> <p>2) 計算結果 液体廃棄物 B タンクの評価点における線量率は、$28 \mu\text{Sv/h}$ であり、廃液タンク室における設計基準値 $200 \mu\text{Sv/h}$ より低い。</p> <p>周辺監視区域境界において想定される線量率について、想定される線量率の最も高い場所は、本施設の東方向 80m の地点で、この地点での直接線及びスカイシャイン線による線量率は、$2.8 \times 10^{-2} \text{mSv/y}$ 以下となる。</p> <p>(3) 保管廃棄施設の遮蔽能力 MMF-2 で発生する固体状の廃棄しようとするものは、固体廃棄物として MMF の保管廃棄施設に移送して保管する。廃棄施設の遮蔽能力を評価するに当たり、固体廃棄物中に含まれる放射性核種とその数量を個々に特定することは困難であることから、固体廃棄物を収納した容器の表面（測定器実効中心を考慮した表面 5cm 位置）における 1cm 線量当量率（以下「表面線量率」という。）を基準とした評価点における実効線量率との比を計算コード（点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード（QAD））により求め、これに固体廃棄物の表面線量率の実測値並びに評価時間を乗じて評価点における実効線量を算出し、「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 年原子力規制委員会告示第 8 号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p>	<p>B : ビルドアップ係数 Sv : 体積線源の強さ (光子/cm³・sec) R : 廃液タンクの半径 (cm) G : 廃液タンクの形状、評価点、遮蔽体等から定まる定数 μ_s : 線源の線吸収係数 (cm⁻¹)</p> <p>$k = \frac{h}{2R}$ h : 線源の高さ (cm)</p> <p>$p = \frac{b}{R}$ b : 線源と評価点との距離 (cm)</p> <p>$b_1 = \mu t$ μ : 遮蔽体の線吸収係数 (cm⁻¹) t : 遮蔽体厚さ (cm)</p> <p>③ 貯留する液体廃棄物の放射能濃度は 370Bq/cm³とする。 ④ 評価点は廃液タンク表面とする。 ⑤ ビルドアップ係数は 1 とする。 ⑥ 1MeV のガンマ線の 1 光子に相当する線量率は、$1.62 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/h}$ とする。</p> <p>2) 計算結果 液体廃棄物 B タンクの評価点における線量率は、$28 \mu\text{Sv/h}$ であり、廃液タンク室における設計基準値 $200 \mu\text{Sv/h}$ より低い。</p> <p>周辺監視区域境界において想定される線量率について、想定される線量率の最も高い場所は、本施設の東方向 80m の地点で、この地点での直接線及びスカイシャイン線による線量率は、$6.1 \times 10^{-4} \text{mSv/y}$ となる。</p> <p>(3) 保管廃棄施設の遮蔽能力 MMF-2 で発生する固体状の廃棄しようとするものは、固体廃棄物として MMF の保管廃棄施設に移送して保管する。廃棄施設の遮蔽能力を評価するに当たり、固体廃棄物中に含まれる放射性核種とその数量を個々に特定することは困難であることから、固体廃棄物を収納した容器の表面（測定器実効中心を考慮した表面 5cm 位置）における 1cm 線量当量率（以下「表面線量率」という。）を基準とした評価点における実効線量率との比を計算コード（点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード（QAD））により求め、これに固体廃棄物の表面線量率の実測値並びに評価時間を乗じて評価点における実効線量を算出し、「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 年原子力規制委員会告示第 8 号）」（以下「線量告示」という。）と比較することで遮蔽能力を評価する。</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>1) 計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 計算コードで使用する線源核種は、固体廃棄物中に含まれる放射性核種のうち、線量評価に寄与するガンマ線放出核種のうちで遮蔽物に対する透過率が大きいコバルト 60 (^{60}Co) を用いる（当該施設で使用する核燃料物質は照射済燃料であることから、その使用に伴って発生する固体廃棄物に含まれる放射性物質は、照射済燃料中の燃料成分及び核分裂生成物並びに燃料被覆管材中の放射化生成物と多岐にわたる。これらのうち、遮蔽物に対するガンマ線透過率を保守側に捉えるためコバルト 60 (^{60}Co) を選定した。）。 線源の形状は、実際の固体廃棄物を模擬するため、保管容器の収納寸法(内寸法)と同一の円柱又は直方体の体積線源とした。計算コードでは、体積線源は各方位を等分して均一に分散した 1000 個の微小体積とし、その中心位置に点状線源が配置された集合体として表現する。 <p>① 線源配置</p> <ul style="list-style-type: none"> 人が立ち入る場所の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 とともに同施設内の任意の場所とし、金属製キャビネット、金属缶 1 及び金属缶 2 については線源中心から、金属製コンテナについては表面から評価点までの距離を 50cm とした。 管理区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 においては金属製キャビネット 4 基に固体廃棄物を最大数収納した場合の配置とし、保管廃棄施設 2 においては同区画内の構造物等の障害物を考慮し、金属製コンテナ 4 個及び金属缶 2 の最大数を保管廃棄施設の中央に最寄りの管理区域境界に対して横一列となる配置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点を直線で結んだ距離とし、保管廃棄施設 1 の壁方向については 112～364cm の範囲、同じく床下方向については 55～221cm の範囲とし、保管廃棄施設 2 については金属製コンテナ及び金属缶 2 とともに 187cm とした。図 2-3 に管理区域境界の実効線量評価に係る線源位置及び評価点を、図 2-4 に保管廃棄施設 1 の管理区域境界の実効線量評価に係る線源及び評価点の詳細を示す。 周辺監視区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 とともに周辺監視区域境界の評価点に対し最寄りとなる位置の配置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源点と評価点の最短距離とし、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 の最寄評価点に対してはそれぞれ 93m 及び 86m、<u>同重畳評価点に対しては 108m 及び 87m</u> とした。 <p>② 遮蔽物</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管容器の構造上、遮蔽効果が期待できるものはその材質及び厚さを遮蔽物として考慮した。 線源と各評価点の間にある壁及び床についてはその材質及び厚さを遮蔽物として考慮した。 人が立ち入る場所の評価では遮蔽物なしとした。 管理区域境界の評価のうち保管廃棄施設 1 の床下評価点においては遮蔽物への入射角を考慮した有効遮蔽厚さとし、その他は最も薄い（垂直入射における）遮蔽厚さとした。 	<p>1) 計算条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 計算コードで使用する線源核種は、固体廃棄物中に含まれる放射性核種のうち、線量評価に寄与するガンマ線放出核種のうちで遮蔽物に対する透過率が大きいコバルト 60 (^{60}Co) を用いる。 線源の形状は、実際の固体廃棄物を模擬するため、保管容器の収納寸法(内寸法)と同一の円柱又は直方体の体積線源とした。計算コードでは、体積線源は各方位を等分して均一に分散した 1000 個の微小体積とし、その中心位置に点状線源が配置された集合体として表現する。 <p>① 線源配置</p> <ul style="list-style-type: none"> 人が立ち入る場所の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 とともに同施設内の任意の場所とし、金属製キャビネット、金属缶 1 及び金属缶 2 については線源中心から、金属製コンテナについては表面から評価点までの距離を 50cm とした。 管理区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 においては金属製キャビネット 4 基に固体廃棄物を最大数収納した場合の配置とし、保管廃棄施設 2 においては同区画内の構造物等の障害物を考慮し、金属製コンテナ 4 個及び金属缶 2 の最大数を保管廃棄施設の中央に最寄りの管理区域境界に対して横一列となる配置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源中心と評価点を直線で結んだ距離とし、保管廃棄施設 1 の壁方向については 112～364cm の範囲、同じく床下方向については 55～221cm の範囲とし、保管廃棄施設 2 については金属製コンテナ及び金属缶 2 とともに 187cm とした。図 2-3 に管理区域境界の実効線量評価に係る線源位置及び評価点を、図 2-4 に保管廃棄施設 1 の管理区域境界の実効線量評価に係る線源及び評価点の詳細を示す。 周辺監視区域境界の評価に係る線源は、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 とともに周辺監視区域境界の評価点に対し最寄りとなる位置の配置とした。線源と評価点の距離は、各々の線源点と評価点の最短距離とし、保管廃棄施設 1 及び保管廃棄施設 2 の最寄評価点に対してはそれぞれ 93m 及び 86m とした。 <p>② 遮蔽物</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管容器の構造上、遮蔽効果が期待できるものはその材質及び厚さを遮蔽物として考慮した。 線源と各評価点の間にある壁及び床についてはその材質及び厚さを遮蔽物として考慮した。 人が立ち入る場所の評価では遮蔽物なしとした。 管理区域境界の評価のうち保管廃棄施設 1 の床下評価点においては遮蔽物への入射角を考慮した有効遮蔽厚さとし、その他は最も薄い（垂直入射における）遮蔽厚さとした。 	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し

変更前	変更後	変更理由
<p>2) 計算方法</p> <p>計算コードに線源（核種はコバルト 60、数量は任意、形状は体積線源）、遮蔽物（材質・成分、密度、厚さ）及び評価点距離等の計算条件を設定し、同一の計算条件の下で線源となる固体廃棄物の表面線量率A及び評価点における実効線量率Bを算出する。図 2-5 に保管廃棄施設に係る実効線量評価モデルを示す。</p> <p>固体廃棄物の表面線量率を実効線量評価の基準とするため、算出した実効線量率Bを表面線量率Aで除した線量率比C（表面線量率 $1 \mu\text{Sv/h}$ 当たりの評価点における実効線量率）を求める。これに各保管容器の表面線量率の実測値D並びに評価時間Eを乗じて、評価点における実効線量Fを算出する。計算式を以下に示す。</p> <p>表 2-4 に算出した線量率比C及び表面線量率の実測値Dを示す。</p> <p>なお、保管廃棄施設 2 に係る周辺監視区域境界の最寄評価点及び重畳評価点に対する線量率比Cについては、寄与が最も大きい金属製コンテナ 2 の値を示すとともに、実効線量Fの算出にあたってはこの値に保管廃棄施設 2 における保管容器の表面線量率の合計値を乗じて算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管廃棄施設 1 で保管する固体廃棄物の数は、金属製キャビネット 4 基に収納可能なカートンボックスの最大個数である 80 個とした。 保管廃棄施設 2 で保管する固体廃棄物の数は、金属製コンテナ 1 から 4 の 4 個及び金属缶 2 の最大個数の 5 個とした。 人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の評価時間Eは、それぞれ 1 時間、500 時間(3 月)及び 8760 時間(1 年)とした。 <p>計算式：</p> $\text{線量率比 C [-]} = \text{実効線量率 B [} \mu\text{Sv/h]} \div \text{表面線量率 A [} \mu\text{Sv/h]}$ $\text{実効線量 F [} \mu\text{Sv]} = \text{線量率比 C [-]} \times \text{実測値 D [} \mu\text{Sv/h]} \times \text{評価時間 E [h]}$ <p>3) 計算結果</p> <p>保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表 2-5 に示す。</p> <p>人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の最寄評価点並びに重畳評価点の実効線量は、$7.7 \times 10^{-2} \text{mSv/週}$、$1.2 \times 10^0 \text{mSv/3 月}$及び$2.4 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$並びに$2.2 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$であり、それぞれ線量告示で定める放射線業務従事者の線量限度 50mSv/年（人が立ち入る場所における線量限度 1mSv/週）、管理区域に係る線量等のうち外部放射線に係る線量 1.3mSv/3 月及び周辺監視区域外の線量限度 1mSv/年を超えることはなく、当該保管廃棄施設は十分な遮蔽能力を有する。</p> <p>なお、スカイシャイン線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p>	<p>2) 計算方法</p> <p>計算コードに線源（核種はコバルト 60、数量は任意、形状は体積線源）、遮蔽物（材質・成分、密度、厚さ）及び評価点距離等の計算条件を設定し、同一の計算条件の下で線源となる固体廃棄物の表面線量率A及び評価点における実効線量率Bを算出する。図 2-5 に保管廃棄施設に係る実効線量評価モデルを示す。</p> <p>固体廃棄物の表面線量率を実効線量評価の基準とするため、算出した実効線量率Bを表面線量率Aで除した線量率比C（表面線量率 $1 \mu\text{Sv/h}$ 当たりの評価点における実効線量率）を求める。これに各保管容器の表面線量率の実測値D並びに評価時間Eを乗じて、評価点における実効線量Fを算出する。計算式を以下に示す。</p> <p>表 2-4 に算出した線量率比C及び表面線量率の実測値Dを示す。</p> <p>なお、保管廃棄施設 2 に係る周辺監視区域境界の最寄評価点に対する線量率比Cについては、寄与が最も大きい金属製コンテナ 2 の値を示すとともに、実効線量Fの算出にあたってはこの値に保管廃棄施設 2 における保管容器の表面線量率の合計値を乗じて算出する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管廃棄施設 1 で保管する固体廃棄物の数は、金属製キャビネット 4 基に収納可能なカートンボックスの最大個数である 80 個とした。 保管廃棄施設 2 で保管する固体廃棄物の数は、金属製コンテナ 1 から 4 の 4 個及び金属缶 2 の最大個数の 5 個とした。 人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の評価時間Eは、それぞれ 1 時間、500 時間(3 月)及び 8760 時間(1 年)とした。 <p>算式：</p> $\text{線量率比 C [-]} = \text{実効線量率 B [} \mu\text{Sv/h]} \div \text{表面線量率 A [} \mu\text{Sv/h]}$ $\text{実効線量 F [} \mu\text{Sv]} = \text{線量率比 C [-]} \times \text{実測値 D [} \mu\text{Sv/h]} \times \text{評価時間 E [h]}$ <p>3) 計算結果</p> <p>保管廃棄施設に係る実効線量の評価結果を表 2-5 に示す。</p> <p>人が立ち入る場所、管理区域境界及び周辺監視区域境界の最寄評価点の実効線量は、$7.7 \times 10^{-2} \text{mSv/週}$、$1.2 \times 10^0 \text{mSv/3 月}$及び$2.4 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$であり、それぞれ線量告示で定める放射線業務従事者の線量限度 50mSv/年（人が立ち入る場所における線量限度 1mSv/週）、管理区域に係る線量等のうち外部放射線に係る線量 1.3mSv/3 月及び周辺監視区域外の線量限度 1mSv/年を超えることはなく、当該保管廃棄施設は十分な遮蔽能力を有する。</p> <p>なお、スカイシャイン線については、当該施設の構造（壁、床、天井等の配置）を考慮し、その影響は無視できるほど小さい。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 一般公衆の実効線量評価方法の変更に伴う見直し（以下、同じ）

変更前	変更後	変更理由																											
<p>2.2 アルファ線に対する対策</p> <p>本施設で取り扱う核燃料物質のうち、アルファ線を放出するものは主としてプルトニウム-239 である。</p> <p>プルトニウム-239 のアルファ線のエネルギーは、5.2MeV であり、その飛程は、空気中で約 36mm、水、木材又はゴムについては 0.04mm である。</p> <p>セルは、厚さ 4mm 以上のステンレス鋼板、同 10mm 以上のガラス、同 0.3mm 以上の PVC ブーツ、PVC バッグのいずれかで構成されており、アルファ線に対する遮蔽能力は十分である。</p> <p>2.3 参考文献</p> <p>(1) JAERI-M5749；放射線輸送・発熱計算コードシステム RAD-HEAT（1974）</p> <p>(2) R. G. JAEGER ら；ENGINEERING COMPENDIUM ON RADIATION SHIELDING. vol 1.2（1968）</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 最大取扱放射能</p> <table border="1" data-bbox="172 989 1270 1434"> <thead> <tr> <th rowspan="2">取扱場所</th> <th colspan="2">最大取扱放射能(注1)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>(注2) ガンマ線 (Bq)</th> <th>(注3) 中性子線 (Bq)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>██████████ ██████████</td> <td>5.56×10^{13}</td> <td>—</td> <td>燃料ピン^(注4)1 本分 (被覆管)</td> </tr> <tr> <td>██████████ ██████████</td> <td>1.67×10^{14}</td> <td>—</td> <td>燃料ピン^(注4)3 本分 (被覆管)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を 140MW 炉心で 6 サイクル運転後 140 日間冷却した時点での放射能相当(1 サイクルは、60 日運転、19 日間停止)。</p> <p>(注2) 1Photon/sec を 1Bq とする。</p> <p>(注3) 1Neutron/sec を 1Bq とする。</p> <p>(注4) 最大取扱放射能(注1)に示す仕様に相当する燃料ピン。</p>	取扱場所	最大取扱放射能(注1)		備考	(注2) ガンマ線 (Bq)	(注3) 中性子線 (Bq)	██████████ ██████████	5.56×10^{13}	—	燃料ピン ^(注4) 1 本分 (被覆管)	██████████ ██████████	1.67×10^{14}	—	燃料ピン ^(注4) 3 本分 (被覆管)	<p>2.2 アルファ線に対する対策</p> <p>本施設で取り扱う核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等から放出されるアルファ線は、主としてプルトニウム-239 の汚染によるものである。</p> <p>プルトニウム-239 のアルファ線のエネルギーは、5.2MeV であり、その飛程は、空気中で約 36mm、水、木材又はゴムについては 0.04mm である。</p> <p>セルは、厚さ 4mm 以上のステンレス鋼板、同 10mm 以上のガラス、同 0.3mm 以上の PVC ブーツ、PVC バッグのいずれかで構成されており、アルファ線に対する遮蔽能力は十分である。</p> <p>2.3 参考文献</p> <p>(1) Y. Sakamoto and S. Tanaka；QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M 90-110（1990）</p> <p>(2) 坂本ら；実効線量評価のための光子・中性子・ベータ線制動放射線に対する遮へい計算定数, JAERI-Data/Code 2000-044（2001）</p> <p>(3) R. G. JAEGER ら；ENGINEERING COMPENDIUM ON RADIATION SHIELDING. vol 1.2（1968）</p> <p style="text-align: center;">表 2-1 最大取扱放射能</p> <table border="1" data-bbox="1442 989 2540 1434"> <thead> <tr> <th rowspan="2">取扱場所</th> <th colspan="2">最大取扱放射能(注1)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>(注2) ガンマ線 (Bq)</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>██████████ ██████████</td> <td>7.59×10^{11}</td> <td rowspan="2">(削る)</td> <td>核燃料物質で汚染された 被覆管材料^(注3)</td> </tr> <tr> <td>██████████ ██████████</td> <td>2.28×10^{12}</td> <td>核燃料物質で汚染された 被覆管材料^(注4)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を 140MW 炉心で 6 サイクル運転後 140 日間冷却した時点での放射能を用いて算出した(1 サイクルは、60 日運転、19 日間停止)。</p> <p>(注2) 1Photon/sec を 1Bq とする。</p> <p>(注3) (注1)に示す条件の燃料ピン 1 本から核燃料物質を除いた被覆管材料。</p> <p>(注4) (注1)に示す条件の燃料ピン 3 本から核燃料物質を除いた被覆管材料。</p>	取扱場所	最大取扱放射能(注1)		備考	(注2) ガンマ線 (Bq)		██████████ ██████████	7.59×10^{11}	(削る)	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)	██████████ ██████████	2.28×10^{12}	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注4)	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 計算コードの変更 項番の繰下げ 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除(以下、同じ) 試料の対象範囲を見直し(以下、同じ) 記載の適正化 記載の適正化
取扱場所		最大取扱放射能(注1)			備考																								
	(注2) ガンマ線 (Bq)	(注3) 中性子線 (Bq)																											
██████████ ██████████	5.56×10^{13}	—	燃料ピン ^(注4) 1 本分 (被覆管)																										
██████████ ██████████	1.67×10^{14}	—	燃料ピン ^(注4) 3 本分 (被覆管)																										
取扱場所	最大取扱放射能(注1)		備考																										
	(注2) ガンマ線 (Bq)																												
██████████ ██████████	7.59×10^{11}	(削る)	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)																										
██████████ ██████████	2.28×10^{12}		核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注4)																										

表 2-2 各取扱場所の線源条件、遮蔽体及び評価条件

変更前				変更後				変更理由		
取扱場所	評価点	線源条件	線源位置		遮蔽体			設計標準値 ($\mu\text{Sv/h}$)		
			位置	遮蔽体内壁との距離 (cm)	材質	密度 (g/cm^3) ^{注1}	厚さ (cm) ^{注2}		位置	外壁—評価点間距離
[黒塗り]	前面	燃料ビン1 本分(被覆管)	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	100	20
	側面							30	130	2
	背面							0	100	200
	遮蔽扉							0	100	200
	天井							0	210	200
	床							0	188	200
[黒塗り]	[黒塗り]	燃料ビン1 本分(被覆管)	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	120	200
	[黒塗り]		[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]
[黒塗り]	前面	燃料ビン3 本分(被覆管)	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	100	20
	背面							0	210	200
	遮蔽扉							0	32.5	2000
	天井							10	100	100

(注1)遮蔽計算に用いた密度 (注2)遮蔽計算に用いた厚さ

表 2-2 各取扱場所の線源条件、遮蔽体及び評価条件

変更前				変更後				変更理由		
取扱場所	評価点	線源条件	線源位置		遮蔽体			設計標準値 ($\mu\text{Sv/h}$)		
			位置	遮蔽体内壁との距離 (cm)	材質	密度 (g/cm^3) ^{注1}	厚さ (cm) ^{注2}		位置	外壁—評価点間距離
[黒塗り]	前面	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{注3}	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	100	20
	側面							30	130	2
	背面							0	100	200
	遮蔽扉							0	100	200
	天井							0	210	200
	床							0	188	200
[黒塗り]	[黒塗り]	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{注3}	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	120	200
	[黒塗り]		[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]
[黒塗り]	前面	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{注4}	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	[黒塗り]	0	100	20
	背面							0	210	200
	遮蔽扉							0	32.5	2000
	天井							10	100	100

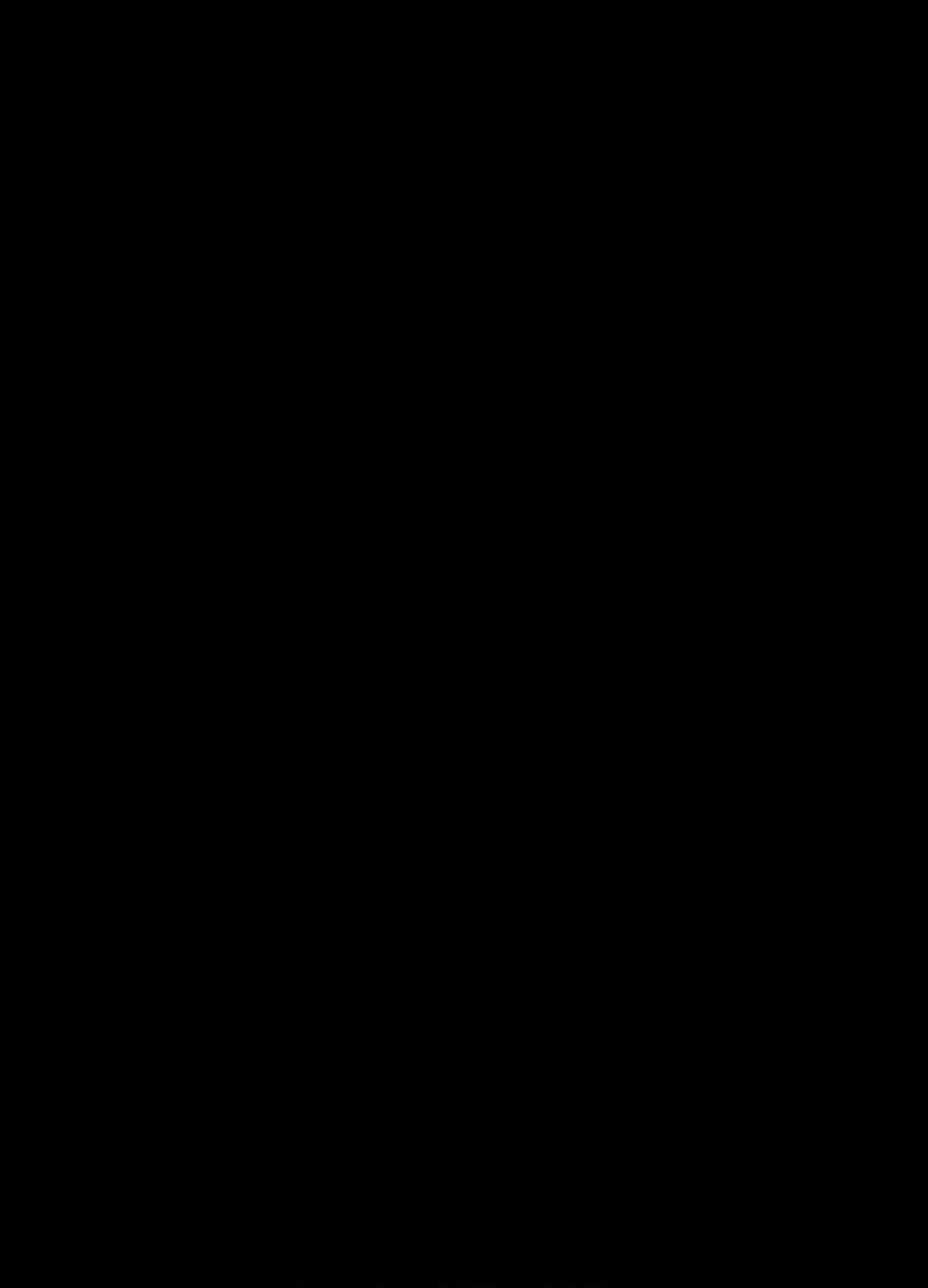
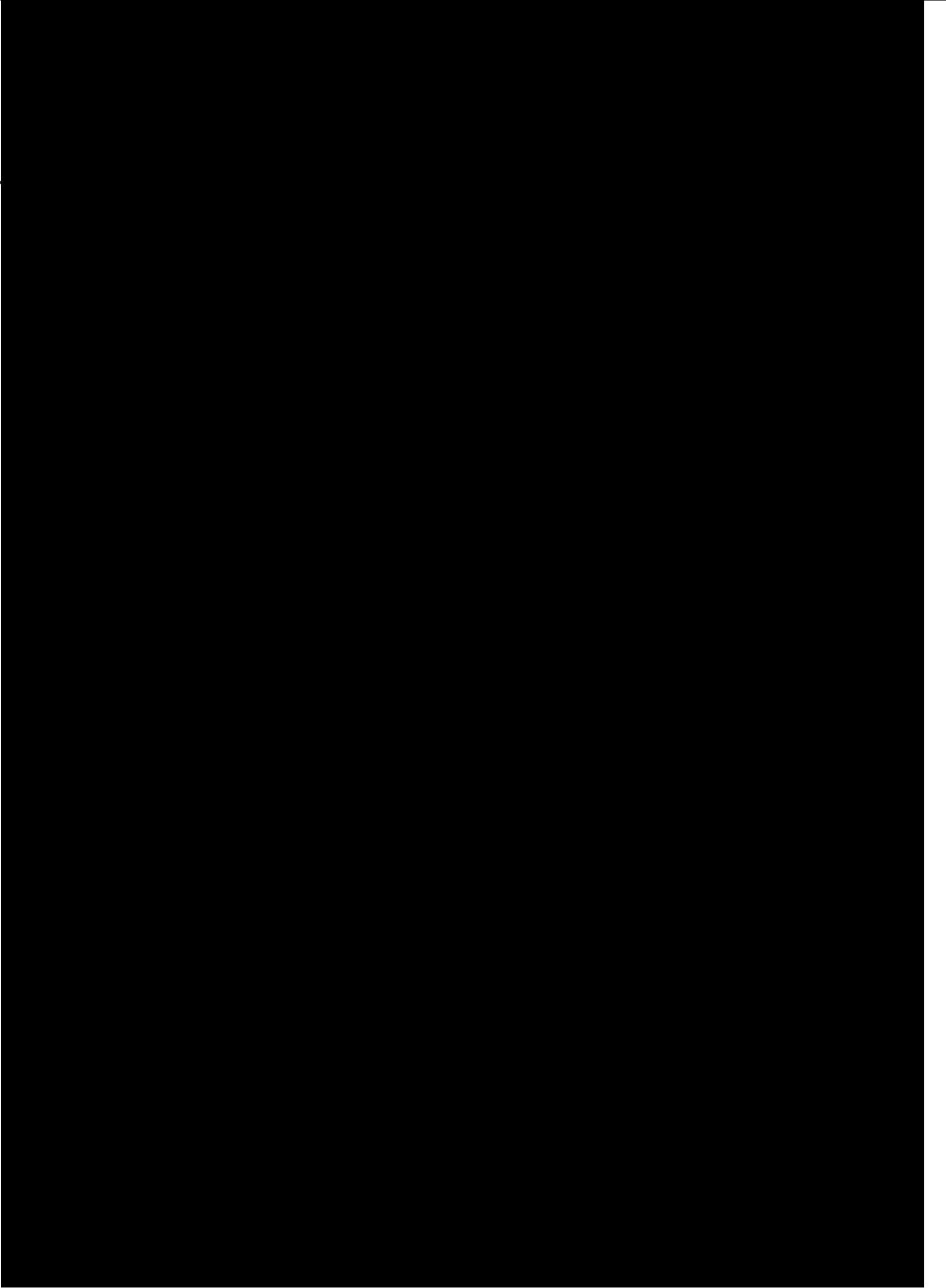
(注1)遮蔽計算に用いた密度 (注2)遮蔽計算に用いた厚さ
 (注3)「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能を用いて算出した燃料ビン1本から核燃料物質を除いた被覆管材料
 (注4)「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能を用いて算出した燃料ビン3本から核燃料物質を除いた被覆管材料

- ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ)
- ・線源の対象範囲を見直し (以下、同じ)

変更前						変更後						変更理由
表 2-3 各取扱場所のガンマ線及び中性子線に対する遮蔽能力						表 2-3 各取扱場所のガンマ線に対する遮蔽能力						
評価場所	評価点	ガンマ線による 線量率 (μ Sv/h)	中性子線による 線量率 (μ Sv/h)	ガンマ線と中性子線に よる線量率の和 (μ Sv/h)	設 計 基準値 (μ Sv/h)	評価場所	評価点	ガンマ線による 線量率 (μ Sv/h)			設 計 基準値 (μ Sv/h)	
[]	前 面	<u>3.37</u>	—	<u>3.37</u>	20	[]	前 面	<u>0.11</u>	(削る)	(削る)	20	
	側 面	<u>1.81</u>	—	<u>1.81</u>	2		側 面	<u>0.06</u>			2	
	背 面	<u>31.30</u>	—	<u>31.30</u>	200		背 面	<u>1.28</u>			200	
	天 井	<u>15.09</u>	—	<u>15.09</u>	200		天 井	<u>1.02</u>			200	
	床	<u>6.30</u>	—	<u>6.30</u>	200		床	<u>0.36</u>			200	
	遮蔽扉	<u>3.46</u>	—	<u>3.46</u>	200		遮蔽扉	<u>0.24</u>			200	
		<u>19.49</u>	—	<u>19.49</u>	200			<u>0.89</u>			200	
ローディングセル	前 面	<u>10.11</u>	—	<u>10.11</u>	20	ローディングセル	前 面	<u>0.31</u>			20	
	窓	<u>2.22</u>	—	<u>2.22</u>	20		窓	<u>0.11</u>			20	
	背 面	<u>93.90</u>	—	<u>93.90</u>	200		背 面	<u>3.84</u>			200	
	天 井	<u>45.27</u>	—	<u>45.27</u>	200		天 井	<u>3.06</u>			200	
	遮蔽扉	<u>10.36</u>	—	<u>10.36</u>	200		遮蔽扉	<u>0.70</u>			200	

・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除
 ・核燃料物質の取扱い終了に伴う中性子線及びガンマ線と中性子線による線量率の和の記載を削除
 ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更
 (以下、同じ)

変更前					変更後					変更理由																																																																																												
表 2-4 線量率比 C 及び表面線量率の実測値 D					表 2-4 線量率比 C 及び表面線量率の実測値 D					・ 共通編の変更に 伴う削除 (以下、同じ)																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3"></th> <th colspan="4">線量率比 C [-]</th> <th rowspan="3">表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">人が立ち 入る場所</th> <th rowspan="2">管理区域 境界</th> <th colspan="2">周辺監視区域境界</th> </tr> <tr> <th>最寄評価点</th> <th><u>重畳評価点</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)</td> <td>9.60×10^0</td> <td>2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)</td> <td>7.72×10^{-5}</td> <td><u>5.36×10^{-5}</u></td> <td>5.6×10^0</td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 1</td> <td>2.10×10^{-1}</td> <td>2.15×10^{-2}</td> <td rowspan="5">1.86×10^{-5} (*3)</td> <td rowspan="5"><u>1.81×10^{-5}</u> (*3)</td> <td>9.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 2</td> <td>4.77×10^{-1}</td> <td>6.29×10^{-2}</td> <td>1.6×10^1</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 3</td> <td>2.90×10^{-1}</td> <td>4.28×10^{-2}</td> <td>2.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 4</td> <td>2.98×10^{-1}</td> <td>4.68×10^{-2}</td> <td>7.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属缶 2</td> <td>1.21×10^{-1}</td> <td>7.11×10^{-3}</td> <td>8.4×10^1</td> </tr> </tbody> </table>						線量率比 C [-]					表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)	人が立ち 入る場所	管理区域 境界	周辺監視区域境界		最寄評価点	<u>重畳評価点</u>	保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)	9.60×10^0	2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)	7.72×10^{-5}	<u>5.36×10^{-5}</u>	5.6×10^0	保管廃棄施設 2						金属製コンテナ 1	2.10×10^{-1}	2.15×10^{-2}	1.86×10^{-5} (*3)	<u>1.81×10^{-5}</u> (*3)	9.0×10^0	金属製コンテナ 2	4.77×10^{-1}	6.29×10^{-2}	1.6×10^1	金属製コンテナ 3	2.90×10^{-1}	4.28×10^{-2}	2.0×10^0	金属製コンテナ 4	2.98×10^{-1}	4.68×10^{-2}	7.0×10^0	金属缶 2	1.21×10^{-1}	7.11×10^{-3}	8.4×10^1	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3"></th> <th colspan="4">線量率比 C [-]</th> <th rowspan="3">表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">人が立ち 入る場所</th> <th rowspan="2">管理区域 境界</th> <th colspan="2">周辺監視区域境界</th> </tr> <tr> <th>最寄評価点</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)</td> <td>9.60×10^0</td> <td>2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)</td> <td>7.72×10^{-5}</td> <td></td> <td>5.6×10^0</td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 2</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 1</td> <td>2.10×10^{-1}</td> <td>2.15×10^{-2}</td> <td rowspan="5">1.86×10^{-5} (*3)</td> <td rowspan="5"></td> <td>9.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 2</td> <td>4.77×10^{-1}</td> <td>6.29×10^{-2}</td> <td>1.6×10^1</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 3</td> <td>2.90×10^{-1}</td> <td>4.28×10^{-2}</td> <td>2.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属製コンテナ 4</td> <td>2.98×10^{-1}</td> <td>4.68×10^{-2}</td> <td>7.0×10^0</td> </tr> <tr> <td>金属缶 2</td> <td>1.21×10^{-1}</td> <td>7.11×10^{-3}</td> <td>8.4×10^1</td> </tr> </tbody> </table>						線量率比 C [-]				表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)	人が立ち 入る場所	管理区域 境界	周辺監視区域境界		最寄評価点		保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)	9.60×10^0	2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)	7.72×10^{-5}		5.6×10^0	保管廃棄施設 2						金属製コンテナ 1	2.10×10^{-1}	2.15×10^{-2}	1.86×10^{-5} (*3)		9.0×10^0	金属製コンテナ 2	4.77×10^{-1}	6.29×10^{-2}	1.6×10^1	金属製コンテナ 3	2.90×10^{-1}	4.28×10^{-2}	2.0×10^0	金属製コンテナ 4	2.98×10^{-1}	4.68×10^{-2}	7.0×10^0	金属缶 2	1.21×10^{-1}	7.11×10^{-3}	8.4×10^1
	線量率比 C [-]					表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)																																																																																																
	人が立ち 入る場所	管理区域 境界	周辺監視区域境界																																																																																																			
			最寄評価点	<u>重畳評価点</u>																																																																																																		
保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)	9.60×10^0	2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)	7.72×10^{-5}	<u>5.36×10^{-5}</u>	5.6×10^0																																																																																																	
保管廃棄施設 2																																																																																																						
金属製コンテナ 1	2.10×10^{-1}	2.15×10^{-2}	1.86×10^{-5} (*3)	<u>1.81×10^{-5}</u> (*3)	9.0×10^0																																																																																																	
金属製コンテナ 2	4.77×10^{-1}	6.29×10^{-2}			1.6×10^1																																																																																																	
金属製コンテナ 3	2.90×10^{-1}	4.28×10^{-2}			2.0×10^0																																																																																																	
金属製コンテナ 4	2.98×10^{-1}	4.68×10^{-2}			7.0×10^0																																																																																																	
金属缶 2	1.21×10^{-1}	7.11×10^{-3}			8.4×10^1																																																																																																	
	線量率比 C [-]				表面線量率の 実測値 D [μ Sv/h] (*1)																																																																																																	
	人が立ち 入る場所	管理区域 境界	周辺監視区域境界																																																																																																			
			最寄評価点																																																																																																			
保管廃棄施設 1 金属製キャビネット 4 基 (金属缶 1 最大数)	9.60×10^0	2.62×10^{-1} 3.22×10^{-1} (*2)	7.72×10^{-5}		5.6×10^0																																																																																																	
保管廃棄施設 2																																																																																																						
金属製コンテナ 1	2.10×10^{-1}	2.15×10^{-2}	1.86×10^{-5} (*3)		9.0×10^0																																																																																																	
金属製コンテナ 2	4.77×10^{-1}	6.29×10^{-2}			1.6×10^1																																																																																																	
金属製コンテナ 3	2.90×10^{-1}	4.28×10^{-2}			2.0×10^0																																																																																																	
金属製コンテナ 4	2.98×10^{-1}	4.68×10^{-2}			7.0×10^0																																																																																																	
金属缶 2	1.21×10^{-1}	7.11×10^{-3}			8.4×10^1																																																																																																	
<p>* 1 : 保管廃棄施設 1 はカートンボックスの保管実績に基づく実測値の平均値。保管廃棄施設 2 のうち金属缶 2 は収納可能な容積 (約 60L) をカートンボックスの容積 (約 20L) で除した値にカートンボックスの実測値の平均値を乗じて得た値に、保管する最大数 (5 個) を乗じた値</p> <p>* 2 : 上段は西側評価点の値、下段は床下評価点の値</p> <p>* 3 : 寄与が最も大きい金属製コンテナ 2 の値</p>					<p>*1 : 保管廃棄施設 1 はカートンボックスの保管実績に基づく実測値の平均値。保管廃棄施設 2 のうち金属缶 2 は収納可能な容積 (約 60L) をカートンボックスの容積 (約 20L) で除した値にカートンボックスの実測値の平均値を乗じて得た値に、保管する最大数 (5 個) を乗じた値</p> <p>*2 : 上段は西側評価点の値、下段は床下評価点の値</p> <p>*3 : 寄与が最も大きい金属製コンテナ 2 の値</p>																																																																																																	
表 2-5 各評価点における実効線量の評価結果					表 2-5 各評価点における実効線量の評価結果																																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">人が立ち入る 場所 (mSv/週)</th> <th rowspan="2">管理区域境界 (mSv/3 月)</th> <th colspan="2">周辺監視区域境界 (mSv/年)</th> </tr> <tr> <th>最寄評価点</th> <th><u>重畳評価点</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量限度等</td> <td>1</td> <td>1.3</td> <td colspan="2">1</td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 1</td> <td>5.4×10^{-2}</td> <td>7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)</td> <td>3.8×10^{-3}</td> <td><u>2.7×10^{-3}</u></td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 2</td> <td>2.3×10^{-2}</td> <td>1.2×10^0 (*2)</td> <td>2.0×10^{-2}</td> <td><u>1.9×10^{-2}</u></td> </tr> <tr> <td>合計 (*1)</td> <td>7.7×10^{-2}</td> <td>1.2×10^0</td> <td>2.4×10^{-2}</td> <td><u>2.2×10^{-2}</u></td> </tr> </tbody> </table>						人が立ち入る 場所 (mSv/週)	管理区域境界 (mSv/3 月)	周辺監視区域境界 (mSv/年)		最寄評価点	<u>重畳評価点</u>	線量限度等	1	1.3	1		保管廃棄施設 1	5.4×10^{-2}	7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)	3.8×10^{-3}	<u>2.7×10^{-3}</u>	保管廃棄施設 2	2.3×10^{-2}	1.2×10^0 (*2)	2.0×10^{-2}	<u>1.9×10^{-2}</u>	合計 (*1)	7.7×10^{-2}	1.2×10^0	2.4×10^{-2}	<u>2.2×10^{-2}</u>	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th rowspan="2">人が立ち入る 場所 (mSv/週)</th> <th rowspan="2">管理区域境界 (mSv/3 月)</th> <th colspan="2">周辺監視区域境界 (mSv/年)</th> </tr> <tr> <th>最寄評価点</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量限度等</td> <td>1</td> <td>1.3</td> <td colspan="2">1</td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 1</td> <td>5.4×10^{-2}</td> <td>7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)</td> <td>3.8×10^{-3}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>保管廃棄施設 2</td> <td>2.3×10^{-2}</td> <td>1.2×10^0 (*2)</td> <td>2.0×10^{-2}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>合計 (*1)</td> <td>7.7×10^{-2}</td> <td>1.2×10^0</td> <td>2.4×10^{-2}</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>						人が立ち入る 場所 (mSv/週)	管理区域境界 (mSv/3 月)	周辺監視区域境界 (mSv/年)		最寄評価点		線量限度等	1	1.3	1		保管廃棄施設 1	5.4×10^{-2}	7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)	3.8×10^{-3}		保管廃棄施設 2	2.3×10^{-2}	1.2×10^0 (*2)	2.0×10^{-2}		合計 (*1)	7.7×10^{-2}	1.2×10^0	2.4×10^{-2}																																								
	人が立ち入る 場所 (mSv/週)	管理区域境界 (mSv/3 月)	周辺監視区域境界 (mSv/年)																																																																																																			
			最寄評価点	<u>重畳評価点</u>																																																																																																		
線量限度等	1	1.3	1																																																																																																			
保管廃棄施設 1	5.4×10^{-2}	7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)	3.8×10^{-3}	<u>2.7×10^{-3}</u>																																																																																																		
保管廃棄施設 2	2.3×10^{-2}	1.2×10^0 (*2)	2.0×10^{-2}	<u>1.9×10^{-2}</u>																																																																																																		
合計 (*1)	7.7×10^{-2}	1.2×10^0	2.4×10^{-2}	<u>2.2×10^{-2}</u>																																																																																																		
	人が立ち入る 場所 (mSv/週)	管理区域境界 (mSv/3 月)	周辺監視区域境界 (mSv/年)																																																																																																			
			最寄評価点																																																																																																			
線量限度等	1	1.3	1																																																																																																			
保管廃棄施設 1	5.4×10^{-2}	7.4×10^{-1} (西側) 9.1×10^{-1} (床下)	3.8×10^{-3}																																																																																																			
保管廃棄施設 2	2.3×10^{-2}	1.2×10^0 (*2)	2.0×10^{-2}																																																																																																			
合計 (*1)	7.7×10^{-2}	1.2×10^0	2.4×10^{-2}																																																																																																			
<p>* 1 : 人が立ち入る場所及び周辺監視区域境界の合計値は各施設の単純合算の値。管理区域境界については最大となる保管廃棄施設 2 の値 (保管廃棄施設 1 と保管廃棄施設 2 は 20m 以上の距離があるため保管廃棄施設 1 の寄与は無視しうる)</p> <p>* 2 : 金属製コンテナ 1 から 4 及び金属缶 2 の単純合算の値</p>					<p>*1 : 人が立ち入る場所及び周辺監視区域境界の合計値は各施設の単純合算の値。管理区域境界については最大となる保管廃棄施設 2 の値 (保管廃棄施設 1 と保管廃棄施設 2 は 20m 以上の距離があるため保管廃棄施設 1 の寄与は無視しうる)</p> <p>*2 : 金属製コンテナ 1 から 4 及び金属缶 2 の単純合算の値</p>																																																																																																	

変更前	変更後	変更理由
		<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ)</p>
<p>図 2-1 セルの遮蔽能力評価位置</p>	<p>図 2-1 セルの遮蔽能力評価位置</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>図 2-2 線源・線量率評価点の幾何学的配置(廃液タンク) (省略)</p> <p>図 2-3 管理区域境界の実効線量評価に係る線源位置及び評価点 (省略)</p> <p>図 2-4 保管廃棄施設 1 の管理区域境界の実効線量評価に係る線源及び評価点 (詳細) (省略)</p> <p>図 2-5 保管廃棄施設に係る実効線量評価モデル (省略)</p> <p>3. 火災等による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第四条 使用施設等は、火災又は爆発によりそ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、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。</p> <p>2 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（次項において「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。</p> <p>3 消火設備は、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> </div> <p>3.1 火災事故</p> <p>建家及びセルは、鉄筋コンクリート造で内部の主要な設備も不燃材料又は難燃材料を用いるので一般火災の可能性は非常に少ない。</p> <p>建家内火災に対しては、消防法に基づく自動火災報知設備、屋内消火栓設備及び消火器具を設置する。</p> <p>セル火災に対しては、消火器具及び自動火災報知設備を設置するとともに、セル及びグローブボックス内には粉末消火剤を常備する。消火器具によってセル火災の消火を行う場合は、セルの給気弁を閉じ、負圧を維持しながら行う。</p> <p>本施設で発生した固体廃棄物は、カートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。このうち、カートンボックスは、廃棄物管理施設に引き渡すまでの間、火災による延焼防止のため金属製容器に収納した上で保管廃棄施設に保管する。所定の容器に収納することが困難な大型機械等は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p>また、核燃料物質等を使用する設備において、可燃性の廃棄しようとする物が発生した場合は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p><u>維持管理設備については電源から切り離しを行い、火災を防止するための必要な措置を講ずる。</u></p>	<p>図 2-2 線源・線量率評価点の幾何学的配置(廃液タンク) (変更なし)</p> <p>図 2-3 管理区域境界の実効線量評価に係る線源位置及び評価点 (変更なし)</p> <p>図 2-4 保管廃棄施設 1 の管理区域境界の実効線量評価に係る線源及び評価点 (詳細) (変更なし)</p> <p>図 2-5 保管廃棄施設に係る実効線量評価モデル (変更なし)</p> <p>3. 火災等による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第四条 使用施設等は、火災又は爆発によりそ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、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。</p> <p>2 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（次項において「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。</p> <p>3 消火設備は、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> </div> <p>3.1 火災事故</p> <p>建家及びセルは、鉄筋コンクリート造で内部の主要な設備も不燃材料又は難燃材料を用いるので一般火災の可能性は非常に少ない。</p> <p>建家内火災に対しては、消防法に基づく自動火災報知設備、屋内消火栓設備及び消火器具を設置する。</p> <p>セル火災に対しては、消火器具及び自動火災報知設備を設置するとともに、セル及びグローブボックス内には粉末消火剤を常備する。消火器具によってセル火災の消火を行う場合は、セルの給気弁を閉じ、負圧を維持しながら行う。</p> <p>本施設で発生した固体廃棄物は、カートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。このうち、カートンボックスは、廃棄物管理施設に引き渡すまでの間、火災による延焼防止のため金属製容器に収納した上で保管廃棄施設に保管する。所定の容器に収納することが困難な大型機械等は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p>また、核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等を使用する設備において、可燃性の廃棄しようとする物が発生した場合は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p>	<p>・核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し</p> <p>・維持管理設備の削除に伴う削除</p>

変更前	変更後	変更理由
3.2 爆発事故 (省略)	3.2 爆発事故 (変更なし)	・記載の適正化
4. 立入りの防止 (省略)	4. 立入りの防止 (変更なし)	
5. 自然現象による影響の考慮 (省略)	5. 自然現象による影響の考慮 (変更なし)	
6. 核燃料物質の臨界の防止 (省略)	6. 核燃料物質の臨界防止 (変更なし)	
7. 使用前検査対象施設の地盤 (省略)	7. 使用前検査対象施設の地盤 (変更なし)	
8. 地震による損傷の防止 (省略)	8. 地震による損傷の防止 (変更なし)	
9. 津波による損傷の防止 (省略)	9. 津波による損傷の防止 (変更なし)	
10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (省略)	10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (変更なし)	
11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (省略)	11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (変更なし)	
12. 溢水による損傷の防止 (省略)	12. 溢水による損傷の防止 (変更なし)	
13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (省略)	13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (変更なし)	
14. 飛散物による損傷の防止 (省略)	14. 飛散物による損傷の防止 (変更なし)	
15. 重要度に応じた安全機能の確保 (省略)	15. 重要度に応じた安全機能の確保 (変更なし)	
16. 環境条件を考慮した設計 (省略)	16. 環境条件を考慮した設計 (変更なし)	
17. 検査等を考慮した設計 (省略)	17. 検査等を考慮した設計 (変更なし)	
18. 使用前検査対象施設の共用 (省略)	18. 使用前検査対象施設の共用 (変更なし)	
19. 誤操作の防止 (省略)	19. 誤操作の防止 (変更なし)	
20. 安全避難通路等 (省略)	20. 安全避難通路等 (変更なし)	
21. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (省略)	21. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (変更なし)	
22. 貯蔵施設 (省略)	22. 貯蔵施設 (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p>23. 廃棄施設</p> <p>第二十四条 廃棄施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を処理するための施設又は設備を設けなければならない。</p> <p>一 管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等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ものであること。ただし、空气中に放射性物質が飛散するおそれのないときは、この限りではない。</p> <p>二 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低減できるよう、使用施設等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ものであること。</p> <p>2 廃棄施設には、放射性廃棄物を保管廃棄する場合は、次に掲げるところにより、保管廃棄施設を設けなければならない。</p> <p>一 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ものであること。</p> <p>二 外部と区画されたものであること。</p> <p>三 放射性廃棄物を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けるものであること。</p> <p>四 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p> <p>3 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>23.1 気体廃棄物管理 管理区域内の空気は、高性能エアフィルタを通して排気筒から排出する。 管理区域の排気中に含まれる放射性物質は、地階の排風機室に設置した排気設備のプレフィルタ、<u>高性能エアフィルタ及びチャコールフィルタ（第1系統）</u>によって除去する。特に被覆管試験セル内及びグローブボックス内の排気口にはプレフィルタ及び高性能エアフィルタを設ける。 排気設備を通した排気は、放射性物質濃度を排気モニタにより排気の都度、連続的に測定しながら排気筒から大気中に放出する。 排気設備は、排気フィルタユニット、排風機、排気ダクト及び排気筒が連結され、排気口以外から漏れにくい構造であり、かつ、腐食しにくい材料を用いている。 排気設備に故障が生じた場合には、放射性物質によって汚染された空気の広がりを急速に防止できる弁を設けている。</p> <p>1) <u>気体廃棄物放出量の計算条件</u> ① <u>放出放射性物質</u> <u>放出放射性物質は、照射燃料^(注1)中に含まれる希ガス及びヨウ素並びに粒子状放射性物質のストロンチウム、セシウム及びプルトニウムである。これら放射性物質の燃料中の量を表4-1に示す。</u></p>	<p>23. 廃棄施設</p> <p>第二十四条 廃棄施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を処理するための施設又は設備を設けなければならない。</p> <p>一 管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等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ものであること。ただし、空气中に放射性物質が飛散するおそれのないときは、この限りではない。</p> <p>二 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低減できるよう、使用施設等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ものであること。</p> <p>2 廃棄施設には、放射性廃棄物を保管廃棄する場合は、次に掲げるところにより、保管廃棄施設を設けなければならない。</p> <p>一 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ものであること。</p> <p>二 外部と区画されたものであること。</p> <p>三 放射性廃棄物を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けるものであること。</p> <p>四 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p> <p>3 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>23.1 気体廃棄物管理 管理区域内の空気は、高性能エアフィルタを通して排気筒から排出する。 管理区域の排気中に含まれる放射性物質は、地階の排風機室に設置した排気設備のプレフィルタ及び高性能エアフィルタによって除去する。特に被覆管試験セル内及びグローブボックス内の排気口にはプレフィルタ及び高性能エアフィルタを設ける。 排気設備を通した排気は、放射性物質濃度を排気モニタにより排気の都度、連続的に測定しながら排気筒から大気中に放出する。 排気設備は、排気フィルタユニット、排風機、排気ダクト及び排気筒が連結され、排気口以外から漏れにくい構造であり、かつ、腐食しにくい材料を用いている。 排気設備に故障が生じた場合には、放射性物質によって汚染された空気の広がりを急速に防止できる弁を設けている。</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除</p> <p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>② 発生量</p> <p>本施設での照射後試験作業の中で、<u>気体廃棄物を発生する作業は、被覆管試験セル内で行われる燃料被覆管（第2照射材料試験施設で脱ミート後）の材料試験（引張試験）作業である。</u></p> <p><u>材料試験により発生する気体廃棄物は、次の条件により求める。</u></p> <p><u>材料試験で使用する燃料被覆管において燃料の付着があるものは、第2照射材料試験施設で脱ミート後の被覆管300本/年であり、脱ミート後の被覆管への燃料の付着率を1%とすると、被覆管300本に付着している燃料は43g*となる。</u></p> <p><u>この被覆管に付着した燃料がセル内に飛散し、このうち1%^(注2)が気体廃棄物になるものとする。</u></p> <p><u>燃料中の希ガスは100%、ヨウ素は50%^(注3)が気体廃棄物となるものとする。ヨウ素については、プレートアウト率45%^(注4)を考慮して発生量を求めた。</u></p> <hr/> <p>* <u>被覆管1cmの中には、1.75₃gの燃料^(注1)が装荷されている。脱ミート後の被覆管の長さは8cmである。</u></p> <p><u>1.75₃[g/cm]×8[cm]×300[本]×0.01 ≒ 43[g]</u></p> <p><u>注1)「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能相当(1サイクルは、60日運転、19日間停止)</u></p> <p><u>注2) ホットラボの設計と管理（「ホットラボ」研究専門委員会、日本原子力学会、1976年9月）では、粒子の飛散率を1%としているので、その値を参考にした。</u></p> <p><u>注3) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、ヨウ素の燃料からの放出率を50%としているので、その値を参考にした。</u></p> <p><u>注4) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における重大事故及び仮想事故の具体的な解析によれば、放出される無機ヨウ素は90%であり、そのうち50%が漏えいに寄与しないとされているためプレートアウト率45%とした。</u></p> <p>③ フィルタの効率</p> <p><u>排気中に移行した放射性廃棄物は、セル内高性能エアフィルタでろ過し、さらに排風機室の高性能エアフィルタ及びチャコールフィルタを通して環境に放出する。</u></p> <p><u>フィルタの粒子状放射性物質又はヨウ素の捕集効率は次のとおりである。</u></p> <p><u>セル内の高性能エアフィルタ</u></p> <p><u>99.9% (0.3μm粒子に対して)</u></p> <p><u>排風機室の高性能エアフィルタ</u></p> <p><u>99% (0.3μm粒子に対して)</u></p> <p><u>排風機室のチャコールフィルタ</u></p> <p><u>90% (ヨウ素に対して)</u></p> <p><u>したがって、粒子状放射性物質及びヨウ素の透過率は、それぞれ</u></p> <p><u>$\frac{1}{10^5}$及び$\frac{1}{10}$となる。</u></p>	<p>本施設での照射後試験作業は、被覆管試験セル内で行われる<u>被覆管材料の外観検査であり、気体廃棄物の発生はない。</u></p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>2) <u>気体廃棄物の放出量</u> <u>排気筒から環境に放出される放射性物質の量は、次式により求める。</u> <u>放出量 = (発生量) × (フィルタの透過率)</u> <u>計算結果を表 4-2 に示す。</u></p> <p>23.2 液体廃棄物管理 (省略)</p> <p>23.3 固体廃棄物管理</p> <p>(1) 管理区域内の空气中放射性物質濃度 本施設で発生する固体廃棄物は、ポリ塩化ビニル製バッグ、ビニルシート又はビニル袋で汚染拡大防止の措置を講じ、所定の容器に収納する。所定の容器に収納することが困難なフィルタ及び大型機械等は、ビニルシート又はビニル袋で梱包するなど汚染拡大防止措置を講ずる。このような措置をした上で、表面に汚染がないことを確認した後、保管廃棄施設に収納し保管することから、固体廃棄物中の放射性物質が漏えいすることはない。 したがって、保管廃棄施設を設置した場所における空气中の放射性物質濃度は、線量告示に定める濃度限度を超えることはない。</p> <p>(2) 固体廃棄物管理 本施設及び第 2 照射材料試験施設 (MMF-2) で発生する固体状の廃棄しようとする物は、可燃物又は不燃物、線量率等により分類し、防火の措置及び汚染拡大防止の措置を行うとともに、容器等の表面における汚染検査並びに線量率を測定した上で、固体廃棄物として当該施設の保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に引き渡す。ただし、減容処理の可能な廃棄物は、減容処理を行うため固体廃棄物前処理施設 (WDF) へ搬出する。 なお、被ばく管理上、当該施設の保管廃棄施設に保管することが困難な固体廃棄物については、キャスクにより隣接する第 2 照射材料試験施設 (MMF-2) を経由して廃棄物管理施設に引き渡す。 保管廃棄施設の出入口扉は施錠を行うとともに標識による表示を行い、みだりに人が立ち入らないようにする。</p> <p>廃棄物の流れの概要を<u>図 7-1</u>に示す。 <u>表 7-3</u>に固体廃棄物の区分及び年間の推定発生量を示す。</p>	<p>23.2 液体廃棄物管理 (変更なし)</p> <p>23.3 固体廃棄物管理</p> <p>(1) 管理区域内の空气中放射性物質濃度 本施設で発生する固体廃棄物は、ポリ塩化ビニル製バッグ、ビニルシート又はビニル袋で汚染拡大防止の措置を講じ、所定の容器に収納する。所定の容器に収納することが困難なフィルタ及び大型機械等は、ビニルシート又はビニル袋で梱包するなど汚染拡大防止措置を講ずる。このような措置をした上で、表面に汚染がないことを確認した後、保管廃棄施設に収納し保管することから、固体廃棄物中の放射性物質が漏えいすることはない。 したがって、保管廃棄施設を設置した場所における空气中の放射性物質濃度は、線量告示に定める濃度限度を超えることはない。</p> <p>(2) 固体廃棄物管理 本施設及び第 2 照射材料試験施設 (MMF-2) で発生する固体状の廃棄しようとする物は、可燃物又は不燃物、線量率等により分類し、防火の措置及び汚染拡大防止の措置を行うとともに、容器等の表面における汚染検査並びに線量率を測定した上で、固体廃棄物として当該施設の保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に引き渡す。ただし、減容処理の可能な廃棄物は、減容処理を行うため固体廃棄物前処理施設 (WDF) へ搬出する。 なお、被ばく管理上、当該施設の保管廃棄施設に保管することが困難な固体廃棄物については、キャスクにより隣接する第 2 照射材料試験施設 (MMF-2) を経由して廃棄物管理施設に引き渡す。 保管廃棄施設の出入口扉は施錠を行うとともに標識による表示を行い、みだりに人が立ち入らないようにする。</p> <p>廃棄物の流れの概要を<u>図 23-1</u>に示す。 <u>表 23-1</u>に固体廃棄物の区分及び年間の推定発生量を示す。</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除</p> <p>・所要の見直し ・所要の見直し</p>

変更前	変更後	変更理由																										
<p style="text-align: center;"><u>表 4-1 燃料中の放射性物質の量</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;"><u>核 種</u></th> <th style="text-align: center;"><u>燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td style="text-align: center;"><u>Kr-85*</u></td><td style="text-align: center;"><u>7.04×10^8</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Sr-90</u></td><td style="text-align: center;"><u>5.48×10^9</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>I-131</u></td><td style="text-align: center;"><u>4.89×10^6</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Xe-131m*</u></td><td style="text-align: center;"><u>1.96×10^6</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Xe-133*</u></td><td style="text-align: center;"><u>3.40×10^5</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Cs-137</u></td><td style="text-align: center;"><u>9.64×10^9</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Pu-238</u></td><td style="text-align: center;"><u>1.20×10^9</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Pu-239</u></td><td style="text-align: center;"><u>2.48×10^8</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Pu-240</u></td><td style="text-align: center;"><u>4.31×10^8</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Pu-241</u></td><td style="text-align: center;"><u>3.94×10^{10}</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Pu-242</u></td><td style="text-align: center;"><u>1.13×10^6</u></td></tr> <tr><td style="text-align: center;"><u>Am-241</u></td><td style="text-align: center;"><u>4.03×10^8</u></td></tr> </tbody> </table> <p>「常陽」MK-III内側炉心燃料 <u>組 成 : 23%PuO₂-77%UO₂</u> <u>プルトニウム同位体比 : Pu238 : Pu239 : Pu240 : Pu241 : Pu242 = 1 : 63 : 24 : 8 : 4</u> <u>ウラン濃縮度 : 18%</u> <u>照 射 条 件 : 140MW 炉心で 6 サイクル運転後 140 日間冷却</u> <u>(1 サイクルは、60 日運転、19 日間停止)</u> <u>* : Kr-85、Xe-131m 及び Xe-133 の燃料中の保持率を 70% とした。</u></p>	<u>核 種</u>	<u>燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)</u>	<u>Kr-85*</u>	<u>7.04×10^8</u>	<u>Sr-90</u>	<u>5.48×10^9</u>	<u>I-131</u>	<u>4.89×10^6</u>	<u>Xe-131m*</u>	<u>1.96×10^6</u>	<u>Xe-133*</u>	<u>3.40×10^5</u>	<u>Cs-137</u>	<u>9.64×10^9</u>	<u>Pu-238</u>	<u>1.20×10^9</u>	<u>Pu-239</u>	<u>2.48×10^8</u>	<u>Pu-240</u>	<u>4.31×10^8</u>	<u>Pu-241</u>	<u>3.94×10^{10}</u>	<u>Pu-242</u>	<u>1.13×10^6</u>	<u>Am-241</u>	<u>4.03×10^8</u>	(削る)	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う削除
<u>核 種</u>	<u>燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)</u>																											
<u>Kr-85*</u>	<u>7.04×10^8</u>																											
<u>Sr-90</u>	<u>5.48×10^9</u>																											
<u>I-131</u>	<u>4.89×10^6</u>																											
<u>Xe-131m*</u>	<u>1.96×10^6</u>																											
<u>Xe-133*</u>	<u>3.40×10^5</u>																											
<u>Cs-137</u>	<u>9.64×10^9</u>																											
<u>Pu-238</u>	<u>1.20×10^9</u>																											
<u>Pu-239</u>	<u>2.48×10^8</u>																											
<u>Pu-240</u>	<u>4.31×10^8</u>																											
<u>Pu-241</u>	<u>3.94×10^{10}</u>																											
<u>Pu-242</u>	<u>1.13×10^6</u>																											
<u>Am-241</u>	<u>4.03×10^8</u>																											

変更前			変更後	変更理由
表 4-2 気体廃棄物の放出量			(削る)	・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 ・所要の見直し ・所要の見直し
核種	放出量 (3月当たり) * (Bq)	放出量 (1年当たり) (Bq)		
Kr-85	8.27×10^9	3.03×10^{10}		
Sr-90	6.44×10^3	2.36×10^4		
I-131	1.58×10^6	5.79×10^6		
Xe-131m	2.30×10^7	8.43×10^7		
Xe-133	4.01×10^6	1.47×10^7		
Cs-137	1.14×10^4	4.15×10^4		
Pu-238	1.41×10^3	5.16×10^3		
Pu-239	2.92×10^2	1.07×10^3		
Pu-240	5.08×10^2	1.86×10^3		
Pu-241	4.64×10^4	1.70×10^5		
Pu-242	1.33×10^0	4.86×10^0		
Am-241	4.75×10^2	1.74×10^3		
*年間放出量×3/11とする。				
表 7-3 固体廃棄物の区分及び年間推定発生量	(省略)	表 23-1 固体廃棄物の区分及び年間推定発生量	(変更なし)	・所要の見直し ・所要の見直し
図 7-1 固体廃棄物 B の流れの概要	(省略)	図 23-1 固体廃棄物 B の流れの概要	(変更なし)	
24. 汚染を検査するための設備	(省略)	24. 汚染を検査するための設備	(変更なし)	
25. 監視設備	(省略)	25. 監視設備	(変更なし)	
26. 非常用電源設備	(省略)	26. 非常用電源設備	(変更なし)	
27. 通信連絡設備等	(省略)	27. 通信連絡設備等	(変更なし)	
28. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	(省略)	28. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	(変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類 2</p> <p>変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に应付する災害防止の措置に関する説明書</p>	<p>添付書類 2</p> <p>(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="97 191 246 222">添付書類 3</p> <p data-bbox="439 457 997 625">変更に係る核燃料物質の使用に必要な 技術的能力に関する説明書 （施設編） 照射材料試験施設</p>	<p data-bbox="1368 191 1516 222">添付書類 3</p> <p data-bbox="1923 548 2059 579">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 249 222">添付書類 4</p> <p data-bbox="323 457 1110 625">変更後における使用施設等の保安のための業務に係る 品質管理に必要な体制の整備に関する説明書 （施設編） 照射材料試験施設</p>	<p data-bbox="1368 191 1525 222">添付書類 4</p> <p data-bbox="1923 457 2059 489">（変更なし）</p>	

廃棄物の保管場所の余裕度について

照射材料試験施設 第 2 照射材料試験施設

1.本申請に係る廃棄物の保管場所の余裕度

MMFの本申請は、①照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴う記載の削除、②核燃料物質の使用等が終了した汚染のある設備（引張試験機）の使用終了である。①の変更では、(1)汚染の無い設備（ガスモニタ及びヨウ素モニタ）、(2)汚染の可能性のある設備（チャコールフィルタ）について撤去作業を行う。(1)の設備の撤去等の作業に当たり、放射性固体廃棄物は発生しない。万が一、設備に汚染があり除染が必要となった場合には、カートンボックス（紙バケツ）1個である。(2)の設備の撤去等に伴い発生する放射性固体廃棄物の量は1.0m³角コンテナ換算で、0.2容器程度（0.2m³）である。②の設備の撤去等に伴い発生する放射性固体廃棄物の量は1.0m³角コンテナ換算で、1容器程度（1.0m³）である。

MMF-2の本申請は、①第2照射材料試験施設における核燃料物質の取扱い終了に伴う記載の削除、②維持管理設備（脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式））の撤去である。①の変更では、(1)汚染の無い設備（ガスモニタ及びヨウ素モニタ）、(2)汚染の可能性のある設備（チャコールフィルタ）について撤去作業を行う。(1)の設備の撤去等の作業に当たり、放射性固体廃棄物は発生しない。万が一、設備に汚染があり除染が必要となった場合には、カートンボックス（紙バケツ）1個である。(2)の設備の撤去等に伴い発生する放射性固体廃棄物の量は1.0m³角コンテナ換算で、0.2容器程度（0.2m³）である。②の設備の撤去等に伴い発生する放射性固体廃棄物の量は1.0m³角コンテナ換算で、0.1容器程度（0.1m³）である。

MMF-2で発生する放射性固体廃棄物はMMFの保管廃棄施設に収納している。

MMFの廃棄物の保管場所の余裕度は、カートンボックス（紙バケツ）を保管している保管廃棄施設1の最大保管個数は80個、令和4年10月現在の保管数は19個であり、容量には十分な余裕がある。また、保管廃棄施設2において、放射性固体廃棄物を収納するコンテナの容量は7.0m³であり、現在の保管容量は4.5m³であるため、十分な余裕がある。

以上

引張試験機、脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）、ヨウ素モニタ、ガスモニタ、チャコールフィルタの解体・撤去に係る
安全性について

照射材料試験施設
第 2 照射材料試験施設

目次

- 1.撤去する設備の概要及び撤去の方法
- 2.核燃料物質の譲渡しの方法
- 3.核燃料物質による汚染の除去の方法
- 4.核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法
- 5.作業の管理

別添 1

撤去期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

- 1.使用施設に残存する核燃料物質の評価
- 2.気体廃棄施設の維持管理
- 3.対象設備の解体・撤去の期間

別添 2

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

- 1.撤去期間中の放射線管理
- 2.撤去に伴う放射性固体廃棄物の発生量
- 3.撤去期間中の平常時における一般公衆の被ばく線量の評価

別添 3

撤去の作業場の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響に関する説明書

1. 撤去する設備の概要及び撤去の方法

(1) 撤去する設備の概要

① 引張試験機は、脱ミート済みの被覆管試験片等に対する強度試験を行うための装置であり、被覆管試験セルに設置されている。当該装置を用いた強度試験は終了しており、今後も使用予定が無いことから、当該装置の撤去を行う。

引張試験機の外観を図 1 に示す。

② 脱ミート装置（ドリル式）及び脱ミート装置（押出し式）は燃料付きの被覆管試験片から核燃料物質を取り除く作業（脱ミート作業）を行うための装置であり、No.1セルにおいて維持管理設備として管理されていたが、当該装置の撤去を行う。脱ミート装置（ドリル式）の外観を図 2 に、脱ミート装置（押出し式）の外観を図 3 に示す。

③ ヨウ素モニタ及びガスモニタは、気体廃棄物中に含まれるヨウ素及び貴ガスを計測するための装置であり、MMF 及び MMF-2 の排風機室に設置されている。核燃料物質の使用を終了し、今後、気体廃棄物が発生しないことから当該設備の撤去を行う。

ヨウ素モニタの外観を図 4 に、ガスモニタの外観を図 5 に示す。

④ チャコールフィルタは、排気中に含まれる気体状のヨウ素を吸着するための設備であり、MMF 及び MMF-2 の排風機室に設置されている。核燃料物質の使用を終了し、今後、気体状のヨウ素が発生しないことから当該設備の撤去を行う。

チャコールフィルタの外観を図 6 に示す。

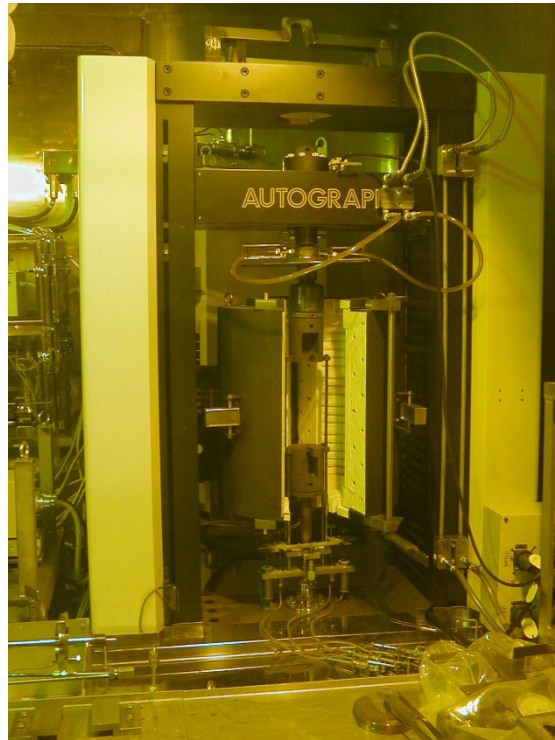


図1 引張試験機の外観



図2 脱ミート装置（ドリル式）の外観

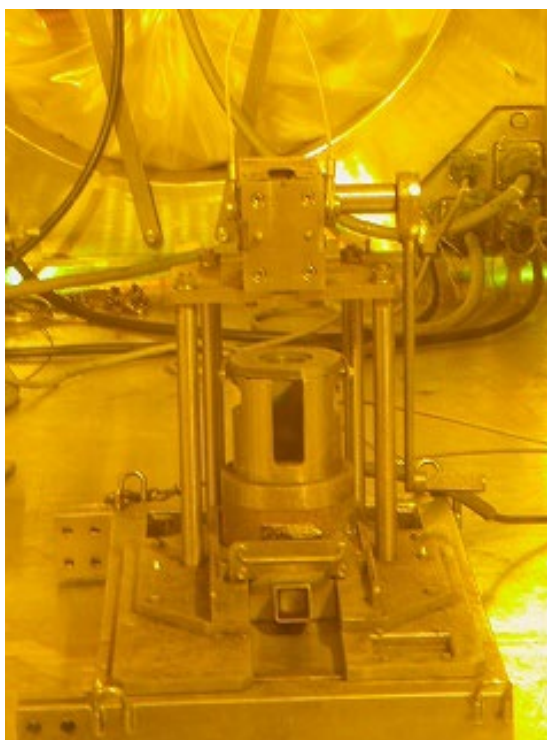


図3 脱ミート装置（押出し式）の外観



図4 ヨウ素モニタの外観



図5 ガスモニタの外観



図6 チャコールフィルタの外観

(2) 解体・撤去の方法

核物質使用変更許可後に実施する工事は、①汚染のある設備の解体・撤去、②汚染のない設備の解体・撤去である。撤去対象設備のうち、引張試験機、脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）、チャコールフィルタについては、低レベルの汚染があるものとして取り扱うこととする。一方、ヨウ素モニタ及びガスモニタについては、核燃料物質による汚染がない。

以下に、工事の方法を示す。

① 汚染のある設備の解体・撤去

引張試験機については、解体・撤去対象設備が設置されている被覆管試験セル内

で、遠隔操作及び全面マスクを着用し、ハンドソー等の電動工具等を用いて解体を行う。廃棄物は、所定の容器（コンテナ等）に収納する。

脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）については、解体・撤去対象設備が設置されている No.1 セル内で、遠隔操作により一般工具を用いて解体を行う。No.1 セル天井ポートに気密型グローブボックスを接続し、解体物を当該グローブボックスに移動する。当該グローブボックス内で、一般工具を用いて更なる解体を行う。廃棄物は、所定の容器（コンテナ等）に収納する。

チャコールフィルタについては、解体・撤去対象設備が設置されている排風機室において、バグアウトにより取り外しを行う。

② 汚染のない設備の解体・撤去

汚染がない設備については、原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（平成 20 年経済産業省原子力安全・保安院（指示））を参考に、適切に取り扱う。

2.核燃料物質の譲渡しの方法

当該設備において、貯蔵又は使用中の核燃料物質はなく、核燃料物質の譲渡しの方法については、該当しない。

3.核燃料物質による汚染の除去の方法

(1) 汚染の状況

引張試験機、脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）について、当該設備は、核燃料物質又は核燃料物質で汚染された物の使用実績があるため、汚染がある。放射線作業計画の立案に当たり、インセルモニタによるサーベイを行い、汚染レベルを明確にする。チャコールフィルタについては、気体状のヨウ素の吸着用に設置されていたものであることから、低線量の汚染があるものとして考える。

(2) 汚染の除去方法

設備表面及び内部の遊離性汚染は、作業者の被ばく低減等のため、可能な限り除去する。

4.核燃料物質によって汚染された物の廃棄の方法

(1) 放射性気体廃棄物の廃棄

汚染のある解体・撤去対象設備の解体・撤去は、被覆管試験セル内、No.1 セル内、気密型グローブボックス内、排風機室で実施するため解体中は排気が継続される。既設の排気口に吸引された排気は、高性能エアフィルタでろ過した後に大気中に放出され、周辺監視区域外における空気中の放射性物質濃度が法令に定める濃度限度を超えない

よう管理する。

(2) 放射性液体廃棄物の廃棄

解体・撤去対象設備内部に液体はなく、また液体による除染等を行わないため、該当しない。

(3) 放射性固体廃棄物の廃棄

当該作業で発生する放射性固体廃棄物は、所定の容器（コンテナ等）に収納し、照射材料試験施設（MMF）内の保管廃棄施設に保管した後、大洗研究所内の固体廃棄物前処理施設へ運搬する。

5.作業の管理

(1) 作業の計画

解体・撤去対象設備の解体・撤去に当たっては、保安規則に基づき作業実施方法、放射線管理、放射性廃棄物管理、作業の安全管理、実施体制、非常時の対応等を記載した放射線作業計画書を作成し、安全確保の徹底を図る

(2) 作業の記録

作業手順、工程及び保管方法を記録する。

(3) 作業者に対する教育等

作業者については保安教育を実施する。また、放射線作業計画書に基づき作業方法、安全対策、非常時の対応等を周知徹底するとともに、作業開始前には打合せを行い、安全意識の高揚を図る。

核燃料物質の使用終了後に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

1.使用施設に残存する核燃料物質の評価

当該施設において、使用、貯蔵される核燃料物質の変更はなく、本作業における遮蔽能力の変更もない。

核燃料物質によって汚染された設備は、「3.核燃料物質による汚染の除去の方法、(1)汚染の状況」による。

2.気体廃棄施設の維持管理

気体廃棄施設について、チャコールフィルタの撤去を行うが、給排気設備の運転は維持されるので、施設の負圧は確保される。

3.使用終了に要する期間

対象設備の撤去に要する期間は、以下のとおりである。

- ① 引張試験機：約 4 週間
- ② 脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）：約 4 週間
- ③ ヨウ素モニタ、ガスモニタ：約 2 週間
- ④ チャコールフィルタ：約 1 週間

核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による放射線の被ばく管理 及び放射性廃棄物の廃棄に関する説明書

1. 撤去期間中の放射線管理

(1)核燃料物質による汚染の拡大防止のための措置に関すること

解体・撤去対象設備のうち、汚染のある設備の解体については、汚染拡大措置を施したグリーンハウス等の解体作業専用エリア内や既存のセル等の内部で行い、汚染の拡大を防止するとともに、サーベイエリアを設定し、エリア退出時に相互サーベイ等の汚染チェックを確実に実施する。

(2)外部及び内部被ばく低減に関すること

解体・撤去対象設備の解体・撤去に当たっては、保安規定に基づき、外部被ばく及び内部被ばく管理を行う。

2. 撤去に伴う放射性固体廃棄物の発生量

① 汚染のある設備

本作業において発生する放射性固体廃棄物の量は、1.0m³ 角コンテナ換算で、1.5 容器程度である。内訳は以下のとおり。

- ・ 引張試験機：コンテナ 1.0m³
- ・ 脱ミート装置（ドリル式）、脱ミート装置（押出し式）：コンテナ 0.1m³
- ・ チャコールフィルタ：コンテナ 0.4m³

② 汚染の無い設備

また、以下の設備については、核燃料物質の使用実績がなく、汚染がないため、持ち出し物品は原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて（平成 20 年経済産業省原子力安全・保安院（指示））を参考に、適切に取り扱う。

- ・ ヨウ素モニタ
- ・ ガスモニタ

なお、以上の設備で万一汚染し、除染が必要となった発生した場合、発生する固体廃棄物の量は、カートンボックス 1 個である。

①及び②で発生する放射性固体廃棄物の総量は、カートンボックス 1 個及びコンテナ 1.5m³である。

3. 撤去期間中の平常時における一般公衆の被ばく線量の評価

本作業は、管理区域内で行う。被覆管試験セル、No.1 セル、気密型グローブボックス、簡易ハウス内及び管理区域内の空気は高性能エアフィルタでろ過され大気中に放出され、作業に伴って発生する放射性固体廃棄物は所定の保管廃棄施設に保管するの

で、平常時における一般公衆の被ばく線量の評価に変更はない。

なお、当該設備での核燃料物質の使用終了に伴う放射性液体廃棄物は発生しない。

解体・撤去の作業場の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響に関する説明書

本作業において、適切な防護具を装備して行うことから、万一機械又は装置の故障が発生しても、作業員の被ばくを防止できる。

また、解体・撤去作業時の火災対策として、作業エリア（被覆管試験セル、No.1セル及び気密型グローブボックス内、排風機室）に耐火・耐熱シートを設置するとともに、作業エリア付近の可燃物の回収を徹底し、消火器、ハロゲン化物消火設備（No.1セル）及び粉末消火剤（被覆管試験セル、No.1セル、気密型グローブボックス）を配置する。

なお、本作業により、地震、火災その他の災害があった場合に発生すると想定される事故時における一般公衆への影響の評価に変更はない。

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本-1～2	1
添付書類 1	添 1 - 1	～ 1 8
添付書類 2	添 2 - 1	～ 6
添付書類 3	添 3 - 1	～ 1
添付書類 4	添 4 - 1	～ 2

照射装置組立検査施設

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">大洗研究所（南地区） 施設編</p> <p style="text-align: center;">照射装置組立検査施設（施設番号 1 1）</p> <p>本文</p> <p>添付書類 1</p> <p>添付書類 2</p> <p>添付書類 3</p> <p>（記載なし）</p> <p><u>障害対策書</u></p> <p><u>安全対策書</u></p>	<p style="text-align: center;">(変更なし)</p> <p><u>本文</u></p> <p><u>添付書類 1</u></p> <p><u>添付書類 2</u></p> <p style="text-align: center;">(変更なし)</p> <p><u>添付書類 4</u></p> <p>（削除）</p> <p>（削除）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 所要の見直し。 ・ 共通編の引用を追加。 ・ 障害対策書及び安全対策書の記載を移動。 ・ 安全対策書の記載を移動。 ・ 共通編の引用を追加。 ・ 記載を添付書類 1 へ移動。 ・ 記載を添付書類 1 及び添付書類 2 へ移動

変 更 前	変 更 後	備 考
施設番号11（照射装置組立検査施設） 本文目次	施設番号11（照射装置組立検査施設） 本文目次	
1. 名称及び住所並びに代表者の氏名…………… 1	1. <u>氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名</u> …………… (11)-1	・ 所要の見直し。 ・ 頁番号の見直し。 ・ 所要の見直しに伴い削除。
2. 使用の目的及び方法…………… 1	2. 使用の目的及び方法…………… (11)-2	
2.1 使用の目的…………… 1		
2.2 使用の方法…………… 1		
3. 核燃料物質の種類…………… 4	3. 核燃料物質の種類…………… (11)-3	
4. 使用の場所…………… 4	4. 使用の場所…………… (11)-3	
5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… 4	5. 予定使用期間及び年間予定使用量…………… (11)-3	・ 所要の見直しに伴い削除。
5.1 予定使用期間…………… 4		
5.2 年間予定使用量…………… 4		
6. 使用済燃料の処分の方法…………… 4	5.1 事業所全体…………… (11)-3	
7. 使用施設の位置、構造及び設備…………… 5	5.2 施設毎…………… (11)-3	
7.1 使用施設の位置…………… 5	6. 使用済燃料の処分の方法…………… (11)-4	・ 所要の見直し。
7.2 使用施設の構造…………… 5	7. <u>核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備</u> …………… (11)-4	
7.3 使用施設の設備…………… 6	7.1 使用施設の位置…………… (11)-4	
8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備…………… 6	7.2 使用施設の構造…………… (11)-4	
8.1 貯蔵施設の位置…………… 6	7.3 使用施設の設備…………… (11)-5	
8.2 貯蔵施設の構造…………… 6	8. <u>核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</u> …………… (11)-5	・ 所要の見直し。
8.3 貯蔵施設の設備…………… 7	8.1 貯蔵施設の位置…………… (11)-5	
9. 廃棄施設の位置、構造及び設備…………… 7	8.2 貯蔵施設の構造…………… (11)-5	
9.1 気体廃棄施設…………… 7	8.3 貯蔵施設の設備…………… (11)-6	・ 所要の見直し。
	9. <u>核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備</u> …………… (11)-6	
	9.1 気体廃棄施設…………… (11)-6	
	9.1.1 気体廃棄施設の位置…………… (11)-6	・ 所要の見直し。
	9.1.2 気体廃棄施設の構造…………… (11)-6	
	9.1.3 気体廃棄施設の設備…………… (11)-7	
9.2 液体廃棄施設…………… 7	9.2 液体廃棄施設…………… (11)-7	・ 所要の見直し。
	9.2.1 液体廃棄施設の位置…………… (11)-7	
	9.2.2 液体廃棄施設の構造…………… (11)-7	
	9.2.3 液体廃棄施設の設備…………… (11)-7	
9.3 固体廃棄施設…………… 8	9.3 固体廃棄施設…………… (11)-7	・ 所要の見直し。
	9.3.1 固体廃棄施設の位置…………… (11)-7	
	9.3.2 固体廃棄施設の構造…………… (11)-8	
	9.3.3 固体廃棄施設の設備…………… (11)-8	・ 法令改正に基づく記載の適正化。
	10. <u>使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</u> …………… (11)-8	

変 更 前	変 更 後	備考
(記載なし)	<p style="text-align: center;"><u>表リスト</u></p> <p>第 2.1 表 使用の方法…………… (11)-9</p> <p>第 7.1 表 使用施設の構造…………… (11)-10</p> <p>第 7.2 表 主要組立設備及び機器 (1/2) …… (11)-11</p> <p>第 7.2 表 主要組立設備及び機器 (2/2) …… (11)-12</p> <p>第 7.3 表 主要検査設備及び機器…………… (11)-13</p> <p>第 7.4 表 放射線管理用機器…………… (11)-14</p> <p>第 9.1 表 管理区域排気系統の概要…………… (11)-15</p> <p>第 9.2 表 廃液設備の概要…………… (11)-15</p>	• 所要の見直し。

変 更 前		変 更 後		備考
(照射装置組立検査施設 本文図より)				
<u>本 文 図</u> リ ス ト		図 リ ス ト		
第 2.1 図	核燃料取扱経路説明図…………… 1	第 2.1 図	核燃料取扱経路説明図…………… <u>(11)-16</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・本文図は本文の後ろに記載していたが、移設。 ・所要の見直し。 ・所要の見直しに伴う頁番号の見直し。
第 7.1 図	施設配置図…………… 2	第 7.1 図	施設配置図…………… <u>(11)-17</u>	
第 7.2 図	地下 1 階平面図…………… 3	第 7.2 図	地下 1 階平面図…………… <u>(11)-18</u>	
第 7.3 図	1 階平面図…………… 4	第 7.3 図	1 階平面図…………… <u>(11)-19</u>	
第 7.4 図	2 階平面図…………… 5	第 7.4 図	2 階平面図…………… <u>(11)-20</u>	
第 7.5 図	屋階平面図…………… 6	第 7.5 図	屋階平面図…………… <u>(11)-21</u>	
第 7.6 図	断面図…………… 7	第 7.6 図	断面図…………… <u>(11)-22</u>	
第 7.7 図	断面図…………… 8	第 7.7 図	断面図…………… <u>(11)-23</u>	
第 7.8 図	管理区域区分図（地下 1 階）…………… 9	第 7.8 図	管理区域区分図（地下 1 階）…………… <u>(11)-24</u>	
第 7.9 図	管理区域区分図（1 階）…………… 10	第 7.9 図	管理区域区分図（1 階）…………… <u>(11)-25</u>	
第 7.10 図	管理区域区分図（2 階）…………… 11	第 7.10 図	管理区域区分図（2 階）…………… <u>(11)-26</u>	
第 7.11 図	管理区域区分図（屋階）…………… 12	第 7.11 図	管理区域区分図（屋階）…………… <u>(11)-27</u>	
第 7.12 図	消火設備配置図（地下 1 階）…………… 13	第 7.12 図	消火設備配置図（地下 1 階）…………… <u>(11)-28</u>	
第 7.13 図	消火設備配置図（1 階）…………… 14	第 7.13 図	消火設備配置図（1 階）…………… <u>(11)-29</u>	
第 7.14 図	消火設備配置図（2 階）…………… 15	第 7.14 図	消火設備配置図（2 階）…………… <u>(11)-30</u>	
第 7.15 図	消火設備配置図（屋階）…………… 16	第 7.15 図	消火設備配置図（屋階）…………… <u>(11)-31</u>	
第 7.16 図	放射線管理設備配置図（地下 1 階）…………… 17	第 7.16 図	放射線管理設備配置図（地下 1 階）…………… <u>(11)-32</u>	
第 7.17 図	放射線管理設備配置図（1 階）…………… 18	第 7.17 図	放射線管理設備配置図（1 階）…………… <u>(11)-33</u>	
第 7.18 図	放射線管理設備配置図（2 階、屋階）…………… 19	第 7.18 図	放射線管理設備配置図（2 階、屋階）…………… <u>(11)-34</u>	
第 9.1 図	排気系統図…………… 20	第 9.1 図	排気系統図…………… <u>(11)-35</u>	
第 9.2 図	排水処理系統図…………… 21	第 9.2 図	排水処理系統図…………… <u>(11)-36</u>	
第 9.3 図	保管廃棄施設の位置（地下 1 階）…………… 22	第 9.3 図	保管廃棄施設の位置（地下 1 階）…………… <u>(11)-37</u>	

変 更 前	変 更 後	備考																						
<p>別 添</p> <p>1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）</p> <p>2. 使用の目的及び方法</p> <p>2.1 使用の目的</p> <p>(1) 高速実験炉で照射試験に供される特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、並びに照射材料試料、各種計測器等を集合体形状に組み立てる。</p> <p>(2) 高速実験炉の核的特性の測定、中性子照射量測定のために照射された各種核燃料物質はくの放射化量測定を行う。</p> <p>(3) 高速実験炉燃料破損検出設備の感度較正用に用いるF.P. ソース要素〔ウラン-ニッケル合金（ウラン含有率3.5wt%、濃縮度19.9wt%）〕を集合体形状に組み立てる。</p> <p>2.2 使用の方法</p> <p>(1) 密封された燃料要素は、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第一開発室等から照射装置組立検査施設（以下「当施設」という。）に搬入する。搬入解梱後、燃料要素の外観検査等を行い、燃料貯蔵室に保管する。 燃料要素の照射装置への組み込みは、当施設内の主として組立室で行う。燃料要素は、各種治工具、溶接装置等を用いて照射燃料集合体、計測線付集合体等の照射装置に組み込む。 組立後、外観検査、寸法検査、X線検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。また、燃料要素の一部は照射燃料集合体試験施設に運搬し、照射燃料集合体に組み込む。</p> <p>(2) 高速実験炉の核的特性及び燃料・材料の照射試験に対する中性子照射量評価のために、照射前の各種核燃料物質はくを照射装置に組み込む。また、照射された各種核燃料物質はくの放射化量を、測定室において測定する。</p> <p>(3) F.P. ソース要素は、米国アルゴンヌ国立研究所等から当施設に搬入する。搬入解梱後、F.P. ソース要素の外観検査等を行い燃料貯蔵室に保管する。 F.P. ソース要素の感度較正用集合体への組み込みは、当施設内の主として組立室で、各種治工具、溶接装置等を用いて行う。 組立後、外観検査、寸法検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。</p>	<p>1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名</p> <table border="1" data-bbox="1249 226 2522 640"> <tr> <td data-bbox="1249 226 1665 310">氏 名 又 は 名 称</td> <td data-bbox="1665 226 2522 640" rowspan="5">事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 310 1665 394">住 所</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 394 1665 478">代 表 者 の 氏 名</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 478 1665 562">事 業 所 の 名 称</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 562 1665 640">事 業 所 の 住 所</td> </tr> </table> <p>2. 使用の目的及び方法</p> <table border="1" data-bbox="1249 730 2522 1963"> <thead> <tr> <th data-bbox="1249 730 1389 814">整理番号</th> <th data-bbox="1389 730 2522 814">使用の目的</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1249 814 1389 905">(1)</td> <td data-bbox="1389 814 2522 905">高速実験炉で照射試験に供される特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、並びに照射材料試料、各種計測器等を集合体形状に組み立てる。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 905 1389 995">(2)</td> <td data-bbox="1389 905 2522 995">高速実験炉の核的特性の測定、中性子照射量測定のために照射された各種核燃料物質はくの放射化量測定を行う。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 995 1389 1085">(3)</td> <td data-bbox="1389 995 2522 1085">高速実験炉燃料破損検出設備の感度較正用に用いるF.P. ソース要素〔ウラン-ニッケル合金（ウラン含有率3.5wt%、濃縮度19.9wt%）〕を集合体形状に組み立てる。</td> </tr> <tr> <th data-bbox="1249 1085 1389 1169">整理番号</th> <th data-bbox="1389 1085 2522 1169">使用の方法</th> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 1169 1389 1535">(1)</td> <td data-bbox="1389 1169 2522 1535">密封された燃料要素は、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第一開発室等から照射装置組立検査施設（以下「当施設」という。）に搬入する。搬入解梱後、燃料要素の外観検査等を行い、燃料貯蔵室に保管する。 燃料要素の照射装置への組み込みは、当施設内の主として組立室で行う。燃料要素は、各種治工具、溶接装置等を用いて照射燃料集合体、計測線付集合体等の照射装置に組み込む。 組立後、外観検査、寸法検査、X線検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。また、燃料要素の一部は照射燃料集合体試験施設に運搬し、照射燃料集合体に組み込む。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 1535 1389 1675">(2)</td> <td data-bbox="1389 1535 2522 1675">高速実験炉の核的特性及び燃料・材料の照射試験に対する中性子照射量評価のために、照射前の各種核燃料物質はくを照射装置に組み込む。また、照射された各種核燃料物質はくの放射化量を、測定室において測定する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1249 1675 1389 1963">(3)</td> <td data-bbox="1389 1675 2522 1963">F.P. ソース要素は、米国アルゴンヌ国立研究所等から当施設に搬入する。搬入解梱後、F.P. ソース要素の外観検査等を行い燃料貯蔵室に保管する。 F.P. ソース要素の感度較正用集合体への組み込みは、当施設内の主として組立室で、各種治工具、溶接装置等を用いて行う。 組立後、外観検査、寸法検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。</td> </tr> </tbody> </table>	氏 名 又 は 名 称	事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）	住 所	代 表 者 の 氏 名	事 業 所 の 名 称	事 業 所 の 住 所	整理番号	使用の目的	(1)	高速実験炉で照射試験に供される特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、並びに照射材料試料、各種計測器等を集合体形状に組み立てる。	(2)	高速実験炉の核的特性の測定、中性子照射量測定のために照射された各種核燃料物質はくの放射化量測定を行う。	(3)	高速実験炉燃料破損検出設備の感度較正用に用いるF.P. ソース要素〔ウラン-ニッケル合金（ウラン含有率3.5wt%、濃縮度19.9wt%）〕を集合体形状に組み立てる。	整理番号	使用の方法	(1)	密封された燃料要素は、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第一開発室等から照射装置組立検査施設（以下「当施設」という。）に搬入する。搬入解梱後、燃料要素の外観検査等を行い、燃料貯蔵室に保管する。 燃料要素の照射装置への組み込みは、当施設内の主として組立室で行う。燃料要素は、各種治工具、溶接装置等を用いて照射燃料集合体、計測線付集合体等の照射装置に組み込む。 組立後、外観検査、寸法検査、X線検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。また、燃料要素の一部は照射燃料集合体試験施設に運搬し、照射燃料集合体に組み込む。	(2)	高速実験炉の核的特性及び燃料・材料の照射試験に対する中性子照射量評価のために、照射前の各種核燃料物質はくを照射装置に組み込む。また、照射された各種核燃料物質はくの放射化量を、測定室において測定する。	(3)	F.P. ソース要素は、米国アルゴンヌ国立研究所等から当施設に搬入する。搬入解梱後、F.P. ソース要素の外観検査等を行い燃料貯蔵室に保管する。 F.P. ソース要素の感度較正用集合体への組み込みは、当施設内の主として組立室で、各種治工具、溶接装置等を用いて行う。 組立後、外観検査、寸法検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。	
氏 名 又 は 名 称	事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）																							
住 所																								
代 表 者 の 氏 名																								
事 業 所 の 名 称																								
事 業 所 の 住 所																								
整理番号	使用の目的																							
(1)	高速実験炉で照射試験に供される特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、並びに照射材料試料、各種計測器等を集合体形状に組み立てる。																							
(2)	高速実験炉の核的特性の測定、中性子照射量測定のために照射された各種核燃料物質はくの放射化量測定を行う。																							
(3)	高速実験炉燃料破損検出設備の感度較正用に用いるF.P. ソース要素〔ウラン-ニッケル合金（ウラン含有率3.5wt%、濃縮度19.9wt%）〕を集合体形状に組み立てる。																							
整理番号	使用の方法																							
(1)	密封された燃料要素は、核燃料サイクル工学研究所のプルトニウム燃料第一開発室等から照射装置組立検査施設（以下「当施設」という。）に搬入する。搬入解梱後、燃料要素の外観検査等を行い、燃料貯蔵室に保管する。 燃料要素の照射装置への組み込みは、当施設内の主として組立室で行う。燃料要素は、各種治工具、溶接装置等を用いて照射燃料集合体、計測線付集合体等の照射装置に組み込む。 組立後、外観検査、寸法検査、X線検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。また、燃料要素の一部は照射燃料集合体試験施設に運搬し、照射燃料集合体に組み込む。																							
(2)	高速実験炉の核的特性及び燃料・材料の照射試験に対する中性子照射量評価のために、照射前の各種核燃料物質はくを照射装置に組み込む。また、照射された各種核燃料物質はくの放射化量を、測定室において測定する。																							
(3)	F.P. ソース要素は、米国アルゴンヌ国立研究所等から当施設に搬入する。搬入解梱後、F.P. ソース要素の外観検査等を行い燃料貯蔵室に保管する。 F.P. ソース要素の感度較正用集合体への組み込みは、当施設内の主として組立室で、各種治工具、溶接装置等を用いて行う。 組立後、外観検査、寸法検査等を行い、高速実験炉へ搬出する。搬出は、事業所内運搬用の輸送容器を用いて行う。																							

変 更 前			変 更 後			備考																																
<p>なお、本施設の臨界安全を確保するために、核燃料物質は常に乾燥系で取り扱うとともに、5.2 節に記載する年間予定使用量を最大取扱量とする質量管理により核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>第 2.1 表に使用方法を示す。</p> <p>第 2.1 図に核燃料取扱経路を示す。</p> <p>以上の核燃料物質の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとするものについて、可燃性のは金属製容器又は金属製保管庫に収納する。汚染拡大防止が必要なものについては、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で汚染拡大防止の措置を講じてから容器等に収納する。また、容器等に収納することが困難なフィルタ等については、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で包装するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。</p> <p style="text-align: center;">第 2.1 表 使用の方法</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>使用場所</th> <th>方 法</th> <th>説 明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>トラックエリア</td> <td>燃料要素、F.P. ソース要素の搬入</td> <td>特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、F.P. ソース要素が収納された運搬容器を搬入する。</td> </tr> <tr> <td>燃 料 貯 蔵 室</td> <td>燃料要素、F.P. ソース要素の貯蔵</td> <td>解梱された燃料要素、F.P. ソース要素は、外観検査等を行った後、貯蔵庫に厳重保管する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">組 立 室</td> <td><u>スパーサワイヤ</u>巻付け</td> <td>必要に応じて、燃料要素に<u>スパイラルワイヤ</u>を専用装置を用いて巻き付ける。</td> </tr> <tr> <td>要素束の組立て</td> <td>要素束組立治具を用いて、要素束を形成し、固定部品で溶接等により固定する。</td> </tr> <tr> <td>集合体の組立て</td> <td>要素束にハンドリングヘッド付ラップ管等を覆せ、溶接等の方法により組み立て、核燃料物質はくを組み込み、特殊燃料集合体、計測線付集合体試料部、感度較正用集合体等を完成させる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">A ピ ッ ト 及 び B ピ ッ ト</td> <td>計測線の処理及び延長管部の組立て</td> <td>計測線付集合体試料部からの計測線を延長管内に組み込み、上記の試料部と延長管を組み合わせる。組立ては、縦置きで行う。</td> </tr> <tr> <td>上部案内管駆動部の組立て</td> <td>上記の試料部付延長管に上部案内管と駆動部を接合し組み立てる。</td> </tr> <tr> <td>計測線付集合体の検査</td> <td>計測線付集合体の外観、寸法検査、ヘリウムリーク試験、X線検査等を行う。</td> </tr> <tr> <td>C ピ ッ ト</td> <td>完成した集合体等の一時保管</td> <td>完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度較正用集合体等を縦置き状態で一時保管する。</td> </tr> <tr> <td>試 験 検 査 室</td> <td>集合体等の検査</td> <td>特殊燃料要素、炉心燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の各種検査を行う。</td> </tr> <tr> <td>X 線 検 査 室</td> <td>燃料要素、集合体等の X 線検査</td> <td>燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の X 線透過試験を行う。</td> </tr> </tbody> </table>			使用場所	方 法	説 明	トラックエリア	燃料要素、F.P. ソース要素の搬入	特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、F.P. ソース要素が収納された運搬容器を搬入する。	燃 料 貯 蔵 室	燃料要素、F.P. ソース要素の貯蔵	解梱された燃料要素、F.P. ソース要素は、外観検査等を行った後、貯蔵庫に厳重保管する。	組 立 室	<u>スパーサワイヤ</u> 巻付け	必要に応じて、燃料要素に <u>スパイラルワイヤ</u> を専用装置を用いて巻き付ける。	要素束の組立て	要素束組立治具を用いて、要素束を形成し、固定部品で溶接等により固定する。	集合体の組立て	要素束にハンドリングヘッド付ラップ管等を覆せ、溶接等の方法により組み立て、核燃料物質はくを組み込み、特殊燃料集合体、計測線付集合体試料部、感度較正用集合体等を完成させる。	A ピ ッ ト 及 び B ピ ッ ト	計測線の処理及び延長管部の組立て	計測線付集合体試料部からの計測線を延長管内に組み込み、上記の試料部と延長管を組み合わせる。組立ては、縦置きで行う。	上部案内管駆動部の組立て	上記の試料部付延長管に上部案内管と駆動部を接合し組み立てる。	計測線付集合体の検査	計測線付集合体の外観、寸法検査、ヘリウムリーク試験、X線検査等を行う。	C ピ ッ ト	完成した集合体等の一時保管	完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度較正用集合体等を縦置き状態で一時保管する。	試 験 検 査 室	集合体等の検査	特殊燃料要素、炉心燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の各種検査を行う。	X 線 検 査 室	燃料要素、集合体等の X 線検査	燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の X 線透過試験を行う。	<p><u>ただし、上記は平和の目的に限る。</u></p> <p>なお、本施設の臨界安全を確保するために、核燃料物質は常に乾燥系で取り扱うとともに、5. 節に記載する年間予定使用量を最大取扱量とする質量管理により核的制限を行い、いかなる場合でも臨界が起こらないように使用する。</p> <p>第 2.1 表に使用方法を示す。</p> <p>第 2.1 図に核燃料取扱経路を示す。</p> <p>以上の核燃料物質の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとするものについて、可燃性のは金属製容器又は金属製保管庫に収納する。汚染拡大防止が必要なものについては、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で汚染拡大防止の措置を講じてから容器等に収納する。また、容器等に収納することが困難なフィルタ等については、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で包装するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。</p> <p style="text-align: center;">（本文後半に移設）</p>			<p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 記載の適正化。</p>
使用場所	方 法	説 明																																				
トラックエリア	燃料要素、F.P. ソース要素の搬入	特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、F.P. ソース要素が収納された運搬容器を搬入する。																																				
燃 料 貯 蔵 室	燃料要素、F.P. ソース要素の貯蔵	解梱された燃料要素、F.P. ソース要素は、外観検査等を行った後、貯蔵庫に厳重保管する。																																				
組 立 室	<u>スパーサワイヤ</u> 巻付け	必要に応じて、燃料要素に <u>スパイラルワイヤ</u> を専用装置を用いて巻き付ける。																																				
	要素束の組立て	要素束組立治具を用いて、要素束を形成し、固定部品で溶接等により固定する。																																				
	集合体の組立て	要素束にハンドリングヘッド付ラップ管等を覆せ、溶接等の方法により組み立て、核燃料物質はくを組み込み、特殊燃料集合体、計測線付集合体試料部、感度較正用集合体等を完成させる。																																				
A ピ ッ ト 及 び B ピ ッ ト	計測線の処理及び延長管部の組立て	計測線付集合体試料部からの計測線を延長管内に組み込み、上記の試料部と延長管を組み合わせる。組立ては、縦置きで行う。																																				
	上部案内管駆動部の組立て	上記の試料部付延長管に上部案内管と駆動部を接合し組み立てる。																																				
	計測線付集合体の検査	計測線付集合体の外観、寸法検査、ヘリウムリーク試験、X線検査等を行う。																																				
C ピ ッ ト	完成した集合体等の一時保管	完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度較正用集合体等を縦置き状態で一時保管する。																																				
試 験 検 査 室	集合体等の検査	特殊燃料要素、炉心燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の各種検査を行う。																																				
X 線 検 査 室	燃料要素、集合体等の X 線検査	燃料要素、F.P. ソース要素、照射燃料集合体、感度較正用集合体等の X 線透過試験を行う。																																				

変 更 前			変 更 後			備考																												
組立室	照射装置の搬出準備	完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度較正用集合体等を事業所内運搬用の運搬容器に収納する。																																
トラックエリア	照射装置の搬出	照射燃料集合体、計測線付集合体、感度較正用集合体等を収納した運搬容器を高速実験炉へ搬出する。																																
測定室	核燃料物質はくの測定準備及び放射線計測	核燃料物質はくを搬入し、放射線計測のための準備を行い、放射線測定器により、核燃料物質はくの放射化量を測定する。																																
3. 核燃料物質の種類 「(1)、(2)、(3)は使用目的及び方法の(1)、(2)、(3)に対応する。」 (省略)			3. 核燃料物質の種類 「(1)、(2)、(3)は使用目的及び方法の(1)、(2)、(3)に対応する。」 (省略)			・変更なし。																												
4. 使用の場所 事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）			4. 使用の場所 <table border="1"> <tr> <td>使用の場所</td> <td>事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）</td> </tr> </table>				使用の場所	事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）																										
使用の場所	事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）																																	
5. 予定使用期間及び年間予定使用量			5. 予定使用期間及び年間予定使用量			・所要の見直し。																												
5.1 事業所全体			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）</td> </tr> </tbody> </table>				核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量		最大存在量	延べ取扱量	事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）																					
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量																																
		最大存在量	延べ取扱量																															
事業所全体の共通事項として記載（共通編に記載）																																		
5.1 予定使用期間 自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日			5.2 施設毎 (照射装置組立検査施設)			・所要の見直し。																												
5.2 年間予定使用量 「(1)、(2)、(3)は使用目的及び方法の(1)、(2)、(3)に対応する。」			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">(1)</td> <td>天然ウラン及びその化合物</td> <td>20kg-U</td> <td>20kg-U</td> </tr> <tr> <td>劣化ウラン及びその化合物</td> <td>20kg-U</td> <td>20kg-U</td> </tr> <tr> <td>濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度48%以下）</td> <td>45kg-U</td> <td>45kg-U</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム及びその化合物</td> <td>18kg-Pu</td> <td>18kg-Pu</td> </tr> <tr> <td>トリウム及びその化合物</td> <td>20kg-Th</td> <td>20kg-Th</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(2)</td> <td>濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度80～99.9%）</td> <td>4g-²³⁵U</td> <td>4g-²³⁵U</td> </tr> <tr> <td>天然ウラン及びその化合物</td> <td>45g-U</td> <td>45g-U</td> </tr> </tbody> </table>				核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量		最大存在量	延べ取扱量	(1)	天然ウラン及びその化合物	20kg-U	20kg-U	劣化ウラン及びその化合物	20kg-U	20kg-U	濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度48%以下）	45kg-U	45kg-U	プルトニウム及びその化合物	18kg-Pu	18kg-Pu	トリウム及びその化合物	20kg-Th	20kg-Th	(2)	濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度80～99.9%）	4g- ²³⁵ U	4g- ²³⁵ U	天然ウラン及びその化合物	45g-U
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量																																
		最大存在量	延べ取扱量																															
(1)	天然ウラン及びその化合物	20kg-U	20kg-U																															
	劣化ウラン及びその化合物	20kg-U	20kg-U																															
	濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度48%以下）	45kg-U	45kg-U																															
	プルトニウム及びその化合物	18kg-Pu	18kg-Pu																															
	トリウム及びその化合物	20kg-Th	20kg-Th																															
(2)	濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度80～99.9%）	4g- ²³⁵ U	4g- ²³⁵ U																															
	天然ウラン及びその化合物	45g-U	45g-U																															
(1)① 天然ウラン及びその化合物 20kg-U ② 劣化ウラン及びその化合物 20kg-U ③ 濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度48%以下） 45kg-U ④ プルトニウム及びその化合物 18kg-Pu ⑤ トリウム及びその化合物 20kg-Th			自：令和4年4月1日 至：令和7年3月31日			・記載の適正化。																												
(2)① 濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度80～99.9%） 4g- ²³⁵ U ② 天然ウラン及びその化合物 45g-U ③ 劣化ウラン及びその化合物 46g-U ④ トリウム及びその化合物 45g-Th																																		

変	更	前	変 更 後				備考
⑤ プルトニウム及びその化合物		0.33g-Pu			46g-U	46g-U	・記載の適正化。
					45g-Th	45g-Th	
					0.33g-Pu	0.33g-Pu	
(3) 濃縮ウラン及びその化合物（濃縮度19.9%以下）		90g-U(17.9g-U ²³⁵)	(3)		90g-U(17.9g-U ²³⁵)	90g-U(17.9g-U ²³⁵)	
			(1)、(2)、(3) は使用目的の (1)、(2)、(3) に対応する。				
6. 使用済燃料の処分の方法			6. 使用済燃料の処分の方法				
中性子検出はくとして用いられた核燃料物質は、すべて高速実験炉の固体廃棄施設にて保管廃棄する。			使用済燃料の処分の方法				中性子検出はくとして用いられた核燃料物質は、すべて高速実験炉の固体廃棄施設にて保管廃棄する。
<u>（当施設で組立てた照射装置及び感度校正集合体は、高速実験炉で照射した後、照射燃料集合体試験施設へ運搬し照射後試験に供する。）</u>			当施設で組立てた照射装置及び感度校正集合体は、高速実験炉で照射した後、照射燃料集合体試験施設へ運搬し照射後試験に供する。				・記載の適正化。

変 更 前	変 更 後			備考										
<p>7. 使用施設の位置、構造及び設備</p> <p>7.1 使用施設の位置</p> <p>事業所共通編に本施設の周辺施設との関連位置、大洗研究所（南地区）内の位置を記載する。本施設は、高速実験炉「常陽」敷地内の北東側に設置する。</p> <p>第7.1図に施設配置図を示す。</p> <p>7.1.1 地 盤</p> <p>大洗研究所の敷地は約69万m²である。敷地は総括的にみて北西部那珂川澗沼湖系の沖積平野で東側段丘となって連なり、内陸よりの砂丘傾斜地は黒松の成木で覆われ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。当敷地は海拔38m前後の平坦な地表であり、また南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>7.1.2 地 質</p> <p>地層の構成は上層より順に下記のごとくなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚約5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期支持力は50t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>この地層に大口径の場所打ちコンクリート杭基礎で支持する。</p> <p>7.2 使用施設の構造</p> <p>7.2.1 建家の概要</p> <p>建家は、地上2階地下1階の鉄筋コンクリート耐火構造である。</p> <p>総床面積は、約3,300m²である。</p> <p>7.2.2 構 造</p> <p>第7.1表に使用施設の構造を示す。</p> <p>第7.2図から第7.5図に建家の平面図を示す。</p> <p>第7.6図及び第7.7図に建家の断面図を示す。</p> <p>7.2.3 放射線管理からみた建家区分</p> <p>建家の主要部は、放射線管理の面から非管理区域と管理区域に区分し管理する。</p> <p>管理区域の総床面積は約1,930m²である。</p> <p>第7.8図から第7.11図に管理区域区分を示す。</p> <p>(1) 非管理区域</p> <p>1階 玄関ホール、出入管理室、工作室</p> <p>2階 居室、資料室、製図室</p> <p>地下 給気機械室、電気室、資料倉庫</p> <p>(2) 管理区域</p> <p>1階 組立室、燃料貯蔵室、試験検査室、X線検査室、操作室、金相試験室、暗室、トラックエリア、放射線管理室、更衣室</p> <p>2階 測定室、機器室</p> <p>地下 排気機械室、排水処理室、廃棄物保管室、保管室、洗浄室、洗浄機器室、予備室、試験材保管室</p>	<p>7. 核燃料物質の使用施設の位置、構造及び設備</p> <p>7.1 使用施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1279 226 2531 905"> <tr> <td data-bbox="1279 226 1501 905">位置</td> <td data-bbox="1501 226 2531 905"> <p>事業所共通編に本施設の周辺施設との関連位置、大洗研究所（南地区）内の位置を記載する。本施設は、高速実験炉「常陽」敷地内の北東側に設置する。</p> <p>第7.1図に施設配置図を示す。</p> <p>大洗研究所の敷地は約69万m²である。敷地は総括的にみて北西部那珂川澗沼湖系の沖積平野で、東側段丘となって連なり、内陸より砂丘傾斜地は黒松の成木で覆われ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。当敷地は海拔38m前後の平坦な地表であり、また南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>地層の構成は上層より順に下記の如くなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期支持力は50t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>この地層に大口径の場所打ちコンクリート杭基礎で支持する。</p> </td> </tr> </table> <p>7.2 使用施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="1279 993 2531 1969"> <thead> <tr> <th data-bbox="1279 993 1430 1083">使用施設の名称</th> <th data-bbox="1430 993 1837 1083">構 造</th> <th data-bbox="1837 993 2030 1083">床面積</th> <th data-bbox="2030 993 2531 1083">設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1279 1083 1430 1969">照射装置組立検査施設</td> <td data-bbox="1430 1083 1837 1969"> <p>建家は、地上2階地下1階の鉄筋コンクリート耐火構造である。</p> <p>第7.1表に使用施設の構造を示す。</p> <p>第7.2図から第7.5図に建家の平面図を示す。</p> <p>第7.6図及び第7.7図に建家の断面図を示す。</p> </td> <td data-bbox="1837 1083 2030 1969"> <p>総床面積： 約3,300m² (管理区域： 約1,930m²)</p> </td> <td data-bbox="2030 1083 2531 1969"> <p>建家の主要部は、放射線管理の面から非管理区域と管理区域に区分し管理する。</p> <p>管理区域の総床面積は約1,930m²である。</p> <p>第7.8図から第7.11図に管理区域区分を示す。</p> <p>(1) 非管理区域</p> <p>1階：玄関ホール、出入管理室、<u>工作室、放射線管理室</u></p> <p>2階：居室、資料室、製図室</p> <p>地下：給気機械室、電気室、資料倉庫</p> <p>(2) 管理区域</p> <p>1階：組立室、燃料貯蔵室、試験検査室、X線検査室、操作室、金相試験室、暗室、トラックエリア、更衣室</p> <p>2階：測定室、機器室</p> <p>地下：排気機械室、排水処理室、廃棄物保管室、保管室、洗浄室、洗浄機器室、予備室、試験材保管室</p> </td> </tr> </tbody> </table>			位置	<p>事業所共通編に本施設の周辺施設との関連位置、大洗研究所（南地区）内の位置を記載する。本施設は、高速実験炉「常陽」敷地内の北東側に設置する。</p> <p>第7.1図に施設配置図を示す。</p> <p>大洗研究所の敷地は約69万m²である。敷地は総括的にみて北西部那珂川澗沼湖系の沖積平野で、東側段丘となって連なり、内陸より砂丘傾斜地は黒松の成木で覆われ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。当敷地は海拔38m前後の平坦な地表であり、また南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>地層の構成は上層より順に下記の如くなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期支持力は50t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>この地層に大口径の場所打ちコンクリート杭基礎で支持する。</p>	使用施設の名称	構 造	床面積	設計仕様	照射装置組立検査施設	<p>建家は、地上2階地下1階の鉄筋コンクリート耐火構造である。</p> <p>第7.1表に使用施設の構造を示す。</p> <p>第7.2図から第7.5図に建家の平面図を示す。</p> <p>第7.6図及び第7.7図に建家の断面図を示す。</p>	<p>総床面積： 約3,300m² (管理区域： 約1,930m²)</p>	<p>建家の主要部は、放射線管理の面から非管理区域と管理区域に区分し管理する。</p> <p>管理区域の総床面積は約1,930m²である。</p> <p>第7.8図から第7.11図に管理区域区分を示す。</p> <p>(1) 非管理区域</p> <p>1階：玄関ホール、出入管理室、<u>工作室、放射線管理室</u></p> <p>2階：居室、資料室、製図室</p> <p>地下：給気機械室、電気室、資料倉庫</p> <p>(2) 管理区域</p> <p>1階：組立室、燃料貯蔵室、試験検査室、X線検査室、操作室、金相試験室、暗室、トラックエリア、更衣室</p> <p>2階：測定室、機器室</p> <p>地下：排気機械室、排水処理室、廃棄物保管室、保管室、洗浄室、洗浄機器室、予備室、試験材保管室</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>
位置	<p>事業所共通編に本施設の周辺施設との関連位置、大洗研究所（南地区）内の位置を記載する。本施設は、高速実験炉「常陽」敷地内の北東側に設置する。</p> <p>第7.1図に施設配置図を示す。</p> <p>大洗研究所の敷地は約69万m²である。敷地は総括的にみて北西部那珂川澗沼湖系の沖積平野で、東側段丘となって連なり、内陸より砂丘傾斜地は黒松の成木で覆われ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。当敷地は海拔38m前後の平坦な地表であり、また南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>地層の構成は上層より順に下記の如くなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期支持力は50t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>この地層に大口径の場所打ちコンクリート杭基礎で支持する。</p>													
使用施設の名称	構 造	床面積	設計仕様											
照射装置組立検査施設	<p>建家は、地上2階地下1階の鉄筋コンクリート耐火構造である。</p> <p>第7.1表に使用施設の構造を示す。</p> <p>第7.2図から第7.5図に建家の平面図を示す。</p> <p>第7.6図及び第7.7図に建家の断面図を示す。</p>	<p>総床面積： 約3,300m² (管理区域： 約1,930m²)</p>	<p>建家の主要部は、放射線管理の面から非管理区域と管理区域に区分し管理する。</p> <p>管理区域の総床面積は約1,930m²である。</p> <p>第7.8図から第7.11図に管理区域区分を示す。</p> <p>(1) 非管理区域</p> <p>1階：玄関ホール、出入管理室、<u>工作室、放射線管理室</u></p> <p>2階：居室、資料室、製図室</p> <p>地下：給気機械室、電気室、資料倉庫</p> <p>(2) 管理区域</p> <p>1階：組立室、燃料貯蔵室、試験検査室、X線検査室、操作室、金相試験室、暗室、トラックエリア、更衣室</p> <p>2階：測定室、機器室</p> <p>地下：排気機械室、排水処理室、廃棄物保管室、保管室、洗浄室、洗浄機器室、予備室、試験材保管室</p>											

変 更 前	変 更 後	備考																																	
<p>7.3 使用施設の設備</p> <p><u>7.3.1 主要組立設備</u> 第 7.2 表に本施設が有する主要組立設備及び機器を示す。</p> <p><u>7.3.2 主要検査設備</u> 第 7.3 表に本施設が有する主要検査設備及び機器を示す。</p> <p><u>7.3.3 消火設備</u> 本施設は、消防法に定められた各種消火設備を設置する。 第 7.12 図から第 7.15 図に消火設備の配置を示す。</p> <p><u>7.3.4 非常用電源設備</u> 停電時においては、無停電電源設備、及び隣接する高速実験炉建家内の非常用電源設備から給電する。</p> <p><u>7.3.5 放射線管理用機器</u> 作業環境における線量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度及び排気中の放射性物質濃度の測定による放射線管理を実施するための設備を設ける。 第 7.4 表に放射線管理機器を示す。また、放射線管理設備の配置を第 7.16 図から第 7.18 図に示す。</p> <p><u>7.3.6 警報設備</u> 火災警報設備を設置する。</p> <p>8. 貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置</p> <p>(1) 燃料貯蔵室 [Redacted]</p> <p>(2) Cピット [Redacted]</p> <p>8.2 貯蔵施設の構造</p> <p>(1) 燃料貯蔵室 [Redacted]</p> <p>(2) Cピット [Redacted]</p>	<p>7.3 使用施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="1344 184 2475 1100"> <thead> <tr> <th>使用設備の名称</th> <th>個数</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要組立設備</td> <td>一式</td> <td>第 7.2 表に本施設が有する主要組立設備及び機器を示す。</td> </tr> <tr> <td>主要検査設備</td> <td>一式</td> <td>第 7.3 表に本施設が有する主要検査設備及び機器を示す。</td> </tr> <tr> <td>消火設備</td> <td>一式</td> <td>本施設は、消防法に定められた各種消火設備を設置する。 第 7.12 図から第 7.15 図に消火設備の配置を示す。</td> </tr> <tr> <td>非常用電源設備</td> <td>一式</td> <td>停電時においては、無停電電源設備、及び隣接する高速実験炉建家内の非常用電源設備から給電する。</td> </tr> <tr> <td>放射線管理用機器</td> <td>一式</td> <td>作業環境における線量当量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度及び排気中の放射性物質濃度の測定による放射線管理を実施するための設備を設ける。 第 7.4 表に放射線管理機器を示す。また、放射線管理設備の配置を第 7.16 図から第 7.18 図に示す。</td> </tr> <tr> <td>警報設備</td> <td>一式</td> <td>火災警報設備を設置する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8.1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1273 1234 2475 1415"> <tr> <td>貯蔵施設の位置</td> <td>(1) 燃料貯蔵室 [Redacted]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>(2) Cピット [Redacted]</td> </tr> </table> <p>8.2 貯蔵施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="1273 1507 2475 1856"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th>概略仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料貯蔵室</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>	使用設備の名称	個数	仕様	主要組立設備	一式	第 7.2 表に本施設が有する主要組立設備及び機器を示す。	主要検査設備	一式	第 7.3 表に本施設が有する主要検査設備及び機器を示す。	消火設備	一式	本施設は、消防法に定められた各種消火設備を設置する。 第 7.12 図から第 7.15 図に消火設備の配置を示す。	非常用電源設備	一式	停電時においては、無停電電源設備、及び隣接する高速実験炉建家内の非常用電源設備から給電する。	放射線管理用機器	一式	作業環境における線量当量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度及び排気中の放射性物質濃度の測定による放射線管理を実施するための設備を設ける。 第 7.4 表に放射線管理機器を示す。また、放射線管理設備の配置を第 7.16 図から第 7.18 図に示す。	警報設備	一式	火災警報設備を設置する。	貯蔵施設の位置	(1) 燃料貯蔵室 [Redacted]		(2) Cピット [Redacted]	貯蔵施設の名称	構造	床面積	概略仕様	燃料貯蔵室	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	<ul style="list-style-type: none"> ・ 所要の見直し。 ・ 所要の見直し。 ・ 所要の見直し。 ・ 所要の見直し。 ・ 所要の見直し。 ・ 記載の適正化。 ・ 所要の見直し。 ・ 第 7.1 表より。 ・ 記載の適正化。
使用設備の名称	個数	仕様																																	
主要組立設備	一式	第 7.2 表に本施設が有する主要組立設備及び機器を示す。																																	
主要検査設備	一式	第 7.3 表に本施設が有する主要検査設備及び機器を示す。																																	
消火設備	一式	本施設は、消防法に定められた各種消火設備を設置する。 第 7.12 図から第 7.15 図に消火設備の配置を示す。																																	
非常用電源設備	一式	停電時においては、無停電電源設備、及び隣接する高速実験炉建家内の非常用電源設備から給電する。																																	
放射線管理用機器	一式	作業環境における線量当量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度及び排気中の放射性物質濃度の測定による放射線管理を実施するための設備を設ける。 第 7.4 表に放射線管理機器を示す。また、放射線管理設備の配置を第 7.16 図から第 7.18 図に示す。																																	
警報設備	一式	火災警報設備を設置する。																																	
貯蔵施設の位置	(1) 燃料貯蔵室 [Redacted]																																		
	(2) Cピット [Redacted]																																		
貯蔵施設の名称	構造	床面積	概略仕様																																
燃料貯蔵室	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																

変	更	前	変	更	後	備考
			Cピット			・第7.1表より。
8.3 貯蔵施設の設備			8.3 貯蔵施設の設備			
(1) 燃料貯蔵室						
燃料貯蔵室には、次に掲げる2種類の燃料要素及びF.P.ソース要素の貯蔵庫を設置する。						
① 貯蔵庫（A）						
② 貯蔵庫（B）						
(2) Cピット			組立て後一時保管用の収納管及び架台を設置する。			
9. 廃棄施設の位置、構造及び設備			9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備			
本施設では、密封された核燃料物質、核燃料物質はく及び非密封の核燃料物質はく、ウラン-ニッケル合金を取扱うため通常時には核燃料物質の廃棄は行われませんが、以下に掲げる気体、液体及び固体の各廃棄施設を設置する。			本施設では、密封された核燃料物質、核燃料物質はく及び非密封の核燃料物質はく、ウラン-ニッケル合金を取扱うため通常時には核燃料物質の廃棄は行われませんが、以下に掲げる気体、液体及び固体の各廃棄施設を設置する。			
9.1 気体廃棄施設			9.1 気体廃棄施設			
通常換気は排気ダクトを通過して地階の排気機械室に集まり、ここで高性能エアフィルタによってろ過され排気筒から大気中へ放出される。			9.1.1 気体廃棄施設の位置			
排気筒は施設の西側に位置している。排気筒は地表から2.5m、吹出し口は1.5m×1.5mである。			気体廃棄施設の位置			排気機械室は、地下1階の管理区域内に位置している。排気筒は施設の西側に位置している。
排気機械室は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。主要設備としては排気ファン、フィルタユニット、ダクト及び排気筒がある。また排気の監視のために排気モニタが設置される。			9.1.2 気体廃棄施設の構造			
第9.1表に管理区域排気系統の概要を示す。			気体廃棄施設の名称			構造
第9.1図に排気系統を示す。			排気機械室			床面積
			排気筒は施設の西側に位置している。排気筒は地表から2.5m、吹出し口は1.5m×1.5mである。			設計仕様
			排気機械室は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。			通常換気は排気ダクトを通過して地階の排気機械室に集まり、ここで高性能エアフィルタによってろ過され排気筒から大気中へ放出される。

変 更 前	変 更 後	備考																				
<p>9.2 液体廃棄施設</p> <p>管理区域内から発生する排水は、貯留タンクにいったん貯留し、放射性物質濃度を測定した後、一般排水溝へ放出する。排水処理室は地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。</p> <p>排水設備としては、貯留タンク、送水ポンプの他に雑排水槽設備が設置されている。</p> <p>第9.2表に廃液設備の概要を示す。</p> <p>第9.2図に排水処理系統を示す。</p> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>管理区域内で生ずる固体廃棄物は、可燃性、不燃性等性状毎に区分してカートンボックス等の所定の容器に収納する。所定の容器に収納することが困難なフィルタ等及び汚染拡大防止措置が必要なものについては、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で包装するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。これらを金属製保管庫に収納し、保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に搬出する。</p> <p>保管廃棄施設は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。壁と施錠できる出入口扉で区画し、出入口扉の1箇所を標識を付ける。</p> <p><u>第9.3表に固体廃棄施設の構造を示す。</u></p> <p><u>第9.4表に固体廃棄施設の設備を示す。</u></p> <p>第9.3図に保管廃棄施設の位置を示す。</p>	<p>9.1.3 気体廃棄施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="1270 180 2472 428"> <thead> <tr> <th data-bbox="1270 180 1857 247">設備名称</th> <th data-bbox="1857 180 2472 247">仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1270 247 2472 428"> 主要設備としては排気ファン、フィルタユニット、ダクト及び排気筒がある。 また排気の監視のために排気モニタが設置される。 第9.1表に管理区域排気系統の概要を示す。 第9.1図に排気系統を示す。 </td> </tr> </tbody> </table> <p>9.2 液体廃棄施設</p> <p>9.2.1 液体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1270 562 2472 646"> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 562 1659 646">液体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="1659 562 2472 646">排水処理室は地下1階の管理区域内に位置している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>9.2.2 液体廃棄施設の構造</p> <table border="1" data-bbox="1270 737 2472 1062"> <thead> <tr> <th data-bbox="1270 737 1537 793">液体廃棄施設の名称</th> <th data-bbox="1537 737 1976 793">構造</th> <th data-bbox="1976 737 2172 793">床面積</th> <th data-bbox="2172 737 2472 793">設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 793 1537 1062">排水処理室</td> <td data-bbox="1537 793 1976 1062">排水処理室は地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。</td> <td data-bbox="1976 793 2172 1062">—</td> <td data-bbox="2172 793 2472 1062">管理区域内から発生する排水は、貯留タンクにいったん貯留し、放射性物質濃度を測定した後、一般排水溝へ放出する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>9.2.3 液体廃棄施設の設備</p> <table border="1" data-bbox="1270 1152 2472 1335"> <thead> <tr> <th data-bbox="1270 1152 1872 1199">設備名称</th> <th data-bbox="1872 1152 2472 1199">仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1270 1199 2472 1335"> 排水設備としては、貯留タンク、送水ポンプの他に雑排水槽設備が設置されている。 第9.2表に廃液設備の概要を示す。 第9.2図に排水処理系統を示す。 </td> </tr> </tbody> </table> <p>9.3 固体廃棄施設</p> <p>管理区域内で生ずる固体廃棄物は、可燃性、不燃性等性状毎に区分してカートンボックス等の所定の容器に収納する。所定の容器に収納することが困難なフィルタ等及び汚染拡大防止措置が必要なものについては、ビニルバッグ、ビニルシート、ビニル袋等で包装するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。これらを金属製保管庫に収納し、保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に搬出する。</p> <p>9.3.1 固体廃棄施設の位置</p> <table border="1" data-bbox="1270 1696 2472 1963"> <tbody> <tr> <td data-bbox="1270 1696 1694 1963">固体廃棄施設の位置</td> <td data-bbox="1694 1696 2472 1963"> 保管廃棄施設は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。 壁と施錠できる出入口扉で区画し、出入口扉の1箇所を標識を付ける。 第9.3図に保管廃棄施設の位置を示す。 </td> </tr> </tbody> </table>	設備名称	仕様	主要設備としては排気ファン、フィルタユニット、ダクト及び排気筒がある。 また排気の監視のために排気モニタが設置される。 第9.1表に管理区域排気系統の概要を示す。 第9.1図に排気系統を示す。		液体廃棄施設の位置	排水処理室は地下1階の管理区域内に位置している。	液体廃棄施設の名称	構造	床面積	設計仕様	排水処理室	排水処理室は地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。	—	管理区域内から発生する排水は、貯留タンクにいったん貯留し、放射性物質濃度を測定した後、一般排水溝へ放出する。	設備名称	仕様	排水設備としては、貯留タンク、送水ポンプの他に雑排水槽設備が設置されている。 第9.2表に廃液設備の概要を示す。 第9.2図に排水処理系統を示す。		固体廃棄施設の位置	保管廃棄施設は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。 壁と施錠できる出入口扉で区画し、出入口扉の1箇所を標識を付ける。 第9.3図に保管廃棄施設の位置を示す。	<p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 所要の見直し。</p> <p>・ 表の移設に伴い、記載を削除。</p>
設備名称	仕様																					
主要設備としては排気ファン、フィルタユニット、ダクト及び排気筒がある。 また排気の監視のために排気モニタが設置される。 第9.1表に管理区域排気系統の概要を示す。 第9.1図に排気系統を示す。																						
液体廃棄施設の位置	排水処理室は地下1階の管理区域内に位置している。																					
液体廃棄施設の名称	構造	床面積	設計仕様																			
排水処理室	排水処理室は地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。	—	管理区域内から発生する排水は、貯留タンクにいったん貯留し、放射性物質濃度を測定した後、一般排水溝へ放出する。																			
設備名称	仕様																					
排水設備としては、貯留タンク、送水ポンプの他に雑排水槽設備が設置されている。 第9.2表に廃液設備の概要を示す。 第9.2図に排水処理系統を示す。																						
固体廃棄施設の位置	保管廃棄施設は、地下1階の管理区域内に位置しており、鉄筋コンクリート耐火構造である。 壁と施錠できる出入口扉で区画し、出入口扉の1箇所を標識を付ける。 第9.3図に保管廃棄施設の位置を示す。																					

変		更		前		変		更		後		備考												
												<ul style="list-style-type: none"> • 所要の見直し。 • 第 9.3 表を移設。 												
<p>9.3.2 固体廃棄施設の構造</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">固体廃棄施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th colspan="2">設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保管 廃棄 施設</td> <td>廃棄物保管室</td> <td>鉄筋コンクリート耐火構造</td> <td>約 3 6 m²</td> <td colspan="2">部屋容積 約 2 0 7 m³</td> </tr> </tbody> </table>													固体廃棄施設の名称		構造	床面積	設計仕様		保管 廃棄 施設	廃棄物保管室	鉄筋コンクリート耐火構造	約 3 6 m ²	部屋容積 約 2 0 7 m ³	
固体廃棄施設の名称		構造	床面積	設計仕様																				
保管 廃棄 施設	廃棄物保管室	鉄筋コンクリート耐火構造	約 3 6 m ²	部屋容積 約 2 0 7 m ³																				
<p>9.3.3 固体廃棄施設の設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">固体廃棄設備の名称</th> <th>個数</th> <th colspan="2">仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保管 廃棄 容器</td> <td>金属製保管庫</td> <td>1</td> <td colspan="2">箱型、金属製 (約 2,200 mm × 約 2,200 mm × 約 2,100 mm)</td> </tr> </tbody> </table>												固体廃棄設備の名称		個数	仕様		保管 廃棄 容器	金属製保管庫	1	箱型、金属製 (約 2,200 mm × 約 2,200 mm × 約 2,100 mm)		<ul style="list-style-type: none"> • 所要の見直し。 • 第 9.4 表を移設。 <ul style="list-style-type: none"> • 記載の適正化。 		
固体廃棄設備の名称		個数	仕様																					
保管 廃棄 容器	金属製保管庫	1	箱型、金属製 (約 2,200 mm × 約 2,200 mm × 約 2,100 mm)																					
<p>10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 <u>共通編に記載</u></p>												<ul style="list-style-type: none"> • 法令改正に基づく記載の適正化。 												

変	更	前	変	更	後	備考
			第 2.1 表 使用の方法			<ul style="list-style-type: none"> 本文中から移設。 記載の適正化。
			使用場所	方法	説明	
			トラックエリア	燃料要素、F.P.ソース要素の搬入	特殊燃料要素、炉心燃料要素等の燃料要素、F.P.ソース要素が収納された運搬容器を搬入する。	
			燃料貯蔵室	燃料要素、F.P.ソース要素の貯蔵	解梱された燃料要素、F.P.ソース要素は、外観検査等を行った後、貯蔵庫に厳重保管する。	
			組立室	ワイヤ巻付け	必要に応じて、燃料要素にワイヤを専用装置を用いて巻き付ける。	
				要素束の組立て	要素束組立治具を用いて、要素束を形成し、固定部品で溶接等により固定する。	
				集合体の組立て	要素束にハンドリングヘッド付ラップ管等を覆せ、溶接等の方法により組み立て、核燃料物質はくを組み込み、特殊燃料集合体、計測線付集合体試料部、感度校正用集合体等を完成させる。	
			Aピット及びBピット	計測線の処理及び延長管部の組立て	計測線付集合体試料部からの計測線を延長管内に組み込み、上記の試料部と延長管を組み合わせる。組立ては、縦置きで行う。	
				上部案内管駆動部の組立て	上記の試料部付延長管に上部案内管と駆動部を接合し組み立てる。	
				計測線付集合体の検査	計測線付集合体の外観、寸法検査、ヘリウムリーク試験、X線検査等を行う。	
			Cピット	完成した集合体等の一時保管	完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度校正用集合体等を縦置き状態で一時保管する。	
			試験検査室	集合体等の検査	特殊燃料要素、炉心燃料要素、F.P.ソース要素、照射燃料集合体、感度校正用集合体等の各種検査を行う。	
			X線検査室	燃料要素、集合体等のX線検査	燃料要素、F.P.ソース要素、照射燃料集合体、感度校正用集合体等のX線透過試験を行う。	
			組立室	照射装置の搬出準備	完成した照射燃料集合体、計測線付集合体、感度校正用集合体等を事業所内運搬用の運搬容器に収納する。	
			トラックエリア	照射装置の搬出	照射燃料集合体、計測線付集合体、感度校正用集合体等を収納した運搬容器を高速実験炉へ搬出する。	
			測定室	核燃料物質はくの測定準備及び放射線計測	核燃料物質はくを搬入し、放射線計測のための準備を行い、放射線測定器により、核燃料物質はくの放射化量を測定する。	

変 更 前					変 更 後					備考
第7.1表 使用施設の構造					第7.1表 使用施設の構造					・変更なし
場 所	床	壁	出 入 口	床面積	場 所	床	壁	出 入 口	床面積	
トラックエリア	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート	両開きドア 1カ所 片開きドア 2カ所 シャッター扉1カ所	126m ²	トラックエリア	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート	両開きドア 1カ所 片開きドア 2カ所 シャッター扉1カ所	126m ²	
燃料貯蔵室	██████████ ██████████	██████████	██████████	██████████	燃料貯蔵室	██████████ ██████████	██████████	██████████	██████████	
組立室 (天井クレーンあり)	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート	両開きドア 2カ所 片開きドア 2カ所	416m ²	組立室 (天井クレーンあり)	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート	両開きドア 2カ所 片開きドア 2カ所	416m ²	
Aピット 及び Bピット	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	階 段 チェッカープレート	各20m ²	Aピット 及び Bピット	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	階 段 チェッカープレート	各20m ²	
Cピット	██████████ ██████████	██████████ ██████████	██████████ ██████████	██████████	Cピット	██████████ ██████████	██████████ ██████████	██████████ ██████████	██████████	
予備ピット	コンクリート 炭素鋼板ライニング エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	階 段 チェッカープレート	25m ²	予備ピット	コンクリート 炭素鋼板ライニング エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	階 段 チェッカープレート	25m ²	
試験検査室	コンクリート 塩化ビニール塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	片開きドア 3カ所	149m ²	試験検査室	コンクリート 塩化ビニール塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	片開きドア 3カ所	149m ²	
X線検査室	コンクリート 炭素鋼板ライニング エポキシ樹脂塗装	コンクリート 炭素鋼板ライニング	片開きドア 1カ所	19m ²	X線検査室	コンクリート 炭素鋼板ライニング エポキシ樹脂塗装	コンクリート 炭素鋼板ライニング	片開きドア 1カ所	19m ²	
測定室	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	両開きドア 1カ所 片開きドア 1カ所	73m ²	測定室	コンクリート エポキシ樹脂塗装	コンクリート 塩化ビニール塗装	両開きドア 1カ所 片開きドア 1カ所	73m ²	

変 更 前				変 更 後				備考
第7.2表 主要組立設備及び機器				第7.2表 主要組立設備及び機器 (1/2)				・記載の適正化。
場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	
組立室	ワイヤ巻付 ピッチ測定装置	1 台	電動巻付式 磁気スケール、デジタル記録測定方式 小型TIG溶接機付 3,500×1,000×600mm	組立室	1)ワイヤ巻付ピッチ測定装置	1 台	電動巻付式 磁気スケール、デジタル記録測定方式 小型TIG溶接機付 3,500×1,000×600mm	
〃	燃料要素運搬 台 車	4 台	手動移動式 計測線付燃料要素用 2台 4,000×350mm 計測線なし燃料要素用 2台 3,000×350mm 上下ストローク 1,500mm		2)燃料要素運搬台車	4 台	手動移動式 計測線付燃料要素用 2台 4,000×350mm 計測線なし燃料要素用 2台 3,000×350mm 上下ストローク 1,500mm	
〃	集合体組立装置	1 台	電動起立式 架台本体 固定治具及びTIG溶接機並 びに組立用足場及び階段付 3,500×1,300×1,100mm		3)集合体組立装置	1 台	電動起立式 架台本体 固定治具及びTIG溶接機 並びに組立用足場及び階段付 3,500×1,300×1,100mm	
〃	集合体組立架台	1 台	架台本体及び固定治具付 3,500×500×1,100mm		4)集合体組立架台	1 台	架台本体及び固定治具付 3,500×500×1,100mm	
〃	溶 接 装 置	1 式	TIG溶接機 定格出力 12kVA		5)溶接装置	1 式	TIG溶接機 定格出力 12kVA	
〃	計測線付集合体 エントランスノ ズル組立装置	1 台	気密溶接組立構造式 電動駆動式TIG溶接機、溶接ボックス、 操作用手袋及び真空ポンプ (排気量：300ℓ/min)付		6)計測線付集合体エントラン スノズル組立装置	1 台	気密溶接組立構造式 電動駆動式TIG溶接機、溶接ボック ス、操作用手袋及び真空ポンプ (排気量：300ℓ/min)付	
〃	キャプセル組立 装置	1 式	気密溶接組立構造式 1,300×1,200×400mm 電動駆動式TIG溶接機、溶接ボックス、 真空ポンプ		7)キャプセル組立装置	1 式	気密溶接組立構造式 1,300×1,200×400mm 電動駆動式TIG溶接機、溶接ボック ス、真空ポンプ	

変 更 前				変 更 後				備考
第7.2表 主要組立設備及び機器（つづき）				第7.2表 主要組立設備及び機器（2/2）				・記載の適正化。
場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	
Aピット 及び Bピット	縦型組立架台	1 台	固定治具及び筒状遮蔽体付 12,000×400×900mm	Aピット 及び Bピット	1) 縦型組立架台	1 台	固定治具及び筒状遮蔽体付 12,000×400×900mm	
〃	高周波加熱 ロー付炉	1 式	インバータ方式 加熱電源 出力 30kW 周波数 9kHz		2) 高周波加熱 ロー付炉	1 式	インバータ方式 加熱電源 出力 30kW 周波数 9kHz	
〃	溶接装置	1 式	TIG溶接機 定格出力 12kVA		3) 溶接装置	1 式	TIG溶接機 定格出力 12kVA	

変 更 前				変 更 後				備考
第7.3表 主要検査設備及び機器				第7.3表 主要検査設備及び機器				・記載の適正化。
場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	
Aピット及びBピット	X線透過試験装置	1 式	可搬型 X線発生装置 300kV 5mA	Aピット及びBピット	1) X線透過試験装置	1 式	可搬型 X線発生装置 300kV 5mA	
〃	Heリークディテクター	1 式	真空方式 760×510×560mm 電源100V 50Hz 1.5kW		2) Heリークディテクター	1 式	真空方式 760×510×560mm 電源100V 50Hz 1.5kW	
組立室	曲り測定装置	1 式	縦型定盤方式 3,600×210×700mm	組立室	曲り測定装置	1 式	縦型定盤方式 3,600×210×700mm	
試験検査室	Heリークディテクター	1 式	真空方式 760×510×560mm 電源100V 50Hz 1.5kW	試験検査室	1) Heリークディテクター	1 式	真空方式 760×510×560mm 電源100V 50Hz 1.5kW	
	定 盤	1 台	1,000×3,000mm JIS 1級		2) 定 盤	1 台	1,000×3,000mm JIS 1級	
X線検査室	X線透過試験装置	1 式	据付型 X線発生装置 420kV 10mA	X線検査室	X線透過試験装置	1 式	据付型 X線発生装置 420kV 10mA	
測定室	放射線測定装置	1 式	重量測定用精密化学天秤等 ドシメトリー測定装置	測定室	放射線測定装置	1 式	重量測定用精密化学天秤等 ドシメトリー測定装置	

変 更 前				変 更 後				備考
第 7.4 表 放射線管理用機器				第 7.4 表 放射線管理用機器				・記載の適正化。 ・記載の適正化。
設備名称	機器名称	数量	備考	設備名称	機器名称	数量	備考	
管理区域内 モニタリング設備	ガンマ線エリアモニタ	2 台		管理区域内 モニタリング設備	1) ガンマ線エリアモニタ	2 台		
	中性子線エリアモニタ	1 台			2) 中性子線エリアモニタ	1 台		
	ローカルエアサンプリング装置	1 式			3) ローカルエアサンプリング装置	1 式		
排気中放射性物質濃度 測定設備	排気モニタ 〔アルファダストモニタ ベータ・ガンマダストモニタ〕	各 1 台		排気中放射性物質濃度 測定設備	排気モニタ 〔アルファダストモニタ ベータ・ガンマダストモニタ〕	各 1 台		
放射線測定器	ハンドフットモニタ	1 台以上		放射線測定器	1) ハンドフットモニタ	1 台以上		
	サーベイメータ	1 式	線量率及び表面密度測定用		2) サーベイメータ	1 式	線量当量率及び表面密度測定用	

変 更 前				変 更 後				備考
第 9.1 表 管理区域排気系統の概要				第 9.1 表 管理区域排気系統の概要				
対 象 場 所	負圧(P a (mmH ₂ O))	フィルタ段数	排風機の台数	対 象 場 所	負圧(P a (mmH ₂ O))	フィルタ段数	排風機の台数	
洗浄機器室、保管室、洗浄室、 試験材保管室、廃棄物保管室、 排水処理室	50～70 (5～ 7)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	洗浄機器室、保管室、洗浄室、 試験材保管室、廃棄物保管室、 排水処理室	50～70 (5～ 7)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	
組立室、トラックエリア、Aピ ット、Bピット、Cピット、予 備ピット	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	組立室、トラックエリア、Aピ ット、Bピット、Cピット、予 備ピット	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	
貯 蔵 室	50～70 (5～ 7)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	貯 蔵 室	50～70 (5～ 7)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	
予 備 室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	予 備 室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1 + 1 (予備)	
測定室、機器室、試験検 査室、X線検査室、暗室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1	測定室、機器室、試験検 査室、X線検査室、暗室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1	
排気機械室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1	排気機械室	30～50 (3～ 5)	プレフィルタ 1 高性能エアフィルタ 1	1	
第 9.2 表 廃液設備の概要				第 9.2 表 廃液設備の概要				
場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	場 所	設 備 名	数 量	概 略 仕 様	
排水処理室	貯留タンク	2 基	容量 3 m ³ 材質 ステンレス鋼 水位監視用レベル計付	排水処理室	貯留タンク	2 基	容量 3 m ³ 材質 ステンレス鋼 水位監視用レベル計付	
排水処理室	ポンプ	2 台	流量 9 m ³ /h	排水処理室	ポンプ	2 台	流量 9 m ³ /h	

変 更 前				変 更 後			備考
第 9.3 表 固体廃棄施設の構造				(本文に移設)			・ 9.3.2 に移設。
固体廃棄施設の名称		構造	床面積	設計仕様			
保管 廃棄 施設	廃棄物保管室	鉄筋コンクリート耐火構造	約 3 6 m ²	部屋容積 約 2 0 7 m ³			
第 9.4 表 固体廃棄施設の設備				(本文に移設)			・ 9.3.3 に移設。
固体廃棄設備の名称		個数	仕様				
保管 廃棄 容器	金属製保管庫	1	箱型、金属製 (約 2 2 0 0 mm×約 2 2 0 0 mm×約 2 1 0 0 mm)				

変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="151 331 281 363">添付書類 1</p> <p data-bbox="281 716 1018 873">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1338 331 1469 363">添付書類 1</p> <p data-bbox="1469 716 2205 873">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考																																																																		
<p>第2.1表 各貯蔵設備における最大取り扱い放射能 (省略)</p> <p>燃料ペレット</p> <p>外 径 (mm) 5.7及び4.7</p> <p>密度 (理論密度比、%) 95</p> <p>Pu 富化度 (wt %) 30</p> <p>Pu 同位体比 (wt %)</p> <p>$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$ <u>Pu^{239}</u> 1.2/65.6/22.3/8.8/2.1</p> <p>Am-241 濃度 Pu-241 の崩壊 1000 日</p> <p>核分裂生成物含有量 Pu 1 g あたり 18.5 kBq U 1 g あたり 0.74 kBq</p> <p>O/M比 1.99</p> <p>燃料要素</p> <p>燃料有効長 (cm) 55</p> <p>被覆管外径 (mm) 6.5</p> <p>被覆管材質 SUS316相当鋼</p> <p>第2.2表 線源のモデル (省略)</p> <p>第2.3表 線量率変換係数（注1）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>エネルギー群</th> <th>中性子線 mSv/h n/cm²・s</th> <th>ガンマ線 mSv/h 光子/cm²・s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>1.792×10⁻³</td><td>7.468×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>2</td><td>1.781×10⁻³</td><td>5.584×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>3</td><td>1.734×10⁻³</td><td>4.255×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>4</td><td>1.681×10⁻³</td><td>3.274×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>5</td><td>1.609×10⁻³</td><td>2.505×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>6</td><td>1.516×10⁻³</td><td>1.886×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>7</td><td>1.406×10⁻³</td><td>1.398×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>8</td><td>1.256×10⁻³</td><td>1.004×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>9</td><td>1.079×10⁻³</td><td>7.026×10⁻⁶</td></tr> <tr><td>10</td><td>8.699×10⁻⁴</td><td>4.810×10⁻⁶</td></tr> </tbody> </table>	エネルギー群	中性子線 mSv/h n/cm ² ・s	ガンマ線 mSv/h 光子/cm ² ・s	1	1.792×10 ⁻³	7.468×10 ⁻⁵	2	1.781×10 ⁻³	5.584×10 ⁻⁵	3	1.734×10 ⁻³	4.255×10 ⁻⁵	4	1.681×10 ⁻³	3.274×10 ⁻⁵	5	1.609×10 ⁻³	2.505×10 ⁻⁵	6	1.516×10 ⁻³	1.886×10 ⁻⁵	7	1.406×10 ⁻³	1.398×10 ⁻⁵	8	1.256×10 ⁻³	1.004×10 ⁻⁵	9	1.079×10 ⁻³	7.026×10 ⁻⁶	10	8.699×10 ⁻⁴	4.810×10 ⁻⁶	<p>第2.2.1表 各貯蔵設備における最大取り扱い放射能 (省略)</p> <p>燃料ペレット</p> <p>外 径 (mm) 5.7及び4.7</p> <p>密度 (理論密度比、%) 95</p> <p>Pu 富化度 (wt %) 30</p> <p>Pu 同位体比 (wt %)</p> <p>$^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$ 1.2/65.6/22.3/8.8/2.1</p> <p>Am-241 濃度 Pu-241 の崩壊 1000 日</p> <p>核分裂生成物含有量 Pu 1 g あたり 18.5 kBq U 1 g あたり 0.74 kBq</p> <p>O/M比 1.99</p> <p>燃料要素</p> <p>燃料有効長 (cm) 55</p> <p>被覆管外径 (mm) 6.5</p> <p>被覆管材質 SUS316相当鋼</p> <p>第2.2.2表 線源のモデル (省略)</p> <p>第2.2.3表 線量率変換係数（注1）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>エネルギー群</th> <th>中性子線 mSv/h n/cm²・s</th> <th>ガンマ線 mSv/h 光子/cm²・s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>1.792×10⁻³</td><td>7.468×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>2</td><td>1.781×10⁻³</td><td>5.584×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>3</td><td>1.734×10⁻³</td><td>4.255×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>4</td><td>1.681×10⁻³</td><td>3.274×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>5</td><td>1.609×10⁻³</td><td>2.505×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>6</td><td>1.516×10⁻³</td><td>1.886×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>7</td><td>1.406×10⁻³</td><td>1.398×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>8</td><td>1.256×10⁻³</td><td>1.004×10⁻⁵</td></tr> <tr><td>9</td><td>1.079×10⁻³</td><td>7.026×10⁻⁶</td></tr> <tr><td>10</td><td>8.699×10⁻⁴</td><td>4.810×10⁻⁶</td></tr> </tbody> </table>	エネルギー群	中性子線 mSv/h n/cm ² ・s	ガンマ線 mSv/h 光子/cm ² ・s	1	1.792×10 ⁻³	7.468×10 ⁻⁵	2	1.781×10 ⁻³	5.584×10 ⁻⁵	3	1.734×10 ⁻³	4.255×10 ⁻⁵	4	1.681×10 ⁻³	3.274×10 ⁻⁵	5	1.609×10 ⁻³	2.505×10 ⁻⁵	6	1.516×10 ⁻³	1.886×10 ⁻⁵	7	1.406×10 ⁻³	1.398×10 ⁻⁵	8	1.256×10 ⁻³	1.004×10 ⁻⁵	9	1.079×10 ⁻³	7.026×10 ⁻⁶	10	8.699×10 ⁻⁴	4.810×10 ⁻⁶	<p>・変更なし。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・変更なし。</p> <p>・記載の修適正化。</p>
エネルギー群	中性子線 mSv/h n/cm ² ・s	ガンマ線 mSv/h 光子/cm ² ・s																																																																		
1	1.792×10 ⁻³	7.468×10 ⁻⁵																																																																		
2	1.781×10 ⁻³	5.584×10 ⁻⁵																																																																		
3	1.734×10 ⁻³	4.255×10 ⁻⁵																																																																		
4	1.681×10 ⁻³	3.274×10 ⁻⁵																																																																		
5	1.609×10 ⁻³	2.505×10 ⁻⁵																																																																		
6	1.516×10 ⁻³	1.886×10 ⁻⁵																																																																		
7	1.406×10 ⁻³	1.398×10 ⁻⁵																																																																		
8	1.256×10 ⁻³	1.004×10 ⁻⁵																																																																		
9	1.079×10 ⁻³	7.026×10 ⁻⁶																																																																		
10	8.699×10 ⁻⁴	4.810×10 ⁻⁶																																																																		
エネルギー群	中性子線 mSv/h n/cm ² ・s	ガンマ線 mSv/h 光子/cm ² ・s																																																																		
1	1.792×10 ⁻³	7.468×10 ⁻⁵																																																																		
2	1.781×10 ⁻³	5.584×10 ⁻⁵																																																																		
3	1.734×10 ⁻³	4.255×10 ⁻⁵																																																																		
4	1.681×10 ⁻³	3.274×10 ⁻⁵																																																																		
5	1.609×10 ⁻³	2.505×10 ⁻⁵																																																																		
6	1.516×10 ⁻³	1.886×10 ⁻⁵																																																																		
7	1.406×10 ⁻³	1.398×10 ⁻⁵																																																																		
8	1.256×10 ⁻³	1.004×10 ⁻⁵																																																																		
9	1.079×10 ⁻³	7.026×10 ⁻⁶																																																																		
10	8.699×10 ⁻⁴	4.810×10 ⁻⁶																																																																		

変 更 前				変 更 後				備 考	
11	6.815×10^{-4}	3.267×10^{-6}		11	6.815×10^{-4}	3.267×10^{-6}		・変更なし。 ・変更なし。 ・変更なし。 ・変更なし。 ・変更なし。 ・変更なし。	
12	3.902×10^{-4}	2.262×10^{-6}		12	3.902×10^{-4}	2.262×10^{-6}			
13	1.343×10^{-4}	1.651×10^{-6}		13	1.343×10^{-4}	1.651×10^{-6}			
14	6.314×10^{-5}	1.350×10^{-6}		14	6.314×10^{-5}	1.350×10^{-6}			
15	5.201×10^{-5}	1.197×10^{-6}		15	5.201×10^{-5}	1.197×10^{-6}			
16	5.180×10^{-5}	9.614×10^{-7}		16	5.180×10^{-5}	9.614×10^{-7}			
17	5.328×10^{-5}	6.178×10^{-7}		17	5.328×10^{-5}	6.178×10^{-7}			
18	5.430×10^{-5}	2.859×10^{-7}		18	5.430×10^{-5}	2.859×10^{-7}			
19	5.399×10^{-5}	-		19	5.399×10^{-5}	-			
20	5.191×10^{-5}	-		20	5.191×10^{-5}	-			
21	4.788×10^{-5}	-		21	4.788×10^{-5}	-			
22	3.644×10^{-5}	-		22	3.644×10^{-5}	-			
注1：昭和63年度科学技術庁告示第15号に基づく				注1：昭和63年度科学技術庁告示第15号に基づく					
第2.4表 燃料貯蔵設備の線量率 (省略)				第2.2.4表 燃料貯蔵設備の線量率 (省略)					
第2.1図 燃料貯蔵室及びCピット配置図 (省略)				第2.2.1図 燃料貯蔵室及びCピット配置図 (省略)					
第2.2図 Cピット概略図 (省略)				第2.2.2図 Cピット概略図 (省略)					
第2.3図 貯蔵庫概略配置図 (省略)				第2.2.3図 貯蔵庫概略配置図 (省略)					
第2.4図 燃料要素貯蔵庫(A) (省略)				第2.2.4図 燃料要素貯蔵庫(A) (省略)					
第2.5図 燃料要素貯蔵庫(B) (省略)				第2.2.5図 燃料要素貯蔵庫(B) (省略)					

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(添付書類 1 の記載)</p> <p><u>1. 遮蔽</u></p> <p><u>1.1 概要</u></p> <p>保管廃棄施設に保管される放射性廃棄物を線源として、放射線業務従事者が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量を求め、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 2 7 年原子力規制委員会告示第 8 号）（以下「線量告示」という。）と比較して、保管廃棄施設の遮蔽能力を評価した。</p> <p>なお、周辺監視区域境界における実効線量の評価については、保管廃棄施設が地下階に位置し、壁及び地下地盤、床及び天井の遮蔽が十分厚くなることから周辺監視区域境界における実効線量は無視できるほど小さくなるため考慮しない。</p> <p><u>1.2 計算条件</u></p> <p>(1) 線源</p> <p>許可を受けている全ての核燃料物質を線源とした。ただし、以下に記載の保管廃棄することがない核燃料物質については、評価対象の線源から除いた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 密封された核燃料物質及び F.P. ソース要素 ・ 照射済みの核燃料物質（使用済み燃料として高速実験炉にて保管廃棄） <p>これより、「核燃料物質はく（未照射）」を評価対象とする線源とした。数量は、許可上の年間予定使用量（最大取扱量）とした。核種に関して、濃縮ウランについては、許可上取り得る最大濃縮度とし、劣化ウランの濃縮度は天然ウランと同じとした。また、核燃料物質の崩壊系列の核種も考慮した。</p> <p>(2) 線源の配置</p> <p>本評価では、線源形状は点状等方線源とし、その線源を金属製保管庫の中央に配置した。</p> <p>(3) 遮蔽物</p> <p>遮蔽物としては、建物のコンクリート壁を考慮し、普通コンクリート（密度 2.15 g/cm³）とした。</p> <p>なお、評価では金属製保管庫による遮蔽は考慮しなかった。</p> <p>(4) 評価点</p> <p>放射線業務従事者が常時立ち入る場所については線源から 50 cm の距離、管理区域境界については線量率が最大となる外壁表面とした。線量計算体系を第 1.1 図に、管理区域境界の線量評価に用いる線源配置と評価点について第 1.2 図に示す。</p> <p><u>1.3 計算方法</u></p> <p>点減衰核積分計算コード QAD を用いて γ 線透過計算を行い、評価点の実効線量を求めた。評価時間は、放射線業務従事者が常時立ち入る場所を 1 時間（1 週間）、管理区域境界を 500 時間（3 月間）とした。</p> <p>なお、他室の線源からの寄与は、壁を多重に通過することによる遮蔽効果及び評価点からの</p>	<p><u>2.3. 保管廃棄施設の遮蔽</u></p> <p><u>2.3.1 概要</u></p> <p>保管廃棄施設に保管される放射性廃棄物を線源として、放射線業務従事者が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量を求め、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 2 7 年原子力規制委員会告示第 8 号）（以下「線量告示」という。）と比較して、保管廃棄施設の遮蔽能力を評価した。</p> <p>なお、周辺監視区域境界における実効線量の評価については、保管廃棄施設が地下階に位置し、壁及び地下地盤、床及び天井の遮蔽が十分厚くなることから周辺監視区域境界における実効線量は無視できるほど小さくなるため考慮しない。</p> <p><u>2.3.2 計算条件</u></p> <p>(1) 線源</p> <p>許可を受けている全ての核燃料物質を線源とした。ただし、以下に記載の保管廃棄することがない核燃料物質については、評価対象の線源から除いた。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 密封された核燃料物質及び F.P. ソース要素 ・ 照射済みの核燃料物質（使用済み燃料として高速実験炉にて保管廃棄） <p>これより、「核燃料物質はく（未照射）」を評価対象とする線源とした。数量は、許可上の年間予定使用量（最大取扱量）とした。核種に関して、濃縮ウランについては、許可上取り得る最大濃縮度とし、劣化ウランの濃縮度は天然ウランと同じとした。また、核燃料物質の崩壊系列の核種も考慮した。</p> <p>(2) 線源の配置</p> <p>本評価では、線源形状は点状等方線源とし、その線源を金属製保管庫の中央に配置した。</p> <p>(3) 遮蔽物</p> <p>遮蔽物としては、建物のコンクリート壁を考慮し、普通コンクリート（密度 2.15 g/cm³）とした。</p> <p>なお、評価では金属製保管庫による遮蔽は考慮しなかった。</p> <p>(4) 評価点</p> <p>放射線業務従事者が常時立ち入る場所については線源から 50 cm の距離、管理区域境界については線量率が最大となる外壁表面とした。線量計算体系を第 2.3.1 図に、管理区域境界の線量評価に用いる線源配置と評価点について第 2.3.2 図に示す。</p> <p><u>2.3.3 計算方法</u></p> <p>点減衰核積分計算コード QAD を用いて γ 線透過計算を行い、評価点の実効線量を求めた。評価時間は、放射線業務従事者が常時立ち入る場所を 1 時間（1 週間）、管理区域境界を 500 時間（3 月間）とした。</p> <p>なお、他室の線源からの寄与は、壁を多重に通過することによる遮蔽効果及び評価点からの</p>	<p>・ 記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>距離があることから、考慮しない。</p> <p><u>1.4</u> 計算結果 実効線量の計算結果を第 <u>1.1</u> 表に示す。放射線業務従事者が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量は、線量告示に定める放射線業務従事者の線量限度 50mSv/年（1mSv/週）及び線量基準 1.3mSv/3 月をそれぞれ下回る。 これより、保管廃棄施設は、ここに保管される放射性廃棄物からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有する。</p> <p>第 <u>1.1</u> 表 実効線量の計算結果 （省略）</p> <p>第 <u>1.1</u> 図 線量評価モデル （省略）</p> <p>第 <u>1.2</u> 図 管理区域境界の線量評価に用いる線源配置と評価点 （省略）</p> <p><u>2.3</u> 周辺監視区域境界 本施設近傍の周辺監視区域境界部の線量率において、本施設の影響が最も高いと想定される場所は、本施設の東方向 130 m の地点（第 <u>2.6</u> 図）であり、この地点における線量率は $0.004 \mu\text{Sv/y}$ 以下である。</p> <p>第 <u>2.6</u> 図 最大線量率地点 （省略）</p> <p>（「障害対策書 5. 参考文献」より移動）</p> <p><u>5. 参考文献</u> 1) Westinghouse Astronuclear Laboratory, “Revised WANL ANISN Program User’ s Manual”, WANL-TMI-1967 (1969) 2) W.A. Rhoades, “Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code” , ORNL-TM- 4280(1975) 3) 動燃事業団資料「プルトニウム燃料遮へい計算用中性子・ガンマ線結合40 群断面積セット “PSL-40” ライブラリの開発、(1979) 4) M. J. Bell, “ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code” , ORNL-4628, (1975) 5) M. G. Zimmermann, “A Shielding Calculational System for Plutonium”, BNWL- 1855(1975)</p>	<p>距離があることから、考慮しない。</p> <p><u>2.3.4</u> 計算結果 実効線量の計算結果を第 <u>2.3.1</u> 表に示す。放射線業務従事者が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量は、線量告示に定める放射線業務従事者の線量限度 50mSv/年（1mSv/週）及び線量基準 1.3mSv/3 月をそれぞれ下回る。 これより、保管廃棄施設は、ここに保管される放射性廃棄物からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有する。</p> <p>第 <u>2.3.1</u> 表 実効線量の計算結果 （省略）</p> <p>第 <u>2.3.1</u> 図 線量評価モデル （省略）</p> <p>第 <u>2.3.2</u> 図 管理区域境界の線量評価に用いる線源配置と評価点 （省略）</p> <p><u>2.4</u> 周辺監視区域境界 本施設近傍の周辺監視区域境界部の線量率において、本施設の影響が最も高いと想定される場所は、本施設の東方向 130 m の地点（第 <u>2.4</u> 図）であり、この地点における線量率は $0.004 \mu\text{Sv/y}$ 以下である。</p> <p>第 <u>2.4</u> 図 最大線量率地点 （省略）</p> <p><u>2.5</u> 参考文献 1) Westinghouse Astronuclear Laboratory, “Revised WANL ANISN Program User’ s Manual” , WANL-TMI-1967 (1969) 2) W.A. Rhoades, “Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code” , ORNL-TM- 4280(1975) 3) 動燃事業団資料「プルトニウム燃料遮蔽計算用中性子・ガンマ線結合40 群断面積セット “PSL-40” ライブラリの開発、(1979) 4) M. J. Bell, “ORIGEN-The ORNL Isotope Generation and Depletion Code” , ORNL-4628, (1975) 5) M. G. Zimmermann, “A Shielding Calculational System for Plutonium”, BNWL- 1855(1975)</p>	<p>・変更なし。</p> <p>・変更なし。</p> <p>・変更なし。</p> <p>・変更なし。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 2. 火災対策」より移動）</p> <p>2. 火災対策</p> <p>本施設は、鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど考えられない。施設内は、消防法で定めるところにより、屋内消火栓及び自動警報装置を全館に設置している。また、その他、粉末消火器を施設内に配置している。したがって、万一、建家内外で火災が発生してもそれが大きく延焼することに対する対策は講じられている。</p> <p>（添付書類 1）</p> <p>2. 火災等による損傷の防止</p> <p>本施設で固体状の放射性廃棄物が発生した場合は、防火対策として金属製保管庫に収納して保管廃棄施設に保管する。また、廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとするものについても、可燃性のものは金属製容器又は金属製保管庫に収納することにより防火対策を講ずる。</p> <p>（「安全対策書 3. 爆発事故」より移動）</p> <p>3. 爆発事故</p> <p>本施設では可燃性物質をほとんど使用しないが、爆発事故につながる可能性のある物質として水素ガスが挙げられる。しかしながら、本施設で使用する水素ガスはあらかじめアルゴンや窒素ガス等不活性ガスに5 vol.%混合させたものであり、これ自体が爆発を起こすことはない。したがって、本施設で爆発事故が発生することはない。</p>	<p>3. 火災等による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第四条 使用施設等は、火災又は爆発によりそ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、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。</p> <p>2 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（次項において「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。</p> <p>3 消火設備は、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> </div> <p>3.1. 火災事故</p> <p>本施設は、鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど考えられない。施設内は、消防法で定めるところにより、屋内消火栓及び自動警報装置を全館に設置している。また、その他、粉末消火器を施設内に配置している。したがって、万一、建家内外で火災が発生してもそれが大きく延焼することに対する対策は講じられている。</p> <p>3.2. 保管廃棄施設の火災等による損傷の防止</p> <p>本施設で固体状の放射性廃棄物が発生した場合は、防火対策として金属製保管庫に収納して保管廃棄施設に保管する。また、廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとするものについても、可燃性のものは金属製容器又は金属製保管庫に収納することにより防火対策を講ずる。</p> <p>3.3. 爆発事故</p> <p>本施設では可燃性物質をほとんど使用しないが、爆発事故につながる可能性のある物質として水素ガスが挙げられる。しかしながら、本施設で使用する水素ガスはあらかじめアルゴンや窒素ガス等不活性ガスに5 vol.%混合させたものであり、これ自体が爆発を起こすことはない。したがって、本施設で爆発事故が発生することはない。</p> <p>4. 立入りの防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第五条 使用施設等には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵その他の区画物及び標識を設けなければならない。</p> <p>2 使用施設等には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、当該区域の境界に柵その他の人の侵入を防止するための設備又は標識を設けなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。</p> </div> <p><u>人がみだりに管理区域に立ち入らないように管理区域境界を壁又は柵によって区画し、かつ、標識を設ける。また、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域に立ち入ることを制限</u></p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 5. 臨界事故」より移動）</p> <p>5.1 概要</p> <p>本施設において使用する核燃料物質は、高速実験炉「常陽」に装荷する密封された燃料要素、少量の核燃料物質はく、及びF.P. ソース要素であり、これらはすべて、乾燥系で使用する。また、これらの核燃料物質の形状、物理的性質、化学的性質を本施設に搬入された時の状態から変えることはない。</p> <p>このような状況で使用することから、本施設においては、使用するすべての核燃料物質を一所に集めても臨界に達しないよう最大取扱量を決定し、この量に基づく質量管理により臨界管理を行う。したがって、本施設では臨界が生じる可能性はない。</p> <p>5.2 最小臨界量の評価</p> <p>(1) 単一ユニット</p> <p>本施設においては場所別に核燃料物質の取扱量を区別しておらず、施設全体で最大取扱量以下となるよう管理している。したがって、施設内の核分裂性核燃料物質の全量が一所に集積されても臨界に達し得ないことを示す。</p> <p>本施設で取り扱う核燃料物質の大部分は密封された燃料要素であり、その他の核燃料物質はフィッサイル量として燃料要素全重量の 0.1 %に満たない。また、密封された燃料要素として用いる核燃料物質のうち、トリウムは臨界評価上の寄与は小さい。したがって、ここでは密封された燃料要素として用いる核燃料物質のうち濃縮ウラン及びプルトニウムについて評価する。また、天然ウラン及び劣化ウランは燃料要素の熱遮へいペレットとして使用する。</p> <p>評価の対象となる燃料要素の仕様を第 5.1 表に示す。この仕様は、最小臨界量の評価に際して安全側の評価となるよう、選定している。</p> <p>最小臨界量の計算は SCALE-4 コードシステム¹⁾ を用い、ライブラリには 27 群 ENDF/B-IV を使用する。燃料要素は真空中で最密に束ねられ、燃料要素束の周囲に 50 cm のコンクリートの反射体層を持つと仮定する。</p> <p>以上の条件で臨界に達する最小燃料要素数を求め、このとき燃料要素中に含まれる核燃料物質に安全係数 0.7 を乗じた値として核的制限値を算出する²⁾。第 5.2 表に計算結果を示す。</p>	<p><u>するため、当該区域の境界に柵又は標識を設ける。</u></p> <p>5. 自然現象による影響の考慮</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第六条 使用施設等（使用前検査対象施設は除く。）は、想定される自然現象による当該使用施設等への影響を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p><u>本施設は使用前検査対象施設のため、該当なし。</u></p> </div> <p>6. 核燃料物質の臨界の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第七条 使用前検査対象施設は、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 使用前検査対象施設には、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> </div> <p>6.1 概要</p> <p>本施設において使用する核燃料物質は、高速実験炉「常陽」に装荷する密封された燃料要素、少量の核燃料物質はく、及びF.P. ソース要素であり、これらはすべて、乾燥系で使用する。また、これらの核燃料物質の形状、物理的性質、化学的性質を本施設に搬入された時の状態から変えることはない。</p> <p>このような状況で使用することから、本施設においては、使用するすべての核燃料物質を一所に集めても臨界に達しないよう最大取扱量を決定し、この量に基づく質量管理により臨界管理を行う。したがって、本施設では臨界が生じる可能性はない。</p> <p>6.2 最小臨界量の評価</p> <p>(1) 単一ユニット</p> <p>本施設においては場所別に核燃料物質の取扱量を区別しておらず、施設全体で最大取扱量以下となるよう管理している。したがって、施設内の核分裂性核燃料物質の全量が一所に集積されても臨界に達し得ないことを示す。</p> <p>本施設で取り扱う核燃料物質の大部分は密封された燃料要素であり、その他の核燃料物質はフィッサイル量として燃料要素全重量の 0.1 %に満たない。また、密封された燃料要素として用いる核燃料物質のうち、トリウムは臨界評価上の寄与は小さい。したがって、ここでは密封された燃料要素として用いる核燃料物質のうち濃縮ウラン及びプルトニウムについて評価する。また、天然ウラン及び劣化ウランは燃料要素の熱遮蔽ペレットとして使用する。</p> <p>評価の対象となる燃料要素の仕様を第 6.1 表に示す。この仕様は、最小臨界量の評価に際して安全側の評価となるよう、選定している。</p> <p>最小臨界量の計算は SCALE-4 コードシステム¹⁾ を用い、ライブラリには 27 群 ENDF/B-IV を使用する。燃料要素は真空中で最密に束ねられ、燃料要素束の周囲に 50 cm のコンクリートの反射体層を持つと仮定する。</p> <p>以上の条件で臨界に達する最小燃料要素数を求め、このとき燃料要素中に含まれる核燃料物質に安全係数 0.7 を乗じた値として核的制限値を算出する²⁾。第 6.2 表に計算結果を示す。</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>本施設の最大取扱量は核的制限値を超えず、したがって、本施設において臨界は生じない。</p> <p>(2) 複数ユニット 本施設においては、いわば施設全体を単一ユニットとして管理していることから、複数ユニットは存在しない。</p> <p>5.3 誤操作等に対する考慮</p> <p>(1) 計量管理 本施設において核燃料物質を受け入れるに当たっては、事前に受入後の在庫量が最大取扱量以下であることを電算機を利用した計量管理システムによって確認するとともに、受入時には受入状況の現場確認を行うことから、最大取扱量を超える核燃料物質が本施設に持ち込まれることはない。</p> <p>(2) 水没 本施設においては乾燥系で核燃料物質を使用しており、水等の減速材を用いることはないが、本施設において核燃料物質が減速材に覆われる可能性として、火災時の消火栓の使用が考えられる。 しかしながら、本施設は鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど発生しない。したがって、本施設の管理区域内において消火栓から大量の水を放出することは考えられない。万一、多量の放水をした場合でも施設の床に設置された排水口から貯水タンクにドレンされることから、核燃料物質が冠水することはない。</p> <p>（「安全対策書 9. 参考文献」より移動）</p> <p>9. 参考文献 1) “SCALE; A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, “ NUREG/CR-0200 Rev.4 (ORLN/NUREG/CSD-2/R4) 2) “Guide de Criticite” CEA-R-3114 (1967)</p> <p>第 5.1 表 臨界計算に用いられた燃料仕様 (省略)</p> <p>第 5.2 表 臨界評価結果 (省略)</p>	<p>本施設の最大取扱量は核的制限値を超えず、したがって、本施設において臨界は生じない。</p> <p>(2) 複数ユニット 本施設においては、いわば施設全体を単一ユニットとして管理していることから、複数ユニットは存在しない。</p> <p>6.3 誤操作等に対する考慮</p> <p>(1) 計量管理 本施設において核燃料物質を受け入れるに当たっては、事前に受入後の在庫量が最大取扱量以下であることを電算機を利用した計量管理システムによって確認するとともに、受入時には受入状況の現場確認を行うことから、最大取扱量を超える核燃料物質が本施設に持ち込まれることはない。</p> <p>(2) 水没 本施設においては乾燥系で核燃料物質を使用しており、水等の減速材を用いることはないが、本施設において核燃料物質が減速材に覆われる可能性として、火災時の消火栓の使用が考えられる。 しかしながら、本施設は鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど発生しない。したがって、本施設の管理区域内において消火栓から大量の水を放出することは考えられない。万一、多量の放水をした場合でも施設の床に設置された排水口から貯水タンクにドレンされることから、核燃料物質が冠水することはない。</p> <p>6.4 参考文献 1) “SCALE; A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, “ NUREG/CR-0200 Rev.4 (ORLN/NUREG/CSD-2/R4) 2) “Guide de Criticite” CEA-R-3114 (1967)</p> <p>第 6.1 表 臨界計算に用いられた燃料仕様 (省略)</p> <p>第 6.2 表 臨界評価結果 (省略)</p>	<p>・変更なし。</p> <p>・変更なし。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（【参考】許可書本文）</p> <p>7.1.2 地質</p> <p>地層の構成は上層より順に下記のごとくなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚約5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期支持力は50 t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>この地層に大口径の場所打ちコンクリート杭基礎で支持する。</p> <p>（「安全対策書 4. 地震及びその他の自然災害対策」より移動）</p> <p>4.1 耐震設計</p> <p>本施設の耐震設計に当たり、重要度分類については「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして決定する。また、耐震設計評価法については、建家は建築基準法に準拠し、設備・機器は同法及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にする。</p> <p>1) 重要度分類 本施設の建家はBクラスとする。 また、設備・機器のうち、燃料貯蔵室の貯蔵庫(A)及び貯蔵庫(B)、及びCピットの収納管及び架台をBクラスとする。</p> <p>2) 評価手法 設計水平震度は本施設の建家については0.3 Gとし、設備機器については0.36 Gとする。</p>	<p>7. 使用前検査対象施設の地盤</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第八条 使用前検査対象施設は、次条第二項の規定により算出する地震力（安全機能を有する使用前検査対象施設のうち、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物（以下この条及び次条において「耐震重要施設」という。）にあっては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該使用前検査対象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> </div> <p>本施設の地層の構成は上層より順に下記のごとくなっている。まず地表より約3mまでは軟質の表土及び関東ローム層、次は層厚7mでN値が40前後の砂層、その次が層厚約5mで粘土を含んだやや軟質な層、それから下の層は一部に砂礫を含む細砂層でN値が一部を除いて100以上を示している。</p> <p>建物の基礎を支える地層はN値が100以上の硬質砂層であり、長期保持力は50 t/m²以上が期待できるので、建物の重量及び地震荷重に対しては十分余裕のある地耐力が確保される。</p> <p>8. 地震による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第九条 使用前検査対象施設は、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使用前検査対象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> </div> <p>8.1 耐震設計</p> <p>本施設の耐震設計に当たり、重要度分類については「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして決定する。また、耐震設計評価法については、建家は建築基準法に準拠し、設備・機器は同法及び「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にする。</p> <p>1) 重要度分類 本施設の建家はBクラスとする。 また、設備・機器のうち、燃料貯蔵室の貯蔵庫(A)及び貯蔵庫(B)、及びCピットの収納管及び架台をBクラスとする。</p> <p>2) 評価手法 設計水平震度は本施設の建家については0.3 Gとし、設備機器については0.36 Gとする。</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（【参考】許可書本文）</p> <p>7.1.1 地盤</p> <p>大洗研究所の敷地は約 6 9 万 m² である。敷地は総括的にみて北西部那珂川澗沼湖系の沖積平野で東側段丘となって連なり、内陸よりの砂丘傾斜地は黒松の成木で覆われ、その他は植林した黒松及び開拓農地である。当敷地は海拔 3 8 m 前後の平坦な地表であり、また南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>（「安全対策書 4. 地震及びその他の自然災害対策」より移動）</p> <p>4.2 その他の自然災害</p> <p>地震以外の自然災害のなかで、最も大きな被害を及ぼすと想定される災害として、台風時の強風による施設の損壊を想定し、建築基準法に定める風速に耐えられるように設計する。</p> <p>（「安全対策書 7. 社会環境」より移動）</p> <p>7. 社会環境</p> <p>火災、爆発によって本施設に影響を及ぼすような近接する化学工場、民家等はない。</p>	<p>9. 津波による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十条 使用前検査対象施設は、その供用中に当該使用前検査対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波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> </div> <p>大洗研究所は、茨城県東茨城郡大洗町南端の丘陵地帯に位置し、海拔 40m 前後の比較的平坦な山林で、国道 51 号線に沿った長方形の敷地である。また、南西部に建つ高速実験炉「常陽」と同一敷地面に位置する。</p> <p>本施設は海岸から 300m 以上離れており、海拔は 38m 前後の場所に設置されているため、津波による被害を受けるおそれはない。</p> <p>10. 外部からの衝撃による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十一条 使用前検査対象施設は、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評価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 使用前検査対象施設は、工場等内又はその周辺において想定される当該使用前検査対象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> </div> <p>10.1 地震以外の自然災害</p> <p>地震以外の自然災害のなかで、最も大きな被害を及ぼすと想定される災害として、台風時の強風による施設の損壊を想定し、建築基準法に定める風速に耐えられるように設計する。</p> <p>10.2 社会環境</p> <p>火災、爆発によって本施設に影響を及ぼすような近接する化学工場、民家等はない。</p> <p>11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十二条 使用前検査対象施設が設置される工場等には、使用前検査対象施設への人の不法な侵入、使用前検査対象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を防止するための設備を設けなければならない。</p> <p>2 使用前検査対象施設が設置される工場等には、必要に応じて、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（平成十一年法律第二百二十八号）第二条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くてはならない。</p> </div> <p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 56 条の 3 第 2 項及び核燃料物質の使</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 5.3 誤操作に対する考慮」より移動）</p> <p>(2) 水没</p> <p>本施設においては乾燥系で核燃料物質を使用しており、水等の減速材を用いることはないが、本施設において核燃料物質が減速材に覆われる可能性として、火災時の消火栓の使用が考えられる。</p> <p>しかしながら、本施設は鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど発生しない。したがって、本施設の管理区域内において消火栓から大量の水を放出することは考えられない。万一、多量の放水をした場合でも施設の床に設置された排水口から貯水タンクにドレンされることから、核燃料物質が冠水することはない。</p>	<p><u>用等に関する規則第 2 条の 11 の 13 に基づき、人の不法な侵入等の防止に必要な防護措置を講ずる。</u></p> <p><u>施設の運転管理に用いる計算機等は、外部の通信網に接続しない。</u></p> <p>12. 溢水による損傷の防止</p> <div data-bbox="1338 493 2496 625" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十三条 使用前検査対象施設は、その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> </div> <p>本施設においては乾燥系で核燃料物質を使用しており、水等の減速材を用いることはないが、本施設において核燃料物質が減速材に覆われる可能性として、火災時の消火栓の使用が考えられる。</p> <p>しかしながら、本施設は鉄筋コンクリート構造で内部の各設備も不燃性、難燃性のものが大部分であり一般火災はほとんど発生しない。したがって、本施設の管理区域内において消火栓から大量の水を放出することは考えられない。万一、多量の放水をした場合でも施設の床に設置された排水口から貯水タンクにドレンされることから、核燃料物質が冠水することはない。</p> <p>13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止</p> <div data-bbox="1338 1003 2496 1136" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十四条 使用前検査対象施設は、その施設内における化学薬品の漏えい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> </div> <p><u>本施設では安全機能を損なうおそれのある多量の化学薬品の取り扱いはない。</u></p> <p>14. 飛散物による損傷の防止</p> <div data-bbox="1338 1262 2496 1394" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第十五条 使用前検査対象施設は、その施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p><u>本施設内の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全機能を損なわないものとする。</u></p> <p><u>飛散物の発生要因としては、爆発事故、クレーン等の重量物の落下及び、回転機器の損壊が想定される。それぞれについての評価を以下に示す。</u></p> <p><u>(1) 爆発事故</u></p> <p><u>本施設は「3. 火災等による損傷の防止」に記載したとおり、爆発事故を防止するように設計されている。</u></p> <p><u>(2) クレーン等の重量物の落下</u></p> <p><u>クレーンその他の搬送機器については、搬送物の落下防止や搬送機器の非常停止対策のほか、電源喪失時にも搬送物を安全に把持する構造とすることなどにより、飛散物が発生しないものとする。</u></p> <p><u>(3) 回転機器の損壊</u></p> <p><u>回転機器については、ケーシング、カバーを設けるなどの対策によって、飛散物によって安全機能を喪失しないものとする。</u></p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 1. まえがき」より移動） （前略） <u>このような設計製作上の配慮に加え、実際の運営に当っては、保安規定を定め、放射線業務従事者の教育、操作の習熟に努めるとともに、一般的な安全対策、産業衛生対策を講じることか</u></p>	<p>15. 重要度に応じた安全機能の確保</p> <p>第十六条 使用前検査対象施設は、その安全性の重要度に応じて、その機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>2 安全上重要な施設は、機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。）が発生した場合においてもその機能を損なわないものでなければならない。</p> <p><u>本施設は、信頼性を十分に検討し、故障の少ないものを採用するとともに、万一、設備が故障したとしても、事故につながらないように対策を講ずる。</u></p> <p><u>安全上重要な施設に係る評価については、平成 26 年 12 月 17 日付け 26 原機（安）101（平成 27 年 1 月 19 日付け 26 原機（安）106 にて訂正）、平成 28 年 3 月 31 日付け 27 原機（安）061 及び平成 28 年 5 月 31 日付け 28 原機（安）012 によって提出した報告書のとおりであり、安全機能が喪失したとしても周辺監視区域周辺の公衆に 5mSv を超える被ばくを及ぼすおそれはないことから、安全上重要な施設は存在しない。</u></p> <p>16. 環境条件を考慮した設計</p> <p>第十七条 使用前検査対象施設は、通常時及び設計評価事故時に想定される全ての環境条件において、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><u>通常時及び設計評価事故時に想定される環境条件において、安全機能を発揮できる設計とする。</u></p> <p>17. 検査等を考慮した設計</p> <p>第十八条 使用前検査対象施設は、当該使用前検査対象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><u>本施設の設備、機器については、安全機能を確認するための検査及び試験並びに安全機能を維持するための保守及び修理ができるような構造とする。</u></p> <p>18. 使用前検査対象施設の共用</p> <p>第十九条 使用前検査対象施設は、他の原子力施設又は同一の工場等内の他の使用施設等と共用する場合には、使用前検査対象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><u>本施設は他の使用施設等と共用していない。</u></p> <p>19. 誤操作の防止</p> <p>第二十条 使用前検査対象施設は、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。</p> <p>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><u>本施設の運営にあたっては、保安規定を定め、放射線業務従事者の教育、操作の習熟に努めるとともに、一般的な安全対策、産業衛生対策を講じることから、一般公衆はもちろん、本施設内</u></p>	<ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。 ・記載の適正化。

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「障害対策書 3. 廃棄物の管理」より移動）</p> <p><u>3.1 概要</u></p> <p>本施設では密封された燃料要素及び核燃料物質はく、及び非密封の核燃料物質はく及びウラン-ニッケル合金を取扱うため通常時には核燃料物質の廃棄は行われませんが、気体、液体及び固体の各廃棄物を以下の通り管理する。</p> <p><u>3.2 気体廃棄物</u></p> <p>本施設の排気は、核燃料物質の取り扱い作業時は、排気ダクトを通して地階の排気機械室に集め、ここでプレフィルタ・高性能フィルタによつてろ過し、排気筒から大気へ放出する。</p> <p>高性能フィルタの捕集効率は0.3μm 粒子に対して99.9%以上である。</p> <p>また、フィルタ通過後の気体廃棄物は系統に設置してあるアルファ線用及びベータ（ガンマ）線用ダストモニタによつて放射能を監視する。</p> <p><u>3.3 液体廃棄物</u></p> <p>本施設においては定常的な液体状放射性廃棄物の発生はないが、手洗い水等が非定常的に発生する。これらの排水は、貯留タンクに一時貯留し、その放射性物質濃度が昭和63年科学技術庁告示第20号に定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認した後、雑排水槽を経由して一般排水溝へ放出する。万一、濃度限度を超えた場合は、液体廃棄物輸送容器を用いて廃物管理施設に搬出する。</p> <p>（「添付資料1 3. 廃棄施設」より移動）</p> <p><u>3.2 固体廃棄物管理</u></p> <p>本施設で固体状放射性廃棄物が発生した場合は、カートンボックスへの収納、ビニルシート包装等、表面汚染が生じないように処置した後、線量当量率を測定し、金属製保管庫に収納して保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に搬出する。また、作業中に発生する廃棄しようとするものについても、金属製容器に収納するなどの防火対策を行う。</p> <p>上記のほか、以下の措置を講ずる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管廃棄施設の扉又はその付近に保管廃棄施設及び許可なくして立入りを禁ずる旨を記した標識を設ける。 保管廃棄施設は、壁及び施錠できる扉等で区画する。 <p>（【参考】「障害対策書 4.2 管理区域の管理」）</p> <p>2) 表面密度の測定</p> <p>表面汚染検査用サーベイメータ又はスミヤ法により、定期的及び必要に応じて測定する。また、管理区域の出入口にはハンドフットモニタを配置し、管理区域から退出する者の身体及び衣服等の表面密度を測定する。</p>	<p>こと。</p> <p>四 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p> <p>3 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>本施設では密封された燃料要素及び核燃料物質はく、及び非密封の核燃料物質はく及びウラン-ニッケル合金を取扱うため通常時には核燃料物質の廃棄は行われませんが、気体、液体及び固体の各廃棄物を以下の通り管理する。</p> <p><u>22.1 気体廃棄物管理</u></p> <p>本施設の排気は、核燃料物質の取り扱い作業時は、排気ダクトを通して地階の排気機械室に集め、ここでプレフィルタ・高性能フィルタによつてろ過し、排気筒から大気へ放出する。</p> <p>高性能フィルタの捕集効率は0.3μm 粒子に対して99.9%以上である。</p> <p>また、フィルタ通過後の気体廃棄物は系統に設置してあるアルファ線用及びベータ（ガンマ）線用ダストモニタによつて放射能を監視する。</p> <p><u>22.2 液体廃棄物管理</u></p> <p>本施設においては定常的な液体状放射性廃棄物の発生はないが、手洗い水等が非定常的に発生する。これらの排水は、貯留タンクに一時貯留し、その放射性物質濃度が昭和63年科学技術庁告示第20号に定める周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認した後、雑排水槽を経由して一般排水溝へ放出する。万一、濃度限度を超えた場合は、液体廃棄物輸送容器を用いて廃物管理施設に搬出する。</p> <p><u>22.3 固体廃棄物管理</u></p> <p>本施設で固体状放射性廃棄物が発生した場合は、カートンボックスへの収納、ビニルシート包装等、表面汚染が生じないように処置した後、線量当量率を測定し、金属製保管庫に収納して保管廃棄施設に保管した後、廃棄物管理施設に搬出する。また、作業中に発生する廃棄しようとするものについても、金属製容器に収納するなどの防火対策を行う。</p> <p>上記のほか、以下の措置を講ずる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 保管廃棄施設の扉又はその付近に保管廃棄施設及び許可なくして立入りを禁ずる旨を記した標識を設ける。 保管廃棄施設は、壁及び施錠できる扉等で区画する。 <p>23. 汚染を検査するための設備</p> <p>第二十五条</p> <p>密封されていない核燃料物質を使用する場合にあっては、使用施設等には、管理区域内の放射性物質により汚染されるおそれのある場所から退出する者の放射性物質による汚染を検査するために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>管理区域の出入り口にはハンドフットモニタを配置し、管理区域から退出する者の身体、衣服等の表面密度を測定する。</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「障害対策書 4. 放射線管理」より移動）</p> <p><u>4.1 概要</u> 本施設においては、放射線業務従事者の被ばくによる線量当量が法令で定める線量当量限度を超えないように監視するとともに、不必要な被ばくを避け、各人の被ばくを合理的に達成可能な限り低く保つため、以下のような放射線管理を行う。</p> <p><u>4.2 管理区域の管理</u> 管理区域で、常時人が立ち入る区域の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度を次により測定監視する。 1) 線量当量率の測定 エリアモニタにより、特定位置の線量当量率を連続監視するとともに、必要に応じて、サーベイメータにより必要箇所の線量当量率を測定する。 2) 表面密度の測定 表面汚染検査用サーベイメータ又はスミヤ法により、定期的及び必要に応じて測定する。また、管理区域の出入口にはハンドフットモニタを配置し、管理区域から退出する者の身体及び衣服等の表面密度を測定する。 3) 空气中放射性物質濃度の測定 管理区域内各所に設置したローカルエアサンプリング装置により空气中的塵埃を捕集し、測定する。</p> <p><u>4.3 排気及び排水の管理</u> 施設外へ放出される気体廃棄物の放射性物質濃度を排気モニタにより監視する。液体廃棄物は排水のつど放射性物質濃度をサンプリング法により測定する。</p> <p><u>4.4 放射線業務従事者の被ばく管理</u> 放射線業務従事者の外部被ばくについては、<u>TLDバッジ及び必要に応じてポケット線量計等の個人線量計</u>によって定期的及び必要に応じて適宜、測定管理する。</p> <p><u>4.5 環境管理</u> 本施設が設置される大洗研究所では、周辺の環境管理を実施するために敷地及び周辺監視区域内外で空間の線量率を連続あるいは定期的に測定するとともに、土壌、葉菜等の陸上試料及び海水、魚類等の海洋試料中の放射性物質濃度を定期的に測定している。</p>	<p><u>24. 監視設備</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二十六条 使用前検査対象施設には、必要に応じて、通常時及び設計評価事故時において、当該使用前検査対象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、並びに設計評価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を設けなければならない。</p> </div> <p><u>24.1 概要</u> 本施設においては、放射線業務従事者の被ばくによる線量当量が法令で定める線量当量限度を超えないように監視するとともに、不必要な被ばくを避け、各人の被ばくを合理的に達成可能な限り低く保つため、以下のような放射線管理を行う。</p> <p><u>24.2 管理区域の管理</u> 管理区域で、常時人が立ち入る区域の線量当量率、表面密度及び空气中放射性物質濃度を次により測定監視する。 1) 線量当量率の測定 エリアモニタにより、特定位置の線量当量率を連続監視するとともに、必要に応じて、サーベイメータにより必要箇所の線量当量率を測定する。 2) 表面密度の測定 表面汚染検査用サーベイメータ又はスミヤ法により、定期的及び必要に応じて測定する。また、管理区域の出入口にはハンドフットモニタを配置し、管理区域から退出する者の身体及び衣服等の表面密度を測定する。 3) 空气中放射性物質濃度の測定 管理区域内各所に設置したローカルエアサンプリング装置により空气中的塵埃を捕集し、測定する。</p> <p><u>24.3 排気及び排水の管理</u> 施設外へ放出される気体廃棄物の放射性物質濃度を排気モニタにより監視する。液体廃棄物は排水のつど放射性物質濃度をサンプリング法により測定する。</p> <p><u>24.4 放射線業務従事者の被ばく管理</u> 放射線業務従事者の外部被ばくについては、個人線量計によって定期的及び必要に応じて適宜、測定管理する。</p> <p><u>24.5 環境管理</u> 本施設が設置される大洗研究所では、周辺の環境管理を実施するために敷地及び周辺監視区域内外で空間の線量率を連続あるいは定期的に測定するとともに、土壌、葉菜等の陸上試料及び海水、魚類等の海洋試料中の放射性物質濃度を定期的に測定している。</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・保安規定に合わせた、記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 6. 停電対策」より移動）</p> <p>6. 停電対策</p> <p>本施設で停電等の外部電源系の機能喪失（以下、「停電」という。）が生じた時には本施設内に設置された無停電電源設備により電力を供給する。無停電電源設備は警報設備と照明設備の一部に供給し、停電時に必要な警報機能及び照明を確保する。また、無停電電源設備は定期的に点検を行ない常時確実に作動できるように管理する。</p> <p>停電時に無停電電源設備の給電能力を超える設備・機器を使用する場合は、「常陽」のディーゼル発電機から給電を受ける。「常陽」のディーゼル発電機から給電を受けた場合は、管理区域、排気設備、屋内消火栓設備、非常用照明系統、警報系統、通信設備系統が給電される。</p> <p>（【参考】「安全対策書 6. 停電対策」）</p> <p>（前略）</p> <p>無停電電源設備は警報設備と照明設備の一部に供給し、停電時に必要な警報機能及び照明を確保する。また、無停電電源設備は定期的に点検を行ない常時確実に作動できるように管理する。</p> <p>停電時に無停電電源設備の給電能力を超える設備・機器を使用する場合は、「常陽」のディーゼル発電機から給電を受ける。「常陽」のディーゼル発電機から給電を受けた場合は、管理区域、排気設備、屋内消火栓設備、非常用照明系統、警報系統、通信設備系統が給電される。</p>	<p>25. 非常用電源設備</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二十七条 使用前検査対象施設には、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、監視設備その他当該使用前検査対象施設の安全機能を確保するために必要な設備を使用することができるように、必要に応じて非常用電源設備を設けなければならない。</p> </div> <p>本施設で停電等の外部電源系の機能喪失（以下、「停電」という。）が生じた時には本施設内に設置された無停電電源設備により電力を供給する。無停電電源設備は警報設備と照明設備の一部に供給し、停電時に必要な警報機能及び照明を確保する。また、無停電電源設備は定期的に点検を行ない常時確実に作動できるように管理する。</p> <p>停電時に無停電電源設備の給電能力を超える設備・機器を使用する場合は、「常陽」のディーゼル発電機から給電を受ける。「常陽」のディーゼル発電機から給電を受けた場合は、管理区域の排気設備、屋内消火栓設備、非常用照明系統、警報系統、通信設備系統が給電される。</p> <p>26. 通信連絡設備等</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二十八条 使用前検査対象施設が設置される工場等には、設計評価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、警報装置及び通信連絡設備を設けなければならない。</p> <p>2 使用前検査対象施設が設置される工場等には、設計評価事故が発生した場合においてその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、専用通信回線を設けなければならない。</p> <p>3 専用通信回線は、必要に応じて多様性を確保するものでなければならない。</p> </div> <p>警報設備の一部に無停電電源設備から電力を供給し、停電時に必要な警報機能を確保する。また、停電時に無停電電源設備の給電能力を超える設備・機器を使用する場合は、「常陽」のディーゼル発電機から給電を受ける。「常陽」のディーゼル発電機から給電を受けた場合は、警報系統、通信設備系統が給電される。</p>	<p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p> <p>・記載の適正化。</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="151 331 284 363">添付書類 2</p> <p data-bbox="335 737 1071 898">変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</p>	<p data-bbox="1852 331 1982 363">(変更なし)</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>（「安全対策書 8. 最大想定事故時における一般公衆への放射線被ばく評価」より移動）</p> <p>8. 最大想定事故時における一般公衆への放射線被ばく評価</p> <p>8.1 概要</p> <p>本施設は、<u>前述の通り</u>、建家、内装設備等について火災、爆発、臨界、停電等によって、事故が起こらないように設計・建設する。さらに保安規定等により安全対策を厳重に講ずるので、事故が発生する可能性は極めて小さい。しかし、万一これらの事故が発生し、建家外に放射性物質を放出した場合を想定し、一般公衆の放射線被ばく線量を評価する。</p> <p>本施設において取扱う核燃料物質の大部分は密封された燃料要素である。この場合、核燃料物質はステンレス製の被覆管に密封されていることから、通常の手続きで外部へ放出されるようなことはない。また、燃料要素の近傍で火災や爆発が生じた場合でも被覆管が破損しない限り、プルトニウム等の放射性物質が外部にもれ出ることはいない。</p> <p>一方、燃料要素の取り扱い中に落下事故が発生した場合は、被覆管が破損し、プルトニウムを含む核燃料物質が外界に放出され、一般公衆に影響を及ぼすことが考えられる。放出される核燃料物質のうちウランの比放射能はプルトニウムの1万分の1であり、無視できることから、ここではプルトニウム及びアメリシウムによる内部被ばくについて評価する。</p> <p>8.2 事故の想定</p> <p>照射装置組立検査施設の最大想定事故としては、計測線付集合体の落下事故を考え、以下の仮定を設けて、一般公衆への影響を評価する。</p> <p>Aピットで計測線付集合体の組立作業中、クレーンでつり上げた計測線付集合体をピットの底に落下させるという事故が発生するものとする。この時、計測線付き集合体に装荷される燃料要素の被覆管が破損し、その破損口から落下の衝撃によって粉碎された核燃料物質の粉末が周囲に飛散する。さらに、これら破砕粉の一部が排気系を経由してフィルターに達し、フィルターで濾過されたものが排気筒から外気へ飛散されるものとする。</p> <p>8.3 放出量</p> <p>燃料要素が破損したとき飛散する燃料破砕粉全重量及びそのうちエアロゾルとなり得る粒径 10 μm 以下の破砕粉の重量を求める。これに関連して、当機構ではUO₂燃料（ペレット直径 14.7 mm）を充填した燃料要素や集合体を落下及び曲げ試験により破損させたデータを取得している³⁾。これによると、燃料集合体の落下試験により生じた燃料要素の破損は 28 本の燃料要素中 1 本であり、この破損口から約 15 g の破砕粉の飛散があった。また、飛散した破砕粉のうち、粒径 10 μm 以下の粒子の割合は 10⁻⁵ (0.001 wt%) であった。</p>	<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二十二条 使用前検査対象施設は、設計評価事故時において、周辺監視区域の外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> </div> <p>1.1 概要</p> <p>本施設は、建家、内装設備等について火災、爆発、臨界、停電等によって、事故が起こらないように設計・建設する。さらに保安規定等により安全対策を厳重に講ずるので、事故が発生する可能性は極めて小さい。しかし、万一これらの事故が発生し、建家外に放射性物質を放出した場合を想定し、一般公衆の放射線被ばく線量を評価する。</p> <p>本施設において取扱う核燃料物質の大部分は密封された燃料要素である。この場合、核燃料物質はステンレス製の被覆管に密封されていることから、通常の手続きで外部へ放出されるようなことはない。また、燃料要素の近傍で火災や爆発が生じた場合でも被覆管が破損しない限り、プルトニウム等の放射性物質が外部にもれ出ることはいない。</p> <p>一方、燃料要素の取り扱い中に落下事故が発生した場合は、被覆管が破損し、プルトニウムを含む核燃料物質が外界に放出され、一般公衆に影響を及ぼすことが考えられる。放出される核燃料物質のうちウランの比放射能はプルトニウムの1万分の1であり、無視できることから、ここではプルトニウム及びアメリシウムによる内部被ばくについて評価する。</p> <p>1.2 事故の想定</p> <p>照射装置組立検査施設の設計評価事故としては、計測線付集合体の落下事故を考え、以下の仮定を設けて、一般公衆への影響を評価する。</p> <p>Aピットで計測線付集合体の組立作業中、クレーンでつり上げた計測線付集合体をピットの底に落下させるという事故が発生するものとする。この時、<u>計測線付集合体</u>に装荷される燃料要素の被覆管が破損し、その破損口から落下の衝撃によって粉碎された核燃料物質の粉末が周囲に飛散する。さらに、これら破砕粉の一部が排気系を経由してフィルターに達し、フィルターで濾過されたものが排気筒から外気へ飛散されるものとする。</p> <p>1.3 放出量</p> <p>燃料要素が破損したとき飛散する燃料破砕粉全重量及びそのうちエアロゾルとなり得る粒径 10 μm 以下の破砕粉の重量を求める。これに関連して、当機構ではUO₂燃料（ペレット直径 14.7 mm）を充填した燃料要素や集合体を落下及び曲げ試験により破損させたデータを取得している¹⁾。これによると、燃料集合体の落下試験により生じた燃料要素の破損は 28 本の燃料要素中 1 本であり、この破損口から約 15 g の破砕粉の飛散があった。また、飛散した破砕粉のうち、粒径 10 μm 以下の粒子の割合は 10⁻⁵ (0.001 wt%) であった。</p>	<p>・ 気象データの変更及び記載の適正化</p> <p>・ 記載の適正化</p>

変 更 前	変 更 後	備 考																																												
<p>計測線付き集合体に装荷する燃料の仕様は第 8.1 表にとおりで標準的なものであるが、保守的な被ばく評価結果が得られるよう、燃料ペレット外径、プルトニウム濃度は最大値を用いる。計測線付き集合体の燃料ペレット直径は 5.7 mm であり UO₂ 燃料の 1/2 以下であることから、UO₂ 燃料と同様な破損が生じたとしても放出される燃料破砕粉の量は UO₂ 燃料よりも少なくなるものと考えられるが、安全側に 15 g の放出があるとし、さらに 37 本の燃料要素全数が破損したとすると、10 μm 以下の破砕粉の重量は次のとおりとなる。</p> $15\text{g} \times 37 \text{本} \times 10^{-5} = 5.55 \times 10^{-3} \text{g}$ <p>これら 10 μm 以下の核燃料物質粒子は、その全てが排気系統へ移行するとは考えられないが、ここでは安全側にすべての粒子が、排気系統へ移行し高性能フィルター（捕集効率 99.9%）に到達するものとする。</p> <p>以上より、排気筒から放出されるプルトニウムの量は 1.47 μg と算出される。このときの放出する放射能を燃料の組成、比放射能とともに第 8.2 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 8.1 表 燃料仕様</p> <table border="1" data-bbox="353 1045 1110 1545"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>仕 様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料ペレット</td> <td></td> </tr> <tr> <td>外 径 (mm)</td> <td>5.7</td> </tr> <tr> <td>Pu 富化度 (wt %)</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>Pu 組成 (wt %)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu</td> <td>1.2/65.6/22.3/8.8/2.1</td> </tr> <tr> <td>Am-241 濃度</td> <td>Pu-241 の崩壊 1000 日</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料有効長 (cm)</td> <td>約 55</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径 (mm)</td> <td>6.5</td> </tr> <tr> <td>被覆管材質</td> <td>SUS316 相当鋼</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	仕 様	燃料ペレット		外 径 (mm)	5.7	Pu 富化度 (wt %)	30	Pu 組成 (wt %)		²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu	1.2/65.6/22.3/8.8/2.1	Am-241 濃度	Pu-241 の崩壊 1000 日	燃料要素		燃料有効長 (cm)	約 55	被覆管外径 (mm)	6.5	被覆管材質	SUS316 相当鋼	<p>計測線付集合体に装荷する燃料の仕様は第 1.1 表にとおりで標準的なものであるが、保守的な被ばく評価結果が得られるよう、燃料ペレット外径、プルトニウム濃度は最大値を用いる。計測線付集合体の燃料ペレット直径は 5.7 mm であり UO₂ 燃料の 1/2 以下であることから、UO₂ 燃料と同様な破損が生じたとしても放出される燃料破砕粉の量は UO₂ 燃料よりも少なくなるものと考えられるが、安全側に 15 g の放出があるとし、さらに 37 本の燃料要素全数が破損したとすると、10 μm 以下の破砕粉の重量は次のとおりとなる。</p> $15\text{g} \times 37 \text{本} \times 10^{-5} = 5.55 \times 10^{-3} \text{g}$ <p>これら 10 μm 以下の核燃料物質粒子は、その全てが排気系統へ移行するとは考えられないが、ここでは安全側にすべての粒子が、排気系統へ移行し高性能フィルター（捕集効率 99.9%）に到達するものとする。</p> <p>以上より、排気筒から放出されるプルトニウムの量は 1.47 μg と算出される。このときの放出する放射能を燃料の組成、比放射能とともに第 1.2 表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第 1.1 表 燃料仕様</p> <table border="1" data-bbox="1537 1045 2294 1545"> <thead> <tr> <th>項 目</th> <th>仕 様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料ペレット</td> <td></td> </tr> <tr> <td>外 径 (mm)</td> <td>5.7</td> </tr> <tr> <td>Pu 富化度 (wt %)</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>Pu 組成 (wt %)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>²³⁸Pu/²³⁹Pu/²⁴⁰Pu/²⁴¹Pu/²⁴²Pu</td> <td>1.2/65.6/22.3/8.8/2.1</td> </tr> <tr> <td>Am-241 濃度</td> <td>Pu-241 の崩壊 1000 日</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料有効長 (cm)</td> <td>約 55</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径 (mm)</td> <td>6.5</td> </tr> <tr> <td>被覆管材質</td> <td>SUS316 相当鋼</td> </tr> </tbody> </table>	項 目	仕 様	燃料ペレット		外 径 (mm)	5.7	Pu 富化度 (wt %)	30	Pu 組成 (wt %)		²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu	1.2/65.6/22.3/8.8/2.1	Am-241 濃度	Pu-241 の崩壊 1000 日	燃料要素		燃料有効長 (cm)	約 55	被覆管外径 (mm)	6.5	被覆管材質	SUS316 相当鋼	<p>・記載の適正化</p>
項 目	仕 様																																													
燃料ペレット																																														
外 径 (mm)	5.7																																													
Pu 富化度 (wt %)	30																																													
Pu 組成 (wt %)																																														
²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu	1.2/65.6/22.3/8.8/2.1																																													
Am-241 濃度	Pu-241 の崩壊 1000 日																																													
燃料要素																																														
燃料有効長 (cm)	約 55																																													
被覆管外径 (mm)	6.5																																													
被覆管材質	SUS316 相当鋼																																													
項 目	仕 様																																													
燃料ペレット																																														
外 径 (mm)	5.7																																													
Pu 富化度 (wt %)	30																																													
Pu 組成 (wt %)																																														
²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu/ ²⁴⁰ Pu/ ²⁴¹ Pu/ ²⁴² Pu	1.2/65.6/22.3/8.8/2.1																																													
Am-241 濃度	Pu-241 の崩壊 1000 日																																													
燃料要素																																														
燃料有効長 (cm)	約 55																																													
被覆管外径 (mm)	6.5																																													
被覆管材質	SUS316 相当鋼																																													

変 更 前					変 更 後					備 考
第 8.2 表 最大想定事故時における放出放射能					第 1.2 表 設計評価事故時における放出放射能					<ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化 ・半減期の見直しに係る数値の変更
	同位体組成 (wt %)	比放射能 (GBq/g)	Pu 1g 中の放射能 (GBq/g)	放出 Pu 中の放射能 (kBq)		同位体組成 (wt %)	比放射能 (GBq/g)	Pu 1g 中の放射能 (GBq/g)	放出 Pu 中の放射能 (kBq)	
	Pu-238	1.2	6.33×10^2	7.60×10^0	1.12×10^1	Pu-238	1.2	<u>6.34×10^2</u>	<u>7.58×10^0</u>	<u>1.11×10^1</u>
	Pu-239	65.6	2.27×10^0	1.49×10^0	2.19×10^0	Pu-239	65.6	<u>2.30×10^0</u>	<u>1.51×10^0</u>	<u>2.21×10^0</u>
	Pu-240	22.3	8.44×10^0	1.88×10^0	2.77×10^0	Pu-240	22.3	<u>8.41×10^0</u>	<u>1.88×10^0</u>	<u>2.76×10^0</u>
	Pu-241	8.8	3.81×10^3	3.35×10^2	4.93×10^2	Pu-241	8.8	<u>3.84×10^3</u>	<u>3.41×10^2</u>	<u>5.01×10^2</u>
	Pu-242	2.1	1.41×10^{-1}	2.96×10^{-3}	4.35×10^{-3}	Pu-242	2.1	<u>1.46×10^{-1}</u>	<u>3.10×10^{-3}</u>	<u>4.55×10^{-3}</u>
	Am-241	1000 日崩壊	1.27×10^2	1.40×10^0	2.05×10^0	Am-241	1000 日崩壊	<u>1.27×10^2</u>	<u>1.40×10^0</u>	<u>2.05×10^0</u>
<p>8.4 一般公衆への被ばく線量</p> <p>一般公衆への被曝線量を求めるために、まず、最大濃度地点でのプルトニウム各核種の吸入量を求める。このため、排気筒からの拡散を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁴⁾に基づき計算を行う。このときの計算条件を以下に示す。</p> <p>実効放出継続時間 : 1 時間 大気安定度 : F 型 放出源の有効高さ : 地上放出 放出源での風速 : 2 m/s</p> <p>大気安定度については、周辺監視区域境界で相対濃度 (X/Q) が最大となる F 型とする。放出源の有効高さについても安全側となるよう地上放出する。</p> <p>拡散による相対濃度の計算は、上述の条件が継続すると仮定して、指針記載の次式で行うことができる。</p> $X/Q = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot u} \cdot \exp\left(\frac{-H^2}{2\sigma_z^2}\right)$ <p>ここで、 X/Q: 相対濃度 (s/m³) σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : " z " (m) u : 風速 (m/s)</p>					<p>1.4 一般公衆への被ばく線量</p> <p>一般公衆への被ばく線量を求めるために、まず、最大濃度地点でのプルトニウム各核種の吸入量を求める。このため、排気筒からの拡散を敷地内における 2009 年から 2013 年の 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」²⁾に基づき計算を行う。このときの相対濃度の計算方法及び計算条件を以下に示す。</p> <p>計算方法</p> <p>(i) 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間をもとに、方位別に周辺監視区域境界外で最大となる着目地点について求める。</p> <p>(ii) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を 5 年間について小さい方から累積した場合、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度とする。</p> <p>(iii) 上記 (ii) で求めた相対濃度のうちで最大のものを線量計算に用いる。</p> <p>計算条件</p> <p>実効放出継続時間 : 1 時間 放出源の有効高さ : <u>排気筒放出 (地上 25m)</u></p> <p>拡散による相対濃度の計算は、<u>短時間放出の場合、方位内で風向が一定と仮定して</u>、指針記載の次式で行うことができる。</p> $\chi/Q = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot u} \cdot \exp\left(\frac{-H^2}{2\sigma_z^2}\right)$ <p>ここで、 χ/Q : 相対濃度 (s/m³) σ_y : 濃度分布の y 方向の拡がりパラメータ (m) σ_z : " z " (m) u : 風速 (m/s)</p>					<ul style="list-style-type: none"> ・気象データの変更に伴う記載の変更
										<ul style="list-style-type: none"> ・記載の適正化

変 更 前	変 更 後	備 考																																																																																																																
<p>H :放出源の有効高さ (m)</p> <p>また、粒子状の放射性物質の呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は次式により求める。</p> $H_H = \sum_i DFH_i \times \frac{X}{Q} \times Ma \times Q_i$ <p>H_H : 放射性物質の呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (mSv) DFH_i : 核種 i の呼吸摂取における実効線量への換算係数 (mSv/Bq) Ma : 呼吸率 (m³/h) Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>以上の計算により、風下130mの地点で最大の相対濃度 1.1×10^{-2} s/m³ が出現する。この結果から、一般公衆の事故時における呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は第8.3表に示すとおり $4.7 \mu\text{Sv}$ であり、周辺の公衆に与えるリスクは十分小さい。</p> <p style="text-align: center;">第8.3表 最大想定事故時における一般公衆の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="154 1073 1264 1581"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>相対濃度 (s/m³)</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>呼吸率⁵⁾ (m³/h)</th> <th>吸入量 (Bq)</th> <th>線量換算計数 (mSv/Bq)</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pu-238</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>3.11</td> <td>1.2</td> <td>4.1×10^{-2}</td> <td>4.6×10^{-2}</td> <td>1.9×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>0.61</td> <td>1.2</td> <td>8.0×10^{-3}</td> <td>5.0×10^{-2}</td> <td>4.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Pu-240</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>0.77</td> <td>1.2</td> <td>1.0×10^{-2}</td> <td>5.0×10^{-2}</td> <td>5.1×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Pu-241</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>1.37×10^2</td> <td>1.2</td> <td>1.8×10^0</td> <td>9.0×10^{-4}</td> <td>1.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>Pu-242</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>1.21×10^{-3}</td> <td>1.2</td> <td>1.6×10^{-5}</td> <td>4.8×10^{-2}</td> <td>7.7×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Am-241</td> <td>1.1×10^{-2}</td> <td>0.57</td> <td>1.2</td> <td>7.5×10^{-3}</td> <td>4.2×10^{-2}</td> <td>3.2×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>合計</td> <td>4.7×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>(「安全対策書 9. 参考文献」より移動) ³⁾ 動燃事業団資料；「「ふげん」燃料安全性評価試験－落下試験および衝撃試験の抜粋－」、PNC ZN3410 89-004, (1989) ⁴⁾ 原子力安全委員会安全審査指針；「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」平成元年3月27日 ⁵⁾ 原子力安全委員会安全審査指針；「発電用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日</p>	核種	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (Bq/s)	呼吸率 ⁵⁾ (m ³ /h)	吸入量 (Bq)	線量換算計数 (mSv/Bq)	実効線量 (mSv)	Pu-238	1.1×10^{-2}	3.11	1.2	4.1×10^{-2}	4.6×10^{-2}	1.9×10^{-3}	Pu-239	1.1×10^{-2}	0.61	1.2	8.0×10^{-3}	5.0×10^{-2}	4.0×10^{-4}	Pu-240	1.1×10^{-2}	0.77	1.2	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	5.1×10^{-4}	Pu-241	1.1×10^{-2}	1.37×10^2	1.2	1.8×10^0	9.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}	Pu-242	1.1×10^{-2}	1.21×10^{-3}	1.2	1.6×10^{-5}	4.8×10^{-2}	7.7×10^{-7}	Am-241	1.1×10^{-2}	0.57	1.2	7.5×10^{-3}	4.2×10^{-2}	3.2×10^{-4}						合計	4.7×10^{-3}	<p>H :放出源の有効高さ (m)</p> <p>また、粒子状の放射性物質の呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は次式により求める。</p> $H_H = \sum_i DFH_i \times \frac{X}{Q} \times Ma \times Q_i$ <p>H_H : 放射性物質の呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (mSv) DFH_i : 核種 i の呼吸摂取における実効線量への換算係数 (mSv/Bq) Ma : 呼吸率 (m³/h) Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)</p> <p>以上の計算により、<u>周辺監視区域境界外における相対濃度の最大値が出現する方位は東約160mの地点であり、最大の相対濃度 3.69×10^{-4} s/m³ が出現する。</u>この結果から、一般公衆の事故時における呼吸摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は第1.3表に示すとおり <u>$0.16 \mu\text{Sv}$</u> であり、周辺の公衆に与えるリスクは十分小さい。</p> <p style="text-align: center;">第1.3表 設計評価事故時における一般公衆の実効線量</p> <table border="1" data-bbox="1341 1066 2475 1575"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>相対濃度 (s/m³)</th> <th>放出率 (Bq/s)</th> <th>呼吸率³⁾ (m³/h)</th> <th>吸入量 (Bq)</th> <th>線量換算係数⁴⁾⁵⁾ (mSv/Bq)</th> <th>実効線量 (mSv)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Pu-238</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>3.09</u></td> <td>1.2</td> <td><u>1.4×10^{-3}</u></td> <td>4.6×10^{-2}</td> <td><u>6.3×10^{-5}</u></td> </tr> <tr> <td>Pu-239</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>0.61</u></td> <td>1.2</td> <td><u>2.7×10^{-4}</u></td> <td>5.0×10^{-2}</td> <td><u>1.4×10^{-5}</u></td> </tr> <tr> <td>Pu-240</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>0.77</u></td> <td>1.2</td> <td><u>3.4×10^{-4}</u></td> <td>5.0×10^{-2}</td> <td><u>1.7×10^{-5}</u></td> </tr> <tr> <td>Pu-241</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>1.39×10^2</u></td> <td>1.2</td> <td><u>6.2×10^{-2}</u></td> <td>9.0×10^{-4}</td> <td><u>5.5×10^{-5}</u></td> </tr> <tr> <td>Pu-242</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>1.26×10^{-3}</u></td> <td>1.2</td> <td><u>5.6×10^{-7}</u></td> <td>4.8×10^{-2}</td> <td><u>2.7×10^{-8}</u></td> </tr> <tr> <td>Am-241</td> <td><u>3.69×10^{-4}</u></td> <td><u>0.57</u></td> <td>1.2</td> <td><u>2.5×10^{-4}</u></td> <td>4.2×10^{-2}</td> <td><u>1.1×10^{-5}</u></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>合計</td> <td><u>1.6×10^{-4}</u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>1.5 参考文献</u> ¹⁾ 動燃事業団資料；「「ふげん」燃料安全性評価試験－落下試験および衝撃試験の抜粋－」、PNC TN3410 89-004, (1989) ²⁾ 原子力安全委員会安全審査指針；「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」平成元年3月27日 ³⁾ 原子力安全委員会安全審査指針；「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日</p>	核種	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (Bq/s)	呼吸率 ³⁾ (m ³ /h)	吸入量 (Bq)	線量換算係数 ⁴⁾⁵⁾ (mSv/Bq)	実効線量 (mSv)	Pu-238	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>3.09</u>	1.2	<u>1.4×10^{-3}</u>	4.6×10^{-2}	<u>6.3×10^{-5}</u>	Pu-239	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.61</u>	1.2	<u>2.7×10^{-4}</u>	5.0×10^{-2}	<u>1.4×10^{-5}</u>	Pu-240	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.77</u>	1.2	<u>3.4×10^{-4}</u>	5.0×10^{-2}	<u>1.7×10^{-5}</u>	Pu-241	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>1.39×10^2</u>	1.2	<u>6.2×10^{-2}</u>	9.0×10^{-4}	<u>5.5×10^{-5}</u>	Pu-242	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>1.26×10^{-3}</u>	1.2	<u>5.6×10^{-7}</u>	4.8×10^{-2}	<u>2.7×10^{-8}</u>	Am-241	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.57</u>	1.2	<u>2.5×10^{-4}</u>	4.2×10^{-2}	<u>1.1×10^{-5}</u>						合計	<u>1.6×10^{-4}</u>	<p>・気象データの変更に伴う記載の変更</p> <p>・気象データ、半減期の変更及び誤記の修正。</p> <p>・記載の適正化</p>
核種	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (Bq/s)	呼吸率 ⁵⁾ (m ³ /h)	吸入量 (Bq)	線量換算計数 (mSv/Bq)	実効線量 (mSv)																																																																																																												
Pu-238	1.1×10^{-2}	3.11	1.2	4.1×10^{-2}	4.6×10^{-2}	1.9×10^{-3}																																																																																																												
Pu-239	1.1×10^{-2}	0.61	1.2	8.0×10^{-3}	5.0×10^{-2}	4.0×10^{-4}																																																																																																												
Pu-240	1.1×10^{-2}	0.77	1.2	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	5.1×10^{-4}																																																																																																												
Pu-241	1.1×10^{-2}	1.37×10^2	1.2	1.8×10^0	9.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}																																																																																																												
Pu-242	1.1×10^{-2}	1.21×10^{-3}	1.2	1.6×10^{-5}	4.8×10^{-2}	7.7×10^{-7}																																																																																																												
Am-241	1.1×10^{-2}	0.57	1.2	7.5×10^{-3}	4.2×10^{-2}	3.2×10^{-4}																																																																																																												
					合計	4.7×10^{-3}																																																																																																												
核種	相対濃度 (s/m ³)	放出率 (Bq/s)	呼吸率 ³⁾ (m ³ /h)	吸入量 (Bq)	線量換算係数 ⁴⁾⁵⁾ (mSv/Bq)	実効線量 (mSv)																																																																																																												
Pu-238	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>3.09</u>	1.2	<u>1.4×10^{-3}</u>	4.6×10^{-2}	<u>6.3×10^{-5}</u>																																																																																																												
Pu-239	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.61</u>	1.2	<u>2.7×10^{-4}</u>	5.0×10^{-2}	<u>1.4×10^{-5}</u>																																																																																																												
Pu-240	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.77</u>	1.2	<u>3.4×10^{-4}</u>	5.0×10^{-2}	<u>1.7×10^{-5}</u>																																																																																																												
Pu-241	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>1.39×10^2</u>	1.2	<u>6.2×10^{-2}</u>	9.0×10^{-4}	<u>5.5×10^{-5}</u>																																																																																																												
Pu-242	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>1.26×10^{-3}</u>	1.2	<u>5.6×10^{-7}</u>	4.8×10^{-2}	<u>2.7×10^{-8}</u>																																																																																																												
Am-241	<u>3.69×10^{-4}</u>	<u>0.57</u>	1.2	<u>2.5×10^{-4}</u>	4.2×10^{-2}	<u>1.1×10^{-5}</u>																																																																																																												
					合計	<u>1.6×10^{-4}</u>																																																																																																												

変 更 前	変 更 後	備 考
(記載なし)	<p>4) <u>ICRP Publication 71, Ann. ICRP, Vol.25 No.3-4, 1995</u></p> <p>5) <u>ICRP Publication 72, Ann. ICRP, Vol.26 No.1, 1995</u></p> <p><u>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二十九条 使用前検査対象施設は、発生頻度が設計評価事故より低い事故であって、当該使用前検査対象施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p> </div> <p>本申請の対象外。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・参考文献の追加 ・参考文献の追加 ・記載の適正化

変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="151 331 281 363">添付書類 3</p> <p data-bbox="537 737 931 856">変更に係る核燃料物質の使用に 必要な技術的能力に関する説明書</p>	<p data-bbox="1852 331 1979 363">(変更なし)</p>	<p data-bbox="2525 331 2813 405">・本申請において、該当 する項目はない</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
(記載なし)	<p data-bbox="1338 331 1466 363"><u>添付書類4</u></p> <p data-bbox="1576 737 2199 768"><u>変更後における使用施設等の保安のための業務に係る</u></p> <p data-bbox="1626 827 2148 858"><u>品質管理に必要な体制の整備に関する説明書</u></p>	<p data-bbox="2525 323 2822 386">・記載の適正化（共通編の引用）</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
(記載なし)	<u>共通編に記載</u>	・記載の適正化（共通編の引用）

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～5
添付書類1	添	1-1～2
添付書類2	添	2-1～4
添付書類3	添	3-1～2
添付書類4	添	4-1～2

固体廃棄物前処理施設

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">大洗研究所（南地区） 施設編</p> <p style="text-align: center;">固体廃棄物前処理施設（施設番号 1 2）</p>	<p style="text-align: center;">大洗研究所（南地区） 施設編</p> <p style="text-align: center;">固体廃棄物前処理施設（施設番号 1 2）</p>	

変更前	変更後	変更理由
目次	目次	
1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 1	1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 1	
2. 使用の目的及び方法 1	2. 使用の目的及び方法 1	
3. 核燃料物質の種類 1	3. 核燃料物質の種類 1	
4. 使用の場所 1	4. 使用の場所 1	
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 2	5. 予定使用期間及び年間予定使用量 2	
6. 使用済燃料の処分の方法 2	6. 使用済燃料の処分の方法 2	
7. 使用施設の位置、構造及び設備 2	7. 使用施設の位置、構造及び設備 2	
7-1 使用施設の位置 2	7-1 使用施設の位置 2	
7-2 使用施設の構造 2	7-2 使用施設の構造 2	
7-3 使用施設の設備 2	7-3 使用施設の設備 2	
8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 3	8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 3	
8-1 貯蔵施設の位置 3	8-1 貯蔵施設の位置 3	
8-2 貯蔵施設の構造 3	8-2 貯蔵施設の構造 3	
8-3 貯蔵施設の設備 3	8-3 貯蔵施設の設備 3	
9. 廃棄施設の位置、構造及び設備 4	9. 廃棄施設の位置、構造及び設備 4	
9-1 気体廃棄施設 4	9-1 気体廃棄施設 4	
9-1-1 気体廃棄施設の位置 4	9-1-1 気体廃棄施設の位置 4	
9-1-2 気体廃棄施設の構造 4	9-1-2 気体廃棄施設の構造 4	
9-1-3 気体廃棄施設の設備 4	9-1-3 気体廃棄施設の設備 4	
9-2 液体廃棄施設 5	9-2 液体廃棄施設 5	
9-2-1 液体廃棄施設の位置 5	9-2-1 液体廃棄施設の位置 5	
9-2-2 液体廃棄施設の構造 5	9-2-2 液体廃棄施設の構造 5	
9-2-3 液体廃棄施設の設備 5	9-2-3 液体廃棄施設の設備 5	
9-3 固体廃棄施設 6	9-3 固体廃棄施設 6	
9-3-1 固体廃棄施設の位置 6	9-3-1 固体廃棄施設の位置 6	
9-3-2 固体廃棄施設の構造 6	9-3-2 固体廃棄施設の構造 6	
9-3-3 保管廃棄施設の構造 7	9-3-3 保管廃棄施設の構造 7	
9-3-4 固体廃棄施設の設備 8	9-3-4 固体廃棄施設の設備 8	
9-3-5 保管廃棄施設の設備 12	9-3-5 保管廃棄施設の設備 12	
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 13	10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 13	

変更前	変更後	変更理由
1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 (省略) 2. 使用の目的及び方法 (省略) 3. 核燃料物質の種類 (省略) 4. 使用の場所 (省略) 5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (省略) 6. 使用済燃料の処分の方法 (省略) 7. 使用施設の位置、構造及び設備 (省略) 8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 (省略) 9. 廃棄施設の位置、構造及び設備 (省略) 10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (省略)	1. 名称及び住所並びに代表者の氏名 (変更なし) 2. 使用の目的及び方法 (変更なし) 3. 核燃料物質の種類 (変更なし) 4. 使用の場所 (変更なし) 5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (変更なし) 6. 使用済燃料の処分の方法 (変更なし) 7. 使用施設の位置、構造及び設備 (変更なし) 8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 (変更なし) 9. 廃棄施設の位置、構造及び設備 (変更なし) 10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
本文表リスト (省略)	本文表リスト (変更なし)	
表1 管理区域の負圧と換気回数 (省略)	表1 管理区域の負圧と換気回数 (変更なし)	
表2 排気設備 (省略)	表2 排気設備 (変更なし)	
表3 液体廃棄設備 (省略)	表3 液体廃棄設備 (変更なし)	
表4 建家内区分 (省略)	表4 建家内区分 (変更なし)	
表5 セルの概要 (省略)	表5 セルの概要 (変更なし)	
表6(1) 各室の機能 (省略)	表6(1) 各室の機能 (変更なし)	
表6(2) 各室の機能 (省略)	表6(2) 各室の機能 (変更なし)	
表7(1) セル設備及び機器 (省略)	表7(1) セル設備及び機器 (変更なし)	
表7(2) セル設備及び機器 (省略)	表7(2) セル設備及び機器 (変更なし)	
表7(3) セル設備及び機器 (省略)	表7(3) セル設備及び機器 (変更なし)	
表8 αホール設備及び機器 (省略)	表8 αホール設備及び機器 (変更なし)	
表9 共通設備 (省略)	表9 共通設備 (変更なし)	
表10 運転管理設備 (省略)	表10 運転管理設備 (変更なし)	
表11(1) 主要警報設備 (省略)	表11(1) 主要警報設備 (変更なし)	
表11(2) 主要警報設備 (省略)	表11(2) 主要警報設備 (変更なし)	
表11(3) 主要警報設備 (省略)	表11(3) 主要警報設備 (変更なし)	
表12 主要インターロック (省略)	表12 主要インターロック (変更なし)	
表13 放射線管理用機器 (省略)	表13 放射線管理用機器 (変更なし)	
表14 非常用電源設備 (省略)	表14 非常用電源設備 (変更なし)	
本文図リスト (省略)	本文図リスト (変更なし)	
図1 建家地階平面図 (省略)	図1 建家地階平面図 (変更なし)	
図2 建家1階平面図 (省略)	図2 建家1階平面図 (変更なし)	
図3 建家2階平面図 (省略)	図3 建家2階平面図 (変更なし)	
図4 建家3階平面図 (省略)	図4 建家3階平面図 (変更なし)	
図5 建家断面図 (省略)	図5 建家断面図 (変更なし)	
図6 換気設備系統図 (省略)	図6 換気設備系統図 (変更なし)	
図7 廃液処理設備系統図 (省略)	図7 廃液処理設備系統図 (変更なし)	
図8 廃液処理設備配置図 (省略)	図8 廃液処理設備配置図 (変更なし)	
図9 固化設備系統図 (省略)	図9 固化設備系統図 (変更なし)	
図10 固化設備グローブボックス概略図 (省略)	図10 固化設備グローブボックス概略図 (変更なし)	
図11 固化セル概略図 (省略)	図11 固化セル概略図 (変更なし)	
図12 濃縮液固化容器概略図 (省略)	図12 濃縮液固化容器概略図 (変更なし)	
図13 セル正面図及び断面図(1) (省略)	図13 セル正面図及び断面図(1) (変更なし)	
図14 セル正面図及び断面図(2) (省略)	図14 セル正面図及び断面図(2) (変更なし)	
図15 セル及びホール図 (窓、扉、ポート配置図) (省略)	図15 セル及びホール図 (窓、扉、ポート配置図) (変更なし)	
図16 セル及びホール図 (天井ハッチ、天井ポート配置図) (省略)	図16 セル及びホール図 (天井ハッチ、天井ポート配置図) (変更なし)	
図17 基本処理工程図 (省略)	図17 基本処理工程図 (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
図18 フロッグマン設備系統図 (省略)	図18 フロッグマン設備系統図 (変更なし)	
図19 フロッグマン設備概略図 (省略)	図19 フロッグマン設備概略図 (変更なし)	
図20 気送管設備グローブボックス概略図 (省略)	図20 気送管設備グローブボックス概略図 (変更なし)	
図21 除染設備グローブボックス概略図 (省略)	図21 除染設備グローブボックス概略図 (変更なし)	
図22 セル及びホール内機器配置図 (省略)	図22 セル及びホール内機器配置図 (変更なし)	
図23 放射線管理機器地階配置図 (省略)	図23 放射線管理機器地階配置図 (変更なし)	
図24 放射線管理機器1階配置図 (省略)	図24 放射線管理機器1階配置図 (変更なし)	
図25 放射線管理機器2階配置図 (省略)	図25 放射線管理機器2階配置図 (変更なし)	
図26 放射線管理機器3階配置図 (省略)	図26 放射線管理機器3階配置図 (変更なし)	
図27 保管廃棄施設配置図 (建家1階平面図) (省略)	図27 保管廃棄施設配置図 (建家1階平面図) (変更なし)	
図28 保管廃棄施設配置図 (建家2階平面図) (省略)	図28 保管廃棄施設配置図 (建家2階平面図) (変更なし)	
図29 保管廃棄施設配置図 (建家3階平面図) (省略)	図29 保管廃棄施設配置図 (建家3階平面図) (変更なし)	

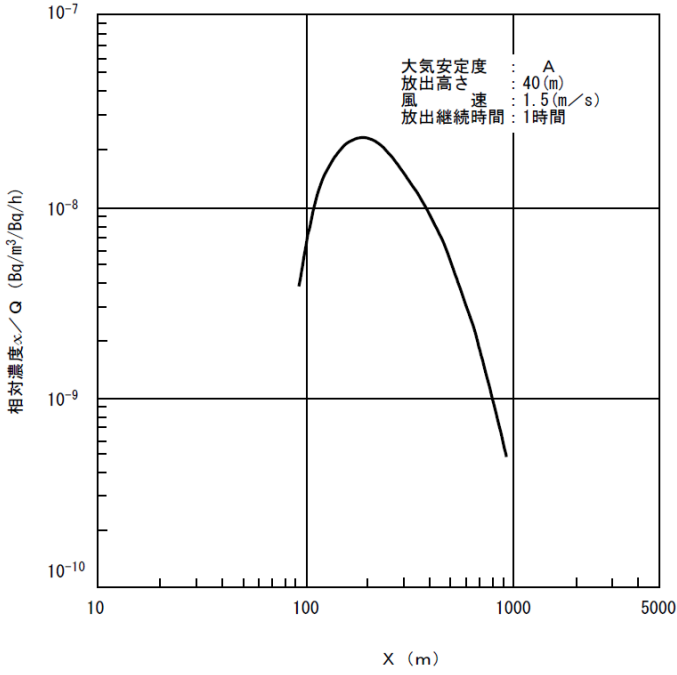
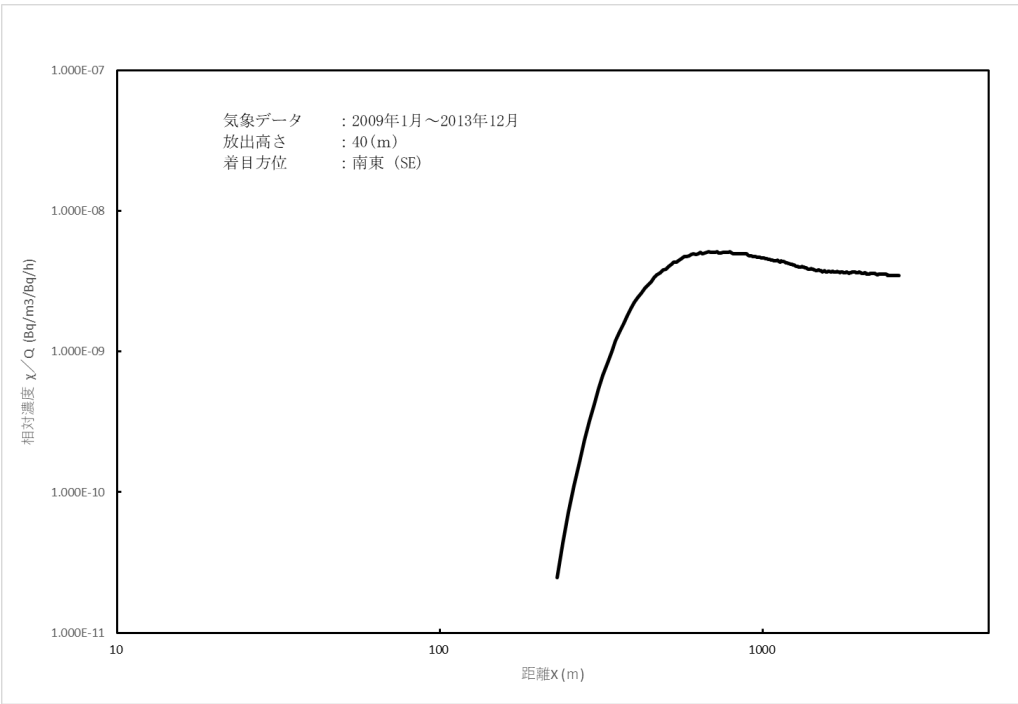
変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類1</p> <p>変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p>添付書類 1</p> <p>変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	

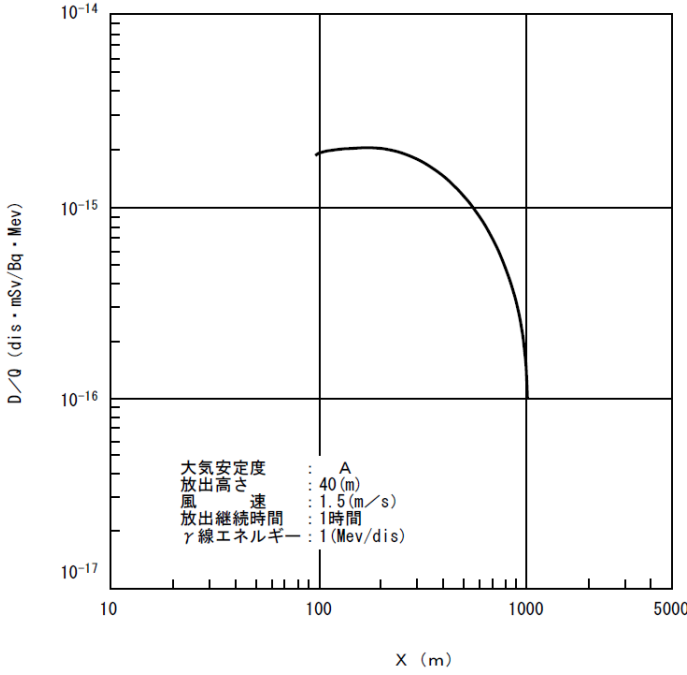
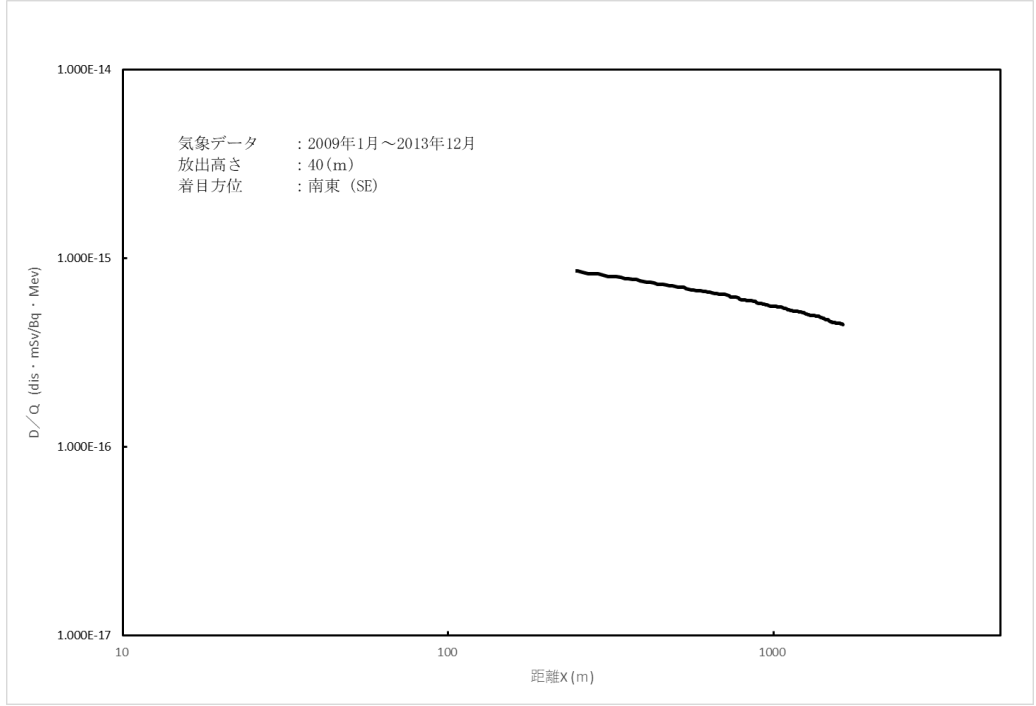
変更前	変更後	変更理由
1. 閉じ込めの機能 (省略)	1. 閉じ込めの機能 (変更無し)	
2. 遮蔽 (省略)	2. 遮蔽 (変更無し)	
3. 火災等による損傷の防止 (省略)	3. 火災等による損傷の防止 (変更無し)	
4. 立入りの防止 (省略)	4. 立入りの防止 (変更無し)	
5. 自然現象による影響の考慮 (省略)	5. 自然現象による影響の考慮 (変更無し)	
6. 核燃料物質の臨界の防止 (省略)	6. 核燃料物質の臨界の防止 (変更無し)	
7. 使用前検査対象施設の地盤 (省略)	7. 使用前検査対象施設の地盤 (変更無し)	
8. 地震による損傷の防止 (省略)	8. 地震による損傷の防止 (変更無し)	
9. 津波による損傷の防止 (省略)	9. 津波による損傷の防止 (変更無し)	
10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (省略)	10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (変更無し)	
11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (省略)	11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (変更無し)	
12. 溢水による損傷の防止 (省略)	12. 溢水による損傷の防止 (変更無し)	
13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (省略)	13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (変更無し)	
14. 飛散物による損傷の防止 (省略)	14. 飛散物による損傷の防止 (変更無し)	
15. 重要度に応じた安全機能の確保 (省略)	15. 重要度に応じた安全機能の確保 (変更無し)	
16. 環境条件を考慮した設計 (省略)	16. 環境条件を考慮した設計 (変更無し)	
17. 検査等を考慮した設計 (省略)	17. 検査等を考慮した設計 (変更無し)	
18. 使用前検査対象施設の共用 (省略)	18. 使用前検査対象施設の共用 (変更無し)	
19. 誤操作の防止 (省略)	19. 誤操作の防止 (変更無し)	
20. 安全避難通路等 (省略)	20. 安全避難通路等 (変更無し)	
21. 貯蔵施設 (省略)	21. 貯蔵施設 (変更無し)	
22. 廃棄施設 (省略)	22. 廃棄施設 (変更無し)	
23. 汚染を検査するための設備 (省略)	23. 汚染を検査するための設備 (変更無し)	
24. 監視設備 (省略)	24. 監視設備 (変更無し)	
25. 非常用電源設備 (省略)	25. 非常用電源設備 (変更無し)	
26. 通信連絡設備等 (省略)	26. 通信連絡設備等 (変更無し)	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類2</p> <p>変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</p>	<p>添付書類2</p> <p>変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に応ずる災害防止の措置に関する説明書</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (省略)</p> <p>1.1 事故の想定 (省略)</p> <p>1.2 線量評価 (省略)</p> <p>1.2.1 計算条件 (省略)</p> <p>1.2.2 線量の推定</p> <p>周辺住民の線量を評価するために、最大濃度地点における内部被ばくによる線量及び最大線量地点における外部被ばくによる線量を求めた。</p> <p>気象条件及び放出条件は次のとおりとした。</p> <p>大気安定度 : A 型</p> <p>風速 : 1.5 m/s</p> <p>放出高さ : 40 m</p> <p>放出継続時間 : 1 時間</p> <p>(1) 内部被ばくによる実効線量</p> <p>イ. 計算方法</p> <p>放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める²⁾。</p> $H_H = \sum_i DFH_i \cdot (\chi/Q) \cdot Ma \cdot Q_i \cdot t$ <p>H_H : 吸入摂取による実効線量 [Sv]</p> <p>DFH_i : 核種 i の吸入摂取による実効線量換算係数²⁾ [Sv/Bq]</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 [Bq/m³/Bq/h]</p> <p>Ma : 呼吸率 [m³/h] [1.2]²⁾</p> <p>Q_i : 核種 i の放出量 [Bq/h]</p> <p>t : 放出継続時間 [h]</p> <p>ロ. 計算結果</p> <p>相対濃度 χ/Q の最大値は、図1.1に示すとおり本施設から 200m の地点に生じ、2.1×10^{-8} [Bq/m³/Bq/h] となる。</p> <p>本施設の風下軸距離 x と相対濃度 χ/Q の関係を図1.1に示す。</p> <p>周辺住民の事故時における吸入摂取による内部被ばくによる線量を表1.2に示す。</p> <p>これらの値は、核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量²⁾と比較しても極めて低い。</p> <p>(2) 放射性雲の外部被ばくによる実効線量</p>	<p>1. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (変更なし)</p> <p>1.1 事故の想定 (変更なし)</p> <p>1.2 線量評価 (変更なし)</p> <p>1.2.1 計算条件 (変更なし)</p> <p>1.2.2 線量の推定</p> <p>周辺住民の線量を評価するために、最大濃度地点における内部被ばくによる線量及び最大線量地点における外部被ばくによる線量を求めた。</p> <p><u>評価は、施設から放出された放射性物質が気象条件に従って拡散するものとして、相対濃度又は相対線量の最大値を用いて計算し、線量換算係数を乗じて実効線量等を算出する。放射性物質の相対濃度及び相対線量は、気象指針³⁾を準用し、相対濃度及び相対線量を求めるための気象データは、2009年1月から2013年12月までの5年間の大洗地区における実測値を使用する。また、相対濃度及び相対線量ともに、環境被ばく線量評価コード(EDAS)⁴⁾によって求める。</u></p> <p><u>計算条件は次のとおりとした。</u></p> <p>放出高さ : 40 m</p> <p>放出継続時間 : 1 時間</p> <p>(1) 内部被ばくによる実効線量</p> <p>イ. 計算方法</p> <p>放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める²⁾。</p> $H_H = \sum_i DFH_i \cdot (\chi/Q) \cdot Ma \cdot Q_i \cdot t$ <p>H_H : 吸入摂取による実効線量 [Sv]</p> <p>DFH_i : 核種 i の吸入摂取による実効線量換算係数²⁾ [Sv/Bq]</p> <p>(χ/Q) : 相対濃度 [(Bq/m³)/(Bq/h)]</p> <p>Ma : 呼吸率 [m³/h] [1.2]²⁾</p> <p>Q_i : 核種 i の放出量 [Bq/h]</p> <p>t : 放出継続時間 [h]</p> <p>ロ. 計算結果</p> <p>相対濃度 χ/Q の最大値は、図1.1に示すとおり本施設から 南東 720m の地点に生じ、5.2×10^{-9} [(Bq/m³)/(Bq/h)] となる。</p> <p>本施設の風下軸距離 x と相対濃度 χ/Q の関係を図1.1に示す。</p> <p>周辺住民の事故時における吸入摂取による内部被ばくによる線量を表1.2に示す。</p> <p>これらの値は、核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量²⁾と比較しても極めて低い。</p> <p>(2) 放射性雲の外部被ばくによる実効線量</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更及び記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ。)</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更及び記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>イ. 計算方法 放射性雲のγ線外部被ばくによる実効線量は次式により計算した⁹⁾。</p> $D_{\gamma} = \sum_i E_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot (D/Q) \cdot F_x$ <p>D_{γ} : 核種 i のγ線による外部被ばくによる実効線量 [Sv] $E_{\gamma i}$: 核種 i のγ線実効エネルギー [MeV/dis] Q_i : 核種 i の放出量 [Bq] (D/Q) : 相対線量 [dis・Sv/Bq・MeV] F_x : 吸収線量に対するビルドアップ係数を実効線量に対するビルドアップ係数にする換算係数⁹⁾</p> <p>ロ. 計算結果 相対線量D/Qの最大値は図1.2に示すとおり本施設から <u>150m</u>の地点に生じる。周辺住民の事故時における外部被ばくによる実効線量は<u>7.8×10^{-15}Sv</u>と推定される。</p> <p>参考文献 1) H. J. Dunster ; “Surface Contamination Measurements as an Index of Control of Radioactive Materials” Health Physics Vol.8 (1962) 2) B. A. J. Lister ; “非常事故措置および事故の経験” 日本保健物理協議会ニュース 1964-9-1 No10~12 3) 原子力安全委員会 ; “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” (2001) 4) 原子力安全委員会 ; “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針” (2001) 5) 原子力安全委員会 ; “核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について” (2001) 6) ICRP ; “The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public” Version One (1999) 7) 原子力安全委員会 ; “発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針” (2001) 8) 原子力安全委員会 ; “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” (2001) 9) 坂本幸夫、遠藤章、津田修一、高橋史明、山口智弘 ; “実効線量評価のための光子・中性子・ベータ制動放射線に対するしゃへい計算定数” JAERI-Data/Code 2000-044</p>	<p>イ. 計算方法 放射性雲のγ線外部被ばくによる実効線量は次式により計算した⁹⁾。</p> $D_{\gamma} = \sum_i E_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot (D/Q) \cdot F_x$ <p>D_{γ} : 核種 i のγ線による外部被ばくによる実効線量 [Sv] $E_{\gamma i}$: 核種 i のγ線実効エネルギー [MeV/dis] Q_i : 核種 i の放出量 [Bq] (D/Q) : 相対線量 [(dis・mSv)/(Bq・MeV)] F_x : 吸収線量に対するビルドアップ係数を実効線量に対するビルドアップ係数にする換算係数¹⁰⁾</p> <p>ロ. 計算結果 相対線量D/Qの最大値は図1.2に示すとおり本施設から <u>南東 240m</u>の地点に生じる。周辺住民の事故時における外部被ばくによる実効線量は<u>9.6×10^{-16}mSv</u>と推定される。</p> <p>参考文献 (変更なし) 1) H. J. Dunster ; “Surface Contamination Measurements as an Index of Control of Radioactive Materials” Health Physics Vol.8 (1962) 2) B. A. J. Lister ; “非常事故措置および事故の経験” 日本保健物理協議会ニュース 1964-9-1 No10~12 3) 原子力安全委員会 ; “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針” (2001) 4) JAERI-Data/Code 2003-006 ; 環境被ばく線量評価コード(EDAS)の開発(2003) 5) 原子力安全委員会 ; “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” (2001) 6) 原子力安全委員会 ; “核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について” (2001) 7) ICRP ; “The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public” Version One (1999) 8) 原子力安全委員会 ; “発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針” (2001) 9) 原子力安全委員会 ; “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” (2001) 10) 坂本幸夫、遠藤章、津田修一、高橋史明、山口智弘 ; “実効線量評価のための光子・中性子・ベータ制動放射線に対するしゃへい計算定数” JAERI-Data/Code 2000-044</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更</p> <p>・記載の適正化</p> <p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ。)</p> <p>・気象条件の見直しに伴う資料の追加及び番号の変更 (以下、同じ。)</p>

変更前	変更後	変更理由																																				
<p>表1.1 事故時における放射性物質のセル内滞留量、空气中放射性物質濃度及び排気筒からの放出量 (省略)</p> <p>表1.2 事故時の呼吸摂取に起因する内部被ばくによる線量</p> <table border="1" data-bbox="97 405 1276 674"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th rowspan="2">実効線量 [Sv]</th> <th colspan="3">等価線量 [Sv]</th> </tr> <tr> <th>骨表面</th> <th>肺</th> <th>肝</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コバルト-60</td> <td>2.1×10^{-12}</td> <td>6.2×10^{-13}</td> <td>1.2×10^{-11}</td> <td>1.3×10^{-12}</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム-239</td> <td>3.3×10^{-10}</td> <td>1.2×10^{-9}</td> <td>5.8×10^{-10}</td> <td>2.6×10^{-10}</td> </tr> </tbody> </table> <p>化学形は「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に基づくものを用いた。</p> <p>図1.1 風下軸上距離X対相対濃度 χ/Q</p> 	核種	実効線量 [Sv]	等価線量 [Sv]			骨表面	肺	肝	コバルト-60	2.1×10^{-12}	6.2×10^{-13}	1.2×10^{-11}	1.3×10^{-12}	プルトニウム-239	3.3×10^{-10}	1.2×10^{-9}	5.8×10^{-10}	2.6×10^{-10}	<p>表1.1 事故時における放射性物質のセル内滞留量、空气中放射性物質濃度及び排気筒からの放出量 (変更なし)</p> <p>表1.2 事故時の呼吸摂取に起因する内部被ばくによる線量</p> <table border="1" data-bbox="1377 405 2543 674"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核種</th> <th rowspan="2">実効線量 [Sv]</th> <th colspan="3">等価線量 [Sv]</th> </tr> <tr> <th>骨表面</th> <th>肺</th> <th>肝</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コバルト-60</td> <td>5.2×10^{-13}</td> <td>1.6×10^{-13}</td> <td>3.0×10^{-12}</td> <td>3.4×10^{-13}</td> </tr> <tr> <td>プルトニウム-239</td> <td>8.3×10^{-11}</td> <td>3.0×10^{-10}</td> <td>1.5×10^{-10}</td> <td>6.5×10^{-11}</td> </tr> </tbody> </table> <p>化学形は「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に基づくものを用いた。</p> <p>図1.1 距離X対相対濃度 χ/Q</p> 	核種	実効線量 [Sv]	等価線量 [Sv]			骨表面	肺	肝	コバルト-60	5.2×10^{-13}	1.6×10^{-13}	3.0×10^{-12}	3.4×10^{-13}	プルトニウム-239	8.3×10^{-11}	3.0×10^{-10}	1.5×10^{-10}	6.5×10^{-11}	<p>・気象条件の見直しに伴う変更 (以下、同じ。)</p>
核種			実効線量 [Sv]	等価線量 [Sv]																																		
	骨表面	肺		肝																																		
コバルト-60	2.1×10^{-12}	6.2×10^{-13}	1.2×10^{-11}	1.3×10^{-12}																																		
プルトニウム-239	3.3×10^{-10}	1.2×10^{-9}	5.8×10^{-10}	2.6×10^{-10}																																		
核種	実効線量 [Sv]	等価線量 [Sv]																																				
		骨表面	肺	肝																																		
コバルト-60	5.2×10^{-13}	1.6×10^{-13}	3.0×10^{-12}	3.4×10^{-13}																																		
プルトニウム-239	8.3×10^{-11}	3.0×10^{-10}	1.5×10^{-10}	6.5×10^{-11}																																		

変更前	変更後	変更理由
<p>図1.2 風下軸上距離X対相対線量D/Q</p>  <p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (省略)</p>	<p>図1.2 距離X対相対線量D/Q</p>  <p>2. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (変更なし)</p>	<p>・気象条件の見直しに伴う変更</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類3</p> <p>変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書（施設編）</p>	<p>添付書類3</p> <p>変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書（施設編）</p>	

変更前	変更後	変更理由
核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書 (省略)	核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書 (変更無し)	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類 4</p> <p>変更後における使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書（施設編）</p>	<p>添付書類 4</p> <p>変更後における使用施設等の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書（施設編）</p>	

変更前	変更後	変更理由
共通編に記載 (省略)	共通編に記載 (変更無し)	

核燃料物質使用変更許可申請書の一部補正

大洗研究所（南地区）

新旧対照表

本文	本	-1～15
別添 1	別添	1-1
添付書類 1	添	1-1～14
添付書類 2	添	2-1
添付書類 3	添	3-1
添付書類 4	添	4-1

第 2 照射材料試験施設

変更前	変更後	変更理由
大洗研究所（南地区） 施設編 第2照射材料試験施設（施設番号13）	(変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
本文（施設編）	(変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
目次	目次	
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 …… (13)-1	1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名 …… (13)-1	
2. 使用の目的及び方法 …… (13)-2	2. 使用の目的及び方法 …… (13)-2	
3. 核燃料物質の種類 …… (13)-3	3. 核燃料物質の種類 …… (13)-3	
4. 使用の場所 …… (13)-4	4. 使用の場所 …… (13)-4	
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 …… (13)-5	5. 予定使用期間及び年間予定使用量 …… (13)-5	
6. 使用済燃料の処分の方法 …… (13)-6	6. 使用済燃料の処分の方法 …… (13)-6	
7. 使用施設の位置、構造及び設備 …… (13)-7	7. 使用施設の位置、構造及び設備 …… (13)-7	
7-1 使用施設の位置 …… (13)-7	7-1 使用施設の位置 …… (13)-7	
7-2 使用施設の構造 …… (13)-7	7-2 使用施設の構造 …… (13)-7	
7-3 使用施設の設備 …… (13)-8	7-3 使用施設の設備 …… (13)-8	
<u>7-4 使用施設の設備のうち、使用を終了した維持管理中の設備 …… (13)-10</u>	(削る)	
8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 …… (13)- <u>11</u>	8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備 …… (13)- <u>9</u>	・解体撤去を行うため削除
8-1 貯蔵施設の位置 …… (13)- <u>11</u>	8-1 貯蔵施設の位置 …… (13)- <u>9</u>	・ページ番号の繰上げ
8-2 貯蔵施設の構造 …… (13)- <u>11</u>	8-2 貯蔵施設の構造 …… (13)- <u>9</u>	(以下、同じ)
8-3 貯蔵施設の設備 …… (13)- <u>11</u>	8-3 貯蔵施設の設備 …… (13)- <u>9</u>	
9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 …… (13)- <u>12</u>	9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備 …… (13)- <u>10</u>	
9-1 気体廃棄施設 …… (13)- <u>12</u>	9-1 気体廃棄施設 …… (13)- <u>10</u>	
9-1-1 気体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>12</u>	9-1-1 気体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>10</u>	
9-1-2 気体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>12</u>	9-1-2 気体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>10</u>	
9-1-3 気体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>13</u>	9-1-3 気体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>11</u>	
9-2 液体廃棄施設 …… (13)- <u>14</u>	9-2 液体廃棄施設 …… (13)- <u>12</u>	
9-2-1 液体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>14</u>	9-2-1 液体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>12</u>	
9-2-2 液体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>14</u>	9-2-2 液体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>12</u>	
9-2-3 液体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>14</u>	9-2-3 液体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>12</u>	
9-3 固体廃棄施設 …… (13)- <u>15</u>	9-3 固体廃棄施設 …… (13)- <u>13</u>	
9-3-1 固体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>15</u>	9-3-1 固体廃棄施設の位置 …… (13)- <u>13</u>	
9-3-2 固体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>15</u>	9-3-2 固体廃棄施設の構造 …… (13)- <u>13</u>	
9-3-3 固体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>15</u>	9-3-3 固体廃棄施設の設備 …… (13)- <u>13</u>	
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質保証に必要な体制の整備に関する事項 …… (13)- <u>16</u>	10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質保証に必要な体制の整備に関する事項 …… (13)- <u>14</u>	

変更前	変更後	変更理由
<p style="text-align: center;">表リスト</p> <p>表 2-1 場所別使用方法 …………… (13)-<u>17</u></p> <p>表 2-2 各使用場所の最大取扱量 …………… (13)-<u>19</u></p> <p>表 7-1 セルの構造 …………… (13)-<u>20</u></p> <p>表 7-2 セルの主要付属設備 …………… (13)-<u>21</u></p> <p>表 7-3 セル内の主要試験機器 …………… (13)-<u>22</u></p> <p>表 7-4 グローブボックスの概要 …………… (13)-<u>23</u></p> <p>表 7-5 主要放射線管理機器 …………… (13)-<u>24</u></p> <p>表 8-1 貯蔵設備の概要 …………… (13)-<u>25</u></p> <p>表 9-1 主要廃液設備の概要 …………… (13)-<u>26</u></p>	<p style="text-align: center;">表リスト</p> <p>表 2-1 場所別使用方法 …………… (13)-<u>15</u></p> <p>表 2-2 各使用場所の最大取扱量 …………… (13)-<u>17</u></p> <p>表 7-1 セルの構造 …………… (13)-<u>18</u></p> <p>表 7-2 セルの主要付属設備 …………… (13)-<u>19</u></p> <p>表 7-3 セル内の主要試験機器 …………… (13)-<u>20</u></p> <p>表 7-4 グローブボックスの概要 …………… (13)-<u>21</u></p> <p>表 7-5 主要放射線管理機器 …………… (13)-<u>22</u></p> <p>表 8-1 貯蔵設備の概要 …………… (13)-<u>23</u></p> <p>表 9-1 主要廃液設備の概要 …………… (13)-<u>24</u></p>	<p>・ ページ番号の繰 上げ (以下、同じ)</p>
<p style="text-align: center;">図リスト</p> <p>図 1 試料の流れの概要 …………… (13)-<u>27</u></p> <p>図 2 1 階平面図 …………… (13)-<u>28</u></p> <p>図 3 2 階平面図 …………… (13)-<u>29</u></p> <p>図 4 地階平面図 …………… (13)-<u>30</u></p> <p>図 5 放射線管理設備の配置 (1 階) …………… (13)-<u>31</u></p> <p>図 6 放射線管理設備の配置 (2 階) …………… (13)-<u>32</u></p> <p>図 7 放射線管理設備の配置 (地下 1 階) …………… (13)-<u>33</u></p> <p>図 8 XXXXXXXXXX …………… (13)-<u>34</u></p> <p>図 9 排気系統図 …………… (13)-<u>35</u></p> <p>図 10 放射性廃液系統図 …………… (13)-<u>36</u></p>	<p style="text-align: center;">図リスト</p> <p>図 1 試料の流れの概要 …………… (13)-<u>25</u></p> <p>図 2 1 階平面図 …………… (13)-<u>26</u></p> <p>図 3 2 階平面図 …………… (13)-<u>27</u></p> <p>図 4 地階平面図 …………… (13)-<u>28</u></p> <p>図 5 放射線管理設備の配置 (1 階) …………… (13)-<u>29</u></p> <p>図 6 放射線管理設備の配置 (2 階) …………… (13)-<u>30</u></p> <p>図 7 放射線管理設備の配置 (地下 1 階) …………… (13)-<u>31</u></p> <p>図 8 XXXXXXXXXX …………… (13)-<u>32</u></p> <p>図 9 排気系統図 …………… (13)-<u>33</u></p> <p>図 10 放射性廃液系統図 …………… (13)-<u>34</u></p>	<p>・ 核燃料物質の取 扱い終了に伴う 変更</p>

変更前		変更後		変更理由
1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名（省略） 2. 使用の目的及び方法		1. 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名（変更なし） 2. 使用の目的及び方法		<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ） 核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し（以下、同じ）
整理番号	使用の目的	整理番号	使用の目的	
1	<u>照射した燃料被覆管等の照射後試験を行う。また、核燃料物質で汚染された物の試験を行う。</u>	1	<u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等の照射後試験を行う。</u>	
整理番号	使用の方法	整理番号	使用の方法	
1	<p>第2照射材料試験施設（以下「本施設」又は「MMF-2」という。）に搬入された試料は、表2-1場所別使用方法に従って使用する。表2-2に各取扱場所の最大取扱量を示す。また、試料の流れの概要を図1に示す。</p> <p>上記の核燃料物質等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。</p> <p>① 所定の容器への収納 廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとする物をカートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。</p> <p>② 汚染の拡大防止のための措置 汚染の拡がりを防止する必要がある物を所定の容器に収納する場合、ポリ塩化ビニル製バッグ（以下「PVCバッグ」という。）、ビニル袋又はビニルシートにより包装する。</p> <p>③ 火災の防止のための措置 廃棄しようとする物が可燃物又は所定の容器が可燃性の場合、これを金属製容器に収納する。</p> <p>④ 所定の容器に収納することが困難な物の措置 所定の容器に収納することが困難な大型機械等はPVCバッグ、ビニルシート又はビニル袋により梱包するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。</p>	1	<p>第2照射材料試験施設（以下「本施設」又は「MMF-2」という。）に搬入された核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等*の試料は、表2-1場所別使用方法に従って使用する。表2-2に各取扱場所の最大取扱量を示す。試料は8-3貯蔵施設の設備に示す最大収納量を超えない範囲で貯蔵を行う。また、試料の流れの概要を図1に示す。</p> <p><u>※主に「常陽」等で照射された被覆管材料、ラッパ管材料等</u></p> <p>上記の核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等の使用に伴って発生し、廃棄施設へ廃棄しようとする物のうち、固体状の物は以下のとおりの取扱いを行う。</p> <p>① 所定の容器への収納 廃棄施設へ廃棄する前段階のものであって、これから廃棄しようとする物をカートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。</p> <p>② 汚染の拡大防止のための措置 汚染の拡がりを防止する必要がある物を所定の容器に収納する場合、ポリ塩化ビニル製バッグ（以下「PVCバッグ」という。）、ビニル袋又はビニルシートにより包装する。</p> <p>③ 火災の防止のための措置 廃棄しようとする物が可燃物又は所定の容器が可燃性の場合、これを金属製容器に収納する。</p> <p>④ 所定の容器に収納することが困難な物の措置 所定の容器に収納することが困難な大型機械等はPVCバッグ、ビニルシート又はビニル袋により梱包するなど汚染拡大防止の措置を講ずる。</p>	
ただし、上記は平和の目的に限る。		ただし、上記は平和の目的に限る。		


変更前		変更後		変更理由																																																										
3. 核燃料物質の種類 (省略)		3. 核燃料物質の種類 (変更なし)		・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ)																																																										
4. 使用の場所 (省略)		4. 使用の場所 (変更なし)																																																												
5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (省略)		5. 予定使用期間及び年間予定使用量 (事業所全体) (変更なし)																																																												
(MMF-2)		(MMF-2)																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="6">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td>1mg-U</td> <td>1mg-U</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td>1mg-U</td> <td>1mg-U</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td>濃縮度 20%未満</td> <td>1mg-U</td> <td>1mg-U</td> </tr> <tr> <td>濃縮度 20%以上</td> <td>1mg-U</td> <td>1mg-U</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td>1mg-Pu</td> <td>1mg-Pu</td> </tr> <tr> <td>(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注)}</td> <td>3mg-U・Pu</td> <td>3mg-U・Pu</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		核燃料物質の種類	予定使用期間		年間予定使用量		最大存在量	延べ取扱量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1mg-U	1mg-U	(2)劣化ウラン及びその化合物	1mg-U	1mg-U	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度 20%未満	1mg-U	1mg-U	濃縮度 20%以上	1mg-U	1mg-U	(4)プルトニウム及びその化合物	1mg-Pu	1mg-Pu	(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注)}	3mg-U・Pu	3mg-U・Pu	(6)トリウム及びその化合物	—	—	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">核燃料物質の種類</th> <th rowspan="2">予定使用期間</th> <th colspan="2">年間予定使用量^{注2)}</th> </tr> <tr> <th>最大存在量</th> <th>延べ取扱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)天然ウラン及びその化合物</td> <td rowspan="6">自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(2)劣化ウラン及びその化合物</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(3)濃縮ウラン及びその化合物</td> <td>濃縮度 20%未満</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>濃縮度 20%以上</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(4)プルトニウム及びその化合物</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質^{注1)}</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(6)トリウム及びその化合物</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}		最大存在量	延べ取扱量	(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	—	—	(2)劣化ウラン及びその化合物	—	—	(3)濃縮ウラン及びその化合物	濃縮度 20%未満	—	—	濃縮度 20%以上	—	—	(4)プルトニウム及びその化合物	—	—	(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}	—	—	(6)トリウム及びその化合物	—	—
核燃料物質の種類	予定使用期間				年間予定使用量																																																									
		最大存在量	延べ取扱量																																																											
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	1mg-U	1mg-U																																																											
(2)劣化ウラン及びその化合物		1mg-U	1mg-U																																																											
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度 20%未満	1mg-U		1mg-U																																																									
		濃縮度 20%以上	1mg-U	1mg-U																																																										
(4)プルトニウム及びその化合物		1mg-Pu	1mg-Pu																																																											
(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注)}		3mg-U・Pu	3mg-U・Pu																																																											
(6)トリウム及びその化合物	—	—																																																												
核燃料物質の種類	予定使用期間	年間予定使用量 ^{注2)}																																																												
		最大存在量	延べ取扱量																																																											
(1)天然ウラン及びその化合物	自 令和4年4月1日 至 令和7年3月31日	—	—																																																											
(2)劣化ウラン及びその化合物		—	—																																																											
(3)濃縮ウラン及びその化合物		濃縮度 20%未満	—	—																																																										
		濃縮度 20%以上	—	—																																																										
(4)プルトニウム及びその化合物		—	—																																																											
(5)上記物質の(3)及び(4)を含む物質 ^{注1)}		—	—																																																											
(6)トリウム及びその化合物	—	—																																																												
注) (5)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。		注1) (5)は、(3)及び(4)の内枠の合算値である。																																																												
		注2) 核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等に関する年間予定使用量とし、本5項で示した年間予定使用量の範囲内において取り扱うこととする。																																																												
6. 使用済燃料の処分の方法		6. 使用済燃料の処分の方法																																																												
<table border="1"> <tr> <td>使用済燃料の処分の方法</td> <td>核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。</td> </tr> </table>		使用済燃料の処分の方法	核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。	<table border="1"> <tr> <td>使用済燃料の処分の方法</td> <td>該当なし</td> </tr> </table>		使用済燃料の処分の方法	該当なし																																																							
使用済燃料の処分の方法	核燃料物質（使用済燃料）で汚染されたものの取扱いであるため使用済み燃料の処分は不要である。																																																													
使用済燃料の処分の方法	該当なし																																																													
7. 使用施設の位置、構造及び設備		7. 使用施設の位置、構造及び設備																																																												
7-1 使用施設の位置 (省略)	7-1 使用施設の位置 (変更なし)	7-2 使用施設の構造 (省略)	7-2 使用施設の構造 (変更なし)																																																											
7-2 使用施設の構造 (省略)	7-3 使用施設の設備 (省略)	7-3 使用施設の設備 (変更なし)																																																												

変更前				変更後				変更理由																			
<p>7-4 使用施設の設備のうち、使用を終了した維持管理中の設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>セル、部屋の名称</th> <th>主要試験機器</th> <th>数量</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">No.1セル</td> <td>脱ミート装置(ドリル式)</td> <td>1式</td> <td></td> </tr> <tr> <td>脱ミート装置(押出し式)</td> <td>1式</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				セル、部屋の名称	主要試験機器	数量	備考	No.1セル	脱ミート装置(ドリル式)	1式		脱ミート装置(押出し式)	1式		<p>(削る)</p>				<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去を行うため削除 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更（以下、同じ） 貯蔵の対象範囲を見直し 								
セル、部屋の名称	主要試験機器	数量	備考																								
No.1セル	脱ミート装置(ドリル式)	1式																									
	脱ミート装置(押出し式)	1式																									
<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8-1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1"> <tr> <td>貯蔵施設の位置</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </table>				貯蔵施設の位置	[Redacted]	<p>8. 核燃料物質の貯蔵施設の位置、構造及び設備</p> <p>8-1 貯蔵施設の位置</p> <table border="1"> <tr> <td>貯蔵施設の位置</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </table>				貯蔵施設の位置	[Redacted]																
貯蔵施設の位置	[Redacted]																										
貯蔵施設の位置	[Redacted]																										
<p>8-2 貯蔵施設の構造</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>				貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]	<p>8-2 貯蔵施設の構造</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>構造</th> <th>床面積</th> <th>設計仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>—</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>				貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様	[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]				
貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様																								
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																								
貯蔵施設の名称	構造	床面積	設計仕様																								
[Redacted]	[Redacted]	—	[Redacted]																								
<p>8-3 貯蔵施設の設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>個数</th> <th>最大収納量</th> <th>内容物の物理・化学的性状</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>				貯蔵施設の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	<p>8-3 貯蔵施設の設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>貯蔵施設の名称</th> <th>個数</th> <th>最大収納量</th> <th>内容物の物理・化学的性状</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> <td>[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table>				貯蔵施設の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]
貯蔵施設の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様																							
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																							
貯蔵施設の名称	個数	最大収納量	内容物の物理・化学的性状	仕様																							
[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																							

変更前		変更後		変更理由	
9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備		9. 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄施設の位置、構造及び設備			
9-1 気体廃棄施設		9-1 気体廃棄施設			
9-1-1 気体廃棄施設の位置 (省略)		9-1-1 気体廃棄施設の位置 (変更なし)			
9-1-2 気体廃棄施設の構造 (省略)		9-1-2 気体廃棄施設の構造 (変更なし)			
9-1-3 気体廃棄施設の設備		9-1-3 気体廃棄施設の設備			
廃 棄 設 備	設備名称	仕 様			
	排風機	排気第 1 系統	・約 580m ³ /h 台数：1+1(予備) ・No. 1 セル、No. 2-1 セル、気密型グローブボックス(サービスエリア)の排気		
		排気第 2 系統	・約 7,500m ³ /h 台数：1+1(予備) ・No. 2-2 セル、No. 3 セル、No. 4 セル、鉄セル、サンプリング用フード、負圧型グローブボックス(サービスエリア)の排気		
		排気第 3 系統	・約 16,490m ³ /h 台数：1+1(予備) ・排風機室、廃液タンク室、操作室、サービスエリアの排気		
		排気第 4 系統	・約 30m ³ /h 台数：1 ・No. 1 セル、No. 2-1 セル、気密型グローブボックス(サービスエリア)の排気 電源設備の定検時等に使用する。		
	排気フィルタ	排気系統	フィルタ段数		
		排気第 1 系統	プレフィルタ	2 段	
			高性能フィルタ	2 段	
			<u>チャコールフィルタ</u>	<u>1 段</u>	
		排気第 2 系統	プレフィルタ	2 段	
高性能フィルタ	2 段				
サンプリング用フードは、各 1 段である。					
排気第 3 系統	プレフィルタ	1 段			
	高性能フィルタ	1 段			
排気第 4 系統	プレフィルタ	2 段			
	高性能フィルタ	2 段			
	<u>チャコールフィルタ</u>	<u>1 段</u>			
排気口	地表から 40m、吹出部内径は 1m である。				
排気モニタ	排気モニタの概要を表 7-5「主要放射線管理機器」に示す。				
その他	_____				
廃 棄 設 備	設備名称	仕 様			
	排風機	排気第 1 系統	・約 580m ³ /h 台数：1+1(予備) ・No. 1 セル、No. 2-1 セル、気密型グローブボックス(サービスエリア)の排気		
		排気第 2 系統	・約 7,500m ³ /h 台数：1+1(予備) ・No. 2-2 セル、No. 3 セル、No. 4 セル、鉄セル、サンプリング用フード、負圧型グローブボックス(サービスエリア)の排気		
		排気第 3 系統	・約 16,490m ³ /h 台数：1+1(予備) ・排風機室、廃液タンク室、操作室、サービスエリアの排気		
		排気第 4 系統	・約 30m ³ /h 台数：1 ・No. 1 セル、No. 2-1 セル、気密型グローブボックス(サービスエリア)の排気 電源設備の定検時等に使用する。		
	排気フィルタ	排気系統	フィルタ段数		
		排気第 1 系統	プレフィルタ	2 段	
			高性能フィルタ	2 段	
			<u>チャコールフィルタ</u>	<u>1 段</u>	
		排気第 2 系統	プレフィルタ	2 段	
高性能フィルタ	2 段				
サンプリング用フードは、各 1 段である。					
排気第 3 系統	プレフィルタ	1 段			
	高性能フィルタ	1 段			
排気第 4 系統	プレフィルタ	2 段			
	高性能フィルタ	2 段			
排気口	地表から 40m、吹出部内径は 1m である。				
排気モニタ	排気モニタの概要を表 7-5「主要放射線管理機器」に示す。				
その他	_____				

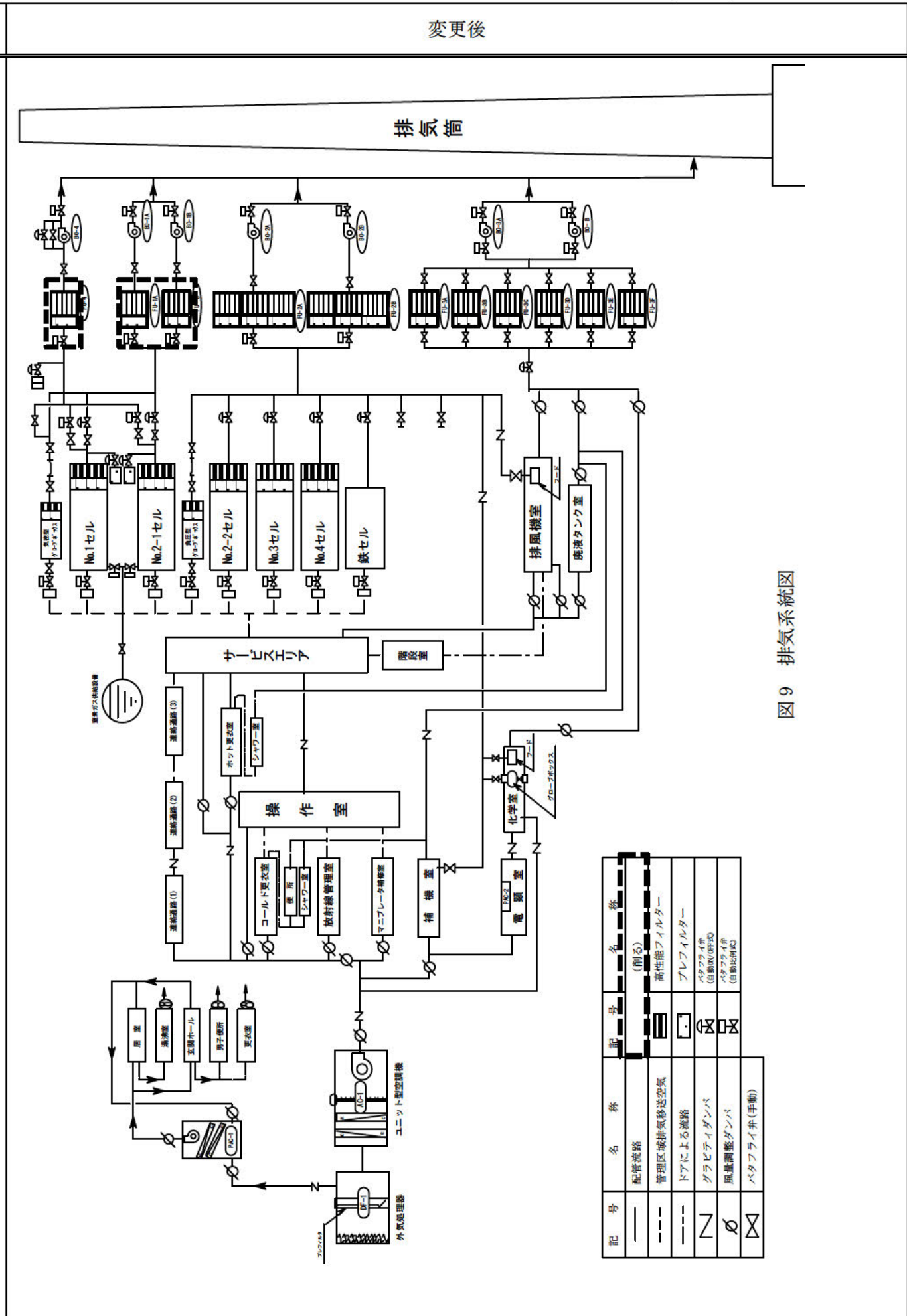
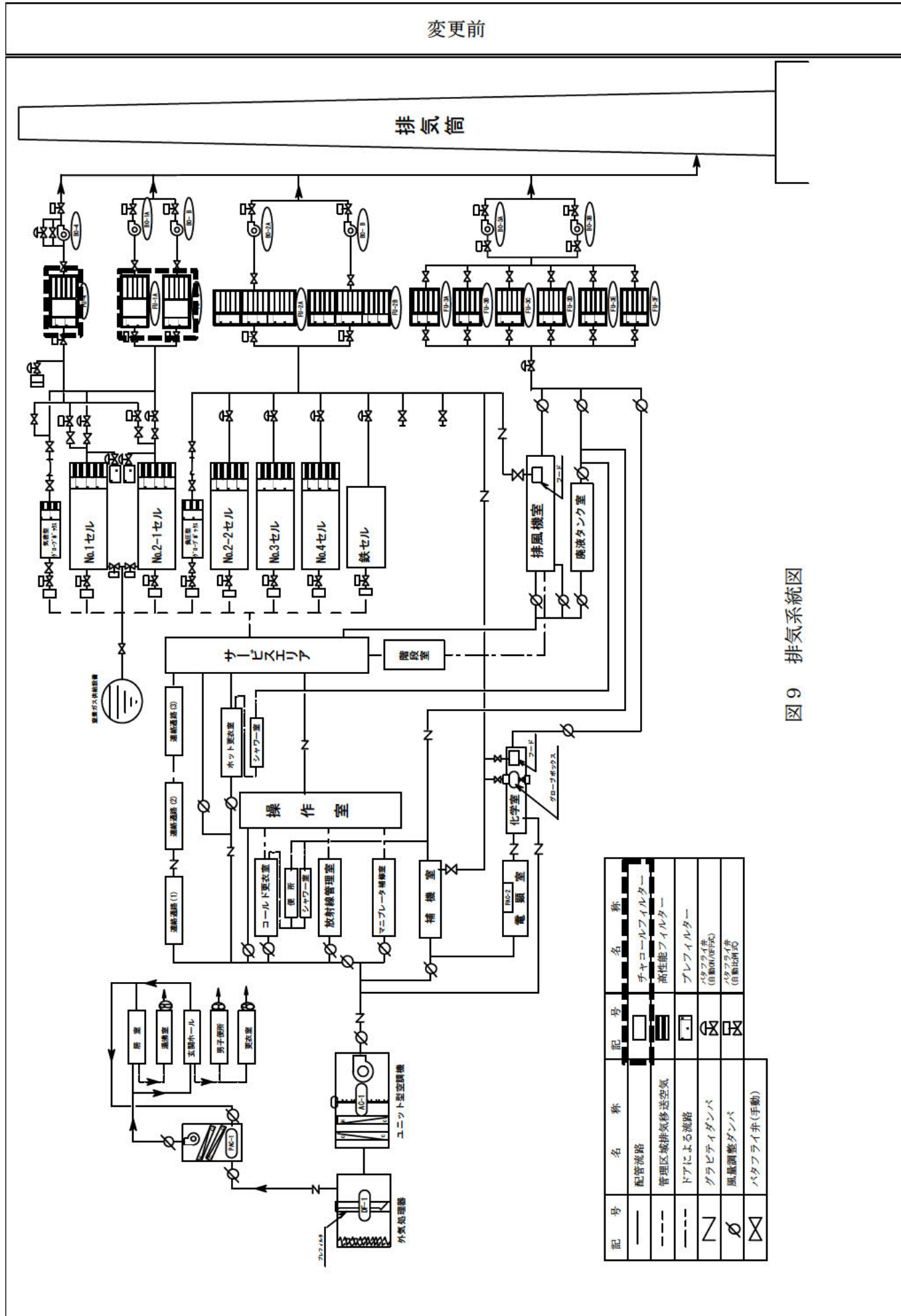
・ヨウ素の発生がなくなるため削除
(以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由																																				
9-2 液体廃棄施設 (省略) 9-3 固体廃棄施設 (省略)	9-2 液体廃棄施設 (変更なし) 9-3 固体廃棄施設 (変更なし)																																					
10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (省略)	10. 使用施設、貯蔵施設又は廃棄施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項 (変更なし)																																					
表 2-1 (1) 場所別使用方法 <table border="1" data-bbox="142 499 1308 1369"> <thead> <tr> <th>使用場所</th> <th>使用の方法</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ローディングドック</td> <td>キャスク等の搬出入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サービスエリア</td> <td>1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等</td> <td></td> </tr> <tr> <td>████████</td> <td>1)切断 2) ██████████ 3) <u>試料</u>の搬出入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>No. 2-1 セル</td> <td>1)外観検査 2)除染 3) <u>試料</u>の搬出入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>No. 2-2 セル</td> <td>1) <u>試料</u>の搬出入 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	使用場所	使用の方法	備考	ローディングドック	キャスク等の搬出入		サービスエリア	1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等		████████	1)切断 2) ██████████ 3) <u>試料</u> の搬出入		No. 2-1 セル	1)外観検査 2)除染 3) <u>試料</u> の搬出入		No. 2-2 セル	1) <u>試料</u> の搬出入 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出		表 2-1 (1) 場所別使用方法 <table border="1" data-bbox="1409 499 2576 1369"> <thead> <tr> <th>使用場所</th> <th>使用の方法</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ローディングドック</td> <td>キャスク等の搬出入</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サービスエリア</td> <td>1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等</td> <td></td> </tr> <tr> <td>████████</td> <td>1)切断 2) ██████████ 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>No. 2-1 セル</td> <td>1)外観検査 2)除染 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u></td> <td></td> </tr> <tr> <td>No. 2-2 セル</td> <td>1) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u> 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	使用場所	使用の方法	備考	ローディングドック	キャスク等の搬出入		サービスエリア	1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等		████████	1)切断 2) ██████████ 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u>		No. 2-1 セル	1)外観検査 2)除染 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u>		No. 2-2 セル	1) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u> 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出		・試料の対象範囲を見直し (以下、同じ)
使用場所	使用の方法	備考																																				
ローディングドック	キャスク等の搬出入																																					
サービスエリア	1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等																																					
████████	1)切断 2) ██████████ 3) <u>試料</u> の搬出入																																					
No. 2-1 セル	1)外観検査 2)除染 3) <u>試料</u> の搬出入																																					
No. 2-2 セル	1) <u>試料</u> の搬出入 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出																																					
使用場所	使用の方法	備考																																				
ローディングドック	キャスク等の搬出入																																					
サービスエリア	1)キャスク等の搬出入、移送及び保管 2)MMFとの輸送容器の移送 3)グローブボックスによるメンテナンス等																																					
████████	1)切断 2) ██████████ 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u>																																					
No. 2-1 セル	1)外観検査 2)除染 3) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u>																																					
No. 2-2 セル	1) <u>核燃料物質で汚染された照射済の被覆管等の搬出入</u> 2) 試験用資材の搬入 3) 廃棄物の搬出																																					
表 2-1 (2) 場所別使用方法 (省略)	表 2-1 (2) 場所別使用方法 (変更なし)																																					

変更前				変更後				変更理由	
表 2-2 各取扱場所の最大取扱量				表 2-2 各取扱場所の最大取扱量 [※]				<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ） 試料の対象を見直し（以下、同じ） 記載の適正化 核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 記載の適正化 	
取扱場所	最大取扱放射能（注1）		(注4) 最大取扱 核燃料物 質重量 (mg)	備考	取扱場所	最大取扱放射能（注1）			最大取扱 核燃料物 質重量 (mg)
	(注2) ガンマ線 (Bq)	(注3) 中性子線 (Bq)				(注2) ガンマ線 (Bq)			
施設全体	—	＝	1		施設全体	—		＝	
No. 1 セル	2.78×10^{14}	＝	1	燃料ピン ^(注6) 5本分(被覆管)	No. 1 セル	3.80×10^{12}	(削る)	＝	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)
No. 2-1 セル	2.78×10^{14}	＝	1	燃料ピン ^(注6) 5本分(被覆管)	No. 2-1 セル	3.80×10^{12}		＝	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)
No. 2-2 セル	2.78×10^{14}	＝	(注5) 1	燃料ピン ^(注6) 5本分(被覆管)	No. 2-2 セル	3.80×10^{12}		＝	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)
	2.78×10^{14}	＝	1	燃料ピン ^(注6) 5本分(被覆管)		3.80×10^{12}		＝	核燃料物質で汚染された 被覆管材料 ^(注3)
(注1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能相当(1サイクルは、60日運転、19日間停止) (注2) 1Photon/secを1Bqとする。 (注3) 1Neutron/secを1Bqとする。 (注4) <u>ウラン-235とプルトニウム全核種の合計量について適用する。</u> (注5) <u>天然ウラン、劣化ウラン以外については、密封されたものに限る。</u> (注6) <u>最大取扱放射能(注1)に示す仕様に相当する燃料ピン。</u>				※核燃料物質で汚染された照射済の被覆管材料等 (注1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能を用いて算出した(1サイクルは、60日運転、19日間停止)。 (注2) 1Photon/secを1Bqとする。 (注3) (注1)に示す条件の燃料ピン5本から核燃料物質を除いた被覆管材料。					
表 7-1 セルの構造	(省略)			表 7-1 セルの構造	(変更なし)				
表 7-2 セルの主要付属設備	(省略)			表 7-2 セルの主要付属設備	(変更なし)				
表 7-3 セルの主要試験機器	(省略)			表 7-3 セルの主要試験機器	(変更なし)				
表 7-4 グローブボックスの概要	(省略)			表 7-4 グローブボックスの概要	(変更なし)				

変更前				変更後				変更理由
表 7-5 主要放射線管理機器				表 7-5 主要放射線管理機器				<ul style="list-style-type: none"> ・ヨウ素及び貴ガスの発生がなくなるため削除（以下、同じ） ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更
設備名称	機器名称	数量	備考	設備名称	機器名称	数量	備考	
セル内モニタリング設備	インセルモニタ	2式		セル内モニタリング設備	インセルモニタ	2式		
管理区域内モニタリング設備	γ線エリアモニタ ローカルエアサンプリ ング装置 室内ダストモニタ	5式 1式 1式	検出器 2ヶ所 吸引端 12ヶ所	管理区域内モニタ リング設備	γ線エリアモニタ ローカルエアサンプリ ング装置 室内ダストモニタ	5式 1式 1式	検出器 2ヶ所 吸引端 12ヶ所	
排気中放射性物質濃度測定設備	排気モニタ	1式	αダストモニタ βγダストモニタ <u>ヨウ素モニタ</u> <u>ガスモニタ</u>	排気中放射性物質濃度測定設備	排気モニタ	1式	αダストモニタ βγダストモニタ	
放射線測定器	1) 移動型ダストモニタ 2) ハンドフットモニタ	2台 1台以上		放射線測定器	1) 移動型ダストモニタ 2) ハンドフットモニタ	2台 1台以上		
表 8-1 貯蔵設備の概要				表 8-1 貯蔵設備の概要				
項目	[]			項目	[]			
[]	[]			[]	[]			
[]	[]			[]	[]			
遮蔽	遮蔽蓋	[]		遮蔽	遮蔽蓋	[]		
	側壁*	[]			側壁*	[]		
	床部*	[]			床部*	[]		
表 9-1 主要廃液設備の概要 (省略)				表 9-1 主要廃液設備の概要 (省略)				(変更なし)
図 1 試料の流れの概要 (省略)				図 1 試料の流れの概要 (省略)				(変更なし)
図 2 1階平面図 (省略)				図 2 1階平面図 (省略)				(変更なし)
図 3 2階平面図 (省略)				図 3 2階平面図 (省略)				(変更なし)
図 4 地階平面図 (省略)				図 4 地階平面図 (省略)				(変更なし)
図 5 放射線管理設備の配置 (1階) (省略)				図 5 放射線管理設備の配置 (1階) (省略)				(変更なし)
図 6 放射線管理設備の配置 (2階) (省略)				図 6 放射線管理設備の配置 (2階) (省略)				(変更なし)

変更前	変更後	変更理由
 <p data-bbox="460 1627 964 1659">図7 放射線管理設備の配置（地下1階）</p>	 <p data-bbox="1736 1627 2240 1659">図7 放射線管理設備の配置（地下1階）</p>	<p data-bbox="2656 682 2864 892">・核燃料物質の取扱い終了に伴うヨウ素モニタ及びガスモニタの削除</p>



変更理由

- ・ヨウ素の発生がなくなるため削除
(以下、同じ)

変更前	変更後	変更理由
<p>図10 放射性廃液系統図 (省略)</p>	<p>図10 放射性廃液系統図 (変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>別添1</p> <p>No.3セル及びNo.4セルにおける密封された核燃料物質の使用を終了し、RIのみ使用することの妥当性について</p>	<p>別添1</p> <p>(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 240 226">添付書類 1</p> <p data-bbox="172 506 1279 632">変更後における核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第53条第2号に規定する使用施設等の位置、構造及び設備の基準に対する適合性に関する説明書（事故に関するものを除く。）</p>	<p data-bbox="1359 191 1507 226">添付書類 1</p> <p data-bbox="1923 548 2071 583">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由								
<p>1. 閉じ込めの機能</p> <div data-bbox="121 226 1231 365" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二条 使用施設等は、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> </div> <p>核燃料物質等を取り扱うNo.1セル、No.2-1セル及びグローブボックス（気密型）は気密構造とし、核燃料物質等の使用時は負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>また、上記セルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、背面ポート等はガスケット又はOリングを用いた気密構造(0.1Vol%/h以下)とする。</p> <p>ベータ、ガンマ放射性物質を取り扱うNo.2-2セル及びグローブボックス（負圧型）において核燃料物質等の使用時は負圧を維持することにより、内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>排気設備には、予備の排風機を設けることにより、セル及びグローブボックスの負圧を150Pa（15mmH₂O）以上（負圧の深い側）に保持する。また、施設の商用電源が停止した場合、排風機が自動停止するとともにセルの給排気弁が自動で閉止し、セルの閉じ込め機能が維持されるため、放射性物質の漏えいは防止される。施設の商用電源が復電すると排風機が自動起動するとともに、セルの給排気弁が自動で開くので、セルの負圧を150Pa（15mmH₂O）以上（負圧の深い側）に保持する。</p> <p>以上のように本施設では、セル及びグローブボックスからの放射性物質の漏えいを防止することで、放射線業務従事者等の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。</p> <p>2. 遮蔽</p> <div data-bbox="121 1218 1231 1356" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第三条 使用施設等は、放射性物質からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものでなければならない。</p> </div> <p>本施設に立ち入る者（以下「放射線業務従事者等」という。）の放射線外部被ばくについては、放射性物質の取扱場所に重コンクリート、普通コンクリート、鉄、鉛及び鉛ガラスの遮蔽体を設置することにより、また、放射線内部被ばくについては、セル等の気密保持と負圧管理を行うことにより安全を確保する。</p> <p>本施設の外部被ばく対策は、遮蔽体によって線量率をあらかじめ決められた設計基準値以下に抑えることにより行われる。そのために各セルで取り扱う放射能の最大量（以下「最大取扱放射能」という。）を決める。</p> <p>設計基準値は次のように決める。</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 70%;">1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域</td> <td style="text-align: right;">20 μ Sv/h 以下</td> </tr> <tr> <td>2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域</td> <td style="text-align: right;">200 μ Sv/h 以下</td> </tr> </table>	1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域	20 μ Sv/h 以下	2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域	200 μ Sv/h 以下	<p>1. 閉じ込めの機能</p> <div data-bbox="1389 226 2499 365" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第二条 使用施設等は、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> </div> <p>核燃料物質で汚染された照射済みの被覆管材料等を取り扱うNo.1セル、No.2-1セル及びグローブボックス（気密型）は気密構造とし、核燃料物質で汚染された照射済みの被覆管材料等の使用時は負圧に維持することにより内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>また、上記セルは、ステンレス鋼板によるライニングを施し、遮蔽窓、背面ポート等はガスケット又はOリングを用いた気密構造(0.1Vol%/h以下)とする。</p> <p>ベータ、ガンマ放射性物質を取り扱うNo.2-2セル及びグローブボックス（負圧型）において核燃料物質で汚染された照射済みの被覆管材料等の使用時は負圧を維持することにより、内部の放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>セル及びグローブボックスの給気側及び排気側には、高性能エアフィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏えいを防止する。</p> <p>排気設備には、予備の排風機を設けることにより、セル及びグローブボックスの負圧を150Pa（15mmH₂O）以上（負圧の深い側）に保持する。また、施設の商用電源が停止した場合、排風機が自動停止するとともにセルの給排気弁が自動で閉止し、セルの閉じ込め機能が維持されるため、放射性物質の漏えいは防止される。施設の商用電源が復電すると排風機が自動起動するとともに、セルの給排気弁が自動で開くので、セルの負圧を150Pa（15mmH₂O）以上（負圧の深い側）に保持する。</p> <p>以上のように本施設では、セル及びグローブボックスからの放射性物質の漏えいを防止することで、放射線業務従事者等の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。</p> <p>2. 遮蔽</p> <div data-bbox="1389 1218 2499 1356" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第三条 使用施設等は、放射性物質からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものでなければならない。</p> </div> <p>本施設に立ち入る者（以下「放射線業務従事者等」という。）の放射線外部被ばくについては、放射性物質の取扱場所に重コンクリート、普通コンクリート、鉄、鉛及び鉛ガラスの遮蔽体を設置することにより、また、放射線内部被ばくについては、セル等の気密保持と負圧管理を行うことにより安全を確保する。</p> <p>本施設の外部被ばく対策は、遮蔽体によって線量率をあらかじめ決められた設計基準値以下に抑えることにより行われる。そのために各セルで取り扱う放射能の最大量（以下「最大取扱放射能」という。）を決める。</p> <p>設計基準値は次のように決める。</p> <table border="0" style="width: 100%;"> <tr> <td style="width: 70%;">1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域</td> <td style="text-align: right;">20 μ Sv/h 以下</td> </tr> <tr> <td>2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域</td> <td style="text-align: right;">200 μ Sv/h 以下</td> </tr> </table>	1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域	20 μ Sv/h 以下	2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域	200 μ Sv/h 以下	<p>・核燃料物質で汚染された物の対象範囲を見直し（以下、同じ）</p>
1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域	20 μ Sv/h 以下									
2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域	200 μ Sv/h 以下									
1) 放射線業務従事者が常時立ち入る区域	20 μ Sv/h 以下									
2) 放射線業務従事者が一時的に立ち入る区域	200 μ Sv/h 以下									

変更前	変更後	変更理由
<p>2.1 <u>ガンマ線及び中性子線</u>に対する対策</p> <p>(1) セルの遮蔽能力</p> <p>最大取扱放射能を決定するため、セルの<u>ガンマ線及び中性子線</u>に対する遮蔽能力を以下に示す計算条件及び計算方法を用いて評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源</p> <p>線源は高速実験炉（以下「常陽」という。）のMK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル照射し、140日間冷却した場合の<u>線源</u>を用いる。各セル取扱場所における最大取扱放射能を表2-1に示す。</p> <p>線源の形状は点状等方線源とする。</p> <p>② 線源の配置</p> <p>各取扱場所での線源条件、遮蔽体及び評価条件を表2-2に示す。また、セルについては、線源、遮蔽体、線量率評価点の幾何学的配置を図2-1に示す。</p> <p>2) 計算方法</p> <p><u>ガンマ線及び中性子線の線量率の計算は、1次元Sn型輸送計算コードのANISNコード⁽¹⁾を用いて行う。ANISNの計算に使用するガンマ線及び中性子線の断面積は、RAD-HEATコードシステム⁽¹⁾を用いて作成する。</u></p> <p>なお、<u>ガンマ線束及び中性子線束</u>から線量率へ変換する変換係数は、平成12年科学技術庁告示第5号の数値を用いる。</p> <p>3) 計算結果</p> <p>表2-3に計算の結果を示す。いずれも、設計基準値以下である。</p> <p>(2) 廃液タンクの遮蔽能力</p> <p>放出前廃液タンクについて、ガンマ線に対する遮蔽能力を1MeVのエネルギーをもつ体積線源とみなして次の条件で評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 廃液タンク室の線源及び線量率評価点の幾何学的配置を図2-2に示す。</p> <p>② 評価点での線量率は、次式⁽²⁾により計算する。</p> $\Phi = \frac{B S v R}{\pi} \cdot G(k, p, \mu_s R, b_l)$ <p>Φ： 光子束（光子/cm²・sec）</p> <p>B： ビルドアップ係数</p> <p>S v： 体積線源の強さ（光子/cm³・sec）</p> <p>R： 廃液タンクの半径（cm）</p> <p>G： 廃液タンクの形状、評価点、遮蔽体等から定まる定数</p>	<p>2.1 <u>ガンマ線</u>に対する対策</p> <p>(1) セルの遮蔽能力</p> <p>最大取扱放射能を決定するため、セルのガンマ線に対する遮蔽能力を以下に示す計算条件及び計算方法を用いて評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 線源</p> <p>線源は高速実験炉（以下「常陽」という。）のMK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル照射し、140日間冷却した場合の<u>燃料ピンから採取した、核燃料物質で汚染された被覆管材料等の材料試験片</u>を用いる。各セル取扱場所における最大取扱放射能を表2-1に示す。</p> <p>線源の形状は点状等方線源とする。</p> <p>② 線源の配置</p> <p>各取扱場所での線源条件、遮蔽体及び評価条件を表2-2に示す。また、セルについては、線源、遮蔽体、線量率評価点の幾何学的配置を図2-1に示す。</p> <p>2) 計算方法</p> <p><u>ガンマ線の線量率の計算は、点減衰核積分法簡易遮蔽計算コード（QAD）⁽¹⁾により行う。計算に必要な遮蔽計算定数は、ICRP 1990年勧告（ICRP Pub. 60）に従って実効線量を評価するために整備されたデータライブラリ⁽²⁾を用いる。</u></p> <p>なお、ガンマ線束から線量率へ変換する変換係数は、平成12年科学技術庁告示第5号の数値を用いる。</p> <p>3) 計算結果</p> <p>表2-3に計算の結果を示す。いずれも、設計基準値以下である。</p> <p>(2) 廃液タンクの遮蔽能力</p> <p>放出前廃液タンクについて、ガンマ線に対する遮蔽能力を1MeVのエネルギーをもつ体積線源とみなして次の条件で評価する。</p> <p>1) 計算条件</p> <p>① 廃液タンク室の線源及び線量率評価点の幾何学的配置を図2-2に示す。</p> <p>② 評価点での線量率は次式⁽³⁾により計算する。</p> $\Phi = \frac{B S v R}{\pi} \cdot G(k, p, \mu_s R, b_l)$ <p>Φ： 光子束（光子/cm²・sec）</p> <p>B： ビルドアップ係数</p> <p>S v： 体積線源の強さ（光子/cm³・sec）</p> <p>R： 廃液タンクの半径（cm）</p> <p>G： 廃液タンクの形状、評価点、遮蔽体等から定まる定数</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除（以下、同じ）</p> <p>・線源の対象範囲を見直し</p> <p>・計算コードの変更</p> <p>・項番の繰下げ</p>

変更前	変更後	変更理由
<p>μ_s : 線源の線吸収係数 (cm^{-1})</p> <p>$k = \frac{h}{2R}$ h : 線源の高さ (cm)</p> <p>$p = \frac{b}{R}$ b : 線源と評価点との距離 (cm)</p> <p>$b_I = \mu t$ μ : 遮蔽体の線吸収係数 (cm^{-1}) t : 遮蔽体厚さ (cm)</p> <p>③ 貯留する液体廃棄物の放射能濃度は $0.37\text{Bq}/\text{cm}^3$ とする。 ④ 評価点は廃液タンク表面とする。 ⑤ ビルドアップ係数は1とする。 ⑥ 1MeV のガンマ線の1光子に相当する線量率は、$1.62 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{h}$ とする。</p> <p>2) 計算結果 放出前廃液タンクの評価点における線量率は、$3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、廃液タンク室における設計基準値 $200 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下である。</p> <p>周辺監視区域境界において想定される線量率について、想定される線量率の最も高い場所は、本施設の東方向 65m の地点で、この地点での直接線及びスカイシャイン線による線量率は、$9.0 \times 10^{-2} \text{mSv}/\text{y}$ 以下となる。</p> <p>2.2 アルファ線に対する対策 本施設で取り扱う核燃料物質のうち、アルファ線を放出するものは主としてプルトニウム-239 である。 プルトニウム-239 のアルファ線のエネルギーは、5.2MeV であり、その飛程は、空気中で約 36mm、水、木材又はゴムについては 0.04mm である。 セルは厚さ 4mm 以上のステンレス鋼板、同 10mm 以上のガラス、同 0.3mm 以上の PVC ブーツ、PVC バッグのいずれかで構成されており、アルファ線に対する遮蔽能力は十分である。</p> <p>2.3 参考文献 (1) JAERI-M5749 ; 放射線輸送・発熱計算コードシステム RAD-HEAT (1974) (2) R. G. JAEGER ら ; ENGINEERING COMPENDIUM ON RADIATION SHIELDING. vol 1.2 (1968)</p>	<p>μ_s : 線源の線吸収係数 (cm^{-1})</p> <p>$k = \frac{h}{2R}$ h : 線源の高さ (cm)</p> <p>$p = \frac{b}{R}$ b : 線源と評価点との距離 (cm)</p> <p>$b_I = \mu t$ μ : 遮蔽体の線吸収係数 (cm^{-1}) t : 遮蔽体厚さ (cm)</p> <p>③ 貯留する液体廃棄物の放射能濃度は $0.37\text{Bq}/\text{cm}^3$ とする。 ④ 評価点は廃液タンク表面とする。 ⑤ ビルドアップ係数は1とする。 ⑥ 1MeV のガンマ線の1光子に相当する線量率は、$1.62 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{h}$ とする。</p> <p>2) 計算結果 放出前廃液タンクの評価点における線量率は、$3 \times 10^{-2} \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、廃液タンク室における設計基準値 $200 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下である。</p> <p>周辺監視区域境界において想定される線量率について、想定される線量率の最も高い場所は、本施設の東方向 65m の地点で、この地点での直接線及びスカイシャイン線による線量率は、$7.0 \times 10^{-4} \text{mSv}/\text{y}$ となる。</p> <p>2.2 アルファ線に対する対策 本施設で取り扱う核燃料物質で汚染された照射済みの被覆管材料等から放出されるアルファ線は主としてプルトニウム-239 の汚染によるものである。 プルトニウム-239 のアルファ線のエネルギーは、5.2MeV であり、その飛程は、空気中で約 36mm、水、木材又はゴムについては 0.04mm である。 セルは厚さ 4mm 以上のステンレス鋼板、同 10mm 以上のガラス、同 0.3mm 以上の PVC ブーツ、PVC バッグのいずれかで構成されており、アルファ線に対する遮蔽能力は十分である。</p> <p>2.3 参考文献 (1) Y. Sakamoto and S. Tanaka ; QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M 90-110 (1990) (2) 坂本ら ; 実効線量評価のための光子・中性子・ベータ線制動放射線に対する遮へい計算定数, JAERI-Data/Code 2000-044 (2001) (3) R. G. JAEGER ら ; ENGINEERING COMPENDIUM ON RADIATION SHIELDING. vol 1.2 (1968)</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う見直し (以下、同じ)</p> <p>・計算コードの変更</p> <p>・項番の繰下げ</p>

変更前				変更後				変更理由
表 2-1 最大取扱放射能				表 2-1 最大取扱放射能				<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ） 試料の対象を見直し（以下、同じ）
取扱場所	最大取扱放射能（注1）		備 考	取扱場所	最大取扱放射能（注1）		備 考	
	（注2） ガンマ線 （Bq）	<u>（注3） 中性子線 （Bq）</u>			（注2） ガンマ線 （Bq）	（削る）		
No. 1 セル	2.78×10^{14}	＝	燃料ピン ^{（注4）} 5本分 （被覆管）	No. 1 セル	3.80×10^{12}		核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{（注3）}	
No. 2-1 セル	2.78×10^{14}	＝	燃料ピン ^{（注4）} 5本分 （被覆管）	No. 2-1 セル	3.80×10^{12}	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{（注3）}		
No. 2-2 セル	2.78×10^{14}	＝	燃料ピン ^{（注4）} 5本分 （被覆管）	No. 2-2 セル	3.80×10^{12}	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{（注3）}		
	2.78×10^{14}	＝	燃料ピン ^{（注4）} 5本分 （被覆管）		3.80×10^{12}	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{（注3）}		
<p>（注1） 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能相当（1サイクルは、60日運転、19日間停止）。</p> <p>（注2） 1Photon/secを1Bqとする。</p> <p><u>（注3） 1Neutron/secを1Bqとする。</u></p> <p>（注4） 最大取扱放射能（注1）に示す仕様に相当する燃料ピン。</p>				<p>（注1） 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能を用いて算出した（1サイクルは、60日運転、19日間停止）。</p> <p>（注2） 1Photon/secを1Bqとする。</p> <p>（注3） <u>（注1）に示す条件の燃料ピン5本から核燃料物質を除いた被覆管材料。</u></p>				<ul style="list-style-type: none"> 記載の適正化

表 2-2 各取扱場所の線源条件、遮蔽体及び評価条件

変更前				変更後				変更理由		
取扱場所	評価点	線源条件	線源位置		遮蔽体		線量率評価位置	設計標準値 (μ Sv/h)		
			位置	遮蔽体内壁との距離(cm)	材質	密度 (g/cm^3) ^{注1}			厚さ (cm) ^{注2}	位置
[]	前面 窓 側面 背面 天井 床 背面扉	燃料ビン5本分(被覆管)	[]	[]	[]	[]	操作室	0	100	20
			[]	[]	[]	[]	操作室	10	100	20
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	2
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	200
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	220	200
			[]	[]	[]	[]	排風機室	0	195	200
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	200
			[]	[]	[]	[]	排風機室	0	120	200
No.2-1セル ～ No.2-2セル	前面 窓 背面 天井 床 背面扉	燃料ビン5本分(被覆管)	No.2-1セル	0	重コンクリート	3.0	100	0	100	20
			～No.2-2セル内	10	鉛ガラス	3.6	80	10	100	20
			No.2-1セル	0	普通コンクリート	2.25	110	0	110	200
			～No.2-2セル内	25	普通コンクリート	2.25	105	0	130	200
			同上	90	普通コンクリート	2.25	105	0	195	200
			同上	76	鉄	7.8	34	0	110	200
			同上							
			同上							

(注1) 遮蔽計算に用いた密度 (注2) 遮蔽計算に用いた厚さ

表 2-2 各取扱場所の線源条件、遮蔽体及び評価条件

変更前				変更後				変更理由		
取扱場所	評価点	線源条件	線源位置		遮蔽体		線量率評価位置	設計標準値 (μ Sv/h)		
			位置	遮蔽体内壁との距離(cm)	材質	密度 (g/cm^3) ^{注1}			厚さ (cm) ^{注2}	位置
[]	前面 窓 側面 背面 天井 床 背面扉	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{注3}	[]	[]	[]	[]	操作室	0	100	20
			[]	[]	[]	[]	操作室	10	100	20
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	2
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	200
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	220	200
			[]	[]	[]	[]	排風機室	0	195	200
			[]	[]	[]	[]	操作室	0	110	200
			[]	[]	[]	[]	排風機室	0	120	200
No.2-1セル ～ No.2-2セル	前面 窓 背面 天井 床 背面扉	核燃料物質で汚染された被覆管材料 ^{注3}	No.2-1セル	0	重コンクリート	3.0	100	0	100	20
			～No.2-2セル内	10	鉛ガラス	3.6	80	10	100	20
			No.2-1セル	0	普通コンクリート	2.25	110	0	110	200
			～No.2-2セル内	25	普通コンクリート	2.25	105	0	130	200
			同上	90	普通コンクリート	2.25	105	0	195	200
			同上	76	鉄	7.8	34	0	110	200
			同上							
			同上							

(注1) 遮蔽計算に用いた密度 (注2) 遮蔽計算に用いた厚さ
(注3) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能を用いて算出した燃料ビン5本から核燃料物質を除いた被覆管材料

・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更(以下、同じ)

・線源の対象範囲を見直し(以下、同じ)

変更前						変更後						変更理由
表 2-3 各取扱場所のガンマ線及び中性子線に対する遮蔽能力						表 2-3 各取扱場所のガンマ線に対する遮蔽能力						<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除 (以下、同じ) ・核燃料物質の取扱い終了に伴う中性子線による線量率及びガンマ線と中性子線による線量率の和の記載を削除 ・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更 (以下、同じ)
評価場所	評価点	ガンマ線による線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	中性子線による線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)	ガンマ線と中性子線による線量率の和 ($\mu\text{Sv/h}$)	設計基準値 ($\mu\text{Sv/h}$)	評価場所	評価点	ガンマ線による線量率 ($\mu\text{Sv/h}$)			設計基準値 ($\mu\text{Sv/h}$)	
	前 面	<u>7.23</u>	=	<u>7.23</u>	20		前 面	<u>0.18</u>	(削る)	(削る)	20	
	窓	<u>3.70</u>	=	<u>3.70</u>	20		窓	<u>0.17</u>			20	
	側 面	<u>1.74</u>	=	<u>1.74</u>	2		側 面	<u>0.04</u>			2	
	背 面	<u>46.63</u>	=	<u>46.63</u>	200		背 面	<u>1.50</u>			200	
	天 井	<u>23.71</u>	=	<u>23.71</u>	200		天 井	<u>1.31</u>			200	
	床	<u>18.07</u>	=	<u>18.07</u>	200		床	<u>0.89</u>			200	
	背面扉	<u>19.91</u>	=	<u>19.91</u>	200		背面扉	<u>1.44</u>			200	
No. 2-1 セル ～ No. 2-2 セル	前 面	<u>7.23</u>	=	<u>7.23</u>	20	No. 2-1 セル ～ No. 2-2 セル	前 面	<u>0.18</u>		20		
	窓	<u>3.70</u>	=	<u>3.70</u>	20		窓	<u>0.17</u>		20		
	背 面	<u>46.63</u>	=	<u>46.63</u>	200		背 面	<u>1.50</u>		200		
	天 井	<u>47.23</u>	=	<u>47.23</u>	200		天 井	<u>2.01</u>		200		
	床	<u>18.07</u>	=	<u>18.07</u>	200		床	<u>0.89</u>		200		
背面扉	<u>19.91</u>	=	<u>19.91</u>	200	背面扉	<u>1.44</u>		200				
図 2-1 セルの遮蔽能力評価位置 (省略)						図 2-1 セルの遮蔽能力評価位置 (変更なし)						
図 2-2 線源・線量率評価点の幾何学的配置(廃液タンク) (省略)						図 2-2 線源・線量率評価点の幾何学的配置(廃液タンク) (変更なし)						

変更前	変更後	変更理由
<p>3. 火災等による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第四条 使用施設等は、火災又は爆発によりそ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、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。</p> <p>2 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（次項において「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。</p> <p>3 消火設備は、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> </div> <p>3.1 火災事故</p> <p>建家及びセルは、鉄筋コンクリート造で内部の主要な設備も不燃材料又は難燃材料を用いるので一般火災の可能性は非常に少ない。</p> <p>建家内火災に対しては、消防法に基づく自動火災報知設備及び消火器具を設置し、また必要な箇所には防火扉を設ける。特に非管理区域と管理区域の境界には防火壁及び防火ダンパを設け非管理区域からの延焼を防止する。</p> <p>セル火災に対しては、ハロゲン化物消火設備及び自動火災報知設備を設置するとともに、セル及びグローブボックス内には粉末消火剤を常備する。ハロゲン化物消火設備によって消火を行う場合は、セルの給気弁を閉じて負圧を確認しながら行う。</p> <p>本施設で発生した固体廃棄物は、カートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。このうち、カートンボックスは、廃棄物管理施設へ引き渡すまでの間、火災による延焼防止のため金属製容器に収納した上で照射材料試験施設（MMF）の保管廃棄施設に保管する。所定の容器に収納することが困難な大型機械等は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p>また、核燃料物質等を使用する設備において、可燃性の廃棄しようとする物が発生した場合は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p><u>維持管理設備については電源から切り離しを行い、火災を防止するための必要な措置を講ずる。</u></p> <p>3.2 爆発事故 (省略)</p> <p>4. 立入りの防止 (省略)</p> <p>5. 自然現象による影響の考慮 (省略)</p> <p>6. 核燃料物質の<u>臨界</u>の防止 (省略)</p> <p>7. 使用前検査対象施設の地盤 (省略)</p> <p>8. 地震による損傷の防止 (省略)</p> <p>9. 津波による損傷の防止 (省略)</p> <p>10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (省略)</p> <p>11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (省略)</p> <p>12. 溢水による損傷の防止 (省略)</p> <p>13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (省略)</p>	<p>3. 火災等による損傷の防止</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>第四条 使用施設等は、火災又は爆発によりそ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、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。</p> <p>2 使用前検査対象施設には、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、前項に定めるもののほか、消火を行う設備（次項において「消火設備」という。）及び早期に火災発生を感知する設備を設けなければならない。</p> <p>3 消火設備は、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> </div> <p>3.1 火災事故</p> <p>建家及びセルは、鉄筋コンクリート造で内部の主要な設備も不燃材料又は難燃材料を用いるので一般火災の可能性は非常に少ない。</p> <p>建家内火災に対しては、消防法に基づく自動火災報知設備及び消火器具を設置し、また必要な箇所には防火扉を設ける。特に非管理区域と管理区域の境界には防火壁及び防火ダンパを設け非管理区域からの延焼を防止する。</p> <p>セル火災に対しては、ハロゲン化物消火設備及び自動火災報知設備を設置するとともに、セル及びグローブボックス内には粉末消火剤を常備する。ハロゲン化物消火設備によって消火を行う場合は、セルの給気弁を閉じて負圧を確認しながら行う。</p> <p>本施設で発生した固体廃棄物は、カートンボックス、ペール缶、ドラム缶等（以下「所定の容器」という。）に収納する。このうち、カートンボックスは、廃棄物管理施設へ引き渡すまでの間、火災による延焼防止のため金属製容器に収納した上で照射材料試験施設（MMF）の保管廃棄施設に保管する。所定の容器に収納することが困難な大型機械等は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p>また、<u>核燃料物質で汚染された照射済みの被覆管材料等</u>を使用する設備において、可燃性の廃棄しようとする物が発生した場合は、火災による延焼を防止するための必要な措置を講ずる。</p> <p>3.2 爆発事故 (変更なし)</p> <p>4. 立入りの防止 (変更なし)</p> <p>5. 自然現象による影響の考慮 (変更なし)</p> <p>6. 核燃料物質の臨界の防止 (変更なし)</p> <p>7. 使用前検査対象施設の地盤 (変更なし)</p> <p>8. 地震による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>9. 津波による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>10. 外部からの衝撃による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>11. 使用前検査対象施設への人の不法な侵入等の防止 (変更なし)</p> <p>12. 溢水による損傷の防止 (変更なし)</p> <p>13. 化学薬品の漏えいによる損傷の防止 (変更なし)</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更</p> <p>・維持管理設備の削除に伴う削除</p> <p>・記載の適正化</p>

変更前	変更後	変更理由
14. 飛散物による損傷の防止 (省略)	14. 飛散物による損傷の防止 (変更なし)	
15. 重要度に応じた安全機能の確保 (省略)	15. 重要度に応じた安全機能の確保 (変更なし)	
16. 環境条件を考慮した設計 (省略)	16. 環境条件を考慮した設計 (変更なし)	
17. 検査等を考慮した設計 (省略)	17. 検査等を考慮した設計 (変更なし)	
18. 使用前検査対象施設の共用 (省略)	18. 使用前検査対象施設の共用 (変更なし)	
19. 誤操作の防止 (省略)	19. 誤操作の防止 (変更なし)	
20. 安全避難通路等 (省略)	20. 安全避難通路等 (変更なし)	
21. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (省略)	21. 設計評価事故時の放射線障害の防止 (変更なし)	
22. 貯蔵施設 (省略)	22. 貯蔵施設 (変更なし)	

変更前	変更後	変更理由
<p>23. 廃棄施設</p> <p>第二十四条 廃棄施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を処理するための施設又は設備を設けなければならない。</p> <p>一 管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等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ものであること。ただし、空气中に放射性物質が飛散するおそれのないときは、この限りではない。</p> <p>二 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低減できるよう、使用施設等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ものであること。</p> <p>2 廃棄施設には、放射性廃棄物を保管廃棄する場合は、次に掲げるところにより、保管廃棄施設を設けなければならない。</p> <p>一 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ものであること。</p> <p>二 外部と区画されたものであること。</p> <p>三 放射性廃棄物を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けるものであること。</p> <p>四 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p> <p>3 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>23.1 気体廃棄物管理</p> <p>管理区域内の排気は、高性能エアフィルタを通して排気筒から排出する。</p> <p>管理区域の排気中に含まれる放射性物質は、<u>地階排風機室に設置した排気設備のプレフィルタ、高性能エアフィルタ及びチャコールフィルタ（第1系統及び第4系統）</u>によって除去する。特にセル内及びグローブボックス内の排気口にはプレフィルタ及び高性能エアフィルタを設ける。</p> <p>排気設備を通した排気は、放射性物質濃度を排気モニタにより連続的に測定しながら排気筒から大気中に放出する。</p> <p>排気設備は、排気フィルタユニット、排風機、排気ダクト及び排気筒が連結され、排気口以外から漏れにくい構造であり、かつ、腐食しにくい材料を用いている。</p> <p>排気設備に故障が生じた場合には、放射性物質によって汚染された空気の広がりを急速に防止できる弁を設けている。</p> <p>1) <u>気体廃棄物放出量の計算条件</u></p> <p>① <u>放出放射性物質</u></p> <p><u>放出放射性物質は、照射燃料^(注1)中に含まれる希ガス及びヨウ素並びに粒子状放射性物質のストロンチウム、セシウム及びプルトニウムである。これら放射性物質の燃料中の量を表4-1に示す。</u></p>	<p>23. 廃棄施設</p> <p>第二十四条 廃棄施設には、次に掲げるところにより、放射性廃棄物を処理するための施設又は設備を設けなければならない。</p> <p>一 管理区域内の人が常時立ち入る場所及び周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度を低減できるよう、使用施設等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ものであること。ただし、空气中に放射性物質が飛散するおそれのないときは、この限りではない。</p> <p>二 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低減できるよう、使用施設等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ものであること。</p> <p>2 廃棄施設には、放射性廃棄物を保管廃棄する場合は、次に掲げるところにより、保管廃棄施設を設けなければならない。</p> <p>一 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ものであること。</p> <p>二 外部と区画されたものであること。</p> <p>三 放射性廃棄物を冷却する必要がある場合には、冷却するために必要な設備を設けるものであること。</p> <p>四 放射性廃棄物を搬出入する場合その他特に必要がある場合を除き、施錠又は立入制限の措置を講じたものであること。</p> <p>3 放射性廃棄物を廃棄するための施設又は設備には、標識を設けなければならない。</p> <p>23.1 気体廃棄物管理</p> <p>管理区域内の排気は、高性能エアフィルタを通して排気筒から排出する。</p> <p>管理区域の排気中に含まれる放射性物質は、<u>地階排風機室に設置した排気設備のプレフィルタ及び高性能エアフィルタ</u>によって除去する。特にセル内及びグローブボックス内の排気口にはプレフィルタ及び高性能エアフィルタを設ける。</p> <p>排気設備を通した排気は、放射性物質濃度を排気モニタにより連続的に測定しながら排気筒から大気中に放出する。</p> <p>排気設備は、排気フィルタユニット、排風機、排気ダクト及び排気筒が連結され、排気口以外から漏れにくい構造であり、かつ、腐食しにくい材料を用いている。</p> <p>排気設備に故障が生じた場合には、放射性物質によって汚染された空気の広がりを急速に防止できる弁を設けている。</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除</p> <p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>② 発生量</u></p> <p>本施設での照射後試験作業の中で、<u>気体廃棄物を発生する作業は、No.1セル内で行われる燃料ピンの切断作業であり、他のセル内では外観検査、寸法、密度測定等であるので気体廃棄物の発生はほとんどない。</u></p> <p><u>切断作業により発生する気体廃棄物は、次の条件により求める。切断作業としては、年間最高で500本の燃料ピン小試験片（8cm/本）を処理し、脱ミート後被覆管試料1本当たり2か所切断するものとする。切断しろを0.5mmとすれば、切断粉は年間88g*となる。</u></p> <p><u>このうち80%^{注2)}は切断機に付属する集塵機によって回収され、残り20%がセル内に飛散し、さらにこのうちの1%^{注3)}が気体廃棄物となるものとする。</u></p> <p><u>脱ミート後の燃料ピン小試験片（8cm/本）の取扱いにより発生する気体廃棄物は、次の条件により求める。</u></p> <p><u>脱ミート後の燃料ピン小試験片において燃料の付着があるものは、脱ミート後の被覆管300本/年であり、脱ミート後の被覆管への燃料の付着率を1%とすると、被覆管300本に付着している燃料は43g**となる。この被覆管に付着した燃料がセル内に飛散し、このうち1%^{注3)}が気体廃棄物になるものとする。燃料中の希ガスは100%、ヨウ素は50%^{注4)}が気体廃棄物となるものとする。ヨウ素についてはプレートアウト率（45%）^{注5)}を考慮して発生量を求めた。</u></p> <p><u>* 被覆管1cmの中には、1.75₃gの燃料^{注1)}が装荷されている。切断しろ0.5mmを1本あたり2か所切断する。</u></p> $1.75_3 [\text{g/cm}] \times 0.1 [\text{cm}] \times 500 [\text{本}] \div 88 [\text{g}]$ <p><u>** 被覆管1cmの中には、1.75₃gの燃料^{注1)}が装荷されている。脱ミート後の被覆管の長さは8cmである。</u></p> $1.75_3 [\text{g/cm}] \times 8 [\text{cm}] \times 300 [\text{本}] \times 0.01 \div 43 [\text{g}]$ <p><u>注1) 「常陽」MK-III内側炉心燃料を140MW炉心で6サイクル運転後140日間冷却した時点での放射能相当（1サイクルは、60日運転、19日間停止）</u></p> <p><u>注2) 切断部が開放型なので回収率を少なめに見込んで80%とする。</u></p> <p><u>注3) ホットラボの設計と管理（「ホットラボ」研究専門委員会、日本原子力学会、1976年9月）では、粒子の飛散率を1%としているので、その値を参考にした。</u></p> <p><u>注4) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」では、ヨウ素の燃料からの放出率を50%としているので、その値を参考にした。</u></p> <p><u>注5) 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における重大事故及び仮想事故の具体的な解析によれば、放出される無機ヨウ素は90%であり、そのうち50%が漏えいに寄与しないとされているためプレートアウト率45%とした。</u></p> <p><u>(3) フィルタの効率</u></p> <p><u>排気中に移行した放射性廃棄物は、セル内高性能エアフィルタでろ過し、さらに排風機室の高性能エアフィルタ及びチャコールフィルタを通して環境に放出する。</u></p> <p><u>フィルタの粒子状放射性物質又はヨウ素の捕集効率は次のとおりである。</u></p>	<p>本施設での照射後試験作業は、No.1セル内で行われる<u>被覆管材料の切断作業及び他のセル内で行われる外観検査等であり、気体廃棄物の発生はない。</u></p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う変更及び削除（以下、同じ）</p>

変更前	変更後	変更理由
<p><u>セル内の高性能エアフィルタ</u> <u>99.9% (0.3μm 粒子に対して)</u></p> <p><u>排風機室の高性能エアフィルタ</u> <u>99% (0.3μm 粒子に対して)</u></p> <p><u>排風機室のチャコールフィルタ</u> <u>99% (ヨウ素に対して)</u></p> <p><u>したがって、粒子状放射性物質及びヨウ素の透過率は、</u> <u>それぞれ $\frac{1}{10^5}$ 及び $\frac{1}{10^2}$ となる。</u></p> <p><u>2) 気体廃棄物の放出量</u> <u>排気筒から環境に放出される放射性物質の量は、次式により求める。</u> <u>放出量 = (発生量) × (フィルタの透過率)</u> <u>計算結果を表 4-2 に示す。</u></p> <p>23.2 液体廃棄物管理 (省略)</p>	<p>23.2 液体廃棄物管理 (変更なし)</p>	<p>・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除</p>

変更前	変更後	変更理由																										
<p style="text-align: center;">表 4-1 燃料中の放射性物質の量</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">核 種</th> <th style="text-align: center;">燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td style="text-align: center;">Kr-85*</td><td style="text-align: center;">7.04×10^8</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Sr-90</td><td style="text-align: center;">5.48×10^9</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">I-131</td><td style="text-align: center;">4.89×10^6</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Xe-131m*</td><td style="text-align: center;">1.96×10^6</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Xe-133*</td><td style="text-align: center;">3.40×10^5</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Cs-137</td><td style="text-align: center;">9.64×10^9</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Pu-238</td><td style="text-align: center;">1.20×10^9</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Pu-239</td><td style="text-align: center;">2.48×10^8</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Pu-240</td><td style="text-align: center;">4.31×10^8</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Pu-241</td><td style="text-align: center;">3.94×10^{10}</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Pu-242</td><td style="text-align: center;">1.13×10^6</td></tr> <tr><td style="text-align: center;">Am-241</td><td style="text-align: center;">4.03×10^8</td></tr> </tbody> </table> <p>「常陽」MK-III内側炉心燃料 組成 : 23%PuO₂-77%UO₂ プルトニウム同位体比 : Pu238 : Pu239 : Pu240 : Pu241 : Pu242 = 1 : 63 : 24 : 8 : 4 ウラン濃縮度 : 18% 照射条件 : 140MW 炉心で6サイクル運転後140日間冷却 (1サイクルは、60日運転、19日間停止) * : Kr-85、Xe-131m 及び Xe-133 の燃料中の保持率を70%とした。</p>	核 種	燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)	Kr-85*	7.04×10^8	Sr-90	5.48×10^9	I-131	4.89×10^6	Xe-131m*	1.96×10^6	Xe-133*	3.40×10^5	Cs-137	9.64×10^9	Pu-238	1.20×10^9	Pu-239	2.48×10^8	Pu-240	4.31×10^8	Pu-241	3.94×10^{10}	Pu-242	1.13×10^6	Am-241	4.03×10^8	(削る)	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱い終了に伴う削除
核 種	燃料中の比放射能 (Bq/g-fuel)																											
Kr-85*	7.04×10^8																											
Sr-90	5.48×10^9																											
I-131	4.89×10^6																											
Xe-131m*	1.96×10^6																											
Xe-133*	3.40×10^5																											
Cs-137	9.64×10^9																											
Pu-238	1.20×10^9																											
Pu-239	2.48×10^8																											
Pu-240	4.31×10^8																											
Pu-241	3.94×10^{10}																											
Pu-242	1.13×10^6																											
Am-241	4.03×10^8																											

変更前			変更後		変更理由
表 4-2 気体廃棄物の放出量			(削る)		・核燃料物質の取扱い終了に伴う削除
核種	放出量 (3月当たり) * (Bq)	放出量 (1年当たり) (Bq)			
Kr-85	8.27×10^{11}	3.03×10^{12}			
Sr-90	8.95×10^3	3.28×10^4			
I-131	1.58×10^7	5.78×10^7			
Xe-131m	2.30×10^9	8.43×10^9			
Xe-133	4.01×10^8	1.47×10^9			
Cs-137	1.58×10^4	5.76×10^4			
Pu-238	1.96×10^3	7.17×10^3			
Pu-239	4.07×10^2	1.49×10^3			
Pu-240	7.04×10^2	2.58×10^3			
Pu-241	6.44×10^4	2.36×10^5			
Pu-242	1.85×10^0	6.75×10^0			
Am-241	6.58×10^2	2.41×10^3			
*年間放出量×3/11とする。					
24. 汚染を検査するための設備	(省略)	24. 汚染を検査するための設備	(変更なし)		
25. 監視設備	(省略)	25. 監視設備	(変更なし)		
26. 非常用電源設備	(省略)	26. 非常用電源設備	(変更なし)		
27. 通信連絡設備等	(省略)	27. 通信連絡設備等	(変更なし)		
28. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	(省略)	28. 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	(変更なし)		

変更前	変更後	変更理由
<p data-bbox="92 191 240 222">添付書類 2</p> <p data-bbox="172 548 1279 674">変更後における使用施設等の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、爆発等があった場合に発生すると想定される事故の種類及び程度並びにこれらの原因又は事故に应付する災害防止の措置に関する説明書</p>	<p data-bbox="1359 191 1507 222">添付書類 2</p> <p data-bbox="1923 548 2059 579">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類 3</p> <p style="text-align: center;"> 変更に係る核燃料物質の使用に必要な 技術的能力に関する説明書 （施設編） 第2照射材料試験施設 </p>	<p>添付書類 3</p> <p style="text-align: center;">(変更なし)</p>	

変更前	変更後	変更理由
<p>添付書類 4</p> <p>変更後における使用施設等の保安のための業務に係る 品質管理に必要な体制の整備に関する説明書 （施設編） 第2照射材料試験施設</p>	<p>添付書類 4</p> <p>（変更なし）</p>	