

令03原機(安)010

令和3年12月10日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

理事長 児玉 敏雄

(公印省略)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

原子力科学研究所

原子炉設置変更許可申請書

放射性廃棄物の廃棄施設等の変更

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26条第1項の規定に基づき、下記のとおり国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の原子炉設置に係る変更の許可を申請します。

## 記

### 一 名称及び住所並びに代表者の氏名

名	称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住	所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1
代	表	者
の	氏	名
	理	事
	長	児
		玉
		敏
		雄

### 二 変更に係る事業所の名称及び所在地

名	称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
		原子力科学研究所
所	在	地
		茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4

### 三 変更の内容

昭和43年9月18日付け43原研05第50号をもって原子炉の設置に関する書類を提出し、その後、別紙1のとおり設置変更の許可を受けた国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所（以下「原子力科学研究所」という。）の原子炉設置変更許可申請書のうち、放射性廃棄物の廃棄施設等に関する記載の一部を別紙2のとおり変更する。

また、その他用語の統一などによる記載の適正化を行う。

### 四 変更の理由

#### (1) 放射性廃棄物の廃棄施設の変更

放射性廃棄物の廃棄施設について、アスファルト固化装置等の使用を停止する。

また、アスファルト固化装置等の使用停止に伴い、液体廃棄物のレベル区分の見直しを行う。

#### (2) その他記載の適正化

### 五 工事計画

当該変更に伴う工事の計画はない。

別紙 1

原子力科学研究所の原子炉

設置変更許可の経緯

原子力科学研究所の原子炉設置変更許可の経緯

原子力科学研究所の放射性廃棄物の廃棄施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和48年 1月 9日	48原 第162号	処理前廃液貯槽、蒸発濃縮処理装置等の変更
昭和49年 1月22日	49原 第537号	処理前廃液貯槽、圧縮処理装置等の変更
昭和52年 6月 7日	52安(原規)第181号	第1及び第2処理棟の設置等
昭和53年 3月28日	53安(原規)第108号	廃棄施設の増設(北部)
昭和55年 5月15日	55安(原規)第 87号	使用済燃料等貯蔵施設の撤去
昭和55年12月26日	55安(原規)第274号	廃液貯槽の撤去
昭和58年 1月14日	57安(原規)第267号	焼却処理装置の撤去等
昭和60年 4月 8日	60安(原規)第 37号	第2保管廃棄施設(低レベル用)の設置
平成元年 3月 2日	元安(原規)第 27号	第2保管廃棄施設(低・中レベル用)の設置
平成 4年 5月15日	4安(原規)第 96号	第3廃棄物処理棟及び内装設備の設置
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	解体分別保管棟の設置等
平成11年 3月30日	11安(原規)第 52号	減容処理棟の設置
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	固体廃棄物の処理方法の追加
平成30年10月17日	原規規発第1810173号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	———	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書類届出

## 放射線管理施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和50年 3月 6日	50原 第1838号	モニタリングポスト装置の変更
令和 2年 4月22日	———	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書類届出

## J R R - 1 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年10月20日	———	解体届出 (44原研05第16号)
昭和45年 9月16日	———	解体届出の変更の届出 (45原研05第24号)
平成15年 7月31日	———	廃止届出 (15原研20第15号)

## J R R - 2 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 1月30日	44原 第 417号	燃料要素中の <sup>235</sup> Uの増量、過剰反応度の追加
昭和45年 8月 5日	45原 第4966号	E F T L - 2 及び L N T N の撤去
昭和45年12月10日	45原 第7861号	S I L の設置
昭和46年 7月17日	46原 第5105号	新燃料及び使用済燃料貯蔵能力の変更
昭和46年 8月19日	46原 第5862号	S I L 最高使用圧力の変更
昭和47年 1月20日	47原 第9841号	燃料体濃縮度、1次系ポンプ、フィルタの変更
昭和47年 3月 2日	47原 第2114号	E B P 型燃料要素の追加 (実験用)
昭和48年 5月29日	48原 第5577号	H W L - 1 の撤去
昭和48年11月14日	48原 第10541号	上部遮蔽体の改造、円筒B型燃料の追加
昭和50年 6月24日	50原 第5895号	<sup>41</sup> A r 減衰ダクトの設置

昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和51年12月14日	51安(原規)第199号	燃料貯蔵庫の移設等
昭和57年 7月28日	56安(原規)第101号	燃料の最高燃焼度を40%に変更等
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	試験用燃料要素 (MEU及びLEU) の追加
昭和61年12月 5日	61安(原規)第193号	中濃縮度燃料要素の追加
昭和63年 8月31日	63安(原規)第373号	JRR-4 使用済燃料の貯蔵に係る記載の変更
平成 2年 6月18日	2安(原規)第353号	JRR-2の熱中性子柱を利用して悪性しゅよう等の医療照射の追加
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成 9年 5月 9日	———	解体届出 (9原研05第78号)
平成18年11月 6日	18諸文科科第940号	廃止措置計画の認可
平成24年 9月10日	24文科科第409号	廃止措置計画変更の認可
令和 2年 4月22日	———	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書類届出
令和 3年 6月25日	原規規発第2106252号	廃止措置計画変更の認可

J R R - 3 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 3月 4日	44原 第1204号	脳しゅよう患者治療のため使用目的の変更
昭和45年10月 8日	45原 第6774号	燃料を金属ウランから二酸化ウランに変更
昭和46年10月 4日	46原 第7142号	使用済燃料貯蔵能力の変更
昭和47年 3月29日	47原 第2726号	ヘリウム圧縮機の増設
昭和47年 6月22日	47原 第6520号	核的制限値の変更
昭和48年 5月29日	48原 第5577号	F G R L の撤去
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の貯蔵能力、処分の方法等の変更
昭和55年 5月15日	55安(原規)第 87号	使用済燃料貯蔵施設の設置(北地区)
昭和55年12月26日	55安(原規)第274号	L T F L の撤去
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	燃料管理施設の設置等
昭和59年12月19日	59安(原規)第229号	原子炉施設の改造
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成10年 1月 7日	9安(原規)第241号	シリサイド燃料等への変更
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成30年11月 7日	原規規発第1811076号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	———	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書類届出

J R R - 4 原子炉施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和47年 1月25日	47原 第9840号	燃料体濃縮度の変更
昭和49年 5月 8日	49原 第4308号	熱出力の増加
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和63年 8月31日	63安(原規)第373号	J R R - 4 使用済燃料の貯蔵に係る記載の変更
平成 3年 6月21日	3安(原規)第343号	使用済燃料の貯蔵及び処分の方法に係る記載の変更
平成 8年 9月19日	8安(原規)第384号	低濃縮燃料要素の使用及び原子炉施設の整備
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成29年 6月 7日	原規規発第1706077号	廃止措置計画の認可
平成30年12月25日	原規規発第1812253号	廃止措置計画変更の認可
令和 2年 4月22日	———	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書類届出
令和 3年 6月25日	原規規発第2106253号	廃止措置計画変更の認可



## F C A（高速炉臨界実験装置）施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 2月27日	44原 第1120号	P u 燃料の使用に伴う変更
昭和45年 6月30日	45原 第4109号	燃料体の仕様変更等
昭和46年 8月19日	46原 第5863号	U濃縮度の変更
昭和48年10月12日	48原 第9743号	炉心構造の変更
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和55年 7月 4日	55安(原規)第 38号	非常用電源の更新
昭和58年 7月22日	58安(原規)第131号	300kV パルス中性子発生装置の撤去
平成元年 3月 2日	元安(原規)第 27号	燃料貯蔵施設の貯蔵能力の変更
平成 7年11月29日	7安(原規)第353号	模擬物質の種類を追加（含窒素化合物）
平成27年 7月28日	原規規発第1507285号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和 2年 4月22日	———	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書類届出
令和 3年 9月29日	原規規発第2109293号	廃止措置計画の認可

## T C A（軽水臨界実験装置）施設

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和43年12月26日	43原 第6393号	炉心構成の変更
昭和44年11月27日	44原 第6144号	炉心構成の変更
昭和46年 5月28日	46原 第4173号	炉心構成の変更
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和63年 3月 4日	63安(原規)第 35号	燃料要素等の更新
平成 7年 4月28日	7安(原規)第 81号	使用の目的の変更
令和 2年 4月22日	———	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書類届出
令和 2年 8月21日	原規規発第2008214号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和 3年 3月17日	原規規発第21031713号	廃止措置計画の認可

VHTRC（高温ガス炉臨界実験装置）施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和51年 8月24日	51安(原規)第 78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和51年12月14日	51安(原規)第199号	燃料貯蔵庫の移設等
昭和52年 8月26日	52安(原規)第254号	実験用挿入物等の変更
昭和55年 8月15日	55安(原規)第186号	熱的制限値の変更
昭和58年 1月14日	57安(原規)第267号	炉心部の改造
平成12年 3月17日	———	解体届出（12原研05第30号）
平成18年 9月 4日	18諸文科科第1488号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成18年11月 6日	18諸文科科第939号	廃止措置計画の認可
平成21年 5月27日	21諸文科科第6437号	廃止措置計画の変更の認可
平成22年 6月30日	21受文科科第5894号	廃止措置終了の確認

J P D R 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和43年 9月18日	———	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 9月25日	44原 第5128号	J P D R - II への改造
昭和44年12月22日	44原 第6145号	燃料濃縮度の変更
昭和45年 4月27日	45原 第1702号	安全弁、給水ポンプ等の容量の変更
昭和45年 9月11日	45原 第4490号	使用済燃料貯蔵施設の増設
昭和45年11月26日	45原 第7025号	燃料最高温度の変更
昭和47年 9月11日	47原 第7904号	自動逃し弁の設置
昭和49年10月 1日	49原 第7806号	液体廃棄物処理設備の増設
昭和57年12月 9日	———	解体届出（57原研05第50号）
平成14年10月17日	———	廃止届出（14原研05第148号）

NSRR 原子炉施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和48年 3月27日	48原 第2939号	新設
昭和49年 2月20日	49原 第 538号	非常用電源設備の変更
昭和49年 8月21日	49原 第7805号	気体廃棄物の廃棄設備の変更
昭和51年 2月24日	51安 第1378号	Na 実験棟の追加
昭和51年11月 9日	51安(原規)第 161号	カプセルの仕様追加
昭和55年 1月17日	54安(原規)第 172号	照射物管理棟の設置
昭和55年11月18日	55安(原規)第 231号	未照射 $PuO_2-UO_2$ 追加
昭和62年 5月27日	62安(原規)第 115号	熱出力及び原子炉施設の変更
平成元年11月10日	元安(原規)第 598号	未照射アルミナイド燃料及び未照射シリサイド燃料の追加
平成 6年10月 3日	6安(原規)第 235号	照射済プルトニウム-ウラン混合酸化物燃料及び未照射ウラン水素化ジルコニウム燃料の追加
平成15年 5月12日	14諸文科科第3396号	高圧水カプセルの構造変更、流動水カプセルの廃止、燃料貯蔵能力の変更等
平成21年 3月11日	20諸文科科第2058号	使用の目的の変更
平成30年 1月31日	原規規発第18013111号	新規制基準への適合等のための変更
令和 2年 4月22日	——	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書類届出

S T A C Y (定常臨界実験装置) 施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和63年10月7日	63安(原規)第409号	新設
平成7年11月29日	7安(原規)第353号	燃料材の種類、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成11年3月30日	11安(原規)第52号	燃料材の劣化ウラン量、粉末燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更
平成20年2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備の設置
平成21年3月11日	20諸文科科第2058号	V H T R C 施設から引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設置
平成30年1月31日	原規規発第18013110号	炉型の変更(熱中性子炉用臨界実験装置)、新規制基準への適合等のための変更
令和2年4月22日	——	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書類届出
令和2年8月21日	原規規発第2008214号	T C A 施設から引き渡された使用済棒状燃料貯蔵設備の設置

T R A C Y (過渡臨界実験装置) 施設

許可年月日	許可番号	備考
昭和63年10月7日	63安(原規)第409号	新設
平成7年11月29日	7安(原規)第353号	溶液燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の貯蔵能力の変更
平成11年3月30日	11安(原規)第52号	溶液燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の貯蔵能力の変更
平成20年2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備(S T A C Y 施設と共用)の設置
平成29年6月7日	原規規発第1706076号	廃止措置計画の認可
令和2年4月22日	——	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書類届出
令和3年6月25日	原規規発第2106254号	廃止措置計画変更の認可

別紙 2

変更の内容

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書のうち、共通編に関する記載を別添1のとおり変更する。

別添 1

## 共通編

共通編のうち、本文に関する記載を次表のとおり変更する。



変 更 前	変 更 後	備 考
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ 試験研究用等原子炉施設の位置 (省略)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造 (省略)</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備 (省略)</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (省略)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (省略)</p> <p>ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 (省略)</p>	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>イ 試験研究用等原子炉施設の位置 (変更なし)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造 (変更なし)</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備 (変更なし)</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備 (変更なし)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備 (変更なし)</p> <p>ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備 (変更なし)</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>各原子炉施設で発生する放射性廃棄物は、気体状の放射性廃棄物及び各原子炉施設の排水施設から排出する液体状の放射性廃棄物以外は、放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管廃棄する。</p> <p>放射性廃棄物処理場は、気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備で構成する。</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設は、フィルタ、排風機等からなる排気設備で構成する。液体廃棄物の廃棄設備は、搬入した液体廃棄物、処理に伴って発生した液体廃棄物及び各建家で発生した手洗い水、ドレン水等の液体廃棄物を貯留する廃液貯槽、液体廃棄物を処理する蒸発処理装置及び固化装置で構成する。固体廃棄物の廃棄設備は、固体廃棄物の処理施設、搬入した固体廃棄物を処理するまでの期間一時的に保管する処理前廃棄物保管場所、放射性廃棄物処理場の各施設で発生した固体廃棄物（放射性廃棄物を処理した後に容器に封入したもの及び処理等に伴って発生した固体廃棄物）を処理又は保管廃棄するまでの期間一時的に保管する発生廃棄物保管場所、及び固体廃棄物を保管廃棄する保管廃棄施設で構成する。</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備は、主として第2廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟に、また、固体廃棄物の廃棄設備の処理施設は、主として第1廃棄物処理棟、第2廃棄物処理棟及び減容処理棟に設置する。</p> <p>なお、放射性廃棄物処理場では、使用施設等で発生する放射性廃棄物についても同様に処理又は保管廃棄する。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設 (省略)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>原子炉施設等で発生する液体廃棄物は、下記に示すとおり、放射性物質の濃度により放出前廃液、液体廃棄物A、<u>液体廃棄物B-1及び液体廃棄物B-2</u>に分類され、通常、排水貯留 Pond、処理前廃液貯槽の廃液貯槽・I <u>又は廃液貯槽・II-2</u>に貯留する。</p> <p>排水貯留 Pond に貯留した液体廃棄物は、希釈水によって希釈した後、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出する。</p> <p>廃液貯槽・I <u>又は廃液貯槽・II-2</u>に貯留した液体廃棄物は、<u>放射性物質の濃度等に応じて、蒸発処理装置・I、蒸発処理装置・II等の廃液処理装置</u>によって処理する。</p>	<p>ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>各原子炉施設で発生する放射性廃棄物は、気体状の放射性廃棄物及び各原子炉施設の排水施設から排出する液体状の放射性廃棄物以外は、放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管廃棄する。</p> <p>放射性廃棄物処理場は、気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備で構成する。</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設は、フィルタ、排風機等からなる排気設備で構成する。液体廃棄物の廃棄設備は、搬入した液体廃棄物、処理に伴って発生した液体廃棄物及び各建家で発生した手洗い水、ドレン水等の液体廃棄物を貯留する廃液貯槽、液体廃棄物を処理する蒸発処理装置及び固化装置で構成する。固体廃棄物の廃棄設備は、固体廃棄物の処理施設、搬入した固体廃棄物を処理するまでの期間一時的に保管する処理前廃棄物保管場所、放射性廃棄物処理場の各施設で発生した固体廃棄物（放射性廃棄物を処理した後に容器に封入したもの及び処理等に伴って発生した固体廃棄物）を処理又は保管廃棄するまでの期間一時的に保管する発生廃棄物保管場所、及び固体廃棄物を保管廃棄する保管廃棄施設で構成する。</p> <p>液体廃棄物の廃棄設備は、主として第2廃棄物処理棟及び第3廃棄物処理棟に、また、固体廃棄物の廃棄設備の処理施設は、主として第1廃棄物処理棟、第2廃棄物処理棟及び減容処理棟に設置する。<u>ただし、第2廃棄物処理棟における液体廃棄物の廃棄設備のうち、廃液貯槽・II-2、蒸発処理装置・II及びアスファルト固化装置については、使用を停止する。</u></p> <p>なお、放射性廃棄物処理場では、使用施設等で発生する放射性廃棄物についても同様に処理又は保管廃棄する。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設 (変更なし)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄設備</p> <p>原子炉施設等で発生する液体廃棄物は、下記に示すとおり、放射性物質の濃度により放出前廃液、液体廃棄物A <u>及び液体廃棄物B</u>に分類され、通常、排水貯留 Pond、処理前廃液貯槽の廃液貯槽・I に貯留する。</p> <p>排水貯留 Pond に貯留した液体廃棄物は、希釈水によって希釈した後、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出する。</p> <p>廃液貯槽・I に貯留した液体廃棄物は、蒸発処理装置・I によって処理する。</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考																		
<p>蒸発処理装置・Iで処理した後の凝縮液は、<u>処理済廃液貯槽に貯留し、蒸発処理装置・IIで処理した後の凝縮液は、蒸発処理装置・II内の凝縮液貯槽・IIに貯留する。</u>貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出する。</p> <p>一方、蒸発処理後の濃縮廃液は、固化装置で固化し、ドラム缶等の容器に封入して発生廃棄物保管場所に保管した後、保管廃棄施設に保管廃棄する。</p> <p>放射性廃棄物処理場の各建家において処理等に伴って発生する液体廃棄物、及び手洗い水、ドレン水等の液体廃棄物は、各建家に設けた廃液貯槽に貯留し、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出するか、排水貯留ポンド又は廃液処理装置によって処理する。</p> <p>[液体廃棄物の区分]</p> <table border="0"> <tr> <td>区分</td> <td>放射性物質の濃度</td> </tr> <tr> <td>放出前廃液</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満)</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物A</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満)</td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物B-1</u></td> <td>3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満</td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物B-2</u></td> <td>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満</td> </tr> </table> <p>(i) 構造</p> <p>i) 基本設計方針 (省略)</p> <p>ii) 液体廃棄物の廃棄施設の構造</p> <p>a 廃液貯槽</p> <p>(a) 処理前廃液貯槽</p> <p>① 廃液貯槽・I</p> <p>本貯槽は、原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が <u>3.7×10<sup>2</sup>Bq/cm<sup>3</sup>未満のものを</u>処理を行うまでの期間貯留するためのものであり、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>本貯槽は、鉄筋コンクリート製の槽内面を鋼板及びゴムでライニングしたものである。</p> <p>② 廃液貯槽・II-2</p> <p>本貯槽は、<u>原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が 3.7×10<sup>5</sup>Bq/cm<sup>3</sup>未満のものを</u>処理を行うまでの期間貯留するためのものであり、<u>第2廃棄物処理棟に設置する。</u></p> <p>本貯槽は、<u>ステンレス鋼製のタンクとする。</u></p>	区分	放射性物質の濃度	放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	液体廃棄物A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	<u>液体廃棄物B-1</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>4</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満	<u>液体廃棄物B-2</u>	3.7×10 <sup>4</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満	<p>蒸発処理装置・Iで処理した後の凝縮液は、<u>処理済廃液貯槽又は廃液貯槽・Iに貯留する。</u>貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出する。</p> <p>一方、蒸発処理後の濃縮廃液は、固化装置で固化し、ドラム缶等の容器に封入して発生廃棄物保管場所に保管した後、保管廃棄施設に保管廃棄する。</p> <p>放射性廃棄物処理場の各建家において処理等に伴って発生する液体廃棄物、及び手洗い水、ドレン水等の液体廃棄物は、各建家に設けた廃液貯槽に貯留し、放射性物質の濃度を確認して排水口より排出するか、排水貯留ポンド又は廃液処理装置によって処理する。</p> <p>[液体廃棄物の区分]</p> <table border="0"> <tr> <td>区分</td> <td>放射性物質の濃度</td> </tr> <tr> <td>放出前廃液</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満)</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物A</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満)</td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物B</u></td> <td>3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup>以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満</u></td> </tr> </table> <p>(i) 構造</p> <p>i) 基本設計方針 (変更なし)</p> <p>ii) 液体廃棄物の廃棄施設の構造</p> <p>a 廃液貯槽</p> <p>(a) 処理前廃液貯槽</p> <p>① 廃液貯槽・I</p> <p>本貯槽は、原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が <u>3.7×10<sup>3</sup>Bq/cm<sup>3</sup>未満のものについて、</u>処理を行うまでの期間貯留するためのものであり、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>本貯槽は、鉄筋コンクリート製の槽内面を鋼板及びゴムでライニングしたものである。</p> <p>② 廃液貯槽・II-2</p> <p>本貯槽は、第2廃棄物処理棟に設置する<u>ものであり、</u>ステンレス鋼製のタンクとする。</p> <p><u>ただし、本貯槽については、使用を停止する。</u></p>	区分	放射性物質の濃度	放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	液体廃棄物A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	<u>液体廃棄物B</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満</u>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止記載の適正化</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し記載の適正化</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>
区分	放射性物質の濃度																			
放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																			
液体廃棄物A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																			
<u>液体廃棄物B-1</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>4</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満																			
<u>液体廃棄物B-2</u>	3.7×10 <sup>4</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満																			
区分	放射性物質の濃度																			
放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																			
液体廃棄物A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																			
<u>液体廃棄物B</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup>未満</u>																			

変更前	変更後	備考
<p>(b) 処理済廃液貯槽 (省略)</p> <p>(c) 排水貯留ポンド (省略)</p> <p>(d) 各建家に設ける廃液貯槽 (省略)</p> <p>b 廃液処理装置</p> <p>(a) 蒸発処理装置・I 本装置は、放出前廃液、液体廃棄物A及び液体廃棄物B-1のうち放射性物質の濃度が<math>3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3</math>未満の液体廃棄物を蒸発濃縮処理するもので、主たる材質はステンレス鋼を使用し、廃液供給槽、蒸発缶、凝縮器、凝縮液貯槽・I、濃縮液貯槽、充填塔等の除染機器等で構成する。 本装置は、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>(b) 蒸発処理装置・II 本装置は、放出前廃液、液体廃棄物A、液体廃棄物B-1及び液体廃棄物B-2を蒸発濃縮処理するもので、主たる材質はステンレス鋼を使用し、廃液供給槽、蒸発缶、凝縮器、凝縮液貯槽・II、濃縮液貯槽、充填塔等の除染機器等で構成するものであり、第2廃棄物処理棟に設置する。 本装置の主要部分は、コンクリートセル内に収納し遠隔操作が行えるような構造とする。</p> <p>(c) 固化装置</p> <p>㉑ セメント固化装置 本装置は、濃縮廃液、スラッジ等をセメント固化するもので、計量槽、混練用ミキサ、ドラム詰装置等で構成する。 本装置は、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>㉒ アスファルト固化装置 本装置は、濃縮廃液等をアスファルトと混合、加熱して水分を蒸発分離した後、ドラム缶等の容器に入れ、放冷しアスファルト固化体とするものである。 本装置は、第2廃棄物処理棟に設置し、その主要部分は、コンクリートセル内に収納し遠隔操作が行えるような構造とする。</p> <p>(ii) 廃棄物の処理能力 液体廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設から発生する液体廃棄物の希釈、蒸発処理等を行うことにより、周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が線量告示に規定する濃度限度以下となるような能力を有するものとするはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。</p>	<p>(b) 処理済廃液貯槽 (変更なし)</p> <p>(c) 排水貯留ポンド (変更なし)</p> <p>(d) 各建家に設ける廃液貯槽 (変更なし)</p> <p>b 廃液処理装置</p> <p>(a) 蒸発処理装置・I 本装置は、放出前廃液、液体廃棄物A及び液体廃棄物Bを蒸発濃縮処理するもので、主たる材質はステンレス鋼を使用し、廃液供給槽、蒸発缶、凝縮器、凝縮液貯槽・I、濃縮液貯槽、充填塔等の除染機器等で構成する。 本装置は、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>(b) 蒸発処理装置・II 本装置は、主たる材質はステンレス鋼を使用し、廃液供給槽、蒸発缶、凝縮器、凝縮液貯槽・II、濃縮液貯槽、充填塔等の除染機器等で構成するものであり、第2廃棄物処理棟に設置する。 本装置の主要部分は、コンクリートセル内に収納し遠隔操作が行えるような構造とする。 <u>ただし、本装置については、使用を停止する。</u></p> <p>(c) 固化装置</p> <p>㉑ セメント固化装置 本装置は、濃縮廃液、スラッジ等をセメント固化するもので、計量槽、混練用ミキサ、ドラム詰装置等で構成する。 本装置は、第3廃棄物処理棟に設置する。</p> <p>㉒ アスファルト固化装置 本装置は、濃縮廃液等をアスファルトと混合、加熱して水分を蒸発分離した後、ドラム缶等の容器に入れ、放冷しアスファルト固化体とするものである。 本装置は、第2廃棄物処理棟に設置し、その主要部分は、コンクリートセル内に収納し遠隔操作が行えるような構造とする。 <u>ただし、本装置については、使用を停止する。</u></p> <p>(ii) 廃棄物の処理能力 液体廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設から発生する液体廃棄物の希釈、蒸発処理等を行うことにより、周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が線量告示に規定する濃度限度以下となるような能力を有するものとするはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考
<p>a 処理能力</p> <p>(a) 廃液貯槽</p> <p>① 処理前廃液貯槽</p> <p>1) 廃液貯槽・I</p> <p>基数 3基</p> <p>容量 約80 (m<sup>3</sup>/基) × 3基</p> <p>2) 廃液貯槽・II-2</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>② 処理済廃液貯槽</p> <p>基数 3基</p> <p>容量 約80 (m<sup>3</sup>/基) × 3基</p> <p>③ 排水貯留ポンド</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約1,500 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>④ 各建家に設ける廃液貯槽</p> <p>1) 洗浄液ピット</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約6 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>2) 屋内排水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約12 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>3) 放出前排水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約50 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>4) 液体廃棄物A用排水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約50 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>5) 液体廃棄物B用排水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約5 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>6) 集水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約2 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>7) 洗浄液集水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>8) サンプピット</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p>	<p>a 処理能力</p> <p>(a) 廃液貯槽</p> <p>① 処理前廃液貯槽</p> <p>1) 廃液貯槽・I</p> <p>基数 3基</p> <p>容量 約80 (m<sup>3</sup>/基) × 3基</p> <p>2) 廃液貯槽・II-2</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>② 処理済廃液貯槽</p> <p>基数 3基</p> <p>容量 約80 (m<sup>3</sup>/基) × 3基</p> <p>③ 排水貯留ポンド</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約1,500 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>④ 各建家に設ける廃液貯槽</p> <p>1) 洗浄液ピット</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約6 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>2) 屋内排水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約12 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>3) 放出前排水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約50 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>4) 液体廃棄物A用排水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約50 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>5) 液体廃棄物B用排水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約5 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>6) 集水槽</p> <p>基数 1基</p> <p>容量 約2 (m<sup>3</sup>/基) × 1基</p> <p>7) 洗浄液集水槽</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p> <p>8) サンプピット</p> <p>基数 2基</p> <p>容量 約10 (m<sup>3</sup>/基) × 2基</p>	

変更前	変更後	備考
<p>9) 廃液槽 I  基数 2 基  容量 約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>10) 廃液槽 II  基数 3 基  容量 約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 3 基</p> <p>11) 廃液槽 III  基数 2 基  容量 約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>12) 廃液槽 IV  基数 2 基  容量 約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>13) 排水槽  基数 2 基  容量 約 300 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>(b) 廃液処理装置</p> <p>① 蒸発処理装置・I  基数 1 基  能力 約 2.5m<sup>3</sup>/h</p> <p>② 蒸発処理装置・II  基数 1 基  能力 約 0.7m<sup>3</sup>/h</p> <p>③ 固化装置</p> <p>1) セメント固化装置  基数 1 基  能力 約 1.0m<sup>3</sup>/d</p> <p>2) アスファルト固化装置  基数 1 基  能力 約 0.1m<sup>3</sup>/d</p> <p>b 除染能力  蒸発処理装置は、廃液の性状、核種等により除染率は異なるが、蒸発処理装置・I は、10<sup>4</sup> 以上の除染率を、蒸発処理装置・II は、10<sup>5</sup> 以上の除染率を有する。</p> <p>(iii) 排水口の位置  本施設の排水口は、原子力科学研究所の一般排水溝（第 2）に接続する。</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄設備  (省略)</p>	<p>9) 廃液槽 I  基数 2 基  容量 約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>10) 廃液槽 II  基数 3 基  容量 約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 3 基</p> <p>11) 廃液槽 III  基数 2 基  容量 約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>12) 廃液槽 IV  基数 2 基  容量 約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>13) 排水槽  基数 2 基  容量 約 300 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</p> <p>(b) 廃液処理装置</p> <p>① 蒸発処理装置・I  基数 1 基  能力 約 2.5m<sup>3</sup>/h</p> <p>② 蒸発処理装置・II  基数 1 基  能力 約 0.7m<sup>3</sup>/h</p> <p>③ 固化装置</p> <p>1) セメント固化装置  基数 1 基  能力 約 1.0m<sup>3</sup>/d</p> <p>2) アスファルト固化装置  基数 1 基  能力 約 0.1m<sup>3</sup>/d</p> <p>b 除染能力  蒸発処理装置は、廃液の性状、核種等により除染率は異なるが、蒸発処理装置・I は、10<sup>4</sup> 以上の除染率を、蒸発処理装置・II は、10<sup>5</sup> 以上の除染率を有する。</p> <p>(iii) 排水口の位置  本施設の排水口は、原子力科学研究所の一般排水溝（第 2）に接続する。</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄設備  (変更なし)</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
チ 放射線管理施設の構造及び設備 (省略)  リ 原子炉格納施設の構造及び設備 (省略)  ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備 (省略)	チ 放射線管理施設の構造及び設備 (変更なし)  リ 原子炉格納施設の構造及び設備 (変更なし)  ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備 (変更なし)	

変 更 前	変 更 後	備 考																																																								
<p style="text-align: center;">参 考 図 面 一 覧 表</p> <p>第 1 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図</p> <p>第 2 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図</p> <p>第 3 図 廃棄物処理の系統概要図</p> <p>第 4 図 放射性廃棄物処理場配置図</p> <p>J R R - 2 については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <table border="0"> <tr><td>J R R - 3</td><td>”</td><td>3</td><td>”</td></tr> <tr><td>J R R - 4</td><td>”</td><td>4</td><td>”</td></tr> <tr><td>F C A</td><td>”</td><td>5</td><td>”</td></tr> <tr><td>T C A</td><td>”</td><td>6</td><td>”</td></tr> <tr><td>N S R R</td><td>”</td><td>9</td><td>”</td></tr> <tr><td>S T A C Y</td><td>”</td><td>10</td><td>”</td></tr> <tr><td>T R A C Y</td><td>”</td><td>10</td><td>”</td></tr> </table> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p>	J R R - 3	”	3	”	J R R - 4	”	4	”	F C A	”	5	”	T C A	”	6	”	N S R R	”	9	”	S T A C Y	”	10	”	T R A C Y	”	10	”	<p style="text-align: center;">参 考 図 面 一 覧 表</p> <p>第 1 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図</p> <p>第 2 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図</p> <p>第 3 図 廃棄物処理の系統概要図</p> <p>第 4 図 放射性廃棄物処理場配置図</p> <p>J R R - 2 については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <table border="0"> <tr><td>J R R - 3</td><td>”</td><td>3</td><td>”</td></tr> <tr><td>J R R - 4</td><td>”</td><td>4</td><td>”</td></tr> <tr><td>F C A</td><td>”</td><td>5</td><td>”</td></tr> <tr><td>T C A</td><td>”</td><td>6</td><td>”</td></tr> <tr><td>N S R R</td><td>”</td><td>9</td><td>”</td></tr> <tr><td>S T A C Y</td><td>”</td><td>10</td><td>”</td></tr> <tr><td>T R A C Y</td><td>”</td><td>10</td><td>”</td></tr> </table> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p>	J R R - 3	”	3	”	J R R - 4	”	4	”	F C A	”	5	”	T C A	”	6	”	N S R R	”	9	”	S T A C Y	”	10	”	T R A C Y	”	10	”	
J R R - 3	”	3	”																																																							
J R R - 4	”	4	”																																																							
F C A	”	5	”																																																							
T C A	”	6	”																																																							
N S R R	”	9	”																																																							
S T A C Y	”	10	”																																																							
T R A C Y	”	10	”																																																							
J R R - 3	”	3	”																																																							
J R R - 4	”	4	”																																																							
F C A	”	5	”																																																							
T C A	”	6	”																																																							
N S R R	”	9	”																																																							
S T A C Y	”	10	”																																																							
T R A C Y	”	10	”																																																							



変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="240 489 1258 562">第 1 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図 (省略)</p> <p data-bbox="240 779 1258 852">第 2 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図 (省略)</p> <p data-bbox="516 1068 931 1142">第 3 図 廃棄物処理の系統概要図 (省略)</p> <p data-bbox="507 1358 940 1432">第 4 図 放射性廃棄物処理場配置図 (省略)</p>	<p data-bbox="1466 489 2484 562">第 1 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図 (変更なし)</p> <p data-bbox="1466 779 2484 852">第 2 図 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図 (変更なし)</p> <p data-bbox="1742 1068 2157 1142">第 3 図 廃棄物処理の系統概要図 (変更なし)</p> <p data-bbox="1733 1358 2166 1432">第 4 図 放射性廃棄物処理場配置図 (変更なし)</p>	

## 添 付 書 類

今回の変更に係る原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書（放射性廃棄物の廃棄施設等の変更）の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 変更後における試験研究用等原子炉の使用の目的に関する説明書

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類一「変更後における試験研究用等原子炉の使用の目的に関する説明書」の記載内容に同じ。

添付書類二 変更後における試験研究用等原子炉の熱出力に関する説明書

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類二「変更後における試験研究用等原子炉の熱出力に関する説明書」の記載内容に同じ。

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

本変更は、アスファルト固化装置等の使用停止等に関するものであり、原子炉の設置及び運転に関する変更を行うものではないため、該当する事項はない。

添付書類四 変更後における試験研究用等原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類四「変更後における試験研究用等原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類」の記載内容に同じ。

添付書類五 変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

別添1に示すとおり。

添付書類六 変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

別添2に示すとおり。

別添2に示す記載内容以外は、次のとおりである。

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類六「変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書」の記載内容に同じ。

添付書類七 変更に係る試験研究用等原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類七「変更に係る試験研究用等原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図」の記載内容に同じ。

添付書類八 変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書

別添3に示すとおり。

別添3に示す記載内容以外は、次のとおりである。

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類八「変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書」の記載内容に同じ。

添付書類九 変更後における核燃料物質等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

別添4に示すとおり。

添付書類十 変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

別添5に示すとおり。

別添5に示す記載内容以外は、次のとおりである。

令和2年8月21日付け原規規発第2008214号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十「変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書」の記載内容に同じ。

添付書類十一 変更後における試験研究用等原子炉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説明書

別添6に示すとおり。

## 別添 1

### 添付書類五 変更に係る試験研究用等原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

#### 1. 設計及び工事のための組織

##### 1.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の関係組織を第 5.1 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設については、原子力科学研究所原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)に基づき、研究炉加速器技術部が J R R - 3、J R R - 4 及び N S R R の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び J R R - 2 の、臨界ホット試験技術部が S T A C Y、T R A C Y、T C A 及び F C A の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備(ただし、J R R - 4、S T A C Y 及び T R A C Y 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。)の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る設計及び工事についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

理事長の下には中央安全審査・品質保証委員会を設置し、設計及び工事の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項の審議を行う。また、原子力科学研究所長(以下「所長」という。)の下には原子炉施設等安全審査委員会を、各担当部の部長の下には部内の品質保証審査機関をそれぞれ設置し、それらにより設計及び工事に関する事項の審議を行う。

#### 2. 設計及び工事に係る技術者の確保

##### 2.1. 原子力科学研究所

###### (1) 技術者の数

令和 3 年 9 月 1 日現在における原子力科学研究所の関係組織の技術者の数は 315 名であり、このうちには、20 年以上の経験年数を有する管理職者が 99 名、10 年以上の原子炉等の運転年数を有する技術者が 155 名在籍している。

###### (2) 有資格者数

令和 3 年 9 月 1 日現在における原子力科学研究所の技術者のうち原子炉主任技術者の有資格者は 12 名、第 1 種放射線取扱主任者の有資格者は 90 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 28 名、技術士(原子力・放射線部門)の有資格者は 10 名であり、今後とも各種資格取得を奨励する。有資格者数を第 5.1 表に示す。

#### 3. 設計及び工事の経験

##### 3.1. 原子力科学研究所

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構は、旧日本原子力研究所と旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって蓄積してきた原子炉施設等の建設経験及び多くの運転・保守経験を有している。

原子力科学研究所は、旧日本原子力研究所東海研究所発足以来、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、FCA、TCA、VHTRC、JPDR、NSRR、STACY、TRACY等の原子炉施設の設計及び工事の経験と60年以上の運転経験を有している。

#### 4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動

##### 4.1. 原子力科学研究所

###### (1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所では、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、「本文九 試験研究用等原子炉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」に整合するように策定した保安規定の品質マネジメント計画及び「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

###### (2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所では、第5.1図に示す関係組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、関係法令を遵守すること及び原子力の安全を確保することの認識を高めることを確実にする。

中央安全審査・品質保証委員会は、設計及び工事の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項並びに品質マネジメント活動の基本事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の設計及び工事に係る品質マネジメント活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

部長及び課長は、プロセス責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確

立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。

部長は、担当する部における品質マネジメント活動の責任と権限を有し、部内に品質保証審査機関を設け、品質マネジメント活動を確実に実施するための要領を定め、品質目標を設定し、品質マネジメント活動を実施するとともに、その継続的改善を行う。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。

## 5. 運転及び保守のための組織

### 5.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の関係組織を第 5.1 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設については、保安規定に基づき、研究炉加速器技術部が JRR-3、JRR-4 及び NSRR の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び JRR-2 の、臨界ホット試験技術部が STACY、TRACY、TCA 及び FCA の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備（ただし、JRR-4、STACY 及び TRACY 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。）の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る運転及び保守（ただし、通信連絡設備のうち共用設備については保守のみとする。）についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

理事長の下には中央安全審査・品質保証委員会を設置し、原子炉の設置許可及びその変更に関する事項の審議を行う。また、所長の下には原子炉施設等安全審査委員会を、各担当部の部長の下には部内の品質保証審査機関をそれぞれ設置し、それらにより運転及び保守に関する事項の審議を行う。

## 6. 運転及び保守に係る技術者の確保

### 6.1. 原子力科学研究所

「2. 設計及び工事に係る技術者の確保」の「2.1. 原子力科学研究所」の記載に同じ。

## 7. 運転及び保守の経験

### 7.1. 原子力科学研究所

「3. 設計及び工事の経験」の「3.1. 原子力科学研究所」に示したとおり、十分な経験を有している。

## 8. 運転及び保守に係る品質マネジメント活動

### 8.1. 原子力科学研究所

#### (1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所は、原子炉施設の運転から解体までの全期間にわたり、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、品質マネジメント計画書に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステムを確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

#### (2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所は、第 5.1 図に示す関係組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、原子炉施設の安全確保に対する認識を高めることを確実にする。

中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する事項並びに品質マネジメント活動の基本事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の運転及び保守に係る品質マネジメント活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

部長は、担当する部における品質マネジメント活動の責任と権限を有し、部内に品質保証審査機関を設け、品質マネジメント活動を確実に実施するための要領を定め、品質目標を設定し、品質マネジメント活動を実施するとともに、その継続的改善を行う。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。

## 9. 技術者に対する教育・訓練

### 9.1. 原子力科学研究所



原子力科学研究所では、保安規定に基づき、関係法令及び保安規定の遵守に関する事項、原子炉施設の構造、性能及び運転に関する事項、放射線管理に関する事項、核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関する事項、非常の場合に講ずべき処置に関する事項等の保安教育を行う。新たに業務に従事する者には従事前、既に従事している者には毎年、保安教育を実施する。また、目的に応じた教育・訓練を、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター（以下「原子力人材育成センター」という。）のほか、東京大学大学院工学系研究科原子力専攻において実施し、技術者の知識・技能の維持・向上に努めている。原子力人材育成センターにおいて教育訓練を修了した者及び東京大学大学院工学系研究科原子力専攻専門職学位課程を修了した者は、第 5.2 表のとおりである。

## 10. 有資格者等の選任・配置

### 10.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所では、法令等に基づき、各原子炉施設に原子炉主任技術者又は廃止措置施設保安主務者を配置している。また、原子炉主任技術者又は廃止措置施設保安主務者が不在時においても職務に支障がないように、原子炉主任技術者については原子炉主任技術者の免状を有する技術者から、廃止措置施設保安主務者については保安規定に定める資格を有する技術者から、それぞれ代行者を 1 名配置している。

第 5.1 表 原子力科学研究所における有資格者数  
(令和 3 年 9 月 1 日現在)

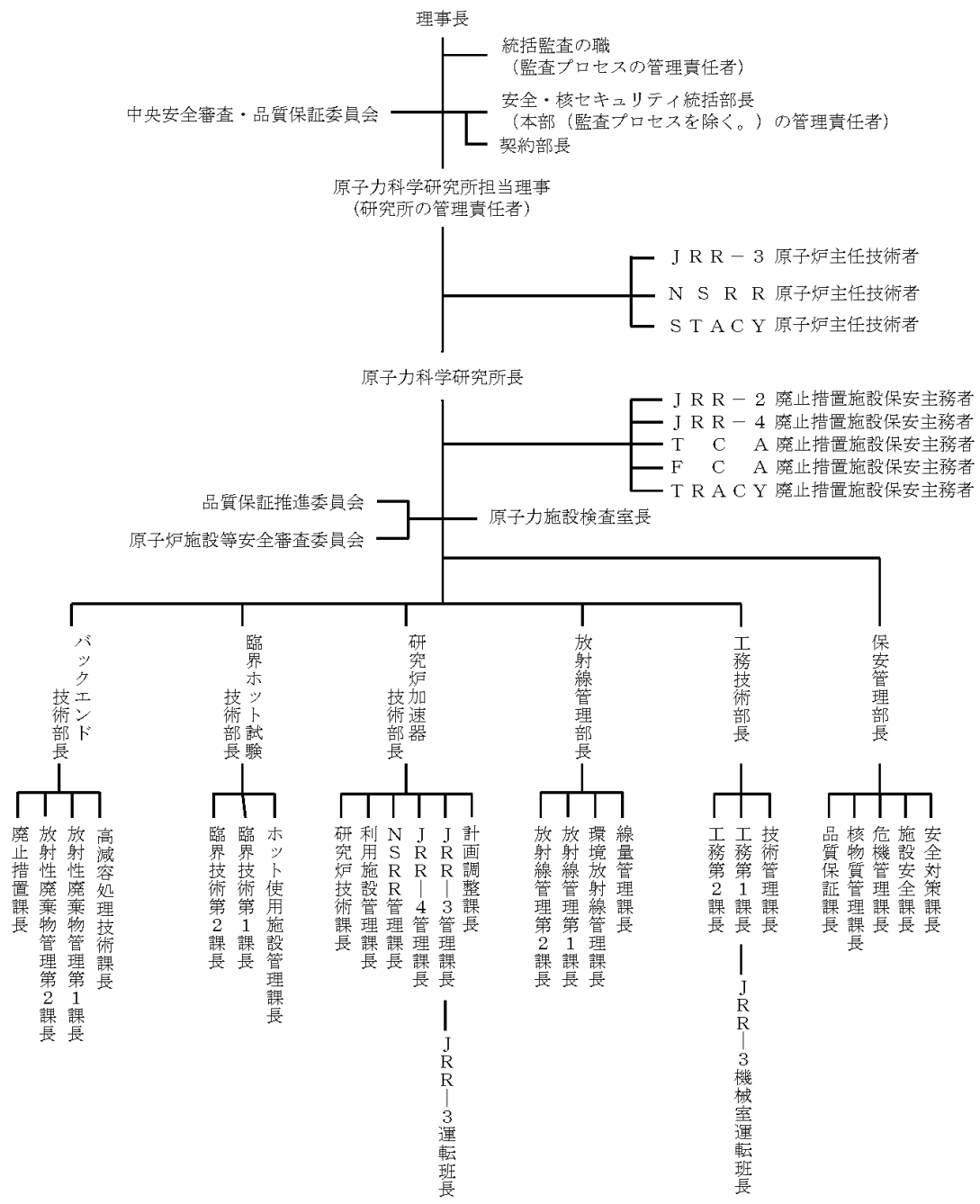
資格名	組織名	原子力科学研究所*
原子炉主任技術者		12
第 1 種 放射線取扱主任者		90
核燃料取扱主任者		28
技術士 (原子力・放射線部門)		10

\* 原子力科学研究所の有資格者数は、原子力科学研究所の関係組織の技術者が保有する資格の合計である。

第 5.2 表 原子力科学研究所における研修等派遣者数  
(令和 3 年 9 月 1 日現在)

研修名等	組織名	原子力科学研究所*
原子炉研修一般課程		11
原子力・放射線入門講座		62
放射線基礎課程		104
原子炉工学特別講座		21
核燃料取扱主任者受験講座		37
東京大学大学院工学系研究科原 子力専攻専門職学位課程		9
合 計		244

\* 原子力科学研究所の研修等派遣者数は、原子力科学研究所の関係組織の技術者が修了した研修等の合計である。



第 5.1 図 原子力科学研究所原子炉施設関係組織図 (令和 3 年 11 月 29 日現在)

## 別添 2

添付書類六 変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

令和 2 年 8 月 21 日付け原規規発第 2008214 号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類六の記述のうち、下記内容の一部を変更する。

### 記

(別冊 1 1)

記載を次表 6-1 のとおり変更する。

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">添 付 書 類 六</p> <p style="text-align: center;">変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書</p> <p style="text-align: center;">別冊 1 1</p> <p style="text-align: center;">放射性廃棄物処理場</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 敷 地</p> <p>1.1 敷地の概況 .....</p> <p>2. 気 象</p> <p>2.1 原子力科学研究所付近の気候 .....</p> <p>2.1.1 地勢と気候 .....</p> <p>2.1.2 四季の気候 .....</p> <p>2.2 最寄りの気象官署の資料による一般的な気象 .....</p> <p>2.2.1 気象官署の状況 .....</p> <p>2.2.2 水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所を選んだ理由 .....</p> <p>2.2.3 最寄りの気象官署における気象概況 .....</p> <p>2.2.4 その他の資料による一般気象 .....</p> <p>2.3 敷地での気象観測 .....</p> <p>2.3.1 観測点の状況 .....</p> <p>2.3.2 気象観測項目 .....</p> <p>2.3.3 気象測器の検定 .....</p> <p>2.4 敷地における観測結果 .....</p> <p>2.4.1 風向 .....</p> <p>2.4.2 風速 .....</p> <p>2.4.3 大気安定度 .....</p> <p>2.4.4 大気温度、湿度 .....</p> <p>2.4.5 降雨量 .....</p> <p>2.4.6 敷地の気象特性 .....</p> <p>2.5 安全解析に使用する気象条件 .....</p> <p>2.5.1 観測期間の気象データの代表性の検討 .....</p> <p>2.5.2 放出源の有効高さ .....</p> <p>2.5.3 平常運転時の被ばく評価に使用する気象条件 .....</p> <p>2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件 .....</p> <p>2.6 参考文献 .....</p> <p>3. 地 盤</p> <p>3.1 敷地の地質・地質構造 .....</p> <p>3.1.1 調査内容 .....</p>	<p style="text-align: center;">添 付 書 類 六</p> <p style="text-align: center;">変更に係る試験研究用等原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書</p> <p style="text-align: center;">別冊 1 1</p> <p style="text-align: center;">放射性廃棄物処理場</p> <p style="text-align: center;">目 次</p> <p>1. 敷 地</p> <p>1.1 敷地の概況 .....</p> <p>2. 気 象</p> <p>2.1 原子力科学研究所付近の気候 .....</p> <p>2.1.1 地勢と気候 .....</p> <p>2.1.2 四季の気候 .....</p> <p>2.2 最寄りの気象官署の資料による一般的な気象 .....</p> <p>2.2.1 気象官署の状況 .....</p> <p>2.2.2 水戸地方気象台、銚子地方気象台及び小名浜特別地域気象観測所を選んだ理由 .....</p> <p>2.2.3 最寄りの気象官署における気象概況 .....</p> <p>2.2.4 その他の資料による一般気象 .....</p> <p>2.3 敷地での気象観測 .....</p> <p>2.3.1 観測点の状況 .....</p> <p>2.3.2 気象観測項目 .....</p> <p>2.3.3 気象測器の検定 .....</p> <p>2.4 敷地における観測結果 .....</p> <p>2.4.1 風向 .....</p> <p>2.4.2 風速 .....</p> <p>2.4.3 大気安定度 .....</p> <p>2.4.4 大気温度、湿度 .....</p> <p>2.4.5 降雨量 .....</p> <p>2.4.6 敷地の気象特性 .....</p> <p>2.5 安全解析に使用する気象条件 .....</p> <p>2.5.1 観測期間の気象データの代表性の検討 .....</p> <p>2.5.2 放出源の有効高さ .....</p> <p>2.5.3 平常運転時の被ばく評価に使用する気象条件 .....</p> <p>2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件 .....</p> <p>2.6 参考文献 .....</p> <p>3. 地 盤</p> <p>3.1 敷地の地質・地質構造 .....</p> <p>3.1.1 調査内容 .....</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
3.1.1.1 地表地質調査 3.1.1.2 文献調査 3.1.1.3 ボーリング調査 3.1.2 調査結果 3.1.2.1 敷地の地形 3.1.2.2 敷地の地質 3.1.2.3 敷地の地質構造 3.2 参考文献	3.1.1.1 地表地質調査 3.1.1.2 文献調査 3.1.1.3 ボーリング調査 3.1.2 調査結果 3.1.2.1 敷地の地形 3.1.2.2 敷地の地質 3.1.2.3 敷地の地質構造 3.2 参考文献	
4. 水 理 4.1 陸水 4.2 海洋	4. 水 理 4.1 陸水 4.2 海洋	
5. 地 震 5.1 敷地周辺の地震発生状況 5.1.1 過去の被害地震 5.1.2 敷地周辺の地震活動 5.2 参考文献	5. 地 震 5.1 敷地周辺の地震発生状況 5.1.1 過去の被害地震 5.1.2 敷地周辺の地震活動 5.2 参考文献	
6. 社会環境 6.1 人口分布 6.2 付近の集落及び公共施設 6.3 産業活動 6.4 交通運輸 6.5 開発計画 6.6 参考文献	6. 社会環境 6.1 人口分布 6.2 付近の集落及び公共施設 6.3 産業活動 6.4 交通運輸 6.5 開発計画 6.6 参考文献	
7. 津 波 7.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波 7.2 行政機関による津波評価 7.3 参考文献	7. 津 波 7.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波 7.2 行政機関による津波評価 7.3 参考文献	
8. 火 山 8.1 敷地に影響を及ぼし得る火山の抽出 8.1.1 完新世に活動を行った火山 8.1.2 完新世に活動を行っていない火山 8.1.3 将来の活動可能性が否定できない火山 8.2 設計対応不可能な火山事象の評価 8.3 敷地に影響を及ぼし得る火山事象の影響評価 8.3.1 降下火砕物 8.3.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水 8.3.3 火山から発生する飛来物（噴石） 8.3.4 火山ガス 8.3.5 その他の火山事象 8.4 参考文献	8. 火 山 8.1 敷地に影響を及ぼし得る火山の抽出 8.1.1 完新世に活動を行った火山 8.1.2 完新世に活動を行っていない火山 8.1.3 将来の活動可能性が否定できない火山 8.2 設計対応不可能な火山事象の評価 8.3 敷地に影響を及ぼし得る火山事象の影響評価 8.3.1 降下火砕物 8.3.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水 8.3.3 火山から発生する飛来物（噴石） 8.3.4 火山ガス 8.3.5 その他の火山事象 8.4 参考文献	
9. 植 生 9.1 植生 9.2 参考文献	9. 植 生 9.1 植生 9.2 参考文献	

変更前	変更後	備考
<p>1. 敷地 (省略)</p> <p>2. 気象</p> <p>2.1 原子力科学研究所付近の気候<sup>(1), (2), (3)</sup> (省略)</p> <p>2.2 最寄りの気象官署の資料による一般的な気象 (省略)</p> <p>2.3 敷地での気象観測 (省略)</p> <p>2.4 敷地における観測結果 (省略)</p> <p>2.5 安全解折に使用する気象条件</p> <p>2.5.1 観測期間の気象データの代表性の検討 (省略)</p> <p>2.5.2 放出源の有効高さ</p> <p>原子力科学研究所の場合、原子炉施設周辺の地形はほぼ平坦であることから原子炉施設の平常運転時に排気筒より周辺環境に放出される放射性物質による一般公衆の線量を評価するために行う大気拡散計算では、放出源の有効高さとして、排気筒の地上高さに排気筒基部と評価地点との標高差及び吹き上げ高さを加えたものを使用する。</p> <p>ただし、放射性廃棄物処理場については、放出量が少なく平常運転時の被ばく評価において原子力科学研究所の実効線量への寄与は小さいため評価地点及び有効高さを設定しない。</p> <p>放射性廃棄物処理場における想定事故時の大気拡散計算に使用する有効高さとしては、地上からの放出を仮定し、地上0mとする。放射性廃棄物処理場のうち第2廃棄物処理棟及び減容処理棟から敷地境界までの距離及び有効高さを第2.5-3表に示す。</p> <p>2.5.3 平常運転時の被ばく評価に使用する気象条件 (省略)</p> <p>2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件 (省略)</p>	<p>1. 敷地 (変更なし)</p> <p>2. 気象</p> <p>2.1 原子力科学研究所付近の気候<sup>(1), (2), (3)</sup> (変更なし)</p> <p>2.2 最寄りの気象官署の資料による一般的な気象 (変更なし)</p> <p>2.3 敷地での気象観測 (変更なし)</p> <p>2.4 敷地における観測結果 (変更なし)</p> <p>2.5 安全解折に使用する気象条件</p> <p>2.5.1 観測期間の気象データの代表性の検討 (変更なし)</p> <p>2.5.2 放出源の有効高さ</p> <p>原子力科学研究所の場合、原子炉施設周辺の地形はほぼ平坦であることから原子炉施設の平常運転時に排気筒より周辺環境に放出される放射性物質による一般公衆の線量を評価するために行う大気拡散計算では、放出源の有効高さとして、排気筒の地上高さに排気筒基部と評価地点との標高差及び吹き上げ高さを加えたものを使用する。</p> <p>ただし、放射性廃棄物処理場については、放出量が少なく平常運転時の被ばく評価において原子力科学研究所の実効線量への寄与は小さいため評価地点及び有効高さを設定しない。</p> <p>放射性廃棄物処理場における想定事故時の大気拡散計算に使用する有効高さとしては、地上からの放出を仮定し、地上0mとする。放射性廃棄物処理場のうち第2廃棄物処理棟、<u>減容処理棟及び第3廃棄物処理棟</u>から敷地境界までの距離及び有効高さを第2.5-3表に示す。</p> <p>2.5.3 平常運転時の被ばく評価に使用する気象条件 (変更なし)</p> <p>2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件 (変更なし)</p>	<p>第3廃棄物処理棟における評価の追加</p>

変更前		変更後		備考																																																																																																																																																																																																																									
2.6 参考文献 (省略)  第 2.2-1 表 水戸・銚子・小名浜における気象台等の所在地及び観測項目～ 第 2.5-2 表 異常年の検定 (年別の風速階級の $F_0$ 値) (省略)  第 2.5-3 表 敷地境界までの距離及び有効高さ (放射性廃棄物処理場) (想定事故時)  (単位 : m)		2.6 参考文献 (変更なし)  第 2.2-1 表 水戸・銚子・小名浜における気象台等の所在地及び観測項目～ 第 2.5-2 表 異常年の検定 (年別の風速階級の $F_0$ 値) (変更なし)  第 2.5-3 表 敷地境界までの距離及び有効高さ (放射性廃棄物処理場) (想定事故時)  (単位 : m)		第 3 廃棄物処理棟 における評価の追 加																																																																																																																																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">着目方位</th> <th colspan="2">第 2 廃棄物処理棟</th> <th colspan="2">減容処理棟</th> </tr> <tr> <th>敷地境界 までの距離</th> <th>有効高さ</th> <th>敷地境界 までの距離</th> <th>有効高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="9">陸側方位</td><td>S</td><td>570</td><td>0</td><td>1420</td><td>0</td></tr> <tr><td>S SW</td><td>1090</td><td>0</td><td>1280</td><td>0</td></tr> <tr><td>SW</td><td>630</td><td>0</td><td>840</td><td>0</td></tr> <tr><td>W SW</td><td>630</td><td>0</td><td>960</td><td>0</td></tr> <tr><td>W</td><td>800</td><td>0</td><td>880</td><td>0</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>790</td><td>0</td><td>900</td><td>0</td></tr> <tr><td>NW</td><td>900</td><td>0</td><td>1030</td><td>0</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>1190</td><td>0</td><td>1350</td><td>0</td></tr> <tr><td>N</td><td>1700</td><td>0</td><td>1770</td><td>0</td></tr> <tr><td rowspan="7">海側参考方位</td><td>NNE</td><td>680</td><td>0</td><td>330</td><td>0</td></tr> <tr><td>NE</td><td>310</td><td>0</td><td>160</td><td>0</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>230</td><td>0</td><td>120</td><td>0</td></tr> <tr><td>E</td><td>200</td><td>0</td><td>100</td><td>0</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>210</td><td>0</td><td>110</td><td>0</td></tr> <tr><td>SE</td><td>260</td><td>0</td><td>140</td><td>0</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>430</td><td>0</td><td>250</td><td>0</td></tr> </tbody> </table>		着目方位	第 2 廃棄物処理棟		減容処理棟		敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ	陸側方位	S	570	0	1420	0	S SW	1090	0	1280	0	SW	630	0	840	0	W SW	630	0	960	0	W	800	0	880	0	WNW	790	0	900	0	NW	900	0	1030	0	NNW	1190	0	1350	0	N	1700	0	1770	0	海側参考方位	NNE	680	0	330	0	NE	310	0	160	0	ENE	230	0	120	0	E	200	0	100	0	ESE	210	0	110	0	SE	260	0	140	0	SSE	430	0	250	0	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">着目方位</th> <th colspan="2">第 2 廃棄物処理棟</th> <th colspan="2">減容処理棟</th> <th colspan="2">第 3 廃棄物処理棟</th> </tr> <tr> <th>敷地境界 までの距離</th> <th>有効高さ</th> <th>敷地境界 までの距離</th> <th>有効高さ</th> <th>敷地境界 までの距離</th> <th>有効高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td rowspan="9">陸側方位</td><td>S</td><td>570</td><td>0</td><td>1420</td><td>0</td><td><u>1030</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>S SW</td><td>1090</td><td>0</td><td>1280</td><td>0</td><td><u>980</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>SW</td><td>630</td><td>0</td><td>840</td><td>0</td><td><u>560</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>W SW</td><td>630</td><td>0</td><td>960</td><td>0</td><td><u>560</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>W</td><td>800</td><td>0</td><td>880</td><td>0</td><td><u>730</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>WNW</td><td>790</td><td>0</td><td>900</td><td>0</td><td><u>750</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>NW</td><td>900</td><td>0</td><td>1030</td><td>0</td><td><u>850</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>NNW</td><td>1190</td><td>0</td><td>1350</td><td>0</td><td><u>1170</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>N</td><td>1700</td><td>0</td><td>1770</td><td>0</td><td><u>1630</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td rowspan="7">海側参考方位</td><td>NNE</td><td>680</td><td>0</td><td>330</td><td>0</td><td><u>820</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>NE</td><td>310</td><td>0</td><td>160</td><td>0</td><td><u>390</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>ENE</td><td>230</td><td>0</td><td>120</td><td>0</td><td><u>290</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>E</td><td>200</td><td>0</td><td>100</td><td>0</td><td><u>260</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>ESE</td><td>210</td><td>0</td><td>110</td><td>0</td><td><u>270</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>SE</td><td>260</td><td>0</td><td>140</td><td>0</td><td><u>340</u></td><td><u>0</u></td></tr> <tr><td>SSE</td><td>430</td><td>0</td><td>250</td><td>0</td><td><u>550</u></td><td><u>0</u></td></tr> </tbody> </table>		着目方位	第 2 廃棄物処理棟		減容処理棟		第 3 廃棄物処理棟		敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ	陸側方位	S	570	0	1420	0	<u>1030</u>	<u>0</u>	S SW	1090	0	1280	0	<u>980</u>	<u>0</u>	SW	630	0	840	0	<u>560</u>	<u>0</u>	W SW	630	0	960	0	<u>560</u>	<u>0</u>	W	800	0	880	0	<u>730</u>	<u>0</u>	WNW	790	0	900	0	<u>750</u>	<u>0</u>	NW	900	0	1030	0	<u>850</u>	<u>0</u>	NNW	1190	0	1350	0	<u>1170</u>	<u>0</u>	N	1700	0	1770	0	<u>1630</u>	<u>0</u>	海側参考方位	NNE	680	0	330	0	<u>820</u>	<u>0</u>	NE	310	0	160	0	<u>390</u>	<u>0</u>	ENE	230	0	120	0	<u>290</u>	<u>0</u>	E	200	0	100	0	<u>260</u>	<u>0</u>	ESE	210	0	110	0	<u>270</u>	<u>0</u>	SE	260	0	140	0	<u>340</u>	<u>0</u>	SSE	430	0	250	0	<u>550</u>	<u>0</u>
着目方位	第 2 廃棄物処理棟		減容処理棟																																																																																																																																																																																																																										
	敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ																																																																																																																																																																																																																									
陸側方位	S	570	0	1420	0																																																																																																																																																																																																																								
	S SW	1090	0	1280	0																																																																																																																																																																																																																								
	SW	630	0	840	0																																																																																																																																																																																																																								
	W SW	630	0	960	0																																																																																																																																																																																																																								
	W	800	0	880	0																																																																																																																																																																																																																								
	WNW	790	0	900	0																																																																																																																																																																																																																								
	NW	900	0	1030	0																																																																																																																																																																																																																								
	NNW	1190	0	1350	0																																																																																																																																																																																																																								
	N	1700	0	1770	0																																																																																																																																																																																																																								
海側参考方位	NNE	680	0	330	0																																																																																																																																																																																																																								
	NE	310	0	160	0																																																																																																																																																																																																																								
	ENE	230	0	120	0																																																																																																																																																																																																																								
	E	200	0	100	0																																																																																																																																																																																																																								
	ESE	210	0	110	0																																																																																																																																																																																																																								
	SE	260	0	140	0																																																																																																																																																																																																																								
	SSE	430	0	250	0																																																																																																																																																																																																																								
着目方位	第 2 廃棄物処理棟		減容処理棟		第 3 廃棄物処理棟																																																																																																																																																																																																																								
	敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ	敷地境界 までの距離	有効高さ																																																																																																																																																																																																																							
陸側方位	S	570	0	1420	0	<u>1030</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	S SW	1090	0	1280	0	<u>980</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	SW	630	0	840	0	<u>560</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	W SW	630	0	960	0	<u>560</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	W	800	0	880	0	<u>730</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	WNW	790	0	900	0	<u>750</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	NW	900	0	1030	0	<u>850</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	NNW	1190	0	1350	0	<u>1170</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	N	1700	0	1770	0	<u>1630</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
海側参考方位	NNE	680	0	330	0	<u>820</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	NE	310	0	160	0	<u>390</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	ENE	230	0	120	0	<u>290</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	E	200	0	100	0	<u>260</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	ESE	210	0	110	0	<u>270</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	SE	260	0	140	0	<u>340</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
	SSE	430	0	250	0	<u>550</u>	<u>0</u>																																																																																																																																																																																																																						
第 2.5-4 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数～ 第 2.5-5 表(3) 風向別大気安定度別風速逆数の総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{d,s}$ (省略)		第 2.5-4 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数～ 第 2.5-5 表(3) 風向別大気安定度別風速逆数の総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\bar{S}_{d,s}$ (変更なし)																																																																																																																																																																																																																											



備考  
第3廃棄物処理棟における評価の追加

変更後

第2.5-6表 事故時の方位別  $\chi/Q$  (h/m<sup>3</sup>)、D/Q (Gy/MeV・Bq) の97%値  
(第2廃棄物処理棟、減容処理棟及び第3廃棄物処理棟での想定事故)

事故事象名	第2廃棄物処理棟での想定事故				減容処理棟での想定事故				第3廃棄物処理棟での想定事故							
	評価核種 Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239等	$\chi/Q$	D/Q	放出高	評価核種 Co-60, Cs-137等	$\chi/Q$	D/Q	放出高	評価核種 Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239等	$\chi/Q$	D/Q	放出高	評価核種 Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239等	$\chi/Q$	D/Q	放出高
実効放出継続時間	1時間	1時間	0 m	1時間	1時間	1時間	0 m	1時間	1時間	1時間	0 m	1時間	1時間	1時間	0 m	
放出高	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	
建屋投影面積	400 m <sup>2</sup>				800 m <sup>2</sup>				500 m <sup>2</sup>				500 m <sup>2</sup>			
着目方位	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	
S	570	0	$2.0 \times 10^{-8}$	570	0	$1.3 \times 10^{-18}$	1420	0	$3.7 \times 10^{-9}$	1420	0	$4.3 \times 10^{-19}$	1030	0	$6.7 \times 10^{-9}$	
SSW	1090	0	$1.6 \times 10^{-8}$	1090	0	$1.1 \times 10^{-18}$	1280	0	$1.2 \times 10^{-8}$	1280	0	$9.6 \times 10^{-19}$	980	0	$1.9 \times 10^{-8}$	
SW	630	0	$4.4 \times 10^{-8}$	630	0	$2.1 \times 10^{-18}$	840	0	$2.6 \times 10^{-8}$	840	0	$1.8 \times 10^{-18}$	560	0	$5.2 \times 10^{-8}$	
WSW	630	0	$5.2 \times 10^{-8}$	630	0	$2.5 \times 10^{-18}$	960	0	$2.5 \times 10^{-8}$	960	0	$1.6 \times 10^{-18}$	560	0	$6.2 \times 10^{-8}$	
W	800	0	$4.2 \times 10^{-9}$	800	0	$5.1 \times 10^{-19}$	880	0	$3.4 \times 10^{-9}$	880	0	$4.4 \times 10^{-19}$	730	0	$5.1 \times 10^{-9}$	
WNW	790	0	—	790	0	$1.5 \times 10^{-19}$	900	0	—	900	0	$1.0 \times 10^{-19}$	750	0	—	
NW	900	0	—	900	0	$9.1 \times 10^{-20}$	1030	0	—	1030	0	$5.5 \times 10^{-20}$	850	0	—	
NNW	1190	0	$2.2 \times 10^{-9}$	1190	0	$2.7 \times 10^{-19}$	1350	0	$1.7 \times 10^{-9}$	1350	0	$2.2 \times 10^{-19}$	1170	0	$2.2 \times 10^{-9}$	
N	1700	0	—	1700	0	$9.5 \times 10^{-21}$	1770	0	—	1770	0	$8.1 \times 10^{-21}$	1630	0	—	
海側	680	0	$4.3 \times 10^{-8}$	680	0	$2.1 \times 10^{-18}$	330	0	$1.1 \times 10^{-7}$	330	0	$3.7 \times 10^{-8}$	820	0	$3.2 \times 10^{-8}$	
NE	310	0	$1.9 \times 10^{-7}$	310	0	$5.5 \times 10^{-18}$	160	0	$3.0 \times 10^{-7}$	160	0	$6.7 \times 10^{-7}$	390	0	$1.3 \times 10^{-7}$	
ENE	230	0	$4.1 \times 10^{-7}$	230	0	$8.9 \times 10^{-18}$	120	0	$4.4 \times 10^{-7}$	120	0	$9.0 \times 10^{-18}$	290	0	$2.9 \times 10^{-7}$	
E	200	0	$4.4 \times 10^{-7}$	200	0	$9.8 \times 10^{-18}$	100	0	$4.8 \times 10^{-7}$	100	0	$9.9 \times 10^{-18}$	260	0	$3.0 \times 10^{-7}$	
ESE	210	0	$7.8 \times 10^{-7}$	210	0	$1.4 \times 10^{-17}$	110	0	$6.3 \times 10^{-7}$	110	0	$1.3 \times 10^{-17}$	270	0	$5.6 \times 10^{-7}$	
SE	260	0	$6.3 \times 10^{-7}$	260	0	$1.2 \times 10^{-17}$	140	0	$6.0 \times 10^{-7}$	140	0	$1.2 \times 10^{-17}$	340	0	$4.4 \times 10^{-7}$	
SSE	430	0	$1.7 \times 10^{-7}$	430	0	$5.5 \times 10^{-18}$	250	0	$2.6 \times 10^{-7}$	250	0	$7.4 \times 10^{-18}$	550	0	$1.1 \times 10^{-7}$	

\*：非居住区域外の各方位内最大地点  
(陸側は各方位内の最短距離、海側は各方位範囲内の中心軸上距離)  
注：気象データ (2009年1月～2013年12月)  
下線は抜ばく評価に用いる値

変更前

第2.5-6表 事故時の方位別  $\chi/Q$  (h/m<sup>3</sup>)、D/Q (Gy/MeV・Bq) の97%値  
(第2廃棄物処理棟及び減容処理棟での想定事故)

事故事象名	第2廃棄物処理棟での想定事故				減容処理棟での想定事故			
	評価核種 Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239等	$\chi/Q$	D/Q	放出高	評価核種 Co-60, Sr-90, Cs-137, Pu-239等	$\chi/Q$	D/Q	放出高
実効放出継続時間	1時間	1時間	0 m	1時間	1時間	1時間	0 m	
放出高	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	0 m	
建屋投影面積	400 m <sup>2</sup>				800 m <sup>2</sup>			
着目方位	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	有効高さ (m)	97%値	計算地点までの距離 (m)*	
S	570	0	$2.0 \times 10^{-8}$	570	0	$1.3 \times 10^{-18}$	1420	
SSW	1090	0	$1.6 \times 10^{-8}$	1090	0	$1.1 \times 10^{-18}$	1280	
SW	630	0	$4.4 \times 10^{-8}$	630	0	$2.1 \times 10^{-18}$	840	
WSW	630	0	$5.2 \times 10^{-8}$	630	0	$2.5 \times 10^{-18}$	960	
W	800	0	$4.2 \times 10^{-9}$	800	0	$5.1 \times 10^{-19}$	880	
WNW	790	0	—	790	0	$1.5 \times 10^{-19}$	900	
NW	900	0	—	900	0	$9.1 \times 10^{-20}$	1030	
NNW	1190	0	$2.2 \times 10^{-9}$	1190	0	$2.7 \times 10^{-19}$	1350	
N	1700	0	—	1700	0	$9.5 \times 10^{-21}$	1770	
海側	680	0	$4.3 \times 10^{-8}$	680	0	$2.1 \times 10^{-18}$	330	
NE	310	0	$1.9 \times 10^{-7}$	310	0	$5.5 \times 10^{-18}$	160	
ENE	230	0	$4.1 \times 10^{-7}$	230	0	$8.9 \times 10^{-18}$	120	
E	200	0	$4.4 \times 10^{-7}$	200	0	$9.8 \times 10^{-18}$	100	
ESE	210	0	$7.8 \times 10^{-7}$	210	0	$1.4 \times 10^{-17}$	110	
SE	260	0	$6.3 \times 10^{-7}$	260	0	$1.2 \times 10^{-17}$	140	
SSE	430	0	$1.7 \times 10^{-7}$	430	0	$5.5 \times 10^{-18}$	250	

\*：非居住区域外の各方位内最大地点  
(陸側は各方位内の最短距離、海側は各方位範囲内の中心軸上距離)  
注：気象データ (2009年1月～2013年12月)  
下線は抜ばく評価に用いる値

変 更 前	変 更 後	備 考
<p data-bbox="427 243 1068 359">第 2.2-1 図 気象官署の所在地～ 第 2.5-1 図(4) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度 (省略)</p> <p data-bbox="160 554 290 621">3. 地 盤 (省略)</p> <p data-bbox="160 680 290 747">4. 水 理 (省略)</p> <p data-bbox="160 806 290 873">5. 地 震 (省略)</p> <p data-bbox="160 911 302 978">6. 社会環境 (省略)</p> <p data-bbox="160 1016 290 1083">7. 津 波 (省略)</p> <p data-bbox="160 1121 290 1188">8. 火 山 (省略)</p> <p data-bbox="160 1226 290 1293">9. 植 生 (省略)</p>	<p data-bbox="1638 243 2279 359">第 2.2-1 図 気象官署の所在地～ 第 2.5-1 図(4) 方位別相対線量 (D/Q) の累積出現頻度 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 554 1555 621">3. 地 盤 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 680 1555 747">4. 水 理 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 806 1555 873">5. 地 震 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 911 1555 978">6. 社会環境 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 1016 1555 1083">7. 津 波 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 1121 1555 1188">8. 火 山 (変更なし)</p> <p data-bbox="1371 1226 1555 1293">9. 植 生 (変更なし)</p>	

### 別添 3

#### 添付書類八 変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書

令和 2 年 8 月 21 日付け原規規発第 2008214 号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記述のうち、下記内容の一部を変更する。

#### 記

(共通編)

記載を次表 8-1 のとおり変更する。

(別冊 10)

記載を次表 8-2 のとおり変更する。

表 8 - 1

変 更 前	変 更 後	備 考
<p style="text-align: center;">添 付 書 類 八</p> <p style="text-align: center;">変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書</p>	<p style="text-align: center;">添 付 書 類 八</p> <p style="text-align: center;">変更後における試験研究用等原子炉施設の安全設計に関する説明書</p>	
<p style="text-align: center;">共通編</p> <p>J R R - 2 については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <p>J R R - 3     "     3     "</p> <p>J R R - 4     "     4     "</p> <p>F C A     "     5     "</p> <p>T C A     "     6     "</p> <p>N S R R     "     9     "</p> <p>S T A C Y     "     1 0     "</p> <p>T R A C Y     "     1 0     "</p> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p>	<p style="text-align: center;">共通編</p> <p>J R R - 2 については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <p>J R R - 3     "     3     "</p> <p>J R R - 4     "     4     "</p> <p>F C A     "     5     "</p> <p>T C A     "     6     "</p> <p>N S R R     "     9     "</p> <p>S T A C Y     "     1 0     "</p> <p>T R A C Y     "     1 0     "</p> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p>	
<p style="text-align: center;">目次</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設.....</p> <p>放射線管理施設.....</p> <p>その他試験研究用等原子炉の附属施設.....</p> <p>添付図面目録.....</p> <p>追補.....</p>	<p style="text-align: center;">目次</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設.....</p> <p>放射線管理施設.....</p> <p>その他試験研究用等原子炉の附属施設.....</p> <p>添付図面目録.....</p> <p>追補.....</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考																																						
<p>〔放射性廃棄物の廃棄施設〕</p> <p>8-1 基本設計の方針</p> <p>放射性廃棄物の処理は、放射性廃棄物中の放射性物質を可能な限り分離し、形状的及び性状的に安定な小体積の状態にするか、又は放射性廃棄物そのものを形状的及び性状的に安定な状態のものに処置して保管廃棄するとともに、放射性物質の大部分を除去した大体積のものについては、環境に害を及ぼさないよう排出することを原則とする。この場合、海洋に排出する液体の周辺監視区域外における放射性物質の濃度及び大気中に排出する気体の周辺監視区域外における放射性物質の濃度は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号。以下「線量告示」という。）第8条に規定する濃度限度以下になるようにすることはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。</p> <p>以上の処置を安全かつ効果的に行うために放射性廃棄物は固体、液体の分類のほか、放射性廃棄物に含まれる放射性物質の量及び廃棄物の性状によって、下記のように分類し、それぞれにもっとも適する方法で取扱処理する。</p> <table border="0" data-bbox="201 1003 1329 1365"> <tr> <td>液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度</td> </tr> <tr> <td>放出前廃液</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満)</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物 A</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満)</td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物 B-1</u></td> <td>3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u></td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物 B-2</u></td> <td><u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u></td> </tr> </table> <table border="0" data-bbox="201 1407 1329 1606"> <tr> <td>固体廃棄物</td> <td>表面における線量当量率</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 A-1</td> <td>0.5mSv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 A-2</td> <td>0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 B-1</td> <td>2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 B-2</td> <td>10Sv/h 以上 500Sv/h 未満</td> </tr> </table> <p>固体廃棄物 A-1 及び固体廃棄物 A-2 は可燃性固体廃棄物及び雑固体廃棄物に分類する。</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年12月6日原子力規制委員会規則第21号。以下「試験炉設置許可基準規則」という。）に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>各放射性廃棄物の廃棄施設における個別の安全設計等は、8-5に示す。</p>	液体廃棄物	放射性物質の濃度	放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	液体廃棄物 A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	<u>液体廃棄物 B-1</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>	<u>液体廃棄物 B-2</u>	<u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>	固体廃棄物	表面における線量当量率	固体廃棄物 A-1	0.5mSv/h 未満	固体廃棄物 A-2	0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満	固体廃棄物 B-1	2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満	固体廃棄物 B-2	10Sv/h 以上 500Sv/h 未満	<p>〔放射性廃棄物の廃棄施設〕</p> <p>8-1 基本設計の方針</p> <p>放射性廃棄物の処理は、放射性廃棄物中の放射性物質を可能な限り分離し、形状的及び性状的に安定な小体積の状態にするか、又は放射性廃棄物そのものを形状的及び性状的に安定な状態のものに処置して保管廃棄するとともに、放射性物質の大部分を除去した大体積のものについては、環境に害を及ぼさないよう排出することを原則とする。この場合、海洋に排出する液体の周辺監視区域外における放射性物質の濃度及び大気中に排出する気体の周辺監視区域外における放射性物質の濃度は、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号。以下「線量告示」という。）第8条に規定する濃度限度以下になるようにすることはもとより、周辺公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低くするように設計し、管理する。</p> <p>以上の処置を安全かつ効果的に行うために放射性廃棄物は固体、液体の分類のほか、放射性廃棄物に含まれる放射性物質の量及び廃棄物の性状によって、下記のように分類し、それぞれにもっとも適する方法で取扱処理する。<u>ただし、第2廃棄物処理棟における液体廃棄物の廃棄設備のうち、廃液貯槽・II-2、蒸発処理装置・II及びアスファルト固化装置については、使用を停止する。</u></p> <table border="0" data-bbox="1418 1003 2546 1323"> <tr> <td>液体廃棄物</td> <td>放射性物質の濃度</td> </tr> <tr> <td>放出前廃液</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満)</td> </tr> <tr> <td>液体廃棄物 A</td> <td>3.7×10<sup>-1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満 (<sup>3</sup>Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満)</td> </tr> <tr> <td><u>液体廃棄物 B</u></td> <td>3.7×10<sup>1</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u></td> </tr> </table> <table border="0" data-bbox="1418 1407 2546 1606"> <tr> <td>固体廃棄物</td> <td>表面における線量当量率</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 A-1</td> <td>0.5mSv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 A-2</td> <td>0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 B-1</td> <td>2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>固体廃棄物 B-2</td> <td>10Sv/h 以上 500Sv/h 未満</td> </tr> </table> <p>固体廃棄物 A-1 及び固体廃棄物 A-2 は可燃性固体廃棄物及び雑固体廃棄物に分類する。</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年12月6日原子力規制委員会規則第21号。以下「試験炉設置許可基準規則」という。）に適合するよう、以下のとおり設計する。</p> <p>各放射性廃棄物の廃棄施設における個別の安全設計等は、8-5に示す。</p>	液体廃棄物	放射性物質の濃度	放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	液体廃棄物 A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)	<u>液体廃棄物 B</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>	固体廃棄物	表面における線量当量率	固体廃棄物 A-1	0.5mSv/h 未満	固体廃棄物 A-2	0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満	固体廃棄物 B-1	2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満	固体廃棄物 B-2	10Sv/h 以上 500Sv/h 未満	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p>
液体廃棄物	放射性物質の濃度																																							
放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																																							
液体廃棄物 A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																																							
<u>液体廃棄物 B-1</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>																																							
<u>液体廃棄物 B-2</u>	<u>3.7×10<sup>4</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 以上 3.7×10<sup>5</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>																																							
固体廃棄物	表面における線量当量率																																							
固体廃棄物 A-1	0.5mSv/h 未満																																							
固体廃棄物 A-2	0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満																																							
固体廃棄物 B-1	2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満																																							
固体廃棄物 B-2	10Sv/h 以上 500Sv/h 未満																																							
液体廃棄物	放射性物質の濃度																																							
放出前廃液	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																																							
液体廃棄物 A	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)																																							
<u>液体廃棄物 B</u>	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 <u>3.7×10<sup>3</sup> Bq/cm<sup>3</sup> 未満</u>																																							
固体廃棄物	表面における線量当量率																																							
固体廃棄物 A-1	0.5mSv/h 未満																																							
固体廃棄物 A-2	0.5mSv/h 以上 2.0mSv/h 未満																																							
固体廃棄物 B-1	2.0mSv/h 以上 10Sv/h 未満																																							
固体廃棄物 B-2	10Sv/h 以上 500Sv/h 未満																																							

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>方針 1. 試験研究用等原子炉施設の地盤（第 3 条） （省略）</p> <p>方針 2. 地震による損傷の防止（第 4 条） （省略）</p> <p>方針 3. 津波による損傷の防止（第 5 条） （省略）</p> <p>方針 4. 外部からの衝撃による損傷の防止（第 6 条） （省略）</p> <p>方針 5. 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第 7 条） （省略）</p> <p>方針 6. 火災による損傷の防止（第 8 条） （省略）</p> <p>方針 7. 溢水による損傷の防止等（第 9 条） （省略）</p> <p>方針 8. 誤操作の防止（第 10 条） （省略）</p> <p>方針 9. 安全避難通路等（第 11 条） （省略）</p> <p>方針 10. 安全施設（第 12 条） （条文省略）</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第 1 項について 放射性廃棄物の廃棄施設のうち、安全施設（安全機能を有するもの）は、その安全機能の重要度に応じ、安全機能が確保されるように設計する。放射性廃棄物の廃棄施設に係る安全機能とその重要度分類は、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定）の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」により、次表に示すとおりとする。</p> <p>安全施設は、温度、圧力、廃棄物の性状等に配慮し、クラス 2 の安全施設にあっては高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること、クラス 3 の安全施設にあっては一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することとする。</p>	<p>方針 1. 試験研究用等原子炉施設の地盤（第 3 条） （変更なし）</p> <p>方針 2. 地震による損傷の防止（第 4 条） （変更なし）</p> <p>方針 3. 津波による損傷の防止（第 5 条） （変更なし）</p> <p>方針 4. 外部からの衝撃による損傷の防止（第 6 条） （変更なし）</p> <p>方針 5. 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止（第 7 条） （変更なし）</p> <p>方針 6. 火災による損傷の防止（第 8 条） （変更なし）</p> <p>方針 7. 溢水による損傷の防止等（第 9 条） （変更なし）</p> <p>方針 8. 誤操作の防止（第 10 条） （変更なし）</p> <p>方針 9. 安全避難通路等（第 11 条） （変更なし）</p> <p>方針 10. 安全施設（第 12 条） （条文変更なし）</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第 1 項について 放射性廃棄物の廃棄施設のうち、安全施設（安全機能を有するもの）は、その安全機能の重要度に応じ、安全機能が確保されるように設計する。放射性廃棄物の廃棄施設に係る安全機能とその重要度分類は、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成 3 年 7 月 18 日原子力安全委員会決定）の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」により、次表に示すとおりとする。</p> <p>安全施設は、温度、圧力、廃棄物の性状等に配慮し、クラス 2 の安全施設にあっては高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること、クラス 3 の安全施設にあっては一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することとする。</p>	

変更前				変更後				備考		
放射性廃棄物の廃棄施設の安全施設と安全機能の重要度分類				放射性廃棄物の廃棄施設の安全施設と安全機能の重要度分類						
分類	定義	安全機能	安全施設	分類	定義	安全機能	安全施設			
クラス1	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	—	該当なし	クラス1	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器		—	該当なし
	MS-1	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	—	該当なし	MS-1	1) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	—	該当なし		
クラス2		PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)		固体廃棄物処理施設 ・固体廃棄物処理設備・II (セル) 保管廃棄施設 ・保管廃棄施設・M-2 ・特定廃棄物の保管廃棄施設 ・処理前廃棄物収納セル	クラス2	PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)
	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器		—	該当なし	MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	—		該当なし	
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器		—	該当なし		2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	—		該当なし	
クラス3	PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)	廃液貯槽** ・廃液貯槽・I ・ <u>廃液貯槽・II-2</u> ・処理済廃液貯槽 ・排水貯留ポンド ・各建家に設ける廃液貯槽 液体廃棄物処理施設* ・蒸発処理装置・I ・ <u>蒸発処理装置・II</u> ・セメント固化装置 ・ <u>アスファルト固化装置</u> 固体廃棄物処理施設* ・焼却処理設備 ・固体廃棄物処理設備・II (セルを除く。) ・解体室 ・高圧圧縮装置 ・金属熔融設備 ・焼却・熔融設備 保管廃棄施設 ・保管廃棄施設・L ・保管廃棄施設・M-1 ・保管廃棄施設・NL ・廃棄物保管棟・I ・廃棄物保管棟・II ・解体分別保管棟 ・処理前廃棄物保管場所(処理前廃棄物収納セルを除く。) ・発生廃棄物保管場所	クラス3	PS-3	1) 異常状態の起因事象となるものであって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵 (閉じ込め、遮蔽)	廃液貯槽** ・廃液貯槽・I ・ <u>廃液貯槽・II-2</u> ・処理済廃液貯槽 ・排水貯留ポンド ・各建家に設ける廃液貯槽 液体廃棄物処理施設* ・蒸発処理装置・I ・ <u>蒸発処理装置・II</u> ・セメント固化装置 ・ <u>アスファルト固化装置</u> 固体廃棄物処理施設* ・焼却処理設備 ・固体廃棄物処理設備・II (セルを除く。) ・解体室 ・高圧圧縮装置 ・金属熔融設備 ・焼却・熔融設備 保管廃棄施設 ・保管廃棄施設・L ・保管廃棄施設・M-1 ・保管廃棄施設・NL ・廃棄物保管棟・I ・廃棄物保管棟・II ・解体分別保管棟 ・処理前廃棄物保管場所(処理前廃棄物収納セルを除く。) ・発生廃棄物保管場所	
		2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	—	該当なし	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器		—	該当なし		
		3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	—	該当なし	3) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器		—	該当なし		

変更前				変更後				備考		
		2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	—	該当なし			2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	—	該当なし	
	MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	<ul style="list-style-type: none"> <li>・圧力逃し機構（焼却処理設備、金属溶融設備、焼却・溶融設備）</li> <li>・液体廃棄物の漏えい拡大防止に係る堰、排水溝等</li> <li>・建家</li> <li>・排気設備（焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備（PS-3）を除く。）</li> <li>・排気筒</li> </ul>		MS-3	1)運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	<ul style="list-style-type: none"> <li>・圧力逃し機構（焼却処理設備、金属溶融設備、焼却・溶融設備）</li> <li>・液体廃棄物の漏えい拡大防止に係る堰、排水溝等</li> <li>・建家</li> <li>・排気設備（焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備（PS-3）を除く。）</li> <li>・排気筒</li> </ul>	
		2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理施設</li> <li>・通信連絡設備</li> <li>・消火系</li> <li>・避難通路</li> <li>・非常用照明</li> </ul>			2)異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射線管理施設</li> <li>・通信連絡設備</li> <li>・消火系</li> <li>・避難通路</li> <li>・非常用照明</li> </ul>	
<p>PS：異常の発生防止機能を有するもの MS：異常の影響緩和機能を有するもの</p> <p>※ 各設備に設けている「放射性物質の貯蔵（閉じ込め）」に係るフード及びチャンバ（減容処理棟の前処理設備のチャンバを含む。以下「フード等」という。）、焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備（第2廃棄物処理棟のセルを負圧に維持するための排風機に商用電源が喪失した場合に給電するディーゼル発電機を含む。）、運転状態（液位、温度、圧力）の監視機器、異常時（負圧低下、異常温度上昇等）に処理を停止するインターロックを含む。</p> <p>第2項について （省略）</p> <p>第3項について （省略）</p> <p>第4項について （省略）</p> <p>第5項について （省略）</p> <p>第6項について （省略）</p> <p>方針11. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条） （省略）</p> <p>方針12. 放射性廃棄物の廃棄施設（第22条） （省略）</p>				<p>PS：異常の発生防止機能を有するもの MS：異常の影響緩和機能を有するもの</p> <p>※ 各設備に設けている「放射性物質の貯蔵（閉じ込め）」に係るフード及びチャンバ（減容処理棟の前処理設備のチャンバを含む。以下「フード等」という。）、焼却炉・溶融炉内、セル内及びフード等の内部を負圧に維持するための排気設備（第2廃棄物処理棟のセルを負圧に維持するための排風機に商用電源が喪失した場合に給電するディーゼル発電機を含む。）、運転状態（液位、温度、圧力）の監視機器、異常時（負圧低下、異常温度上昇等）に処理を停止するインターロックを含む。</p> <p>第2項について （変更なし）</p> <p>第3項について （変更なし）</p> <p>第4項について （変更なし）</p> <p>第5項について （変更なし）</p> <p>第6項について （変更なし）</p> <p>方針11. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止（第13条） （変更なし）</p> <p>方針12. 放射性廃棄物の廃棄施設（第22条） （変更なし）</p>						



変 更 前	変 更 後	備 考
方針 1 3. 保管廃棄施設 (第 2 3 条) (省略)	方針 1 3. 保管廃棄施設 (第 2 3 条) (変更なし)	
方針 1 4. 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護 (第 2 4 条) (省略)	方針 1 4. 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護 (第 2 4 条) (変更なし)	
方針 1 5. 放射線からの放射線業務従事者の防護 (第 2 5 条) (省略)	方針 1 5. 放射線からの放射線業務従事者の防護 (第 2 5 条) (変更なし)	
方針 1 6. 保安電源設備 (第 2 8 条) (省略)	方針 1 6. 保安電源設備 (第 2 8 条) (変更なし)	
方針 1 7. 通信連絡設備等 (第 3 0 条) (省略)	方針 1 7. 通信連絡設備等 (第 3 0 条) (変更なし)	
方針 1 8. 監視設備 (第 3 9 条) (省略)	方針 1 8. 監視設備 (第 3 9 条) (変更なし)	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>8-2 構造設計方針 (省略)</p> <p>8-3 放射能に対する安全設計 放射性廃棄物の廃棄施設は、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるようにする。</p> <p>(1) 遮蔽 各施設の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率の表のように区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設ける。 第2 廃棄物処理棟のセルの遮蔽壁は、セル内で最大量の放射性物質を使用する場合にセルの外側の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮し、添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率を満足するように設計する。 第2 廃棄物処理棟の高濃度の濃縮廃液を移送するポンプを設置する部屋(濃縮液ポンプ室)には、濃縮廃液からの放射線量を低減するため、部屋の出入口近傍に遮蔽を設ける。  地下ピット式の保管廃棄施設については、遮蔽蓋等の所要の遮蔽を施すとともに、保管廃棄施設・M-2にあつては、廃棄孔の保管段数ごとに保管廃棄する放射性廃棄物の容器表面の線量当量率を制限するとともに、必要に応じ、追加の遮蔽体を廃棄孔に挿入する。これらの措置により、保管廃棄施設・L及び保管廃棄施設・NLについては、施設の表面から1 m離れた所の線量当量率が6 <math>\mu</math> Sv/h以下となるように設計し、管理する。また、保管廃棄施設・M-1及び保管廃棄施設・M-2並びに特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用、照射試料用)については、施設の表面から1 m離れた所の線量当量率が60 <math>\mu</math> Sv/h以下となるように設計し、管理する。</p> <p>(2) 機器の配置、遠隔操作 (省略)</p> <p>(3) 放射性物質の漏えい防止 (省略)</p> <p>(4) 放射性廃棄物処理場の各建家の換気 (省略)</p> <p>本節の記述については、さらに追補1「8-3 放射能に対する安全設計」の追補がある。</p>	<p>8-2 構造設計方針 (変更なし)</p> <p>8-3 放射能に対する安全設計 放射性廃棄物の廃棄施設は、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるようにする。</p> <p>(1) 遮蔽 各施設の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率の表のように区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるよう遮蔽を設ける。 第2 廃棄物処理棟のセルの遮蔽壁は、セル内で最大量の放射性物質を使用する場合にセルの外側の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮し、添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率を満足するように設計する。 第2 廃棄物処理棟の高濃度の濃縮廃液を移送するポンプを設置する部屋(濃縮液ポンプ室)には、濃縮廃液からの放射線量を低減するため、部屋の出入口近傍に遮蔽を設ける。<u>ただし、蒸発処理装置・IIを停止することから、高濃度の濃縮廃液を移送することはない。</u> 地下ピット式の保管廃棄施設については、遮蔽蓋等の所要の遮蔽を施すとともに、保管廃棄施設・M-2にあつては、廃棄孔の保管段数ごとに保管廃棄する放射性廃棄物の容器表面の線量当量率を制限するとともに、必要に応じ、追加の遮蔽体を廃棄孔に挿入する。これらの措置により、保管廃棄施設・L及び保管廃棄施設・NLについては、施設の表面から1 m離れた所の線量当量率が6 <math>\mu</math> Sv/h以下となるように設計し、管理する。また、保管廃棄施設・M-1及び保管廃棄施設・M-2並びに特定廃棄物の保管廃棄施設(インパイルループ用、照射試料用)については、施設の表面から1 m離れた所の線量当量率が60 <math>\mu</math> Sv/h以下となるように設計し、管理する。</p> <p>(2) 機器の配置、遠隔操作 (変更なし)</p> <p>(3) 放射性物質の漏えい防止 (変更なし)</p> <p>(4) 放射性廃棄物処理場の各建家の換気 (変更なし)</p> <p>本節の記述については、さらに追補1「8-3 放射能に対する安全設計」の追補がある。</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考
<p>8-4 竜巻、火山の影響及び外部火災の防護に関する基本方針 (省略)</p> <p>8-5 廃棄施設の概要</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設 (省略)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄施設</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設等で発生する放出前廃液、液体廃棄物 A、<u>液体廃棄物 B-1 及び液体廃棄物 B-2</u> を、周辺環境を汚染させることなく安全に貯留及び処理するためのもので、処理を行うまでの期間一時的に貯留する処理前廃液貯槽、これらを処理する蒸発処理装置、固化装置等の処理装置、処理済みの廃液を貯留する処理済廃液貯槽及び放射性廃棄物処理場の各建家において発生する手洗い水等の液体廃棄物を貯留するために各建家に設ける廃液貯槽等で構成する。</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設は、その重要度に応じ、適切な方法により試験、検査及び保守を行えるようにする。</p> <p>なお、原子炉施設等で発生する放出前廃液については、発生施設側の排水施設において希釈等を行い排出するか、又は必要に応じて放射性廃棄物処理場に搬入して処理する。また、液体廃棄物の濃度が <math>3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3</math> 以上の廃液については、発生施設側で固化等の処置をするので、液体廃棄物として放射性廃棄物処理場に搬入しない。</p> <p>a 廃液貯槽</p> <p>(a) 処理前廃液貯槽</p> <p>① 廃液貯槽・I</p> <p>本貯槽は、原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が <math>3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3</math> 未満のものを処理を行うまでの期間貯留するためのものであり、第3廃棄物処理棟に設ける。</p> <p>本貯槽は、貯留能力約 80m<sup>3</sup> の貯槽3基で構成し、鉄筋コンクリート製の槽内面を鋼板及びゴムでライニングしたものとする。</p> <p>本貯槽の周囲には堰を設けるとともに、堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、制御室の制御盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰は3基の貯槽のうち1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>② 廃液貯槽・II-2</p> <p>本貯槽は、<u>原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が <math>3.7 \times 10^5 \text{Bq/cm}^3</math> 未満のものを処理を行うまでの期間貯留するための</u>ものであり、第2廃棄物処理棟に設ける。</p> <p><u>本貯槽は、貯留能力約 10m<sup>3</sup> のタンク2基で構成し、ステンレス鋼製とする。</u></p> <p>本貯槽の周囲には堰を設けるとともに、堰内に漏えい検知器を設け、</p>	<p>8-4 竜巻、火山の影響及び外部火災の防護に関する基本方針 (変更なし)</p> <p>8-5 廃棄施設の概要</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設 (変更なし)</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄施設</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設等で発生する放出前廃液、液体廃棄物 A <u>及び液体廃棄物 B</u> を、周辺環境を汚染させることなく安全に貯留及び処理するためのもので、処理を行うまでの期間一時的に貯留する処理前廃液貯槽、これらを処理する蒸発処理装置、固化装置等の処理装置、処理済みの廃液を貯留する処理済廃液貯槽及び放射性廃棄物処理場の各建家において発生する手洗い水等の液体廃棄物を貯留するために各建家に設ける廃液貯槽等で構成する。</p> <p>液体廃棄物の廃棄施設は、その重要度に応じ、適切な方法により試験、検査及び保守を行えるようにする。</p> <p>なお、原子炉施設等で発生する放出前廃液については、発生施設側の排水施設において希釈等を行い排出するか、又は必要に応じて放射性廃棄物処理場に搬入して処理する。また、液体廃棄物の濃度が <math>3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 以上の廃液については、発生施設側で固化等の処置をするので、液体廃棄物として放射性廃棄物処理場に搬入しない。</p> <p>a 廃液貯槽</p> <p>(a) 処理前廃液貯槽</p> <p>① 廃液貯槽・I</p> <p>本貯槽は、原子炉施設等で発生する液体廃棄物のうち、放射性物質の濃度が <math>3.7 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3</math> 未満のものについて、処理を行うまでの期間貯留するためのものであり、第3廃棄物処理棟に設ける。</p> <p>本貯槽は、貯留能力約 80m<sup>3</sup> の貯槽3基で構成し、鉄筋コンクリート製の槽内面を鋼板及びゴムでライニングしたものとする。</p> <p>本貯槽の周囲には堰を設けるとともに、堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、制御室の制御盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰は3基の貯槽のうち1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>② 廃液貯槽・II-2</p> <p>本貯槽は、第2廃棄物処理棟に設けるものであり、貯留能力約 10m<sup>3</sup> のタンク2基で構成し、ステンレス鋼製とする。</p> <p>本貯槽の周囲には堰を設けるとともに、堰内に漏えい検知器を設け、</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し、記載の適正化</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考
<p>漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰は2基の貯槽のうち1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けられることができる容量を有するものとする。</p> <p>(b) 処理済廃液貯槽 (省略)</p> <p>(c) 排水貯留ポンド (省略)</p> <p>(d) 各建家に設ける廃液貯槽 (省略)</p> <p>b 廃液処理装置</p> <p>(a) 蒸発処理装置・I</p> <p>本装置は、放出前廃液、液体廃棄物A及び液体廃棄物B-1のうち放射性物質の濃度が<math>3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3</math>未満の液体廃棄物(ただし、アルファ核種の放射エネルギーは、ベータ・ガンマ核種の放射エネルギーの10分の1以下のものに限る。以下この項で「処理対象廃液」という。)を蒸発法により濃縮処理するものであり第3廃棄物処理棟に設ける。</p> <p>本装置の流路線図を第8-2(2)-1図に、また、装置仕様の概略を第8-2(2)-1表に示す。</p> <p>本装置は、廃液供給槽、廃液タンク、蒸発缶、ミスト分離器、充填塔、凝縮器、オフガス処理装置、凝縮液貯槽・I及び濃縮液貯槽で構成する。</p> <p>本装置の処理対象廃液は、廃液貯槽・I、廃液タンク等に貯留した後、廃液供給槽を経由して蒸発缶に送り蒸気で加熱して蒸発濃縮を行う。蒸発缶で発生した蒸気は、ミスト分離器、充填塔及び凝縮器で処理して凝縮液を凝縮液貯槽・Iに貯留し、蒸発缶で濃縮した濃縮廃液は濃縮液貯槽に貯留する。</p> <p>なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>凝縮液貯槽・Iに貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認し、濃度が排出基準に適合している場合には処理済廃液貯槽に移送するが、適合していない場合には、凝縮液の放射性物質の濃度により適切な処理を行う。</p> <p>濃縮廃液は、セメント固化装置で処理し、ドラム缶等の容器に詰めて保管する。</p> <p>蒸発処理の過程で発生したオフガスは、オフガス冷却器、プレフィルタ、高性能フィルタ等からなるオフガス処理装置で処理した後、第3廃棄物処理棟の排気系に導き、排気系排気で希釈し放射性物質の濃度を監視しながら第3廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又</p>	<p>漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰は2基の貯槽のうち1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けられることができる容量を有するものとする。</p> <p><u>ただし、本貯槽については、使用を停止する。</u></p> <p>(b) 処理済廃液貯槽 (変更なし)</p> <p>(c) 排水貯留ポンド (変更なし)</p> <p>(d) 各建家に設ける廃液貯槽 (変更なし)</p> <p>b 廃液処理装置</p> <p>(a) 蒸発処理装置・I</p> <p>本装置は、放出前廃液、液体廃棄物A及び液体廃棄物B(ただし、アルファ核種の放射エネルギーは、ベータ・ガンマ核種の放射エネルギーの10分の1以下のものに限る。以下この項で「処理対象廃液」という。)を蒸発法により濃縮処理するものであり第3廃棄物処理棟に設ける。</p> <p>本装置の流路線図を第8-2(2)-1図に、また、装置仕様の概略を第8-2(2)-1表に示す。</p> <p>本装置は、廃液供給槽、廃液タンク、蒸発缶、ミスト分離器、充填塔、凝縮器、オフガス処理装置、凝縮液貯槽・I及び濃縮液貯槽で構成する。</p> <p>本装置の処理対象廃液は、廃液貯槽・I、廃液タンク等に貯留した後、廃液供給槽を経由して蒸発缶に送り蒸気で加熱して蒸発濃縮を行う。蒸発缶で発生した蒸気は、ミスト分離器、充填塔及び凝縮器で処理して凝縮液を凝縮液貯槽・Iに貯留し、蒸発缶で濃縮した濃縮廃液は濃縮液貯槽に貯留する。</p> <p>なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>凝縮液貯槽・Iに貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認し、濃度が排出基準に適合している場合には処理済廃液貯槽に移送するが、適合していない場合には、凝縮液の放射性物質の濃度により適切な処理を行う。</p> <p>濃縮廃液は、セメント固化装置で処理し、ドラム缶等の容器に詰めて保管する。</p> <p>蒸発処理の過程で発生したオフガスは、オフガス冷却器、プレフィルタ、高性能フィルタ等からなるオフガス処理装置で処理した後、第3廃棄物処理棟の排気系に導き、排気系排気で希釈し放射性物質の濃度を監視しながら第3廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う液体廃棄物のレベル区分見直し</p>

変更前	変更後	備考																																																												
<p>は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、制御室の制御盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</p> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えいを防止するためのインターロックを設ける。</p> <p>本装置は、缶液基準で10<sup>4</sup>以上の除染率を有し、約2.5m<sup>3</sup>/hの処理能力を有するものとする。</p> <p>本装置の制御盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p style="text-align: center;">第8-2(2)-1表 蒸発処理装置・Iの装置仕様</p> <p>主要な機器</p> <p>(1) 廃液供給槽</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 1.0 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(2) 蒸発缶</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 2.5m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(3) 凝縮器</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 2.5m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(4) 凝縮液貯槽・I</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 12.5 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(5) 濃縮液貯槽</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 3.5 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(b) 蒸発処理装置・II</p> <p>本装置は、<u>放出前廃液、液体廃棄物A、液体廃棄物B-1及び液体廃棄物B-2（ただし、アルファ核種の放射能量は、ベータ・ガンマ核種の放射能量の10分の1以下のものに限る。以下この項で「処理対象廃液」という。）を蒸発法により濃縮処理するものであり</u>第2廃棄物処理棟に設け</p>	基 数	1 基	容 量	約 1.0 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 12.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 3.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	<p>は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、制御室の制御盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</p> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えいを防止するためのインターロックを設ける。</p> <p>本装置は、缶液基準で10<sup>4</sup>以上の除染率を有し、約2.5m<sup>3</sup>/hの処理能力を有するものとする。</p> <p>本装置の制御盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p style="text-align: center;">第8-2(2)-1表 蒸発処理装置・Iの装置仕様</p> <p>主要な機器</p> <p>(1) 廃液供給槽</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 1.0 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(2) 蒸発缶</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 2.5m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(3) 凝縮器</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 2.5m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(4) 凝縮液貯槽・I</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 12.5 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(5) 濃縮液貯槽</p> <table border="0" style="margin-left: 20px;"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 3.5 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(b) 蒸発処理装置・II</p> <p>本装置は、第2廃棄物処理棟に設ける。</p>	基 数	1 基	容 量	約 1.0 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 12.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 3.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>
基 数	1 基																																																													
容 量	約 1.0 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 12.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 3.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
容 量	約 1.0 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 2.5m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 12.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 3.5 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>る。</p> <p>本装置の流路線図を第 8-2(2)-2 図に、また、装置仕様の概略を第 8-2(2)-2 表に示す。</p> <p>本装置は、廃液供給槽、蒸発缶、ミスト分離器、充填塔、凝縮器、オフガス処理装置、凝縮液貯槽・Ⅱ、濃縮液貯槽等で構成する。</p> <p>本装置の処理対象廃液は、廃液貯槽・Ⅱ-2 に貯留する。</p> <p>処理対象廃液は、必要に応じ、薬液槽等で構成する前処理装置により中和処理後、廃液供給槽を経由して蒸発缶に送り蒸気で加熱して、蒸発濃縮を行う。蒸発缶で発生した蒸気は、ミスト分離器、充填塔及び凝縮器で処理して凝縮液貯槽・Ⅱに貯留し、蒸発缶で濃縮した濃縮廃液は濃縮液貯槽に貯留する。主要機器は、コンクリートセルである濃縮セル内に収納する。</p> <p>なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>凝縮液貯槽・Ⅱに貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認し、濃度が排出基準に適合している場合には排出するが、適合していない場合には、凝縮液の放射性物質の濃度により適切な処理を行う。</p> <p>濃縮廃液は、アスファルト固化装置で処理し、ドラム缶等の容器に詰めて保管する。</p> <p>蒸発缶等のオフガスは、オフガス冷却器、プレフィルタ、高性能フィルタ等からなるオフガス処理装置（本装置は、アスファルト固化装置と共用する。）で処理した後、第 2 廃棄物処理棟の排気系に導き、排気系排気で希釈し放射性物質の濃度を監視しながら第 2 廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の 1 基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</p> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えいを防止するためのインターロックを設ける。</p> <p><u>液体廃棄物 B-2 のうち、放射性物質の濃度の高い廃液は、廃液専用の遮蔽容器を用いて、本装置に搬入する。</u></p> <p>本装置は、缶液基準で <math>10^5</math> 以上の除染率を有し、約 <math>0.7\text{m}^3/\text{h}</math> の処理能力を有するものとする。</p> <p>本装置の中央監視盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p>	<p>本装置の流路線図を第 8-2(2)-2 図に、また、装置仕様の概略を第 8-2(2)-2 表に示す。</p> <p>本装置は、廃液供給槽、蒸発缶、ミスト分離器、充填塔、凝縮器、オフガス処理装置、凝縮液貯槽・Ⅱ、濃縮液貯槽等で構成する。</p> <p>本装置の処理対象廃液は、廃液貯槽・Ⅱ-2 に貯留する。</p> <p>処理対象廃液は、必要に応じ、薬液槽等で構成する前処理装置により中和処理後、廃液供給槽を経由して蒸発缶に送り蒸気で加熱して、蒸発濃縮を行う。蒸発缶で発生した蒸気は、ミスト分離器、充填塔及び凝縮器で処理して凝縮液貯槽・Ⅱに貯留し、蒸発缶で濃縮した濃縮廃液は濃縮液貯槽に貯留する。主要機器は、コンクリートセルである濃縮セル内に収納する。</p> <p>なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>凝縮液貯槽・Ⅱに貯留した凝縮液は、放射性物質の濃度を確認し、濃度が排出基準に適合している場合には排出するが、適合していない場合には、凝縮液の放射性物質の濃度により適切な処理を行う。</p> <p>濃縮廃液は、アスファルト固化装置で処理し、ドラム缶等の容器に詰めて保管する。</p> <p>蒸発缶等のオフガスは、オフガス冷却器、プレフィルタ、高性能フィルタ等からなるオフガス処理装置（本装置は、アスファルト固化装置と共用する。）で処理した後、第 2 廃棄物処理棟の排気系に導き、排気系排気で希釈し放射性物質の濃度を監視しながら第 2 廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の 1 基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</p> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えいを防止するためのインターロックを設ける。</p> <p>本装置は、缶液基準で <math>10^5</math> 以上の除染率を有し、約 <math>0.7\text{m}^3/\text{h}</math> の処理能力を有するものとする。</p> <p>本装置の中央監視盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p><u>ただし、本装置については、使用を停止する。</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考																																																												
<p style="text-align: center;">第 8-2(2)-2 表 蒸発処理装置・Ⅱの装置仕様</p> <p>主要な機器</p> <p>(1) 廃液供給槽</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(2) 蒸発缶</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 0.7m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(3) 凝縮器</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 0.7m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(4) 凝縮液貯槽・Ⅱ</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(5) 濃縮液貯槽</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 0.6 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>c 固化装置</p> <p>(a) セメント固化装置 (省略)</p> <p>(b) アスファルト固化装置 本装置は、<u>濃縮廃液等(ただし、放射性物質の濃度が 3.7×10<sup>6</sup>Bq/cm<sup>3</sup>未満のものであって、アルファ核種の放射エネルギーは、ベータ・ガンマ核種の放射エネルギーの 10 分の 1 以下のものに限る。)</u>を安定したアスファルト固化体にするものであり、濃縮廃液供給槽、アスファルト混和蒸発機、凝縮器、復水槽、熱媒装置、アスファルト供給装置、アスファルトドラム詰装置等で構成する。 本装置は第 2 廃棄物処理棟に設けるが、主要部分は、コンクリートセルである固化セル内に収納する。 本装置の流路線図を第 8-2(2)-4 図に示す。 アスファルト固化装置の主要部分は、アスファルト混和蒸発機であり、これは、アスファルトと固化すべき廃棄物とを混合、加熱して、水分を蒸発分離し、廃液中の固形分とアスファルトの均一熔融混合物(以下「プロダクト」という。)を作製するものである。</p>	基 数	1 基	容 量	約 2 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 10 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	容 量	約 0.6 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	<p style="text-align: center;">第 8-2(2)-2 表 蒸発処理装置・Ⅱの装置仕様</p> <p>主要な機器</p> <p>(1) 廃液供給槽</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 2 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(2) 蒸発缶</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 0.7m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(3) 凝縮器</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>能 力</td><td>約 0.7m<sup>3</sup>/h</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(4) 凝縮液貯槽・Ⅱ</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>2 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 10 (m<sup>3</sup>/基) × 2 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>(5) 濃縮液貯槽</p> <table border="0"> <tr><td>基 数</td><td>1 基</td></tr> <tr><td>容 量</td><td>約 0.6 (m<sup>3</sup>/基) × 1 基</td></tr> <tr><td>材 料</td><td>ステンレス鋼</td></tr> </table> <p>c 固化装置</p> <p>(a) セメント固化装置 (変更なし)</p> <p>(b) アスファルト固化装置 本装置は、濃縮廃液供給槽、アスファルト混和蒸発機、凝縮器、復水槽、熱媒装置、アスファルト供給装置、アスファルトドラム詰装置等で構成する。  本装置は第 2 廃棄物処理棟に設けるが、主要部分は、コンクリートセルである固化セル内に収納する。 本装置の流路線図を第 8-2(2)-4 図に示す。 アスファルト固化装置の主要部分は、アスファルト混和蒸発機であり、これは、アスファルトと固化すべき廃棄物とを混合、加熱して、水分を蒸発分離し、廃液中の固形分とアスファルトの均一熔融混合物(以下「プロダクト」という。)を作製するものである。</p>	基 数	1 基	容 量	約 2 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h	材 料	ステンレス鋼	基 数	2 基	容 量	約 10 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基	材 料	ステンレス鋼	基 数	1 基	容 量	約 0.6 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基	材 料	ステンレス鋼	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>
基 数	1 基																																																													
容 量	約 2 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 10 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
容 量	約 0.6 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
容 量	約 2 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
能 力	約 0.7m <sup>3</sup> /h																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	2 基																																																													
容 量	約 10 (m <sup>3</sup> /基) × 2 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													
基 数	1 基																																																													
容 量	約 0.6 (m <sup>3</sup> /基) × 1 基																																																													
材 料	ステンレス鋼																																																													

変更前	変更後	備考
<p>プロダクトは、アスファルトドラム詰装置に配置された2本のドラム缶等の容器に注入され、放冷し、アスファルト固化体となる。アスファルト固化体の作製に当たってはアスファルト固化体の表面における線量当量率が2mSv/h未満となるよう管理する。</p> <p>アスファルト混和蒸発機で発生した凝縮液は、復水槽に貯留した後、凝縮液の放射性物質の濃度により再度処理を行うか、又は蒸発処理装置・IIの凝縮液貯槽・IIに送る。なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>本装置では、アスファルトを加熱するが、アスファルトが可燃性物質であることから特に火災に対する配慮を十分に行う。</p> <p>アスファルト混和蒸発機の加熱は、鉱油を熱媒とし、加熱熱媒を循環する間接加熱方式で行う。熱媒の加熱は、熱媒装置の熱媒ボイラーで熱媒及びアスファルトの引火点より低い温度を上限として制御するほか、高温の熱媒と接するバルブにはベローズバルブ、リークオフバルブ等の漏えいの少ない構造のバルブを使用し、さらに、この系統の電気器具は全て防爆型を使用する。本装置の主な換気系には、温度感知式ダンパを取り付け、火災時に外気を遮断する構造とし要所に防火扉を設け、アスファルト固化セルを隔離できる構造とする等の防火対策を講じるとともに、万一の火災に備え、自動火災報知器を備え、要所に水噴霧消火設備、消火栓等の消火装置を設ける。</p> <p>本装置のオフガスは、オフガス処理装置（本装置は、蒸発処理装置・IIと共用する。）で処理した後、第2廃棄物処理棟の排気系に導き排気系排気で、希釈し放射性物質の濃度を監視しながら、第2廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置のうち、液体廃棄物と接する部分においては耐食性を十分考慮し、主要材料をステンレス鋼とする。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測、監視する設備を設け、例えば熱媒ボイラー出口での熱媒温度又は熱媒漏えいガスの濃度が設定値に達したらそれぞれ熱媒ボイラーの停止又は熱媒のダンプを行うインターロックを設ける。</p> <p>本装置には、アスファルト混練物を排出したドラム缶の内部温度を監視するための温度計を設けるとともに、ドラム缶内部の温度が一定温度以上となった場合にアスファルト固化体を冷却するための水噴霧消火設備をドラム詰室に設ける。</p>	<p>プロダクトは、アスファルトドラム詰装置に配置された2本のドラム缶等の容器に注入され、放冷し、アスファルト固化体となる。アスファルト固化体の作製に当たってはアスファルト固化体の表面における線量当量率が2mSv/h未満となるよう管理する。</p> <p>アスファルト混和蒸発機で発生した凝縮液は、復水槽に貯留した後、凝縮液の放射性物質の濃度により再度処理を行うか、又は蒸発処理装置・IIの凝縮液貯槽・IIに送る。なお、凝縮器の冷却水の冷却には、冷却塔を使用する。</p> <p>本装置では、アスファルトを加熱するが、アスファルトが可燃性物質であることから特に火災に対する配慮を十分に行う。</p> <p>アスファルト混和蒸発機の加熱は、鉱油を熱媒とし、加熱熱媒を循環する間接加熱方式で行う。熱媒の加熱は、熱媒装置の熱媒ボイラーで熱媒及びアスファルトの引火点より低い温度を上限として制御するほか、高温の熱媒と接するバルブにはベローズバルブ、リークオフバルブ等の漏えいの少ない構造のバルブを使用し、さらに、この系統の電気器具は全て防爆型を使用する。本装置の主な換気系には、温度感知式ダンパを取り付け、火災時に外気を遮断する構造とし要所に防火扉を設け、アスファルト固化セルを隔離できる構造とする等の防火対策を講じるとともに、万一の火災に備え、自動火災報知器を備え、要所に水噴霧消火設備、消火栓等の消火装置を設ける。</p> <p>本装置のオフガスは、オフガス処理装置（本装置は、蒸発処理装置・IIと共用する。）で処理した後、第2廃棄物処理棟の排気系に導き排気系排気で、希釈し放射性物質の濃度を監視しながら、第2廃棄物処理棟の排気筒から排出する。</p> <p>本装置のうち、液体廃棄物と接する部分においては耐食性を十分考慮し、主要材料をステンレス鋼とする。</p> <p>本装置の廃液を貯留する塔槽類は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、万一、塔槽類から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。また、独立した区画内又は堰内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。堰又は独立した区画は、堰内又は独立した区画内に設置する塔槽類のうち最大の容量を有する塔槽類の1基から廃液の漏えいが発生した場合に、その全量を受けることができる容量を有するものとする。</p> <p>本装置には、水位、温度、圧力等を計測、監視する設備を設け、例えば熱媒ボイラー出口での熱媒温度又は熱媒漏えいガスの濃度が設定値に達したらそれぞれ熱媒ボイラーの停止又は熱媒のダンプを行うインターロックを設ける。</p> <p>本装置には、アスファルト混練物を排出したドラム缶の内部温度を監視するための温度計を設けるとともに、ドラム缶内部の温度が一定温度以上となった場合にアスファルト固化体を冷却するための水噴霧消火設備をドラム詰室に設ける。</p>	



変更前	変更後	備考
<p>本装置のアスファルト混和蒸発機内には、温度計を設置し、アスファルトの温度が設定値に達した場合に熱媒を強制冷却する熱媒冷却器を設置する。ドラム詰室には、室内の可燃性ガスの濃度が設定値に達した場合に警報を発する警報装置を設ける。</p> <p>本装置において、アスファルト固化体の作製時に放射性物質が散逸し難いよう以下のとおり設計する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) アスファルト混和蒸発機で作製した混練物のドラム缶への排出部は、区画されたドラム詰室内に設ける。</li> <li>2) 混練物の排出口にドラム缶を密着できるようにする。</li> <li>3) ドラム缶に排出した混練物が固化するまで区画されたドラム詰室内で静置している際に、地震によってドラム缶が転倒することを防止するため、ガイドを設ける。</li> </ol> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えい等を防止するためのインターロックを設ける。</p> <p>本装置の中央監視盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>d 第3廃棄物処理棟 (省略)</p> <p>e 共通ダクト (省略)</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄施設 (本文省略)</p> <p>a 処理施設</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(a) 焼却処理設備 (省略)</li> <li>(b) 固体廃棄物処理設備・II (省略)</li> <li>(c) 解体室 (省略)</li> <li>(d) 高圧圧縮装置 (省略)</li> <li>(e) 金属溶融設備 (省略)</li> <li>(f) 焼却・溶融設備 (省略)</li> <li>(g) 第1廃棄物処理棟 (省略)</li> </ol>	<p>本装置のアスファルト混和蒸発機内には、温度計を設置し、アスファルトの温度が設定値に達した場合に熱媒を強制冷却する熱媒冷却器を設置する。ドラム詰室には、室内の可燃性ガスの濃度が設定値に達した場合に警報を発する警報装置を設ける。</p> <p>本装置において、アスファルト固化体の作製時に放射性物質が散逸し難いよう以下のとおり設計する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) アスファルト混和蒸発機で作製した混練物のドラム缶への排出部は、区画されたドラム詰室内に設ける。</li> <li>2) 混練物の排出口にドラム缶を密着できるようにする。</li> <li>3) ドラム缶に排出した混練物が固化するまで区画されたドラム詰室内で静置している際に、地震によってドラム缶が転倒することを防止するため、ガイドを設ける。</li> </ol> <p>本装置には、運転員の誤操作に起因する放射性物質の漏えい等を防止するためのインターロックを設ける。</p> <p>本装置の中央監視盤の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p><u>ただし、本装置については、使用を停止する。</u></p> <p>d 第3廃棄物処理棟 (変更なし)</p> <p>e 共通ダクト (変更なし)</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄施設 (本文変更なし)</p> <p>a 処理施設</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(a) 焼却処理設備 (変更なし)</li> <li>(b) 固体廃棄物処理設備・II (変更なし)</li> <li>(c) 解体室 (変更なし)</li> <li>(d) 高圧圧縮装置 (変更なし)</li> <li>(e) 金属溶融設備 (変更なし)</li> <li>(f) 焼却・溶融設備 (変更なし)</li> <li>(g) 第1廃棄物処理棟 (変更なし)</li> </ol>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(h) 第2廃棄物処理棟</p> <p>第2廃棄物処理棟（以下この項で「第2処理棟」という。）は、地下1階、地上2階の鉄筋コンクリート造で第3廃棄物処理棟の東側に設置し、固体廃棄物処理設備・Ⅱ、蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置を収容する。</p> <p>第2処理棟の平面図を、第8-3(3)-9図に示す。</p> <p>第2処理棟及び内装設備は、火災により安全性が損なわれないように、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を適切に組み合わせて、次の各項を考慮した設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 不燃性又は難燃性材料を使用する。</li> <li>2) 落雷による火災を防止するために、避雷設備を設ける。</li> <li>3) 作動油等の可燃性の油を使用する設備は、貯蔵量を運転上の要求に見合う最低量とするとともに、漏えいし難い構造とし、周辺に堰等を設け漏えいの拡大防止の対策を講じる。</li> <li>4) 可燃性ガスを使用する設備は、漏えいし難い構造とする。また、その室にはガス漏れ検知器を配置し、漏えいを検知した場合は可燃性ガスの供給を自動停止するとともに、燃料用ガスの供給源は第2処理棟の外に設置する。</li> <li>5) 早期に火災を検知し、速やかに消火を行うために、自動火災報知設備及び消火設備を設ける。</li> <li>6) セル及びドラム詰室には、遠隔操作で消火活動を行うために水噴霧消火設備を設ける。</li> <li>7) <u>固化セルには、セル内の温度上昇により火災を自動的に感知し、警報を発する装置を設ける。</u></li> <li>8) 第2処理棟の内部は耐火壁、耐火扉等により区画し、火災の拡大を防止できるようにする。また、給気用のダクト及び排気用のダクトには防火ダンパを設け、火災時には給排気を遮断できるようにする。</li> <li>9) セルの内部を負圧に維持するための排風機（各系統2台設置）は、火災により同時に機能を喪失しないよう、自動消火設備等を設け、火災防護上の区画をする。また、同排風機の動力ケーブルは難燃性材料を使用する。</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備・Ⅱの主要部分を設ける処理前廃棄物収納セル、廃棄物処理セル及び処理済廃棄物収納セル、アスファルト固化装置の主要部分を設けるアスファルト固化セル並びに蒸発処理装置・Ⅱの蒸発処理装置の主要部分を設ける濃縮セルは、第2処理棟の中央部に設置する。</p> <p>第2処理棟の地階に封入容器を入れたコンクリート容器等にコンクリートを注入する作業等を行うためコンクリート注入室を設ける。</p> <p>セルの遮蔽壁は、セル内で最大量の放射性物質を使用する場合にセルの外側の関係各場所への放射線業務従事者の立入頻度、滞在時間等を考慮し、外部放射線の線量当量率が添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率を満足するように設計する。</p> <p>また、セルの遮蔽壁、建家の壁、距離との組合せにより第2処理棟の外壁及び内壁で区画される管理区域境界における線量当量率が、関係法令に定める値以</p>	<p>(h) 第2廃棄物処理棟</p> <p>第2廃棄物処理棟（以下この項で「第2処理棟」という。）は、地下1階、地上2階の鉄筋コンクリート造で第3廃棄物処理棟の東側に設置し、固体廃棄物処理設備・Ⅱ、蒸発処理装置・Ⅱ及びアスファルト固化装置を収容する。</p> <p>第2処理棟の平面図を、第8-3(3)-9図に示す。</p> <p>第2処理棟及び内装設備は、火災により安全性が損なわれないように、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の3方策を適切に組み合わせて、次の各項を考慮した設計とする。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 不燃性又は難燃性材料を使用する。</li> <li>2) 落雷による火災を防止するために、避雷設備を設ける。</li> <li>3) 作動油等の可燃性の油を使用する設備は、貯蔵量を運転上の要求に見合う最低量とするとともに、漏えいし難い構造とし、周辺に堰等を設け漏えいの拡大防止の対策を講じる。</li> <li>4) 可燃性ガスを使用する設備は、漏えいし難い構造とする。また、その室にはガス漏れ検知器を配置し、漏えいを検知した場合は可燃性ガスの供給を自動停止するとともに、燃料用ガスの供給源は第2処理棟の外に設置する。 <u>ただし、本設備は、使用を停止する。</u></li> <li>5) 早期に火災を検知し、速やかに消火を行うために、自動火災報知設備及び消火設備を設ける。</li> <li>6) セル及びドラム詰室には、遠隔操作で消火活動を行うために水噴霧消火設備を設ける。 <u>ただし、濃縮セル、固化セル及びドラム詰室に係る系統は使用を停止する。（削る）</u></li> <li>7) 第2処理棟の内部は耐火壁、耐火扉等により区画し、火災の拡大を防止できるようにする。また、給気用のダクト及び排気用のダクトには防火ダンパを設け、火災時には給排気を遮断できるようにする。</li> <li>8) セルの内部を負圧に維持するための排風機（各系統2台設置）は、火災により同時に機能を喪失しないよう、自動消火設備等を設け、火災防護上の区画をする。また、同排風機の動力ケーブルは難燃性材料を使用する。</li> </ol> <p>固体廃棄物処理設備・Ⅱの主要部分を設ける処理前廃棄物収納セル、廃棄物処理セル及び処理済廃棄物収納セル、アスファルト固化装置の主要部分を設けるアスファルト固化セル並びに蒸発処理装置・Ⅱの蒸発処理装置の主要部分を設ける濃縮セルは、第2処理棟の中央部に設置する。</p> <p>第2処理棟の地階に封入容器を入れたコンクリート容器等にコンクリートを注入する作業等を行うためコンクリート注入室を設ける。</p> <p>セルの遮蔽壁は、セル内で最大量の放射性物質を使用する場合にセルの外側の関係各場所への放射線業務従事者の立入頻度、滞在時間等を考慮し、外部放射線の線量当量率が添付書類九に示す遮蔽設計基準線量当量率を満足するように設計する。</p> <p>また、セルの遮蔽壁、建家の壁、距離との組合せにより第2処理棟の外壁及び内壁で区画される管理区域境界における線量当量率が、関係法令に定める値以</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>項番の繰り上げ</p> <p>項番の繰り上げ</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>下となるように設計する。</p> <p>セルの内壁は、除染性を考慮してステンレス鋼又は炭素鋼によるライニングを行うか若しくは塗装を施す。</p> <p>固体廃棄物処理設備・Ⅱの各セルには必要に応じて鉛ガラス、マニプレータ、セル内クレーン、照明等を設ける。</p> <p>換気設備は、第2処理棟を管理区域と非管理区域とに分け、それぞれ別系統とする。</p> <p>第2処理棟の排気系統図を第8-3(3)-10図に示す。</p> <p>管理区域の換気設備は、管理区域を放射性汚染の可能性からみて、さらに区域を分け、それぞれ別系統とする。</p> <p>放射性汚染の可能性の少ない管理区域の換気は、その区域に新鮮な空気を供給し順次、汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は高性能フィルタ等を通して、第2処理棟に隣接して設ける排気筒（地上高さ約30m）に導く。</p> <p>放射性汚染の可能性の高い固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの換気は、汚染の可能性の少ない管理区域の空気を高性能フィルタ等を通してセル内に吸込み、セルの排気は各セルの排気口に設ける高性能フィルタ等を通して機械室に導き、ここでさらに高性能フィルタ等で浄化した後、第2処理棟の排気筒に導く。高性能フィルタ等は3段で<math>10^3</math>の除染係数を有するものとする。第2処理棟の排気筒に導かれた排気は、排気ダストモニタにより空気中の放射性物質の濃度を連続的に測定・監視しながら排出する。セル内の負圧を監視し、負圧が設定値に達したら、予備ファンの起動を行うインターロックを設ける。</p> <p>セルを負圧に維持するため、発電容量200kVA以上のディーゼル発電機を設け、商用電源が喪失した場合に、セルの排気を行う排風機及びその操作回路に電源を供給できるようにする。ディーゼル発電機は、第2処理棟の放射線管理施設、水噴霧消火設備等にも給電することができるようにする。</p> <p>第2処理棟内で溢水が発生した場合においても、セルの内部を負圧に維持するための排風機及びその操作回路が没水又は被水することにより機能を損なわないように設計する。また、商用電源喪失時にセルの内部を負圧に維持するための排風機に給電するためのディーゼル発電機が没水により機能を損なわないように設計する。</p> <p>なお、アスファルト固化装置及び蒸発処理装置・Ⅱのセルの換気は、固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの換気等に準じた設計とする。</p> <p>各フィルタユニットは差圧を測定し、また、点検及び交換できるように設計する。</p> <p>放射性汚染の可能性の高い固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの背面には、セル内の機器の補修を行う場合等に背面扉を開いてもセル内の汚染がセル外に広がるのを低減するため、アイソレーション室を設ける。</p> <p>セル内には、プロセスモニタを設け、その指示が設定値を超えた場合は、セルの遮蔽扉が開かないようなインターロックを設ける。</p> <p>操作エリア、サービスエリア等にはガンマ線エリアモニタを設け空間線量率の測定・監視をする。</p> <p>管理区域への立入りは、汚染検査室を通る設計としここで人員、物品等の出入</p>	<p>下となるように設計する。</p> <p>セルの内壁は、除染性を考慮してステンレス鋼又は炭素鋼によるライニングを行うか若しくは塗装を施す。</p> <p>固体廃棄物処理設備・Ⅱの各セルには必要に応じて鉛ガラス、マニプレータ、セル内クレーン、照明等を設ける。</p> <p>換気設備は、第2処理棟を管理区域と非管理区域とに分け、それぞれ別系統とする。</p> <p>第2処理棟の排気系統図を第8-3(3)-10図に示す。</p> <p>管理区域の換気設備は、管理区域を放射性汚染の可能性からみて、さらに区域を分け、それぞれ別系統とする。</p> <p>放射性汚染の可能性の少ない管理区域の換気は、その区域に新鮮な空気を供給し順次、汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにし、排気は高性能フィルタ等を通して、第2処理棟に隣接して設ける排気筒（地上高さ約30m）に導く。</p> <p>放射性汚染の可能性の高い固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの換気は、汚染の可能性の少ない管理区域の空気を高性能フィルタ等を通してセル内に吸込み、セルの排気は各セルの排気口に設ける高性能フィルタ等を通して機械室に導き、ここでさらに高性能フィルタ等で浄化した後、第2処理棟の排気筒に導く。高性能フィルタ等は3段で<math>10^3</math>の除染係数を有するものとする。第2処理棟の排気筒に導かれた排気は、排気ダストモニタにより空気中の放射性物質の濃度を連続的に測定・監視しながら排出する。セル内の負圧を監視し、負圧が設定値に達したら、予備ファンの起動を行うインターロックを設ける。</p> <p>セルを負圧に維持するため、発電容量200kVA以上のディーゼル発電機を設け、商用電源が喪失した場合に、セルの排気を行う排風機及びその操作回路に電源を供給できるようにする。ディーゼル発電機は、第2処理棟の放射線管理施設、水噴霧消火設備等にも給電することができるようにする。</p> <p>第2処理棟内で溢水が発生した場合においても、セルの内部を負圧に維持するための排風機及びその操作回路が没水又は被水することにより機能を損なわないように設計する。また、商用電源喪失時にセルの内部を負圧に維持するための排風機に給電するためのディーゼル発電機が没水により機能を損なわないように設計する。</p> <p>なお、アスファルト固化装置及び蒸発処理装置・Ⅱのセルの換気は、固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの換気等に準じた設計とする。</p> <p>各フィルタユニットは差圧を測定し、また、点検及び交換できるように設計する。</p> <p>放射性汚染の可能性の高い固体廃棄物処理設備・Ⅱのセルの背面には、セル内の機器の補修を行う場合等に背面扉を開いてもセル内の汚染がセル外に広がるのを低減するため、アイソレーション室を設ける。</p> <p>セル内には、プロセスモニタを設け、その指示が設定値を超えた場合は、セルの遮蔽扉が開かないようなインターロックを設ける。</p> <p>操作エリア、サービスエリア等にはガンマ線エリアモニタを設け空間線量率の測定・監視をする。</p> <p>管理区域への立入りは、汚染検査室を通る設計としここで人員、物品等の出入</p>	

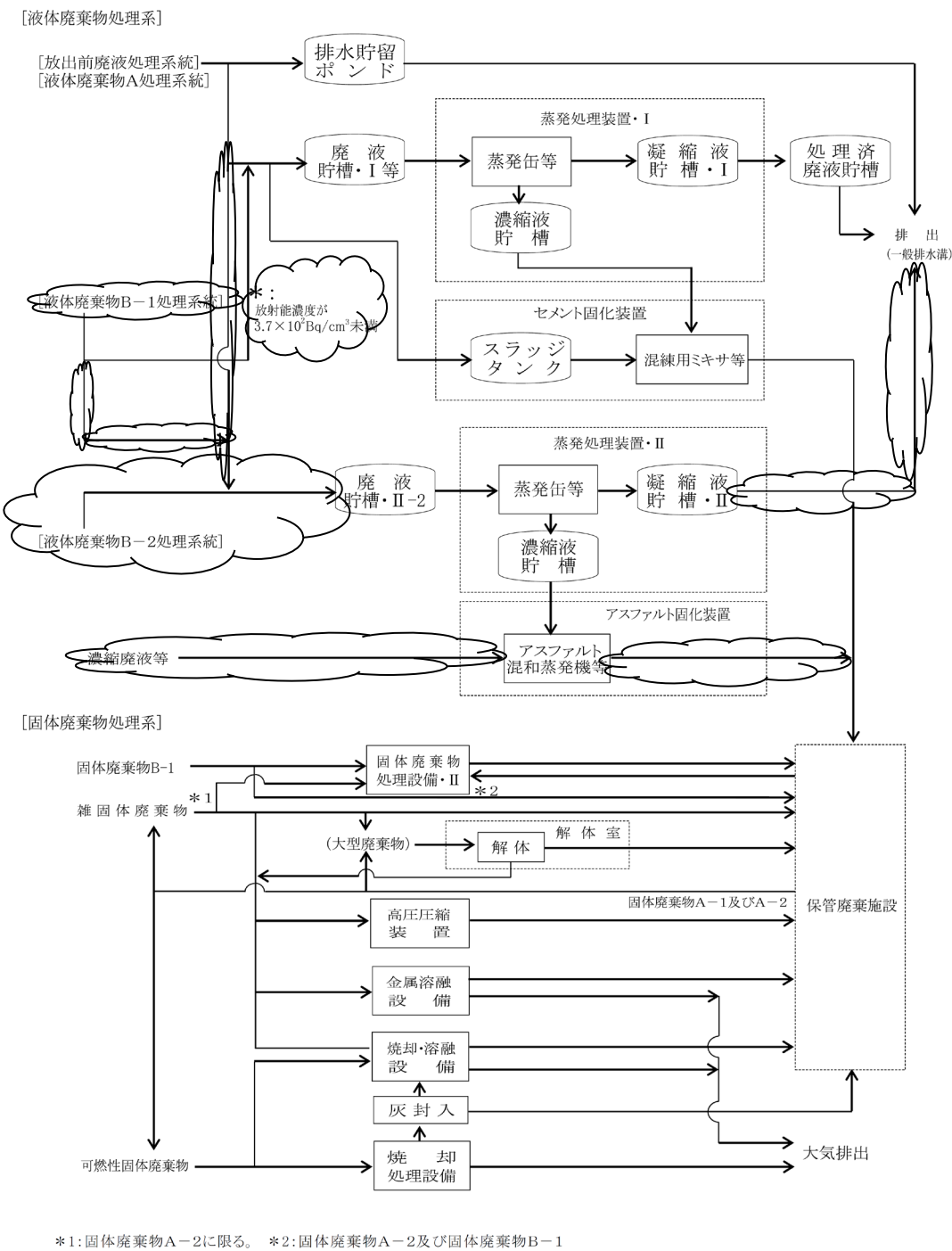
変 更 前	変 更 後	備 考
<p>管理を行う。汚染検査室には、手洗い、シャワー、ハンドフットクロスモニタ等を備える。キャスク等の大型機器の搬出入に際しては、トラックエリアで出入管理を行う。</p> <p>第2処理棟には、放射線管理に必要な各種サーベイメータ、空間線量率を測定・監視するガンマ線エリアモニタ及び空気中の放射性物質の濃度を測定・監視する室内ダストモニタを備え、プロセスモニタも含め管理上必要な情報は中央監視室に表示する。</p> <p>第2処理棟で処理に伴って発生する廃液、手洗い水、ドレン水等の廃液は、性状等に応じて区分して放出前排水槽 No. 1、放出前排水槽 No. 2、液体廃棄物A用排水槽又は液体廃棄物B用排水槽に貯留する。貯留した廃液の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の濃度限度以下の場合には、一般排水溝（第2）に排出する。貯留した廃液の放射性物質の濃度が、同濃度限度を超える場合には、放射性廃棄物処理場の液体廃棄物の廃棄施設に運搬して処理する。放出前排水槽及び液体廃棄物A用排水槽は地下ピット構造とし、液位計を設けるとともに、漏えいによって液位が著しく低下した場合又は液位が高くなり貯槽上部から廃液が漏えいするおそれのある場合に、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。液体廃棄物B用排水槽はタンク構造とし、独立した区画内に設ける。独立した区画内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。第2処理棟内の床及び壁下部には除染性を考慮した塗装を施す。</p> <p>廃液を取り扱う管理区域の建家外へ通じる境界には、堰、傾斜等を設ける。廃液を取り扱う区域の廃液に接する可能性のある床面及び壁面には、漏えいし難い材料による仕上げを施す。また、管理区域には、管理されない排水路に通じる開口部を設けない。</p> <p>第2処理棟の排水系統図を第8-3(3)-11図に示す。</p> <p>人の不法な侵入、施設内での人による妨害破壊行為及び爆発物等の不正な持込を未然に防止するため、第2処理棟は鉄筋コンクリート造の堅固な障壁（外壁）で区画し、出入口は施錠できるようにするとともに、第2処理棟を設置する原子力科学研究所敷地内への入構管理を適切に行う。また、不正アクセスを防止するため、処理設備及び制御に関する操作端末等は、外部との通信ネットワークに接続せずに使用する。</p> <p>第2処理棟における誤操作を防止するため、以下のとおり設計する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 運転操作に係る操作器具、計器及び警報装置には名称等を表示するとともに、運転パラメータに係る計器には、運転上の管理値を表示する。</li> <li>2) 警報は、運転員が容易に監視できるよう、操作卓等の見えやすい場所に表示し、警報発報時に識別しやすい色（赤色等）が点灯し、警報音が吹鳴するようにする。</li> <li>3) 運転操作に係るスイッチ、レバー等は、操作時に運転員の負担とならないような位置に配置する。手動で開閉操作を行う弁には、適切な作業スペースを設ける。また、高所の弁には、操作性を考慮し架台等を設ける。</li> <li>4) 誤操作により閉じ込め機能に影響を及ぼすおそれのあるスイッチ、レバ</li> </ol>	<p>管理を行う。汚染検査室には、手洗い、シャワー、ハンドフットクロスモニタ等を備える。キャスク等の大型機器の搬出入に際しては、トラックエリアで出入管理を行う。</p> <p>第2処理棟には、放射線管理に必要な各種サーベイメータ、空間線量率を測定・監視するガンマ線エリアモニタ及び空気中の放射性物質の濃度を測定・監視する室内ダストモニタを備え、プロセスモニタも含め管理上必要な情報は中央監視室に表示する。</p> <p>第2処理棟で処理に伴って発生する廃液、手洗い水、ドレン水等の廃液は、性状等に応じて区分して放出前排水槽 No. 1、放出前排水槽 No. 2、液体廃棄物A用排水槽又は液体廃棄物B用排水槽に貯留する。貯留した廃液の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の濃度限度以下の場合には、一般排水溝（第2）に排出する。貯留した廃液の放射性物質の濃度が、同濃度限度を超える場合には、放射性廃棄物処理場の液体廃棄物の廃棄施設に運搬して処理する。放出前排水槽及び液体廃棄物A用排水槽は地下ピット構造とし、液位計を設けるとともに、漏えいによって液位が著しく低下した場合又は液位が高くなり貯槽上部から廃液が漏えいするおそれのある場合に、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。液体廃棄物B用排水槽はタンク構造とし、独立した区画内に設ける。独立した区画内に漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検出し、中央監視室の中央監視盤及び原子力科学研究所の中央警備室に警報する設備を設ける。第2処理棟内の床及び壁下部には除染性を考慮した塗装を施す。</p> <p>廃液を取り扱う管理区域の建家外へ通じる境界には、堰、傾斜等を設ける。廃液を取り扱う区域の廃液に接する可能性のある床面及び壁面には、漏えいし難い材料による仕上げを施す。また、管理区域には、管理されない排水路に通じる開口部を設けない。</p> <p>第2処理棟の排水系統図を第8-3(3)-11図に示す。</p> <p>人の不法な侵入、施設内での人による妨害破壊行為及び爆発物等の不正な持込を未然に防止するため、第2処理棟は鉄筋コンクリート造の堅固な障壁（外壁）で区画し、出入口は施錠できるようにするとともに、第2処理棟を設置する原子力科学研究所敷地内への入構管理を適切に行う。また、不正アクセスを防止するため、処理設備及び制御に関する操作端末等は、外部との通信ネットワークに接続せずに使用する。</p> <p>第2処理棟における誤操作を防止するため、以下のとおり設計する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 運転操作に係る操作器具、計器及び警報装置には名称等を表示するとともに、運転パラメータに係る計器には、運転上の管理値を表示する。</li> <li>2) 警報は、運転員が容易に監視できるよう、操作卓等の見えやすい場所に表示し、警報発報時に識別しやすい色（赤色等）が点灯し、警報音が吹鳴するようにする。</li> <li>3) 運転操作に係るスイッチ、レバー等は、操作時に運転員の負担とならないような位置に配置する。手動で開閉操作を行う弁には、適切な作業スペースを設ける。また、高所の弁には、操作性を考慮し架台等を設ける。</li> <li>4) 誤操作により閉じ込め機能に影響を及ぼすおそれのあるスイッチ、レバ</li> </ol>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>一等は、保護カバー又はキー付スイッチを設置する。</p> <p>第2処理棟には、容易に識別できる避難通路及び避難口を設けるとともに、避難通路及び避難口を示す誘導標識は、避難の方向及び避難口である旨を明示し、目につきやすい箇所に設け、容易に識別できるようにする。また、避難通路及び避難口の誘導灯は、避難の方向及び避難口である旨を明示し、容易に識別できるようにするとともに、照明用の電源が喪失した場合においても蓄電池を内蔵し、機能を損なわないようにする。</p> <p>第2処理棟には、照明用の電源が喪失した場合に自動的に点灯し、避難上必要な照度を確保した避難用の照明を設ける。また、第2処理棟には、異常が発生した場合に使用する照明器具を配備する。</p> <p>第2処理棟において予想される飛散物に対し、以下のとおり放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め）が損なわれないよう設計し、管理する。</p> <p>1) 排気ブロア及びポンプの回転機の回転羽根はケーシング内に収め、回転羽根が破損しても、回転羽根が飛散することを防止する。</p> <p>2) L P Gの供給源は建家外に設置し、爆発によって発生する飛散物によって処理設備の放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め）が損なわれないようにする。また、L P Gを使用する室にガス漏えい検知器を設置し、ガスの漏えいを検知したときに作動する緊急遮断弁を設置し、建家内でのガス爆発を防止する。</p> <p>3) 重量機器を取り扱うクレーンには、走行端ストッパー、巻過防止装置、フックの外れ止めを設ける。</p> <p>第2処理棟には、異常が発生した場合において関係箇所に対し必要な指示ができるように、電話、放送設備、ページング設備等を設ける。また、第2処理棟には、第2処理棟と原子力科学研究所内の現地対策本部との間の相互に連絡するための通信連絡設備として専用の固定電話、携帯電話等を設ける。</p> <p>第2処理棟の高圧受電盤等の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p><u>本節の記述については、さらに追補2「8-5 廃棄施設の概要」の追補がある。</u></p> <p>(i) 減容処理棟 (省略)</p> <p>b 保管廃棄施設 (省略)</p> <p>(4) 放射性廃棄物の運搬 a 放射性液体廃棄物 (省略) b 放射性固体廃棄物 (省略)</p>	<p>一等は、保護カバー又はキー付スイッチを設置する。</p> <p>第2処理棟には、容易に識別できる避難通路及び避難口を設けるとともに、避難通路及び避難口を示す誘導標識は、避難の方向及び避難口である旨を明示し、目につきやすい箇所に設け、容易に識別できるようにする。また、避難通路及び避難口の誘導灯は、避難の方向及び避難口である旨を明示し、容易に識別できるようにするとともに、照明用の電源が喪失した場合においても蓄電池を内蔵し、機能を損なわないようにする。</p> <p>第2処理棟には、照明用の電源が喪失した場合に自動的に点灯し、避難上必要な照度を確保した避難用の照明を設ける。また、第2処理棟には、異常が発生した場合に使用する照明器具を配備する。</p> <p>第2処理棟において予想される飛散物に対し、以下のとおり放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め）が損なわれないよう設計し、管理する。</p> <p>1) 排気ブロア及びポンプの回転機の回転羽根はケーシング内に収め、回転羽根が破損しても、回転羽根が飛散することを防止する。</p> <p>2) L P Gの供給源は建家外に設置し、爆発によって発生する飛散物によって処理設備の放射性物質の貯蔵機能（閉じ込め）が損なわれないようにする。また、L P Gを使用する室にガス漏えい検知器を設置し、ガスの漏えいを検知したときに作動する緊急遮断弁を設置し、建家内でのガス爆発を防止する。</p> <p><u>ただし、L P Gの供給源及びL P Gに係る設備は使用を停止する。</u></p> <p>3) 重量機器を取り扱うクレーンには、走行端ストッパー、巻過防止装置、フックの外れ止めを設ける。</p> <p>第2処理棟には、異常が発生した場合において関係箇所に対し必要な指示ができるように、電話、放送設備、ページング設備等を設ける。また、第2処理棟には、第2処理棟と原子力科学研究所内の現地対策本部との間の相互に連絡するための通信連絡設備として専用の固定電話、携帯電話等を設ける。</p> <p>第2処理棟の高圧受電盤等の筐体は、電磁的障害を防止するため、金属製とし、接地することで電磁波の侵入を防止する設計とする。</p> <p>(i) 減容処理棟 (変更なし)</p> <p>b 保管廃棄施設 (変更なし)</p> <p>(4) 放射性廃棄物の運搬 a 放射性液体廃棄物 (変更なし) b 放射性固体廃棄物 (変更なし)</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う追補の削除</p>

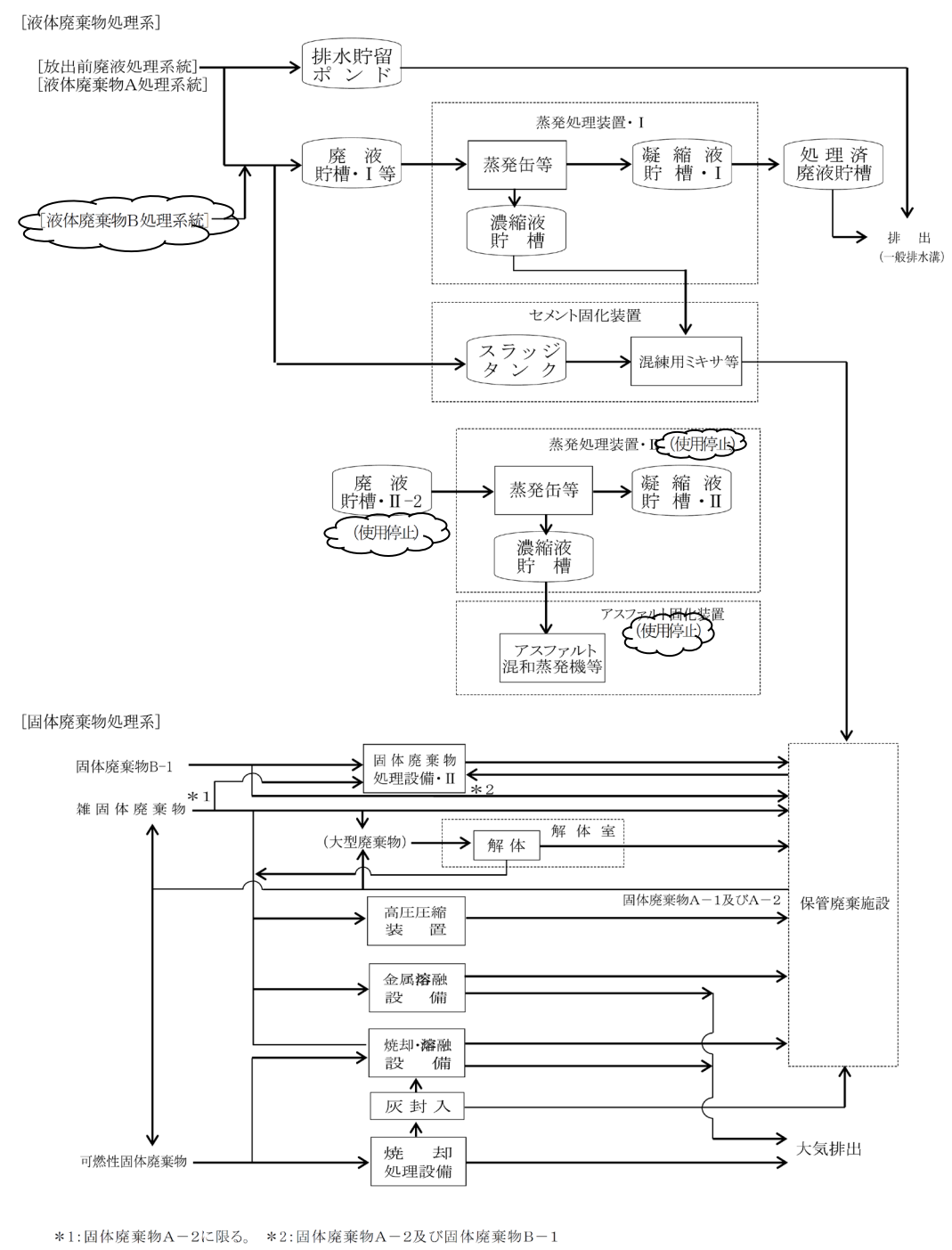
変 更 前	変 更 後	備 考
<p>[放射線管理施設] 8-6 屋外管理設備の概要 （省略）</p> <p>[その他試験研究用等原子炉の附属施設] （省略）</p> <p>方針1. 通信連絡設備（第30条） （条文省略）</p> <p>適合のための設計方針 （省略）</p>	<p>[放射線管理施設] 8-6 屋外管理設備の概要 （変更なし）</p> <p>[その他試験研究用等原子炉の附属施設] （変更なし）</p> <p>方針1. 通信連絡設備（第30条） （条文変更なし）</p> <p>適合のための設計方針 （変更なし）</p>	

変 更 前		変 更 後		備 考
申請書添付書類 添付図面目録		申請書添付書類 添付図面目録		
(1) 第8-2-1	図 放射性廃棄物の廃棄施設 基本系統説明図	(1) 第8-2-1	図 放射性廃棄物の廃棄施設 基本系統説明図	
(2) 第8-2 (2)- 1	図 蒸発処理装置・I 流路線図	(2) 第8-2 (2)- 1	図 蒸発処理装置・I 流路線図	
(3) 第8-2 (2)- 2	図 蒸発処理装置・II 流路線図	(3) 第8-2 (2)- 2	図 蒸発処理装置・II 流路線図	
(4) 第8-2 (2)- 3	図 セメント固化装置 流路線図	(4) 第8-2 (2)- 3	図 セメント固化装置 流路線図	
(5) 第8-2 (2)- 4	図 アスファルト固化装置 流路線図	(5) 第8-2 (2)- 4	図 アスファルト固化装置 流路線図	
(6) 第8-2 (2)- 5	図 (その1/4) 第3廃棄物処理棟 3階平面図	(6) 第8-2 (2)- 5	図 (その1/4) 第3廃棄物処理棟 3階平面図	
(7) 第8-2 (2)- 5	図 (その2/4) 第3廃棄物処理棟 2階平面図	(7) 第8-2 (2)- 5	図 (その2/4) 第3廃棄物処理棟 2階平面図	
(8) 第8-2 (2)- 5	図 (その3/4) 第3廃棄物処理棟 1階平面図	(8) 第8-2 (2)- 5	図 (その3/4) 第3廃棄物処理棟 1階平面図	
(9) 第8-2 (2)- 5	図 (その4/4) 第3廃棄物処理棟 地階平面図	(9) 第8-2 (2)- 5	図 (その4/4) 第3廃棄物処理棟 地階平面図	
(10) 第8-2 (2)- 6	図 第3廃棄物処理棟 排水系統図	(10) 第8-2 (2)- 6	図 第3廃棄物処理棟 排水系統図	
(11) 第8-2 (2)- 7	図 第3廃棄物処理棟 排気系統図	(11) 第8-2 (2)- 7	図 第3廃棄物処理棟 排気系統図	
(12) 第8-3 (3)- 1	図 焼却処理設備 流路線図	(12) 第8-3 (3)- 1	図 焼却処理設備 流路線図	
(13) 第8-3 (3)- 2	図 固体廃棄物処理設備・II 流路線図	(13) 第8-3 (3)- 2	図 固体廃棄物処理設備・II 流路線図	
(14) 第8-3 (3)- 3	図 大型の雑固体廃棄物 解体流路線図	(14) 第8-3 (3)- 3	図 大型の雑固体廃棄物 解体流路線図	
(15) 第8-3 (3)- 4	図 金属溶融設備 流路線図	(15) 第8-3 (3)- 4	図 金属溶融設備 流路線図	
(16) 第8-3 (3)- 5	図 焼却・溶融設備 流路線図	(16) 第8-3 (3)- 5	図 焼却・溶融設備 流路線図	
(17) 第8-3 (3)- 6	図 (その1/3) 第1廃棄物処理棟 2階平面図	(17) 第8-3 (3)- 6	図 (その1/3) 第1廃棄物処理棟 2階平面図	
(18) 第8-3 (3)- 6	図 (その2/3) 第1廃棄物処理棟 1階平面図	(18) 第8-3 (3)- 6	図 (その2/3) 第1廃棄物処理棟 1階平面図	
(19) 第8-3 (3)- 6	図 (その3/3) 第1廃棄物処理棟 地階平面図	(19) 第8-3 (3)- 6	図 (その3/3) 第1廃棄物処理棟 地階平面図	
(20) 第8-3 (3)- 7	図 第1廃棄物処理棟 排気系統図	(20) 第8-3 (3)- 7	図 第1廃棄物処理棟 排気系統図	
(21) 第8-3 (3)- 8	図 第1廃棄物処理棟 排水系統図	(21) 第8-3 (3)- 8	図 第1廃棄物処理棟 排水系統図	
(22) 第8-3 (3)- 9	図 (その1/3) 第2廃棄物処理棟 2階平面図	(22) 第8-3 (3)- 9	図 (その1/3) 第2廃棄物処理棟 2階平面図	
(23) 第8-3 (3)- 9	図 (その2/3) 第2廃棄物処理棟 1階平面図	(23) 第8-3 (3)- 9	図 (その2/3) 第2廃棄物処理棟 1階平面図	
(24) 第8-3 (3)- 9	図 (その3/3) 第2廃棄物処理棟 地階平面図	(24) 第8-3 (3)- 9	図 (その3/3) 第2廃棄物処理棟 地階平面図	
(25) 第8-3 (3)- 10	図 第2廃棄物処理棟 排気系統図	(25) 第8-3 (3)- 10	図 第2廃棄物処理棟 排気系統図	
(26) 第8-3 (3)- 11	図 第2廃棄物処理棟 排水系統図	(26) 第8-3 (3)- 11	図 第2廃棄物処理棟 排水系統図	
(27) 第8-3 (3)- 12	図 保管廃棄施設・NL	(27) 第8-3 (3)- 12	図 保管廃棄施設・NL	
(28) 第8-3 (3)- 13	図 廃棄物保管棟・I	(28) 第8-3 (3)- 13	図 廃棄物保管棟・I	
(29) 第8-3 (3)- 14	図 廃棄物保管棟・II	(29) 第8-3 (3)- 14	図 廃棄物保管棟・II	
(30) 第8-3 (3)- 15	図 (その1/5) 解体分別保管棟 3階平面図	(30) 第8-3 (3)- 15	図 (その1/5) 解体分別保管棟 3階平面図	
(31) 第8-3 (3)- 15	図 (その2/5) 解体分別保管棟 2階平面図	(31) 第8-3 (3)- 15	図 (その2/5) 解体分別保管棟 2階平面図	
(32) 第8-3 (3)- 15	図 (その3/5) 解体分別保管棟 1階平面図	(32) 第8-3 (3)- 15	図 (その3/5) 解体分別保管棟 1階平面図	
(33) 第8-3 (3)- 15	図 (その4/5) 解体分別保管棟 地階平面図	(33) 第8-3 (3)- 15	図 (その4/5) 解体分別保管棟 地階平面図	
(34) 第8-3 (3)- 15	図 (その5/5) 解体分別保管棟 (A-A')断面図	(34) 第8-3 (3)- 15	図 (その5/5) 解体分別保管棟 (A-A')断面図	
(35) 第8-3 (3)- 16	図 解体分別保管棟 排水系統図	(35) 第8-3 (3)- 16	図 解体分別保管棟 排水系統図	
(36) 第8-3 (3)- 17	図 解体分別保管棟 排気系統図	(36) 第8-3 (3)- 17	図 解体分別保管棟 排気系統図	
(37) 第8-3 (3)- 18	図 (その1/3) 減容処理棟 地階平面図	(37) 第8-3 (3)- 18	図 (その1/3) 減容処理棟 地階平面図	
(38) 第8-3 (3)- 18	図 (その2/3) 減容処理棟 1階平面図	(38) 第8-3 (3)- 18	図 (その2/3) 減容処理棟 1階平面図	
(39) 第8-3 (3)- 18	図 (その3/3) 減容処理棟 2階平面図	(39) 第8-3 (3)- 18	図 (その3/3) 減容処理棟 2階平面図	
(40) 第8-3 (3)- 19	図 減容処理棟 排水系統図	(40) 第8-3 (3)- 19	図 減容処理棟 排水系統図	

変更前	変更後	備考
(41) 第8-3 (3)- 20図 (42) 第8-3 (3)- 21図 (43) 第8-6-1 図 減容処理棟 排気系統図 固体廃棄物一時保管棟 平面図及び断面図 モニタリングポスト設置場所	(41) 第8-3 (3)- 20図 (42) 第8-3 (3)- 21図 (43) 第8-6-1 図 減容処理棟 排気系統図 固体廃棄物一時保管棟 平面図及び断面図 モニタリングポスト設置場所	



第8-2-1図 放射性廃棄物の廃棄施設 基本系統説明図



第8-2-1図 放射性廃棄物の廃棄施設 基本系統説明図

アスファルト固化装置等の使用停止



変更前	変更後	備考
<p>第8-2(2)-1図 (省略)</p> <p>第8-2(2)-2図 蒸発処理装置・II 流路線図</p>	<p>第8-2(2)-1図 (変更なし)</p> <p>ただし、蒸発処理装置・II及び廃液貯槽・II-2は使用を停止する。</p> <p>第8-2(2)-2図 蒸発処理装置・II 流路線図</p>	<p>備考</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考
<p>第 8-2(2)-3 図 (省略)</p> <p>第 8-2(2)-4 図 アスファルト固化装置 流路線図</p>	<p>第 8-2(2)-3 図 (変更なし)</p> <p>第 8-2(2)-4 図 アスファルト固化装置 流路線図</p>	<p>備考</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変更前	変更後	備考
<p>第 8-2(2)-5 図～第 8-3(3)-10 図 (省略)</p> <p>第 8-3(3)-11 図 第 2 廃棄物処理棟 排水系統図</p>	<p>第 8-2(2)-5 図～第 8-3(3)-10 図 (変更なし)</p> <p>第 8-3(3)-11 図 第 2 廃棄物処理棟 排水系統図</p>	<p>備考</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>第 8-3(3)-12 図～第 8-3(3)-21 図 (省略)</p> <p>第 8-6-1 図 (省略)</p>	<p>第 8-3(3)-12 図～第 8-3(3)-21 図 (変更なし)</p> <p>第 8-6-1 図 (変更なし)</p>	
<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>追補 1. 「8-3 放射能に対する安全設計」の追補</p> <p style="padding-left: 2em;">I 第 2 廃棄物処理棟に係る遮蔽設計方針について……………</p> <p>追補 2. 「8-5 廃棄施設の概要」の追補</p> <p style="padding-left: 2em;"><u>I アスファルト固化装置の火災対策について……………</u></p>	<p style="text-align: center;">目 次</p> <p>追補 1. 「8-3 放射能に対する安全設計」の追補</p> <p style="padding-left: 2em;">I 第 2 廃棄物処理棟に係る遮蔽設計方針について……………</p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う追補の削除</p>
<p style="text-align: center;">追 補 1</p> <p style="text-align: center;">「8-3 放射能に対する安全設計」の追補</p> <p>添付書類八「8-3 放射能に対する安全設計」の記述に次のとおり追補する。</p> <p style="text-align: center;">(省略)</p>	<p style="text-align: center;">追 補 1</p> <p style="text-align: center;">「8-3 放射能に対する安全設計」の追補</p> <p>添付書類八「8-3 放射能に対する安全設計」の記述に次のとおり追補する。</p> <p style="text-align: center;">(変更なし)</p>	

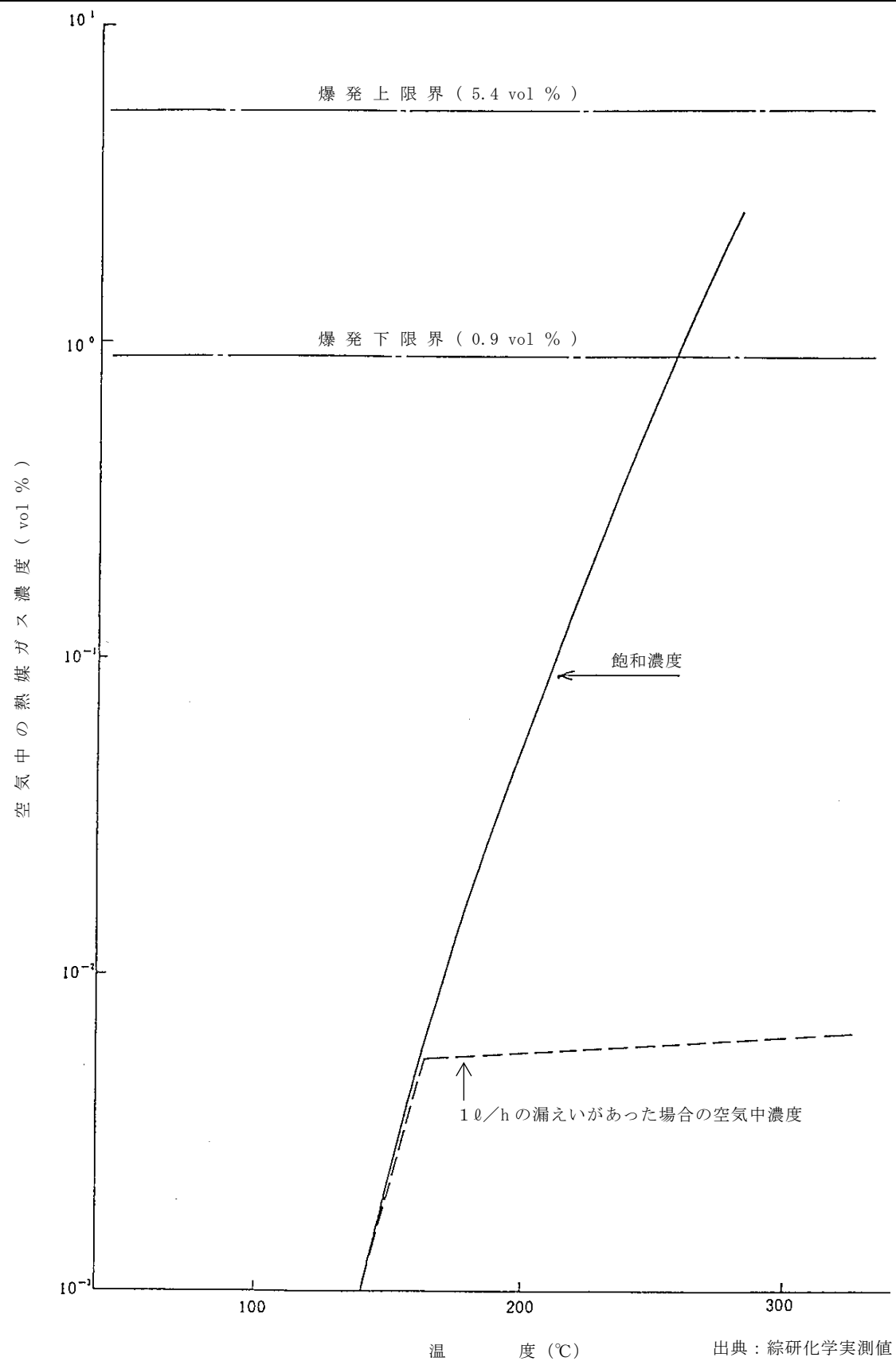
変更前	変更後	備考
<p style="text-align: center;">追 補 2</p> <p style="text-align: center;">「8-5 廃棄施設の概要」の追補</p> <p style="text-align: center;">添付書類八「8-5 廃棄施設の概要」の記述に次のとおり追補する。</p> <p>I アスファルト固化装置の火災対策について</p> <p>アスファルト固化装置は、2種類の可燃性物質（アスファルト及び熱媒）を取り扱うので、火災対策には十分に配慮する。</p> <p>本装置における火災対策は、次の2段階の対策から成り立っている。</p> <p>(1) 可燃性物質が引火することがない温度条件下で運転制御を行い、さらに引火防止対策を講ずる。</p> <p>(2) 万一の引火の際には、火災の拡大を防止し、迅速に消火する対策を講ずる。以下に、具体的な火災対策について述べる。</p> <p>1. 機器設計上の防火対策</p> <p>1) アスファルト混和蒸発機の加熱は、熱媒による間接加熱方式を採用し、熱媒温度はアスファルトの引火点（約300℃以上）より十分低い温度に制御する。アスファルト固化装置で使用することを計画しているアスファルトと熱媒の物性値を第1表及び第2表に示す。</p> <p>2) 熱媒循環系の気相部（熱媒吸収槽及び熱媒槽内部）は窒素ガス雰囲気とし、熱媒の酸化を防止するとともに、高温状態における熱媒と空気との接触を遮断する。</p> <p>3) 熱媒を使用する部屋に設置する電気機器（電動機、照明等）は、全て防爆型を採用する。</p> <p>4) 静電気の蓄積による火花の発生を防止するため、本装置の主要機器は全て接地する。</p> <p>5) 熱媒加熱器、熱媒ポンプ、熱媒槽、アスファルト混和蒸発機等の熱媒を扱う機器の周辺には、万一の熱媒漏えいに対してガス検知器及び油検知機を設置し、警報発信と同時に自動的に熱媒加熱器、熱媒循環ポンプを停止させ、熱媒を熱媒槽に排出させる。さらに多量の漏えいがある場合には、水噴霧消火設備を作動させ、漏えい熱媒を緊急冷却させる。アスファルト混和蒸発機のロータリージョイント部から仮に1ℓ/hの非常に大きい漏えい速度で熱媒が固化セル内に漏えいし、全てが蒸発したと仮定しても空気中の熱媒濃度は0.006vol%で第1図に示すように熱媒の爆発限界にくらべて十分低い値である。</p> <p>6) アスファルト固化装置に供給するアスファルトの溶解は、誘導加熱を行い、局部加熱を防止する。</p> <p>2. 機器配置上の防火対策</p> <p>1) 可燃性物質を扱う機器周辺等防火上必要な箇所については、防火扉、自動火災報知器の設置を行う。</p> <p>2) 類焼、延焼を防止するため、換気ダクトに温度感知式ダンパーを設けて、温度異常上昇時には自動的にダンパーを閉じ、各部屋ごとに隔離する。</p> <p>3. 消火対策</p> <p>1) 熱媒を扱う部屋には、水噴霧消火設備を設置する。</p> <p>2) 本装置を設置する区域には、必要に応じて屋内消火栓、可搬型消火器を設置する。</p>	<p style="text-align: center;">(削る)</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う追補の削除</p>

変 更 前			変 更 後	備 考
第1表 アスファルトの物性値の一例				
項 目	ストレートアスファルト 60～80	ブローンアスファルト 20～30		
針 入 度 (0.1mm)	72	26		
軟 化 点 (°C)	48.5	83.5		
伸 度 (cm)	100	4		
蒸 発 量 (% wt)	0.04	0.04		
蒸発後の針入度 (原針入度に対して%)	93.1	90.3		
四塩化炭素可溶分 (% wt)	99.9	99.8		
引 火 点 (°C)	322*1)	304		
比 重	1.024	1.030		
粘 度 (cs/180°C)	80	630		
*1) 343 荏原製作所実測値(1974年10月)				
314 PNC技術レポートN841-73-17(1973年7月)				
第2表 熱媒(NeO-SK-OIL-L400)の物性組成、 芳香族を主成分とする鉱油				
分 子 量	481			
比 重	0.87	[15°C/4°C]		
沸 点	420	[°C]		
流 動 点	- 6	[°C]		
比 熱	0.65	[Kcal/kg・°C] (at 沸点)		
熱膨張係数	$6.2 \times 10^{-4}$	[c・c/c・c・°C]		
引 火 点	263	[°C]		
発 火 点	500	[°C]		
粘 度	1.25	[c. p] (at 200°C)		
出典：綜研化学社内資料より				

変更前

変更後

備考



第1図 空气中の熱媒ガス濃度

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(別紙1)</p> <p>地震により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>地震により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・地震により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・処理設備の放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定する。</li> <li>・放出源の放射能は、許可上の各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等をもとに設定する。</li> <li>・想定影響の算定に当たっては、応急措置に要する時間を適切に考慮する。</li> <li>・建家式保管廃棄施設の放射能は、保管廃棄している廃棄物のうち、表面の線量当量率が2 mSv/h 未満の廃棄物について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 320 <math>\mu</math> Sv/h をもとに設定する。</li> <li>・地下ピット式保管廃棄施設の放射能は、許可上の管理基準をもとに設定する。</li> <li>・特定廃棄物の保管廃棄施設には、今後、新たに放射性廃棄物を保管廃棄しないため、特定廃棄物の保管廃棄施設の放射能は、現に保管廃棄している廃棄物の放射能の時間減衰を考慮して設定する。</li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード (QAD-CGGP2R<sup>1)</sup> 及び G33-GP2R<sup>1)</sup> ) を使用する。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルファ核種は Pu-239 で代表する。(ただし、固体廃棄物処理設備・II はアルファ核種として Am-241 も考慮する。)</li> <li>・排気系の排気除塵装置による捕集効率は考慮しない。</li> <li>・建家から環境中への放射性物質の放出においては、建家による放出低減係数は考慮しない。</li> <li>・排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。</li> <li>・各処理設備から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>2)3)4)5)6)</sup></li> <li>・金属製の容器等に収納して保管廃棄している廃棄物については、容器から空気中への漏出率 0.1 を考慮するものとする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線を評価対象とする。</li> <li>・保管廃棄施設の放出源の核種は、ガンマ線エネルギーの高い Co-60 とするか、または保管廃棄する廃棄物の性状に応じ、代表的な核種について適切な比率を考慮して設定する。</li> <li>・建家、セルによる遮蔽は考慮しない。</li> </ul>	<p>(別紙1)</p> <p>地震により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>地震により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・地震により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・処理設備の放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定する。</li> <li>・放出源の放射能は、許可上の各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等をもとに設定する。</li> <li>・想定影響の算定に当たっては、応急措置に要する時間を適切に考慮する。</li> <li>・建家式保管廃棄施設の放射能は、保管廃棄している廃棄物のうち、表面の線量当量率が2 mSv/h 未満の廃棄物について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 320 <math>\mu</math> Sv/h をもとに設定する。</li> <li>・地下ピット式保管廃棄施設の放射能は、許可上の管理基準をもとに設定する。</li> <li>・特定廃棄物の保管廃棄施設には、今後、新たに放射性廃棄物を保管廃棄しないため、特定廃棄物の保管廃棄施設の放射能は、現に保管廃棄している廃棄物の放射能の時間減衰を考慮して設定する。</li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード (QAD-CGGP2R<sup>1)</sup> 及び G33-GP2R<sup>1)</sup> ) を使用する。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・アルファ核種は Pu-239 で代表する。(ただし、固体廃棄物処理設備・II はアルファ核種として Am-241 も考慮する。)</li> <li>・排気系の排気除塵装置による捕集効率は考慮しない。</li> <li>・建家から環境中への放射性物質の放出においては、建家による放出低減係数は考慮しない。</li> <li>・排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。</li> <li>・各処理設備から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>2)3)4)5)6)</sup></li> <li>・金属製の容器等に収納して保管廃棄している廃棄物については、容器から空気中への漏出率 0.1 を考慮するものとする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接ガンマ線及びブスカイシャインガンマ線を評価対象とする。</li> <li>・保管廃棄施設の放出源の核種は、ガンマ線エネルギーの高い Co-60 とするか、または保管廃棄する廃棄物の性状に応じ、代表的な核種について適切な比率を考慮して設定する。</li> <li>・建家、セルによる遮蔽は考慮しない。</li> </ul>	



変更前	変更後	備考
<p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>地震により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が <math>8.8 \times 10^{-2}</math> mSv、ガンマ線による影響評価結果が 2.3 mSv であり、合計で 2.4 mSv である。よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1廃棄物処理棟 (省略)</p> <p>(2) 第2廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・II-2</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象 廃液貯槽・II-2の損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液貯槽・II-2の処理前廃液（廃液貯槽・II-2の最大量 <math>20\text{m}^3</math>）とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、21時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果 廃液貯槽・II-2における周辺公衆の実効線量は <math>7.5 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>2) 蒸発処理装置・II</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象 蒸発処理作業中に蒸発処理装置・IIの塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 <math>2.0\text{m}^3</math>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 <math>0.6\text{m}^3</math>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮液貯槽の最大量 <math>0.6\text{m}^3</math>）、蒸発蒸気（5分間放出が継続するとし、凝縮液 <math>0.06\text{m}^3</math> 相当）及び凝縮液貯槽・IIの凝縮液（凝縮液貯槽・IIの最大量 <math>20\text{m}^3</math>）とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、廃液供給槽内の処理前廃液、蒸発缶内の濃縮廃液及び濃縮液貯槽内の濃縮廃液については7時間、凝縮液貯槽・IIの凝縮液については21時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果 蒸発処理装置・IIにおける周辺公衆の実効線量は <math>9.7 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p>	<p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>地震により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が <math>7.2 \times 10^{-2}</math> mSv、ガンマ線による影響評価結果が 2.3 mSv であり、合計で 2.4 mSv である。<u>使用停止とした廃液貯槽・II-2、蒸発処理装置・II及びアスファルト固化装置については、系統内に放射性物質（放射性汚染）が残存しているが、その放射エネルギーは少なく、上記の合計値（2.4 mSv）に有意な影響を与えるものではない。</u>よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1廃棄物処理棟 (変更なし)</p> <p>(2) 第2廃棄物処理棟 <u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除</p>

変更前	変更後	備考
<p>3) アスファルト固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>アスファルト固化処理作業中にアスファルト混和蒸発機等の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、濃縮廃液供給槽内の濃縮廃液（濃縮廃液供給槽の最大量 0.3m<sup>3</sup>）、蒸発蒸気（5分間放出が継続するとし、凝縮液 1.7×10<sup>-3</sup>m<sup>3</sup>相当）、復水槽内の凝縮液（復水槽の最大量 0.2m<sup>3</sup>）及びアスファルト混和蒸発機内のアスファルト混練物（アスファルト混和蒸発機の最大量 0.1m<sup>3</sup>）とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、濃縮廃液供給槽内の濃縮廃液については6時間、復水槽内の凝縮液については5時間、アスファルト混和蒸発機内のアスファルト混練物については10時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>アスファルト固化装置における周辺公衆の実効線量は 5.2×10<sup>-4</sup>mSv である。</p> <p>4) 固体廃棄物処理設備・II</p> <p>a) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルの損傷に伴い、セル内に収納している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、処理前廃棄物収納セル内の処理前廃棄物の最大保管量（30ℓ金属容器 36個分）及び処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物の最大保管量（封入容器 40個分（30ℓ金属容器 120個相当））とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、720時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>固体廃棄物処理設備・IIにおける建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は 2.1mSv である。</p> <p>b) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>圧縮処理中に廃棄物処理セルの損傷に伴い、廃棄物処理セル内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。また、処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物（30ℓ金属容器 1個分）、処理前廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物（30ℓ金属容器 36個分）及び処理済廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物（封入容器 40個分（30ℓ金属容器 120個相当））とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、圧縮処理中の廃棄物からの放出については1時間、廃棄物容器の損傷に伴う放出については24時間とする。</li> </ul>	<p>(削る)</p> <p>1) 固体廃棄物処理設備・II</p> <p>a) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルの損傷に伴い、セル内に収納している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、処理前廃棄物収納セル内の処理前廃棄物の最大保管量（30ℓ金属容器 36個分）及び処理済廃棄物収納セル内の処理済廃棄物の最大保管量（封入容器 40個分（30ℓ金属容器 120個相当））とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、720時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>固体廃棄物処理設備・IIにおける建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は 2.1mSv である。</p> <p>b) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>圧縮処理中に廃棄物処理セルの損傷に伴い、廃棄物処理セル内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。また、処理前廃棄物収納セル及び処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物（30ℓ金属容器 1個分）、処理前廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物（30ℓ金属容器 36個分）及び処理済廃棄物収納セル内に保管中の廃棄物（封入容器 40個分（30ℓ金属容器 120個相当））とする。</li> <li>応急措置に要する時間は、圧縮処理中の廃棄物からの放出については1時間、廃棄物容器の損傷に伴う放出については24時間とする。</li> </ul>	<p>項番の繰り上げ</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>③ 評価結果            固体廃棄物処理設備・Ⅱにおける周辺公衆の実効線量は <math>5.1 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設</p> <p>a) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象            第2廃棄物処理棟の建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 61本分）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、360時間とする。</p> <p>③ 評価結果            保管廃棄施設における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>1.2 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>b) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 61本分）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、24時間とする。</p> <p>③ 評価結果            放射性物質の漏えいによる周辺公衆の実効線量は <math>2.9 \times 10^{-4}</math> mSv である。</p> <p>第2廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は 2.2mSv である。</p> <p>(3) 第3廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・Ⅰ</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            廃液貯槽・Ⅰの損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、廃液貯槽・Ⅰの処理前廃液（廃液貯槽・Ⅰの最大量 240m<sup>3</sup>）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、48時間とする。</p> <p>③ 評価結果            廃液貯槽・Ⅰにおける周辺公衆の実効線量は <math>1.7 \times 10^{-4}</math> mSv である。</p> <p>2) 処理済廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            処理済廃液貯槽の損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした</p>	<p>③ 評価結果            固体廃棄物処理設備・Ⅱにおける周辺公衆の実効線量は <math>5.1 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>2) 保管廃棄施設</p> <p>a) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象            第2廃棄物処理棟の建家躯体の損傷に伴い、建家内に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 61本分）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、360時間とする。</p> <p>③ 評価結果            保管廃棄施設における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>1.2 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>b) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 61本分）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、24時間とする。</p> <p>③ 評価結果            放射性物質の漏えいによる周辺公衆の実効線量は <math>2.9 \times 10^{-4}</math> mSv である。</p> <p>第2廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は 2.2mSv である。</p> <p>(3) 第3廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・Ⅰ</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            廃液貯槽・Ⅰの損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件            ・ 放出源は、廃液貯槽・Ⅰの処理前廃液（廃液貯槽・Ⅰの最大量 240m<sup>3</sup>）とする。            ・ 応急措置に要する時間は、48時間とする。</p> <p>③ 評価結果            廃液貯槽・Ⅰにおける周辺公衆の実効線量は <math>1.7 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>2) 処理済廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象            処理済廃液貯槽の損傷に伴い、内蔵する廃液が全量建家内に漏えいし、漏えいした</p>	<p>項番の繰り上げ</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変更前	変更後	備考
<p>廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、処理済廃液貯槽の廃液（処理済廃液貯槽の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、48 時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>処理済廃液貯槽における周辺公衆の実効線量は <math>9.6 \times 10^{-7}</math> mSv である。</p> <p>3) 蒸発処理装置・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>蒸発処理作業中に蒸発処理装置・I の塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、廃液タンク、廃液供給槽の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>、廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発処理中の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽の濃縮廃液（濃縮液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）、凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）及び蒸発蒸気（5 分間放出が継続するとし、凝縮液約 0.2m<sup>3</sup> 相当）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、6 時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における周辺公衆の実効線量は <math>8.9 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>b) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>蒸発処理作業中の蒸発処理装置・I の塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、廃液タンク、廃液供給槽の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>、廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発処理中の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽の濃縮廃液（濃縮液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）、凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）及び蒸発蒸気（5 分間放出が継続するとし、凝縮液約 0.2m<sup>3</sup> 相当）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、1 時間とする</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>2.8 \times 10^{-5}</math> mSv である。</p> <p>4) セメント固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>セメント固化処理作業中に計量槽及びスラッジタンク等の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p>	<p>廃液に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、処理済廃液貯槽の廃液（処理済廃液貯槽の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、48 時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>処理済廃液貯槽における周辺公衆の実効線量は <math>9.1 \times 10^{-6}</math> mSv である。</p> <p>3) 蒸発処理装置・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>蒸発処理作業中に蒸発処理装置・I の塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、廃液タンク、廃液供給槽の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>、廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発処理中の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽の濃縮廃液（濃縮液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）、凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）及び蒸発蒸気（5 分間放出が継続するとし、凝縮液約 0.2m<sup>3</sup> 相当）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、6 時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における周辺公衆の実効線量は <math>9.3 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>b) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>蒸発処理作業中の蒸発処理装置・I の塔槽類の損傷に伴い、内蔵する廃液等から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放出源は、廃液タンク、廃液供給槽の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>、廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発処理中の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽の濃縮廃液（濃縮液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）、凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）及び蒸発蒸気（5 分間放出が継続するとし、凝縮液約 0.2m<sup>3</sup> 相当）とする。</li> <li>・ 応急措置に要する時間は、1 時間とする。</li> </ul> <p>③ 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>3.0 \times 10^{-5}</math> mSv である。</p> <p>4) セメント固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象</p> <p>セメント固化処理作業中に計量槽及びスラッジタンク等の損傷に伴い、内蔵する廃液等が漏えいし、漏えいした廃液等に含まれる放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p>	<p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>記載の適正化</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変更前	変更後	備考
<p>・ 放出源は、蒸発処理した後の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）及び直接固化処理する処理前廃液（スラッジタンクの最大量 15m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、2時間とする。</p> <p>③ 評価結果 セメント固化装置における周辺公衆の実効線量は <math>7.0 \times 10^{-6}</math>mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <p>・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、24 時間とする。</p> <p>③ 評価結果 放射性物質の漏えいによる周辺公衆の実効線量は <math>7.8 \times 10^{-6}</math>mSv である。</p> <p>b) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <p>・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、360 時間とする。</p> <p>③ 評価結果 保管廃棄施設における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>5.4 \times 10^{-6}</math>mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は <math>9.2 \times 10^{-3}</math>mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (省略)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (省略)</p> <p>(6) 解体分別保管棟 (省略)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (省略)</p> <p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (省略)</p>	<p>・ 放出源は、蒸発処理した後の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）及び直接固化処理する処理前廃液（スラッジタンクの最大量 15m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、2時間とする。</p> <p>③ 評価結果 セメント固化装置における周辺公衆の実効線量は <math>1.2 \times 10^{-5}</math>mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 想定事象 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、容器内の放射性物質が室内雰囲気に移行し、建家外に放出される。</p> <p>② 算定条件</p> <p>・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、24 時間とする。</p> <p>③ 評価結果 放射性物質の漏えいによる周辺公衆の実効線量は <math>7.8 \times 10^{-6}</math>mSv である。</p> <p>b) ガンマ線の漏えい</p> <p>① 想定事象 保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物容器の損傷に伴い、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物から直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が建家外に放射される。</p> <p>② 算定条件</p> <p>・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>・ 応急措置に要する時間は、360 時間とする。</p> <p>③ 評価結果 保管廃棄施設における建家からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による周辺公衆の実効線量は <math>5.4 \times 10^{-6}</math>mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は <math>1.2 \times 10^{-2}</math>mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (変更なし)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (変更なし)</p> <p>(6) 解体分別保管棟 (変更なし)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (変更なし)</p> <p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (変更なし)</p>	<p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (省略)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用) (省略)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用) (省略)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (省略)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (省略)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (省略)</p> <p>4. 参考文献 (省略)</p>	<p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (変更なし)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用) (変更なし)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用) (変更なし)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (変更なし)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (変更なし)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (変更なし)</p> <p>4. 参考文献 (変更なし)</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(別紙2)</p> <p>津波により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>地震に伴って発生するおそれのある津波により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・地震に伴って発生するおそれのある津波により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・地震により損傷した設備・機器から漏えいした液体廃棄物又は散逸した固体廃棄物並びに保管廃棄している廃棄物が施設に流入してきた海水と接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が施設外に流出するものとする。</li> <li>・流出した放射性物質による周辺公衆への影響については、以下の2つのケースについて評価を行うとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 地上流出：全量が津波の遡上範囲に均一に拡散するものとし、地表面に沈着した放射性物質からの外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを評価</li> <li>2) 海洋流出：全量が海洋に流出した場合の経口摂取による内部被ばくを評価</li> </ul> </li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード(QAD-CGGP2R<sup>1)</sup>)を使用する。</li> <li>・海洋流出時の放射性物質の拡散範囲は、半径10kmの半円とし、深さは各施設の浸水高さに平常運転時の評価で用いている鉛直混合層2mを加えた範囲とする。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・施設外に流出する放射性物質は、地階及び地上階の浸水体積のうち、地上階の体積比率分とする。</li> <li>・各処理設備及び各保管廃棄施設から海水中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>2)3)4)</sup></li> <li>・金属製の容器等に収納して保管廃棄している廃棄物については、容器から海水への漏出率0.1を考慮するものとする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガンマ線の影響評価については、地震による影響評価と同一とする。</li> </ul> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>地震に伴って発生するおそれのある津波により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、地上流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が<math>9.0 \times 10^{-2}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.4mSvである。また、海洋流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が<math>7.5 \times 10^{-1}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で3.1mSvである。</p>	<p>(別紙2)</p> <p>津波により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>地震に伴って発生するおそれのある津波により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・地震に伴って発生するおそれのある津波により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・地震により損傷した設備・機器から漏えいした液体廃棄物又は散逸した固体廃棄物並びに保管廃棄している廃棄物が施設に流入してきた海水と接触することにより、海水へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が施設外に流出するものとする。</li> <li>・流出した放射性物質による周辺公衆への影響については、以下の2つのケースについて評価を行うとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>1) 地上流出：全量が津波の遡上範囲に均一に拡散するものとし、地表面に沈着した放射性物質からの外部被ばく及び再浮遊した放射性物質の吸入摂取による内部被ばくを評価</li> <li>2) 海洋流出：全量が海洋に流出した場合の経口摂取による内部被ばくを評価</li> </ul> </li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード(QAD-CGGP2R<sup>1)</sup>)を使用する。</li> <li>・海洋流出時の放射性物質の拡散範囲は、半径10kmの半円とし、深さは各施設の浸水高さに平常運転時の評価で用いている鉛直混合層2mを加えた範囲とする。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・施設外に流出する放射性物質は、地階及び地上階の浸水体積のうち、地上階の体積比率分とする。</li> <li>・各処理設備及び各保管廃棄施設から海水中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>2)3)4)</sup></li> <li>・金属製の容器等に収納して保管廃棄している廃棄物については、容器から海水への漏出率0.1を考慮するものとする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガンマ線の影響評価については、地震による影響評価と同一とする。</li> </ul> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>地震に伴って発生するおそれのある津波により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、地上流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が<math>2.8 \times 10^{-2}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.4mSvである。また、海洋流出のケースについて、放射性物質の漏えいによる影響評価結果が<math>2.4 \times 10^{-1}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が2.3mSvであり、合計で2.6mSvである。<u>使用停止とした廃液貯槽・II-2、蒸発処理装置・II及びアスファルト固化装置については、系統内に放射性物質(放射性汚染)が残存しているが、そ</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の見直し</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>よって、影響の大きい海洋流出の場合においても、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>また、地震と津波の重畳を考慮した場合の影響評価結果は、影響の大きい海洋流出の場合において <u>3.2mSv</u> である。よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1 廃棄物処理棟 (省略)</p> <p>(2) 第2 廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・Ⅱ-2</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、<u>廃液貯槽・Ⅱ-2の処理前廃液（廃液貯槽・Ⅱ-2の最大量 20m<sup>3</sup>）とする。</u></li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p><u>廃液貯槽・Ⅱ-2における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>3.6 \times 10^{-2}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>2.9 \times 10^{-1}</math> mSv である。</u></p> <p>2) 蒸発処理装置・Ⅱ</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、<u>廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 2.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 0.6m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 0.6m<sup>3</sup>）、蒸発蒸気（5分間放出が継続するとし、凝縮液 0.06m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・Ⅱの凝縮液（凝縮液貯槽・Ⅱの最大量 20m<sup>3</sup>）とする。</u></li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p><u>蒸発処理装置・Ⅱにおける地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>2.6 \times 10^{-2}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>2.1 \times 10^{-1}</math> mSv である。</u></p> <p>3) アスファルト固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、<u>濃縮廃液供給槽内の濃縮廃液（濃縮廃液供給槽の最大量 0.3m<sup>3</sup>）、蒸発蒸気（5分間放出が継続するとし、凝縮液 <math>1.7 \times 10^{-3}</math> m<sup>3</sup> 相当）、復水槽内の凝縮液（復水槽の最大量 0.2m<sup>3</sup>）及びアスファルト混和蒸発機内のアスファルト混練物（アスファルト混和蒸発機の最大量 0.1m<sup>3</sup>）とする。</u></li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p><u>アスファルト固化装置における地上流出による周辺公衆の実効線量 <math>5.8 \times 10^{-3}</math> mSv、</u></p>	<p><u>の放射線量は少なく、上記の合計値（2.4mSv 又は 2.6mSv）に有意な影響を与えるものではない。</u></p> <p>よって、影響の大きい海洋流出の場合においても、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>また、地震と津波の重畳を考慮した場合の影響評価結果は、影響の大きい海洋流出の場合において <u>2.7mSv</u> である。よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1 廃棄物処理棟 (変更なし)</p> <p>(2) 第2 廃棄物処理棟 <u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の見直し</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除</p>



変更前	変更後	備考
<p>海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>4) 固体廃棄物処理設備・II</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物（300金属容器1個）、処理前廃棄物収納セルに保管中の廃棄物（300金属容器36個分）及び処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物（封入容器40個分（300金属容器120個相当））とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>固体廃棄物処理設備・IIにおける地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.9 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>5.5 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶61本分）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>保管廃棄施設における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-5}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>3.9 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>6) 建家に設ける廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、液体廃棄物B用排水槽の機器ドレン水等（液体廃棄物B用排水槽の最大量 <math>10\text{m}^3</math>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>建家に設ける廃液貯槽における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.8 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.5 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>第2廃棄物処理棟に関する地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>7.2 \times 10^{-2}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>6.2 \times 10^{-1}</math> mSv である。</p> <p>(3) 第3廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液貯槽・Iの処理前廃液（廃液貯槽・Iの最大量 <math>240\text{m}^3</math>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>廃液貯槽・Iにおける地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.9 \times 10^{-4}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.1 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>2) 処理済廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p>	<p>1) 固体廃棄物処理設備・II</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、固体廃棄物処理設備・IIの廃棄物処理セル内で圧縮処理中の廃棄物（300金属容器1個）、処理前廃棄物収納セルに保管中の廃棄物（300金属容器36個分）及び処理済廃棄物収納セルに保管中の廃棄物（封入容器40個分（300金属容器120個相当））とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>固体廃棄物処理設備・IIにおける地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.9 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>5.5 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>2) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶61本分）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>保管廃棄施設における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-5}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>3.9 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>3) 建家に設ける廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、液体廃棄物B用排水槽の機器ドレン水等（液体廃棄物B用排水槽の最大量 <math>10\text{m}^3</math>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>建家に設ける廃液貯槽における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.8 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.5 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>第2廃棄物処理棟に関する地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>3.8 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>7.4 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>(3) 第3廃棄物処理棟</p> <p>1) 廃液貯槽・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液貯槽・Iの処理前廃液（廃液貯槽・Iの最大量 <math>240\text{m}^3</math>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>廃液貯槽・Iにおける地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.9 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.0 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>2) 処理済廃液貯槽</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p>	<p>項番の繰り上げ</p> <p>項番の繰り上げ</p> <p>項番の繰り上げ</p> <p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変更前	変更後	備考
<p>・ 放出源は、処理済廃液貯槽内の凝縮液（処理済廃液貯槽の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 処理済廃液貯槽における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>7.1 \times 10^{-7}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.6 \times 10^{-5}</math> mSv である。</p> <p>3) 蒸発処理装置・I a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、廃液タンク内の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>）、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（蒸発缶の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 蒸発処理装置・I における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>5.3 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.4 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>4) セメント固化装置 a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、計量槽内の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）及びスラッジタンク内の処理前廃液（スラッジタンクの最大量 15m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 セメント固化装置における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.9 \times 10^{-4}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.1 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設 a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>② 評価結果 保管廃棄施設における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-7}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.3 \times 10^{-6}</math> mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>6.3 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>5.3 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (省略)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (省略)</p> <p>(6) 解体分別保管棟 (省略)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (省略)</p>	<p>・ 放出源は、処理済廃液貯槽内の凝縮液（処理済廃液貯槽の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 処理済廃液貯槽における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>7.4 \times 10^{-7}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.7 \times 10^{-5}</math> mSv である。</p> <p>3) 蒸発処理装置・I a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、廃液タンク内の処理前廃液（廃液タンクの最大量 10m<sup>3</sup>）、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（蒸発缶の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 蒸発処理装置・I における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>5.7 \times 10^{-3}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>4) セメント固化装置 a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、計量槽内の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）及びスラッジタンク内の処理前廃液（スラッジタンクの最大量 15m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>② 評価結果 セメント固化装置における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>7.8 \times 10^{-4}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>6.4 \times 10^{-3}</math> mSv である。</p> <p>5) 保管廃棄施設 a) 放射性物質の漏えい ① 算定条件 ・ 放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000ドラム缶 63 本分）とする。</p> <p>② 評価結果 保管廃棄施設における地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.7 \times 10^{-7}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>4.3 \times 10^{-6}</math> mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する地上流出による周辺公衆の実効線量は <math>1.2 \times 10^{-2}</math> mSv、海洋流出による周辺公衆の実効線量は <math>9.4 \times 10^{-2}</math> mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (変更なし)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (変更なし)</p> <p>(6) 解体分別保管棟 (変更なし)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (変更なし)</p>	<p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (省略)</p> <p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (省略)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用) (省略)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用) (省略)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (省略)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (省略)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (省略)</p> <p>4. 参考文献 (省略)</p>	<p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (変更なし)</p> <p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (変更なし)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (インパイルループ用) (変更なし)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設 (照射試料用) (変更なし)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (変更なし)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (変更なし)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (変更なし)</p> <p>4. 参考文献 (変更なし)</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(別紙3)</p> <p>竜巻により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>竜巻により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・竜巻により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・処理設備の放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定する。</li> <li>・放出源の放射能は、許可上の各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等をもとに設定する。</li> <li>・建家式保管廃棄施設の放射能は、保管廃棄している廃棄物のうち、表面の線量当量率が2 mSv/h 未満の廃棄物について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 <math>320 \mu\text{Sv/h}</math> をもとに設定する。</li> <li>・地下ピット式保管廃棄施設の放射能は、許可上の管理基準をもとに設定する。</li> <li>・竜巻により施設外に放出する放射性物質による周辺公衆の実効線量として、外部被ばく及び内部被ばくを評価するとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。</li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード (QAD-CGGP2R<sup>1)</sup> 及び TONBOS<sup>2)</sup> を使用する。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻により損傷した地上階の設備・機器から漏えいした液体廃棄物及び処理中の固体廃棄物並びに保管廃棄している廃棄物から、室内雰囲気等へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が建家外に放出するものとする。</li> <li>・アルファ核種は、Pu-239 で代表する。(ただし、固体廃棄物処理設備・IIは、アルファ核種として Am-241 も考慮する。)</li> <li>・排気系の排気除塵装置による捕集効率は考慮しない。</li> <li>・各処理設備及び各保管廃棄施設から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>3)4)5)6)7)</sup></li> <li>・放射性物質は、建家及びピット等から DF=10 (放出低減係数: 0.1) で施設外に放出するものとする。また、第2 廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・IIについては、セルから DF=100 (放出低減係数: 0.01) で室内雰囲気に放出するものとする。<sup>8)</sup></li> <li>・排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガンマ線の影響評価については、地震の影響評価に包絡される。</li> </ul> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>竜巻により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、放射性物質の漏えいによる影響評価</p>	<p>(別紙3)</p> <p>竜巻により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>竜巻により放射性廃棄物処理場各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>【放射性物質の漏えい及びガンマ線の漏えいに係る共通の条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価は、放射性廃棄物処理場における全ての施設・設備を対象とする。</li> <li>・竜巻により建家等が損傷し、閉じ込め機能が喪失することを想定する。</li> <li>・処理設備の放出源は、各処理設備の貯蔵能力、処理能力等から貯蔵可能な最大量に設定する。</li> <li>・放出源の放射能は、許可上の各処理設備における処理可能な最大の容器表面線量当量率、放射性物質の濃度等をもとに設定する。</li> <li>・建家式保管廃棄施設の放射能は、保管廃棄している廃棄物のうち、表面の線量当量率が2 mSv/h 未満の廃棄物について、累積比率分布が95%となる表面の線量当量率 <math>320 \mu\text{Sv/h}</math> をもとに設定する。</li> <li>・地下ピット式保管廃棄施設の放射能は、許可上の管理基準をもとに設定する。</li> <li>・竜巻により施設外に放出する放射性物質による周辺公衆の実効線量として、外部被ばく及び内部被ばくを評価するとともに、施設内の放射性物質による直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の影響を評価する。</li> <li>・計算に使用するコードは、使用実績のある最新の計算コード (QAD-CGGP2R<sup>1)</sup> 及び TONBOS<sup>2)</sup> を使用する。</li> </ul> <p>【放射性物質の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻により損傷した地上階の設備・機器から漏えいした液体廃棄物及び処理中の固体廃棄物並びに保管廃棄している廃棄物から、室内雰囲気等へ放射性物質が移行し、移行した放射性物質が建家外に放出するものとする。</li> <li>・アルファ核種は、Pu-239 で代表する。(ただし、固体廃棄物処理設備・IIは、アルファ核種として Am-241 も考慮する。)</li> <li>・排気系の排気除塵装置による捕集効率は考慮しない。</li> <li>・各処理設備及び各保管廃棄施設から空気中への放射性物質の移行率については、核種及び性状に応じて考慮する。<sup>3)4)5)6)7)</sup></li> <li>・放射性物質は、建家及びピット等から DF=10 (放出低減係数: 0.1) で施設外に放出するものとする。また、第2 廃棄物処理棟の固体廃棄物処理設備・IIについては、セルから DF=100 (放出低減係数: 0.01) で室内雰囲気に放出するものとする。<sup>8)</sup></li> <li>・排気筒による拡散効果は期待せず地上放出とする。</li> </ul> <p>【ガンマ線の漏えいに係る条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガンマ線の影響評価については、地震の影響評価に包絡される。</li> </ul> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>竜巻により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、放射性物質の漏えいによる影響評価</p>	

変更前	変更後	備考
<p>結果が<math>9.8 \times 10^{-4}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が<math>2.6 \times 10^{-2}</math>mSvであり、合計で<math>2.7 \times 10^{-2}</math>mSvである。よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1 廃棄物処理棟 (省略)</p> <p>(2) 第2 廃棄物処理棟 (省略)</p> <p>(3) 第3 廃棄物処理棟 建家側面及び上面に貫通が発生し、蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の地上部並びに地階に設置している廃液貯槽・I が損傷する。</p> <p>1) 蒸発処理装置・I</p> <p>a) 放射性物質及びガンマ線の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の放出源は、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</li> <li>ガンマ線の放出源は、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における周辺公衆の実効線量は <math>1.9 \times 10^{-4}</math>mSv である。</p> <p>2) セメント固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、計量槽内の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>セメント固化装置における周辺公衆の実効線量は <math>3.2 \times 10^{-7}</math>mSv である。</p> <p>3) 廃液貯槽・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液貯槽・I の処理前廃液（廃液貯槽・I の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>廃液貯槽・I における周辺公衆の実効線量は <math>1.7 \times 10^{-4}</math>mSv である。</p> <p>4) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質及びガンマ線の漏えい</p>	<p>結果が<math>9.9 \times 10^{-4}</math>mSv、ガンマ線による影響評価結果が<math>2.6 \times 10^{-2}</math>mSvであり、合計で<math>2.7 \times 10^{-2}</math>mSvである。よって、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5 mSv）を及ぼすおそれはない。</p> <p>なお、施設ごとの算定条件及び評価結果については、次項に示す。</p> <p>3. 施設ごとの算定条件及び評価結果</p> <p>以下に施設ごとの算定条件及び評価結果を示す。なお、評価値が十分小さく施設ごとの評価結果に影響を与えない設備については、記載を省略する。</p> <p>(1) 第1 廃棄物処理棟 (変更なし)</p> <p>(2) 第2 廃棄物処理棟 (変更なし)</p> <p>(3) 第3 廃棄物処理棟 建家側面及び上面に貫通が発生し、蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の地上部並びに地階に設置している廃液貯槽・I が損傷する。</p> <p>1) 蒸発処理装置・I</p> <p>a) 放射性物質及びガンマ線の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の放出源は、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</li> <li>ガンマ線の放出源は、廃液供給槽内の処理前廃液（廃液供給槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）、蒸発缶内の濃縮廃液（通常運転時の最大量 4.5m<sup>3</sup>）、濃縮液貯槽内の濃縮廃液（濃縮廃液貯槽の最大量 7.0m<sup>3</sup>）及び凝縮液貯槽・I の凝縮液（凝縮液貯槽・I の最大量 25m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>蒸発処理装置・I における周辺公衆の実効線量は <math>1.9 \times 10^{-4}</math>mSv である。</p> <p>2) セメント固化装置</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、計量槽内の濃縮廃液（計量槽の最大量 1.0m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>セメント固化装置における周辺公衆の実効線量は <math>3.5 \times 10^{-7}</math>mSv である。</p> <p>3) 廃液貯槽・I</p> <p>a) 放射性物質の漏えい</p> <p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放出源は、廃液貯槽・I の処理前廃液（廃液貯槽・I の最大量 240m<sup>3</sup>）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>廃液貯槽・I における周辺公衆の実効線量は <math>1.8 \times 10^{-4}</math>mSv である。</p> <p>4) 保管廃棄施設</p> <p>a) 放射性物質及びガンマ線の漏えい</p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000 ドラム缶 63 本分）とする。</li> <li>ガンマ線の放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000 ドラム缶 63 本分）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>保管廃棄施設における周辺公衆の実効線量は <math>5.4 \times 10^{-6}</math> mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は <math>3.7 \times 10^{-4}</math> mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (省略)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (省略)</p> <p><u>6</u> 解体分別保管棟 (省略)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (省略)</p> <p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (省略)</p> <p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (省略)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設（インパイルループ用） (省略)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設（照射試料用） (省略)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (省略)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (省略)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (省略)</p> <p>4. 参考文献 (省略)</p>	<p>① 算定条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質の放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000 ドラム缶 63 本分）とする。</li> <li>ガンマ線の放出源は、保管廃棄施設に保管廃棄している廃棄物（2000 ドラム缶 63 本分）とする。</li> </ul> <p>② 評価結果</p> <p>保管廃棄施設における周辺公衆の実効線量は <math>5.4 \times 10^{-6}</math> mSv である。</p> <p>第3 廃棄物処理棟に関する周辺公衆の実効線量は <math>3.8 \times 10^{-4}</math> mSv である。</p> <p>(4) 減容処理棟 (変更なし)</p> <p>(5) 固体廃棄物一時保管棟 (変更なし)</p> <p><u>6</u> 解体分別保管棟 (変更なし)</p> <p>(7) 保管廃棄施設・L (変更なし)</p> <p>(8) 保管廃棄施設・M-1 (変更なし)</p> <p>(9) 保管廃棄施設・M-2 (変更なし)</p> <p>(10) 特定廃棄物の保管廃棄施設（インパイルループ用） (変更なし)</p> <p>(11) 特定廃棄物の保管廃棄施設（照射試料用） (変更なし)</p> <p>(12) 廃棄物保管棟・I (変更なし)</p> <p>(13) 廃棄物保管棟・II (変更なし)</p> <p>(14) 保管廃棄施設・NL (変更なし)</p> <p>4. 参考文献 (変更なし)</p>	<p>液体廃棄物のレベル区分見直しに伴う評価の見直し</p> <p>記載の適正化</p>

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>(別紙4)</p> <p>火山事象又は外部火災により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>火山事象又は外部火災により放射性廃棄物処理場の各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>(1) 火山事象による閉じ込め機能の喪失</p> <p>火山事象（降下火砕物）により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。この想定は、別紙1「地震により安全機能を喪失した場合の影響」と同じ想定である。</p> <p>(2) 外部火災による閉じ込め機能の喪失</p> <p>外部火災（森林火災、近隣工場の火災及び爆発）により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。この想定は、別紙1「地震により安全機能を喪失した場合の影響」と同じ想定である。</p> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>火山事象（降下火砕物）又は外部火災により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、地震により安全機能を喪失した場合と同じ（2.4mSv）であり、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5mSv）を及ぼすおそれはない。</p>	<p>(別紙4)</p> <p>火山事象又は外部火災により安全機能を喪失した場合の影響</p> <p>火山事象又は外部火災により放射性廃棄物処理場の各施設の安全機能が喪失した場合の影響を評価する。放射性廃棄物処理場の各施設には、原子炉の停止機能、冷却機能はないため、この評価に当たっては、閉じ込め機能の喪失を想定する。</p> <p>1. 安全機能が喪失した場合の影響評価条件</p> <p>(1) 火山事象による閉じ込め機能の喪失</p> <p>火山事象（降下火砕物）により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。この想定は、別紙1「地震により安全機能を喪失した場合の影響」と同じ想定である。</p> <p>(2) 外部火災による閉じ込め機能の喪失</p> <p>外部火災（森林火災、近隣工場の火災及び爆発）により建家等が損傷し、全ての閉じ込め機能が喪失することを想定する。この想定は、別紙1「地震により安全機能を喪失した場合の影響」と同じ想定である。</p> <p>2. 放射性廃棄物処理場全体の影響評価結果</p> <p>火山事象（降下火砕物）又は外部火災により安全機能が喪失した場合の影響評価結果は、地震により安全機能を喪失した場合と同じ（2.4mSv）であり、周辺公衆に過度の放射線被ばく（5mSv）を及ぼすおそれはない。</p>	

変 更 前	変 更 後	備 考
<p>1. 安全設計 (省略)</p> <p>2. 施設・設備の配置 (省略)</p> <p>4. 核燃料物質貯蔵設備 (省略)</p> <p>7. 放射性廃棄物廃棄施設 (省略)</p> <p>8. 放射線管理施設 (省略)</p> <p>9. 換気空調設備 (省略)</p> <p>10. 補助施設</p> <p>10.1 圧縮空気設備 (STACY施設及びTRACY施設供用) ～ 10.2 真空設備 (STACY施設) (省略)</p> <p>10.3 プロセス冷却設備 (STACY施設)</p> <p>10.3.1 概要 プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、<u>熱交換槽</u>、ポンプ等で構成する。</p> <p>10.3.2 主要設備 プロセス冷却設備の主な機器仕様を第10.3-1表、系統説明図を第10.3-1図に示す。</p> <p>(1) 密閉式熱交換器 密閉式熱交換器は、耐食性材料を用いたプレート型熱交換器とする。</p> <p>(2) 冷却水循環ポンプ 冷却水循環ポンプは、耐食性材料を用いた密閉式遠心型ポンプとし、100%容量/基とする。また、商用電源のほか、非常用電源からも給電できる。 冷却水循環ポンプは、予備機を設け、故障時には、自動的に予備機に切替わるようにする。</p> <p>10.4 消火設備 (STACY施設及びTRACY施設供用) ～ 10.7 燃取補助設備 (STACY施設) (省略)</p> <p>第10.1-1表 ～ 第10.2-1表 (2) (省略)</p>	<p>1. 安全設計 (変更なし)</p> <p>2. 施設・設備の配置 (変更なし)</p> <p>4. 核燃料物質貯蔵設備 (変更なし)</p> <p>7. 放射性廃棄物廃棄施設 (変更なし)</p> <p>8. 放射線管理施設 (変更なし)</p> <p>9. 換気空調設備 (変更なし)</p> <p>10. 補助施設</p> <p>10.1 圧縮空気設備 (STACY施設及びTRACY施設供用) ～ 10.2 真空設備 (STACY施設) (変更なし)</p> <p>10.3 プロセス冷却設備 (STACY施設)</p> <p>10.3.1 概要 プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、<u>熱交換器</u>、ポンプ等で構成する。</p> <p>10.3.2 主要設備 プロセス冷却設備の主な機器仕様を第10.3-1表、系統説明図を第10.3-1図に示す。</p> <p>(1) 密閉式熱交換器 密閉式熱交換器は、耐食性材料を用いたプレート型熱交換器とし、<u>100%容量/基</u>とする。</p> <p>(2) 冷却水循環ポンプ 冷却水循環ポンプは、耐食性材料を用いた密閉式遠心型ポンプとし、100%容量/基とする。また、商用電源のほか、非常用電源からも給電できる。 冷却水循環ポンプは、予備機を設け、故障時には、自動的に予備機に切替わるようにする。</p> <p>10.4 消火設備 (STACY施設及びTRACY施設供用) ～ 10.7 燃取補助設備 (STACY施設) (変更なし)</p> <p>第10.1-1表 ～ 第10.2-1表 (2) (変更なし)</p>	<p>記載の適正化 (既設工認における設計見直し (熱交換方法の合理化)の反映) 記載の明確化 (熱交換容量の追記)</p>



変更前	変更後	備考																																																										
<p>第10.3-1表 プロセス冷却設備の主な機器仕様（STACY施設）</p> <table border="1" data-bbox="264 346 1237 1316"> <tr> <td colspan="2">(1) 熱交換槽</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>角形ピット（内面オーステナイト系 ステンレス鋼ライニング）</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>100%/基</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(2) 密閉式熱交換器</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>プレート型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(3) 冷却水循環ポンプ</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>密閉式遠心型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(4) 放射能モニタ</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>水中モニタ式</td> </tr> <tr> <td>測定線種</td> <td>γ 線</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> </table> <p>第10.6-1表 ～ 第10.7-1表 （省略）</p> <p>第10.1-1図 ～ 第10.2-1図 （省略）</p>	(1) 熱交換槽		型式	角形ピット（内面オーステナイト系 ステンレス鋼ライニング）	基数	1 基	容量	100%/基	(2) 密閉式熱交換器		型式	プレート型	基数	1 基	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	(3) 冷却水循環ポンプ		型式	密閉式遠心型	基数	2 基	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	(4) 放射能モニタ		型式	水中モニタ式	測定線種	γ 線	基数	1 基	<p>第10.3-1表 プロセス冷却設備の主な機器仕様（STACY施設）</p> <p><u>（削る）</u></p> <table border="1" data-bbox="1537 346 2510 1316"> <tr> <td colspan="2">(1) 密閉式熱交換器</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>プレート型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>100%/基</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(2) 冷却水循環ポンプ</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>密閉式遠心型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>2 基</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td colspan="2">(3) 放射能モニタ</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>水中モニタ式</td> </tr> <tr> <td>測定線種</td> <td>γ 線</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1 基</td> </tr> </table> <p>第10.6-1表 ～ 第10.7-1表 （変更なし）</p> <p>第10.1-1図 ～ 第10.2-1図 （変更なし）</p>	(1) 密閉式熱交換器		型式	プレート型	基数	1 基	容量	100%/基	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	(2) 冷却水循環ポンプ		型式	密閉式遠心型	基数	2 基	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	(3) 放射能モニタ		型式	水中モニタ式	測定線種	γ 線	基数	1 基	<p>記載の適正化 （既設工認における設計見直し （熱交換方法の合理化）の反映）</p> <p>番号繰上げ</p> <p>記載の明確化 （熱交換容量の追記）</p> <p>番号繰上げ</p> <p>番号繰上げ</p>
(1) 熱交換槽																																																												
型式	角形ピット（内面オーステナイト系 ステンレス鋼ライニング）																																																											
基数	1 基																																																											
容量	100%/基																																																											
(2) 密閉式熱交換器																																																												
型式	プレート型																																																											
基数	1 基																																																											
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																											
(3) 冷却水循環ポンプ																																																												
型式	密閉式遠心型																																																											
基数	2 基																																																											
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																											
(4) 放射能モニタ																																																												
型式	水中モニタ式																																																											
測定線種	γ 線																																																											
基数	1 基																																																											
(1) 密閉式熱交換器																																																												
型式	プレート型																																																											
基数	1 基																																																											
容量	100%/基																																																											
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																											
(2) 冷却水循環ポンプ																																																												
型式	密閉式遠心型																																																											
基数	2 基																																																											
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																											
(3) 放射能モニタ																																																												
型式	水中モニタ式																																																											
測定線種	γ 線																																																											
基数	1 基																																																											

変更前	変更後	備考
<div data-bbox="252 546 1113 1564" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="163 861 207 1365">第10.3-1図 プロセス冷却設備系統説明図</p> <p data-bbox="103 1711 445 1879">第10.5-1図 ~ 第10.6-1図 (省略)  (以下、省略)</p>	<div data-bbox="1498 294 2389 1564" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="1454 861 1498 1365">第10.3-1図 プロセス冷却設備系統説明図</p> <p data-bbox="1380 1711 1721 1879">第10.5-1図 ~ 第10.6-1図 (変更なし)  (以下、変更なし)</p>	<p data-bbox="2656 504 2864 735">記載の適正化 (既設工認における設計見直し (熱交換方法の合理化)の反映)</p> <p data-bbox="2656 1365 2864 1680">記載の適正化 (ベントガスコンデンサの供用停止に伴い、真空設備のベントコンデンサを代表機器として例示)</p>

別添4

## 添付書類九

変更後における核燃料物質等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

## 目 次

1. 放射線防護に関する基本方針	9-1-1
1.1 基本的考え方	9-1-1
1.2 具体的方法	9-1-1
2. 原子炉施設の放射線管理	9-2-1
2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定	9-2-1
2.1.1 管理区域	9-2-1
2.1.2 保全区域	9-2-1
2.1.3 周辺監視区域	9-2-1
2.2 管理区域内の管理	9-2-1
2.2.1 遮蔽	9-2-2
2.2.2 換気	9-2-2
2.2.3 外部放射線に係る線量当量率等の測定	9-2-2
2.3 作業管理	9-2-3
2.3.1 人の出入管理	9-2-3
2.3.2 物品等の出入管理	9-2-3
2.3.3 管理区域内の区分	9-2-3
2.3.4 作業管理	9-2-3
2.4 個人被ばく管理	9-2-4
2.5 保全区域の管理	9-2-5
2.6 周辺監視区域内の管理	9-2-5
2.7 放射性廃棄物の放出管理	9-2-5
2.7.1 気体廃棄物の放出管理	9-2-5
2.7.2 液体廃棄物の放出管理	9-2-6
3. 周辺監視区域境界付近の放射線管理	9-3-1
3.1 空間放射線の監視	9-3-1
3.2 大気中放射性物質の濃度の監視	9-3-1
3.3 環境試料中放射性物質の濃度の監視	9-3-1
3.4 異常時における測定	9-3-1
4. 放射性廃棄物処理	9-4-1
4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方	9-4-1
4.2 気体廃棄物処理	9-4-1
4.2.1 気体廃棄物の推定発生量	9-4-1
4.2.2 処理方法	9-4-1
4.3 液体廃棄物処理	9-4-1
4.3.1 液体廃棄物の推定発生量	9-4-1
4.3.2 処理方法	9-4-2

4.4	固体廃棄物の処理	9-4-2
4.4.1	固体廃棄物の推定発生量	9-4-2
4.4.2	処理方法	9-4-3
4.4.3	固体廃棄物の廃棄管理	9-4-4
5	平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価	9-5-1
5.1	実効線量の評価	9-5-1
5.1.1	気体廃棄物中の放射性希ガスからの $\gamma$ 線による実効線量	9-5-1
5.1.1.1	計算条件	9-5-1
5.1.1.2	計算方法	9-5-2
5.1.1.3	計算結果	9-5-4
5.1.2	気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量	9-5-4
5.1.2.1	計算条件	9-5-4
5.1.2.2	計算方法	9-5-4
5.1.2.3	計算結果	9-5-7
5.1.3	液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	9-5-7
5.1.3.1	計算条件	9-5-7
5.1.3.2	計算方法	9-5-7
5.1.3.3	計算結果	9-5-8
5.2	放射性よう素による実効線量の評価	9-5-8
5.2.1	気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量	9-5-8
5.2.1.1	計算条件	9-5-8
5.2.1.2	計算方法	9-5-9
5.2.1.3	計算結果	9-5-11
5.2.2	液体廃棄物中の放射性よう素による実効線量	9-5-11
5.2.2.1	計算条件	9-5-11
5.2.2.2	計算方法	9-5-11
5.2.2.3	計算結果	9-5-13
5.2.3	気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を 同時に摂取する場合の実効線量	9-5-13
5.2.3.1	実効線量の計算式	9-5-13
5.2.3.2	計算結果	9-5-13
5.3	実効線量の評価結果	9-5-14
5.4	参考文献	9-5-14
	追補	9-追補-1

## 1. 放射線防護に関する基本方針

### 1.1 基本的考え方

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「労働安全衛生法」を遵守し、原子力科学研究所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者が各原子炉施設に起因する放射線被ばくから十分安全に防護されるように放射線防護対策を講じる。

さらに、原子力科学研究所周辺の一般公衆に対する放射線被ばくについては、合理的に達成できる限り低くすることとする。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する運用については、「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 37 条）に基づく原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定めるところに従う。

### 1.2 具体的方法

#### (1) 一般事項

各原子炉施設に起因する放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くする方針で、遮蔽設備、換気設備等を設計し、管理する。

#### (2) 管理区域

- a. 放射線業務従事者の無用あるいは不測の放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定して、立入りの制限を行う。
- b. 管理区域では、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度並びに床等の表面の放射性物質の密度を測定監視し、その結果を作業環境の整備及び作業方法の改善に反映させる。
- c. 放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、線量を測定するとともに、「労働安全衛生法」に基づく健康管理を行うことにより常に身体状況を把握する。また、保安及び放射線防護に関する教育、訓練を行う。

#### (3) 保全区域

各原子炉施設の保全のために、管理区域以外の場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して、立入りの制限、物品の持出しの制限等を行う。

#### (4) 周辺監視区域

管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、その区域内での居住を禁止し、立入りを制限する。

#### (5) 放出管理

気体廃棄物及び液体廃棄物の放出管理については、合理的に達成できる範囲内で放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

## 2. 原子炉施設の放射線管理

### 2.1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定

#### 2.1.1 管理区域

各原子炉施設における外部放射線に係る線量当量率、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号。以下「線量告示」という。）（第1条）に定められた値を超えるか、又はそのおそれのある区域は全て管理区域とする。管理区域の設定に際しては、施設の配置及び管理上の便宜を考慮して設定する。

また、運用段階で一時的に上記の管理区域に係る値を超えるか、又はそのおそれのある区域が生じた場合には、一時的に管理区域とする。管理区域については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第7条）に従って、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する等の措置を講じる。

管理区域は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める。

#### 2.1.2 保全区域

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第1条の2）の規定に基づき、管理区域外であって各原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする建物又は区域を、保全区域として設定する。

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第7条）の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別する。保全区域は、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に定める。

#### 2.1.3 周辺監視区域

人の線量又は空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、線量告示（第2条及び第8条）に定められた値を超えるおそれのある区域を周辺監視区域とする。実際には、管理上の便宜を考慮して第2.1-1図に示すように設定する。

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（第7条）の規定に基づき、周辺監視区域には人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける。

### 2.2 管理区域内の管理

管理区域内の各区域は、外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者の立入り頻度等を考慮した作業管理及び区域内管理を行う。

作業管理については、「2.3 作業管理」で述べるとおりである。

管理区域内の管理は、遮蔽、換気設備等の防護施設の設置、維持及び外部放射線に係る線量当量率等を監視することにより行う。

以下にその具体的方法について述べる。

### 2.2.1 遮蔽

放射線業務従事者を外部被ばくから防護するため、関係各区域への立入り時間を考慮して、第2.2-1-1表のように区分し、これらの基準に適合する維持管理が行えるように遮蔽を設ける。ただし、STACY及びTRACYの遮蔽設計基準線量当量率は、第2.2-1-2表のように区分する。

### 2.2.2 換気

放射線業務従事者を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気設備は次の条件を満足するように管理する。

- (1) 換気は系統ごとに行い、汚染の拡大を防止していること。
- (2) 各換気系統について空気の供給は清浄区域から行い、汚染の可能性のある区域に向かって流れていること。
- (3) フィルタは、所定の性能を維持していること。
- (4) 各換気系統の容量は、各区域及び各部屋の換気を行うのに十分であること。

### 2.2.3 外部放射線に係る線量当量率等の測定

放射線業務従事者の線量の管理が容易かつ確実にできるようにするため、放射線測定器により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

#### (1) 外部放射線に係る線量当量率の測定

##### a. 放射線エリアモニタによる測定

管理区域内の主要箇所における外部放射線に係る線量当量率を測定し、放射線レベルがあらかじめ設定した値を超えた場合には、制御室及び現場において警報を発生し、放射線業務従事者に注意を喚起する。なお、警報は異常の発見を主目的とするところから、その警報設定点は平常時の値等を基にして定める。

##### b. サーベイメータによる測定

放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。測定には、 $\gamma$ 線用サーベイメータ及び中性子線用サーベイメータ等を用いる。

#### (2) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

##### a. 室内モニタによる測定

室内ダスト・ガスモニタにより管理区域内の空気中の放射性物質の濃度を常に監視する。

放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合には、制御室において警報を発生し、適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

##### b. サンプルングによる測定

放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については、床等の表面の放射性物質



の密度の測定を定期的及び必要の都度、空気中の放射性物質の濃度の測定を必要の都度、サンプリングによって測定する。

## 2.3 作業管理

「2.2 管理区域内の管理」で述べたように、設備及び作業環境の管理を十分に行って作業環境の条件の向上に努めるとともに、実際に放射線業務従事者が作業を行う場合には、放射線業務従事者の被ばくを低減するために次のように作業管理を行う。

### 2.3.1 人の出入管理

#### (1) 管理区域への立入制限

管理区域への立入りは、あらかじめ指定された者で、かつ、必要な者に限る。

#### (2) 出入管理の原則

- (i) 管理区域の通常出入口は、原則として1箇所とする。
- (ii) 管理区域に立ち入る者には、個人線量計を着用させる。
- (iii) 管理区域に立ち入る者には、指定された被服を着用させる。汚染している区域へ立ち入る場合は、必要に応じて適切な防護具等を着用させ、内部被ばくの防止に努める。
- (iv) 管理区域から退出する者には、ハンドフットクロスモニタ等によって放射性物質による表面汚染を検査させる。

### 2.3.2 物品等の出入管理

管理区域への物品の持込み及び持出しに際しては、出入管理室において出入管理を行う。管理区域から物品を持ち出す場合は、その物品の表面の放射性物質の密度が「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)に定められた値を超えていないことを測定によって確認する。

なお、放射性物質等を搬出する場合は、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「核燃料物質等車両運搬規則」等を遵守する。

### 2.3.3 管理区域内の区分

管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する放射線に係る管理区域と空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する汚染に係る管理区域とに区分する。

### 2.3.4 作業管理

管理区域内での作業は、原則として次のように行う。

- (1) 事前に個人被ばくの経歴、作業環境及びその変化を考慮して、放射線業務従事者の被ばくを低減するよう作業計画を立てるとともに、作業方法、手順等についてその周知徹底を図る。

- (2) 放射線防護のため作業担当部署と放射線管理担当部署において検討し、防護具類、補助的な個人線量計の着用、時間制限等必要な措置を講じる。
- (3) 作業を行う場合は、責任者を定めるとともに、上記条件等を遵守させ、放射線業務従事者の線量の低減を図る。
- (4) 作業中に作業環境の変化が起こり得る場合は、必要に応じて外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、作業環境の確認を行う。
- (5) (4)の結果、必要な場合は、一時遮蔽の使用、除染等を行い、作業環境を良好な状態に維持するように努める。

## 2.4 個人被ばく管理

業務上管理区域に立ち入る者の個人被ばく管理は、次のように行う。

### (1) 管理区域立入り前の措置

放射線業務従事者が管理区域に立ち入る場合は、あらかじめ被ばくの経歴の調査を行う。

- a. 放射線防護に関する教育及び訓練を行う。
- b. 被ばくの経歴及び健康診断結果を調査する。

### (2) 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量限度は、線量告示（第5条及び第7条）に定められた値とする。

### (3) 線量の管理

放射線業務従事者の線量が、線量限度を超えないよう被ばく管理上、必要な措置を講じる。

#### (i) 外部被ばくによる線量の測定

外部被ばくによる線量の測定は、原則として次のように行う。

- a. 放射線業務従事者は、管理区域内においては個人線量計を着用させ、外部被ばくによる線量の積算値を定期的に測定する。
- b. 管理区域に立ち入る場合は、その都度、個人線量計の着用を確認するとともに、必要に応じて補助的な個人線量計を着用させ、1日の外部被ばくによる線量を測定する。  
なお、一時的に立ち入る者には、補助的な個人線量計を着用させ、外部被ばくによる線量の測定を行う。
- c. 特殊な作業に従事する者に対しては、その作業に応じて適切な個人線量計を着用させ、その都度、線量の測定を行う。

#### (ii) 内部被ばくによる線量の測定

内部被ばくによる線量の測定は、原則として次のように行う。

- a. 線量の測定は、体外計測法、バイオアッセイ法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度の測定結果からの計算法により行う。
- b. 放射性物質の体内摂取のおそれのある作業に従事する者のうち、作業内容等を

考慮して必要と認める者については、定期的に線量の測定を行う。

- c. 放射性物質を体内摂取した者、又はそのおそれのある者については、その都度、線量の測定を行う。

#### (4) 健康管理

- (i) 「労働安全衛生法」に基づき、放射線業務従事者について健康管理を実施し、常にその健康状態を把握する。
- (ii) 健康診断結果及び線量測定結果による医師の勧告等を考慮し、必要のある場合は、保健指導及び就業上の措置を講じる。

### 2.5 保全区域の管理

保全区域については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」(第7条)の規定に基づき標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し、かつ、管理の必要に応じて人の立入制限、鍵の管理、物品の持出し制限等の措置を講じる。

### 2.6 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域内は、線量告示(第1条)に定められた外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度以下に保つ。具体的には、外部放射線に係る線量については、管理区域の外部において、3月間につき、1.3 mSv を超えないように管理する。

また、空气中又は水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気や水が容易に流出することのないよう、換気設備及び排水設備を設計し、管理する。

表面の放射性物質の密度については、「2.3 作業管理」に示すように、人及び物品の出入管理を十分に行う。

なお、これらの基準を満足していることを確認するために、管理区域外において定期的に外部放射線に係る線量当量率の測定を行う。

### 2.7 放射性廃棄物の放出管理

各原子炉施設から放出される放射性の気体廃棄物及び液体廃棄物は以下に述べるように厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空气中又は水中の放射性物質の濃度が、線量告示(第8条)に定められた値を超えないようにする。

さらに、主要な原子炉施設については、放出する放射性物質について放出管理目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」を参考として測定を行い、これを超えないように努める。

#### 2.7.1 気体廃棄物の放出管理

##### (1) 放出管理

気体廃棄物はフィルタを通して排気筒から放出する。

この気体廃棄物の排気中の放射性物質の濃度は、排気モニタによって監視する。

この排気モニタの測定結果は、制御室で指示及び記録するとともに、放射性物質の濃度があらかじめ設定された値を超えた場合は、制御室に警報を発し、適切な処置がなされるように運転員の注意を喚起する。

なお、これらの排気モニタの警報設定値は、平常時の値及び放出管理目標値（放出管理目標値を設定しない施設は線量告示（第8条）に定められた周辺監視区域外の空气中濃度限度）を基にして定める。

#### (2) 放出管理目標値

「4.2.1 気体廃棄物の推定発生量」を基に各原子炉施設から放出される気体廃棄物中のアルゴン41及びトリチウム等の放出管理目標値を第2.7-1表のとおり設定する。

なお、FCA、TCA、STACY、TRACY及び放射性廃棄物処理場からの放出量は表中の記載値に比べて十分小さく、原子力科学研究所周辺の一般公衆の実効線量評価結果への寄与が十分小さいため、放出管理目標値は設定しないこととした。

### 2.7.2 液体廃棄物の放出管理

#### (1) 放出管理

各原子炉施設の液体廃棄物は、各々の廃液貯槽に一時貯留する。

貯留された廃液はサンプリングし、放射性物質の濃度を測定評価して放射性物質の濃度が各原子炉施設の排水口において、線量告示（第8条）に定められた周辺監視区域外の濃度限度以下となる廃液は排水溝へ放出し、これを超えるものは、放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。

また、原子力科学研究所の全施設から放出される液体廃棄物の放射性物質の量を監視して放出管理目標値を超えないように努める。

#### (2) 放出管理目標値

原子力科学研究所の全施設からの液体廃棄物の放出管理目標値として、原子炉施設に起因しないことが明らかである核種（ $^{14}\text{C}$ ）を除いて、第2.7-2表のとおり設定する。

第 2.2-1-1 表 遮蔽設計基準線量当量率

区画	立入り時間	基準線量当量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )
I	週 48 時間以内の立入り	$\leq 6$
II	週 10 時間以内の立入り	$\leq 30$
III	週 5 時間以内の立入り	$\leq 60$
IV	立入り制限を行う(高線量当量率区域)	$> 60$

第 2.2-1-2 表 STACY、TRACYの遮蔽設計基準線量当量率

区画	立入り時間	基準線量当量率 ( $\mu\text{Sv/h}$ )
I	週 48 時間以内の立入り	$\leq 6$
II	週 33 時間以内の立入り	$\leq 30$
III	週 16 時間以内の立入り	$\leq 60$
IV	立入り制限を行う(高線量当量率区域)	$> 60$

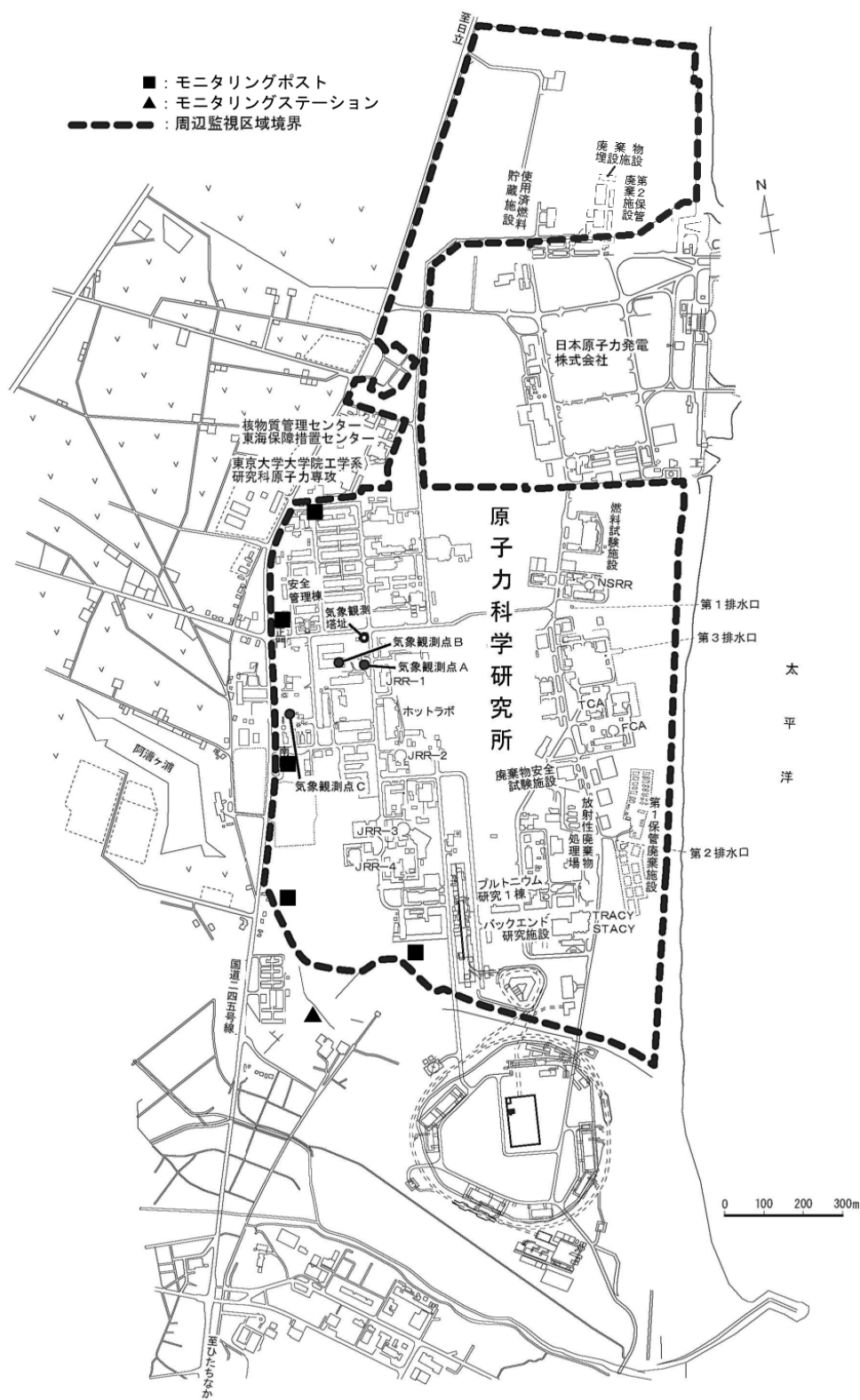
第 2.7-1 表 原子力科学研究所原子炉施設気体廃棄物の放出管理目標値

原子炉施設	気体廃棄物の種類	核種	放出管理目標値	備考
J R R - 2	放射性ガス	$^3\text{H}$	$9.6 \times 10^{12}$ Bq/年	
J R R - 3	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$6.2 \times 10^{13}$ Bq/年	1.29MeV
	放射性ガス	$^3\text{H}$	$7.4 \times 10^{12}$ Bq/年	
J R R - 4	放射性希ガス	$^{41}\text{Ar}$	$9.6 \times 10^{11}$ Bq/年	1.29MeV
N S R R	放射性希ガス	主に $^{135}\text{Xe}$ $^{41}\text{Ar}$	$4.4 \times 10^{13}$ Bq/年	$1.1 \times 10^{13}$ MeV・Bq/年
	放射性よう素	$^{131}\text{I}$	$4.8 \times 10^9$ Bq/年	

第 2.7-2 表 原子力科学研究所の液体廃棄物の放出管理目標値

核種	放出管理目標値
$^3\text{H}$ 以外の核種	$1.8 \times 10^{10}$ Bq/年(注)
$^3\text{H}$	$2.5 \times 10^{13}$ Bq/年

(注) ただし、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  についてはそれぞれ  $3.7 \times 10^9$  Bq/年とする。



第 2.1-1 図 周辺監視区域

### 3. 周辺監視区域境界付近の放射線管理

「2.7 放射性廃棄物の放出管理」に述べたように、気体廃棄物及び液体廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、さらに、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近の放射線監視を以下のように行う。

#### 3.1 空間放射線の監視

周辺監視区域境界付近の空間放射線の監視は、空間放射線量率及び積算線量を測定することにより行う。

空間放射線量率の監視は、周辺監視区域境界付近にモニタリングポストを設置し、連続測定することにより行う。

積算線量の監視は、周辺監視区域境界付近のモニタリングポイントに、積算線量計を配置し、定期的に測定することにより行う。

モニタリングポストの設置場所を第 2.1-1 図中に示す。

#### 3.2 大気中放射性物質の濃度の監視

大気中放射性物質の濃度の監視は、周辺監視区域境界付近に設置したモニタリングステーションの大気塵埃中放射能濃度測定装置により連続測定することにより行う。

モニタリングステーションの設置場所を第 2.1-1 図中に示す。

#### 3.3 環境試料中放射性物質の濃度の監視

周辺環境の放射性物質の濃度の長期的傾向を把握するため、陸水、陸土、農産物、海水、海底土、海産物、大気中塵埃等の環境試料の測定を定期的に行う。

#### 3.4 異常時における測定

異常な放出があり周辺監視区域外への影響が予想される場合には、前述のモニタリングポスト、モニタリングステーション及びモニタリングポイントにより空間放射線及び放射能の測定ができるが、さらに機動性のある環境放射線観測車により、周辺監視区域境界付近の放射線及び放射能の測定を広範囲にわたって行い、影響の範囲、程度等の推定を敏速かつ確実にを行う。



## 4. 放射性廃棄物処理

### 4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物の廃棄施設については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」の規定に基づき設計し、管理することはもとより、各原子炉施設からの廃棄物の放出に際しては、次に述べるような厳重な管理を行い、周辺監視区域外の空气中又は水中の放射性物質の濃度が、線量告示(第8条)に定められた値を超えないようにする。

さらに、原子炉施設周辺の一般公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射性廃棄物の廃棄施設の設計及び放出管理を行う。また、気体廃棄物及び液体廃棄物に含まれる放射性物質の放出に際しては、それぞれ、第2.7-1表と第2.7-2表に掲げた放出管理目標値を超えないように努める。

### 4.2 気体廃棄物処理

#### 4.2.1 気体廃棄物の推定発生量

各原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性物質は、アルゴン 41、キセノン 135、トリチウム、よう素 133 等である。これらのうち、JRR-3、JRR-4及びNSRRからは、実験孔等の空気が中性子照射を受けて生じるアルゴン 41 が放出され、JRR-2及びJRR-3からは、重水等が放射化されて生じるトリチウムが放出される。

NSRRからは実験物解体に伴って、よう素 131、よう素 133 等が放出される。

これらの推定発生量は、解析値に安全係数(約2)を乗じたものであり、第2.7-1表に掲げた放出管理目標値と同じである。

なお、FCA、TCA、STACY、TRACY及び放射性廃棄物処理場からの放出量はJRR-3等に比して十分小さい。

#### 4.2.2 処理方法

気体廃棄物の処理は、各原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設で行われ、排気筒から大気中に排出される。

共通施設としての放射性廃棄物処理場において生ずる気体廃棄物の排出については、二重のフィルタでろ過して排気筒から排出する。

### 4.3 液体廃棄物処理

#### 4.3.1 液体廃棄物の推定発生量

液体廃棄物は、JRR-2、JRR-3、JRR-4、NSRR、FCA、TCA、STACY、TRACY等の原子炉施設で発生する。そのうち発生量からみた主要な原子炉施設の推定発生量は、以下のとおりである。

- (1) JRR-2の液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量をまとめると、第4.3-1-1表に示すとおりとなる。

- (2) JRR-3の液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量をまとめると、第4.3-1-2表に示すとおりとなる。
- (3) JRR-4の液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量をまとめると、第4.3-1-3表に示すとおりとなる。
- (4) NSRRの液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量をまとめると、第4.3-1-4表に示すとおりとなる。
- (5) STACY及びTRACYの液体廃棄物をその発生源で大別し、推定される発生量をまとめると、第4.3-1-5表に示すとおりとなる。

#### 4.3.2 処理方法

##### (1) 液体廃棄物の分類と発生量

液体状の放射性廃棄物は、発生施設において放射性物質の濃度により第4.3-2表のように分類する。

廃棄物の処理のために放射性廃棄物処理場に搬入される液体廃棄物Aは年間約1,500m<sup>3</sup>（このうち原子炉施設からの液体廃棄物は約100m<sup>3</sup>）であり、液体廃棄物Bは年間約500m<sup>3</sup>（このうち原子炉施設からの液体廃棄物は約100m<sup>3</sup>）である。

##### (2) 処理方法と処理系の能力

- a. 放出前廃液は必要に応じて希釈し、一般排水溝に排出するか、又は処理のため放射性廃棄物処理場に搬入する。
- b. 液体廃棄物A及びBは、処理のため放射性廃棄物処理場に搬入する。処理のため搬入した液体廃棄物は、区分に応じて、排水貯留ポンド（ $3.7 \times 10^1$  Bq/cm<sup>3</sup>未満）又は廃液貯槽・I（ $3.7 \times 10^3$  Bq/cm<sup>3</sup>未満）に一時貯留される。これらの貯槽はいずれも搬入される液体廃棄物を十分貯留できる能力を有する。  
その後、貯留した液体廃棄物は、希釈法又は蒸発法によって処理する。また、処理後の濃縮液は、セメントで固形化処理を行う。  
廃液処理装置の処理能力は、蒸発処理装置・Iが約2.5m<sup>3</sup>/hであり、搬入される液体廃棄物A及びBについて十分処理できる能力を有する。
- c. 放射性物質の濃度が $3.7 \times 10^3$  Bq/cm<sup>3</sup>以上の廃液は、その発生施設において固形化処理を行い、放射性廃棄物処理場に搬入する。
- d. 固形化処理を行った後の廃棄物は保管廃棄施設に保管廃棄する。

#### 4.4 固体廃棄物の処理

##### 4.4.1 固体廃棄物の推定発生量

固体廃棄物は、JRR-2、JRR-3、JRR-4、NSRR、FCA、TCA、STACY、TRACY等の原子炉施設で発生する。そのうち発生量からみた主要な原子炉施設の推定発生量は、以下のとおりである。

- (1) JRR-2の固体廃棄物の推定される発生量をまとめると、第4.4-1-1表に示すとおりとなる。

- (2) J R R - 3 の固体廃棄物の推定される発生量をまとめると、第 4.4-1-2 表に示すとおりとなる。
- (3) J R R - 4 の固体廃棄物の推定される発生量をまとめると、第 4.4-1-3 表に示すとおりとなる。
- (4) N S R R の固体廃棄物の推定される発生量をまとめると、第 4.4-1-4 表に示すとおりとなる。
- (5) S T A C Y 及び T R A C Y の固体廃棄物の推定される発生量をまとめると、第 4.4-1-5 表に示すとおりとなる。

#### 4.4.2 処理方法

##### (1) 固体廃棄物の分類と発生量

固体廃棄物は、S T A C Y から発生する  $\alpha$  放射性物質を 1 容器当たり  $3.7 \times 10^4$  Bq 以上含むものは、第 4.4-2-1 表のように分類する。それ以外のものは、発生施設において第 4.4-2-2 表のように分類する。

廃棄物の処理のために各原子炉施設から放射性廃棄物処理場に搬入される固体廃棄物 A - 1 及び A - 2 は年間約 270 m<sup>3</sup> で、このうち可燃性固体廃棄物は約 100 m<sup>3</sup> (約 10,000kg)、雑固体廃棄物は約 170 m<sup>3</sup> であり、固体廃棄物 B - 1 は年間約 1.5 m<sup>3</sup> である。

なお、核燃料物質の使用施設及び放射性同位元素等の使用施設を含めた全施設から処理のために放射性廃棄物処理場に搬入される固体廃棄物 A - 1 及び A - 2 は年間約 1,100 m<sup>3</sup> で、このうち可燃性固体廃棄物は約 400 m<sup>3</sup> (約 40,000kg)、雑固体廃棄物は約 700 m<sup>3</sup> であり、固体廃棄物 B - 1 は年間約 15 m<sup>3</sup> である。

##### (2) 処理方法と処理系の能力

放射性廃棄物処理場に搬入される固体廃棄物を、処理前に一時的に保管する場合には、処理前廃棄物保管場所に保管する。

処理前廃棄物保管場所はそれらの廃棄物を十分保管できる能力を有する。

可燃性固体廃棄物は焼却処理設備 (処理能力約 50kg/h) 又は焼却・溶融設備 (焼却炉処理能力約 130kg/h : 約 2.6 m<sup>3</sup>/d 相当、溶融炉処理能力約 4 t/d : 約 5 m<sup>3</sup>/d 相当) により処理し、雑固体廃棄物は高圧圧縮装置 (処理能力約 10m<sup>3</sup>/d)、金属溶融設備 (処理能力約 4 t/d : 約 4 m<sup>3</sup>/d 相当) 又は焼却・溶融設備により処理する。

固体廃棄物 B - 1 及び固体廃棄物 A - 2 は、固体廃棄物処理設備・II (処理能力約 0.2 m<sup>3</sup>/d) で処理する。

これらの処理装置は、搬入される固体廃棄物を十分処理できる能力を有する。

処理済の固体廃棄物は、一時的に、発生廃棄物保管場所で保管した後、保管廃棄施設に保管廃棄する。

また、固体廃棄物 A - 1、固体廃棄物 A - 2 及び固体廃棄物 B - 1 のうち処理しなかった物並びに固体廃棄物 B - 2 は、直接保管廃棄する。

保管廃棄施設は、直接保管廃棄する固体廃棄物及び処理済の固体廃棄物を保管廃棄で

きる能力を有するように計画し、必要に応じて増設を行う。

STACYの $\alpha$ 固体廃棄物は、線量当量率等により固体廃棄物A-1、B-2に区別し廃棄物容器に詰め、STACYの固体廃棄物保管室に保管後、放射性廃棄物処理場に運搬して保管廃棄する。

STACYの固体廃棄物保管室は、発生する $\alpha$ 固体廃棄物を保管できる能力を有する。

#### 4.4.3 固体廃棄物の廃棄管理

固体廃棄物は可燃性及び不燃性に分けて廃棄物容器に詰め、所定の場所に一時保管し、表面における線量当量率を確認した後、放射性廃棄物処理場へ搬入して処理する。

第4.3-1-1表 JRR-2の液体廃棄物の年間推定発生量

種 類	排出量 ( $\text{m}^3/\text{y}$ )	備 考
原子炉建家ドレン	400	
使用済燃料貯槽プール ドレン	150	
研究管理建家廃液	400	
高放射性廃液	10	重水等を含んだ廃液

第4.3-1-2表 JRR-3の液体廃棄物の年間推定発生量

種 類	排出量 ( $\text{m}^3/\text{y}$ )	備 考
原子炉建家ドレン	1,800	
使用済燃料貯槽ドレン	750	使用済燃料貯槽 No. 1 及び No. 2 の合計
付属研究室ドレン及び 実験利用棟	1,800	
使用済燃料貯蔵施設 (北地区)建家ドレン	100	

第4.3-1-3表 JRR-4の液体廃棄物の年間推定発生量

種 類	排出量 ( $\text{m}^3/\text{y}$ )	備 考
プール排水	3,000	
原子炉建家ドレン	300	
付属建家ドレン	300	

第4.3-1-4表 NSRRの液体廃棄物の年間推定発生量

発生建家の種類	排出量 ( $\text{m}^3/\text{y}$ )	備 考
原子炉建家ドレン	2,070	
燃料棟ドレン	200	
制御棟ドレン	50	

第4.3-1-5表 STACY及びTRACYの  
液体廃棄物の年間推定発生量

種 別	排出量 (m <sup>3</sup> /y)	備 考
実験棟A 建家ドレン	500	
実験棟B 建家ドレン	500	
その他原子炉の 附属設備 機器ドレン	80	

第4.3-2表 原子力科学研究所の液体廃棄物の区分

放出前廃液	: 放射性物質の濃度	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)
液体廃棄物A	: 放射性物質の濃度	3.7×10 <sup>-1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満 ( <sup>3</sup> Hのみを含む液体廃棄物については、 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>5</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満)
液体廃棄物B	: 放射性物質の濃度	3.7×10 <sup>1</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 以上 3.7×10 <sup>3</sup> Bq/cm <sup>3</sup> 未満

第4.4-1-1表 JRR-2の固体廃棄物の年間推定発生量

廃 棄 物		排 出 量 (m <sup>3</sup> /y)
可燃性固体廃棄物		23
雑 固 体 廃 棄 物	不燃性廃棄物	6
	排気用フィルタ	7
	非圧縮性不燃物	10
	イオン交換樹脂	0.2
	精製系フィルタ	0.05

第 4.4-1-2 表 J R R - 3 の固体廃棄物の年間推定発生量

廃棄物		排出量 (m <sup>3</sup> /y)
可燃性固体廃棄物		20
雑 固 体 廃 棄 物	不燃性廃棄物	5
	排気用フィルタ	15
	非圧縮性不燃物	5
	イオン交換樹脂	7
	精製系フィルタ	1.5

第 4.4-1-3 表 J R R - 4 の固体廃棄物の年間推定発生量

廃棄物		排出量 (m <sup>3</sup> /y)
可燃性固体廃棄物		10
雑 固 体 廃 棄 物	不燃性廃棄物	5
	換気用フィルタ	5
	非圧縮性不燃物	10
	イオン交換樹脂	0.2
	精製系フィルタ	0.5

第 4.4-1-4 表 N S R R の固体廃棄物の年間推定発生量

廃棄物		排出量
可燃性固体廃棄物		10 m <sup>3</sup> /y
雑 固 体 廃 棄 物	不燃性廃棄物	10 m <sup>3</sup> /y
	換気用フィルタ	10 m <sup>3</sup> /y
	非圧縮性不燃物	10 m <sup>3</sup> /y
	イオン交換樹脂等	3 m <sup>3</sup> /y
	精製系フィルタ	3 m <sup>3</sup> /y
試験燃料残滓		U-235 約 1.5 kg

第4.4-1-5表 STACY及びTRACYの  
固体廃棄物の年間推定発生量

廃棄物	排出量 (m <sup>3</sup> /y)	備考
可燃性廃棄物	11	可燃性固体廃棄物
	2	α 固体廃棄物
不燃性廃棄物	5	雑固体廃棄物
	1	α 固体廃棄物
排気用フィルタ	19	雑固体廃棄物
	3	α 固体廃棄物

第4.4-2-1表 STACYのα 固体廃棄物の区分

α 固体廃棄物 A	α 放射性物質が、1 容器当たり $3.7 \times 10^4$ Bq 以上 $3.7 \times 10^7$ Bq 未満であつて、容器表面 0.5 mSv/h 未満
α 固体廃棄物 B	α 放射性物質が、1 容器当たり $3.7 \times 10^7$ Bq 以上 又は容器表面 0.5 mSv/h 以上

第4.4-2-2表 原子力科学研究所の固体廃棄物の区分

固体廃棄物A-1	表面における線量当量率 0.5 mSv/h 未満 可燃性固体廃棄物及び雑固体廃棄物に分類
固体廃棄物A-2	表面における線量当量率 0.5 mSv/h 以上 2.0 mSv/h 未満 可燃性固体廃棄物及び雑固体廃棄物に分類
固体廃棄物B-1	表面における線量当量率 2.0 mSv/h 以上 10 Sv/h 未満
固体廃棄物B-2	表面における線量当量率 10 Sv/h 以上 500 Sv/h 未満



## 5. 平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価<sup>(1), (2), (3)</sup>

各原子炉施設より放出される気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の実効線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」、「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」、ICRP Publication 60等を参考にして評価する。

### 5.1 実効線量の評価

#### 5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスからの $\gamma$ 線による実効線量

気体廃棄物中の放射性希ガスからの $\gamma$ 線による実効線量の計算は、JRR-3、JRR-4及びNSRRから放出されるものに対して行う。なお、上記以外の原子炉施設(FCA、TCA、STACY、TRACY及び放射性廃棄物処理場)については、放出量が極めて少ないので実効線量への寄与は無視できる。

##### 5.1.1.1 計算条件

###### (1) 年間放出量

JRR-3、JRR-4及びNSRRから平常運転時に放出される放射性希ガスの年間放出量及び $\gamma$ 線実効エネルギーを第5.1-1表に示す。

###### (2) 放出源の有効高さ

放出源の有効高さは、排気筒の地上高さに吹上げ高さ及び排気筒の基部の標高と評価地点の標高の差を加えたものを使用する。

$$\Delta H = 3 \cdot W \cdot D / U$$

ここに、

$\Delta H$	: 吹上げ高さ	(m)
$W$	: 吹出し速度	(m/s)
$D$	: 排気筒の出口直径	(m)
$U$	: 風速	(m/s)

各原子炉施設の排気筒の地上高さ、吹出し速度及び出口直径を第5.1-2表に示す。また、第5.1-3表に各原子炉施設の排気筒の有効高さを示す。

###### (3) 気象条件

気象データは、原子力科学研究所敷地内において観測した2009年1月から2013年12月までのものを使用する。気象統計は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき、1年ごとに求めたもの5年間分を平均した。実効線量の計算に使用する気象データの統計結果を第5.1-4表(1)～(4)に示す。

###### (4) 実効線量の評価地点

実効線量の評価は、JRR-3、JRR-4及びNSRRの寄与を考慮し、各方位の周辺監視区域外の陸側地点のうち、実効線量が最大となる地点で行った。この評価地点を第5.1-1図に示す。

### 5.1.1.2 計算方法

#### (1) 空気カーマ率

各原子炉施設の排気筒から放出される放射性希ガスの $\gamma$ 線による空気カーマ率は、次の(5.1.1-1)式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4 \pi r^2} B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad (5.1.1-1)$$

ここに、

- D : 計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率 (μ Gy/h)
- K<sub>1</sub> : 空気カーマ率への換算係数 ( $\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )
- E :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (MeV/dis)
- $\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 (m<sup>-1</sup>)
- $\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 (m<sup>-1</sup>)
- r : 放射性雲中の点 (x', y', z') から計算地点 (x, y, 0) までの距離 (m)

$$r = \sqrt{(x - x')^2 + (y - y')^2 + z'^2} \quad (m)$$

B(μ r) : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

なお、B(μ r)は、次式から求めるものとする。

$$B(\mu r) = 1 + \alpha \cdot (\mu r) + \beta \cdot (\mu r)^2 + \gamma \cdot (\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ 、 $\mu$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ については、0.5MeVのガンマ線に対する値を用いる。

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点 (x', y', z') における放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$\chi(x', y', z')$ は、(5.1.1-2)式を用いて計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2 \cdot \pi \cdot 3,600 \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y'^2}{2 \sigma_y^2}\right) \cdot \left[ \exp\left\{-\frac{(z' - H)^2}{2 \sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z' + H)^2}{2 \sigma_z^2}\right\} \right] \quad (5.1.1-2)$$

ここに、

- Q : 放出率 (Bq/h)
- U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- H : 放出源の有効高さ (m)
- $\sigma_y$  : 濃度分布のy方向の拡がりのパラメータ (m)
- $\sigma_z$  : 濃度分布のz方向の拡がりのパラメータ (m)

#### (2) 評価地点における年間の実効線量

評価地点における年間の実効線量は、評価地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射

性希ガスの $\gamma$ 線による空気カーマを合計して、次の(5.1.1-3)式により計算する。

$$H \gamma_{\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (H \gamma_{\text{cont}S} + H' \gamma_{\text{cont}S} + H'' \gamma_{\text{cont}S}) \quad (5.1.1-3)$$

ここに、

$H \gamma_{\text{cont}}$  : 計算地点における年間の実効線量 ( $\mu \text{ Sv/y}$ )

$H \gamma_{\text{cont}S}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度がSである時の着目地点における放射性希ガスの $\gamma$ 線による年間の実効線量 ( $\mu \text{ Sv/y}$ )

$H' \gamma_{\text{cont}S}$  ,  $H'' \gamma_{\text{cont}S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSである時の着目地点における放射性希ガスの $\gamma$ 線による年間の実効線量 ( $\mu \text{ Sv/y}$ )

$H \gamma_{\text{cont}S}$ 、 $H' \gamma_{\text{cont}S}$ 及び $H'' \gamma_{\text{cont}S}$ は、それぞれ(5.1.1-4)、(5.1.1-5)及び(5.1.1-6)式を用いて計算する。

$$H \gamma_{\text{cont}S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E \gamma_{\text{cont}} \cdot \bar{D}_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S_{LS} \quad (5.1.1-4)$$

$$H' \gamma_{\text{cont}S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E \gamma_{\text{cont}} \cdot \bar{D}'_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S'_{LS} \quad (5.1.1-5)$$

$$H'' \gamma_{\text{cont}S} = K_2 \cdot f_h \cdot f_o \cdot Q_{\text{cont}} \cdot E \gamma_{\text{cont}} \cdot \bar{D}''_s \cdot \frac{1}{N_t} \cdot S''_{LS} \quad (5.1.1-6)$$

ここに、

$K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $\mu \text{ Sv} / \mu \text{ Gy}$ )

$f_h$  : 家屋による遮蔽係数

$f_o$  : 居住係数

$\bar{D}_s$  : 放出率 1Bq/h、 $\gamma$ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s で着目方位へ放出した場合、大気安定度がSである時の着目方位の当該距離における $\gamma$ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ( $\mu \text{ Gy/h}$ )

$\bar{D}'_s$  ,  $\bar{D}''_s$  : それぞれ、放出率 1Bq/h、 $\gamma$ 線実効エネルギー 1MeV/dis、風速 1m/s で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、大気安定度がSである時の着目方位の当該距離における $\gamma$ 線による空気カーマ率の方位内平均値 ( $\mu \text{ Gy/h}$ )

$\bar{D}_s$ 、 $\bar{D}'_s$ 及び $\bar{D}''_s$ は、(5.1.1-1)を基本式として求める。

$N_t$  : 総観測回数 (回)

$S_{LS}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度がSである時の風速逆数の総和 (s/m)

$S'_{LS}$  ,  $S''_{LS}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度がSである時の風速逆数の総和 (s/m)

S : 6つの大気安定度型 (A、B、C、D、E、F) を示す。

L : 16方位 (計算方位) を示す。

$Q_{\text{cont}}$  : 連続的に放出される放射性希ガスの年間放出量 (Bq/y)

$E_{\gamma \text{ cont}}$  : 連続的に放出される放射性希ガスの $\gamma$ 線実効エネルギー (MeV/dis)  
その他、実効線量の計算に必要なパラメータを第 5.1-5 表(1)に示す。

### 5.1.1.3 計算結果

JRR-3、JRR-4 及び NSRR から放出される放射性希ガスからの $\gamma$ 線による年間の実効線量を第 5.1-6 表に示す。これによれば上記の原子炉施設からの寄与を考慮した放射性希ガスの $\gamma$ 線による年間の実効線量が最大となる地点は、JRR-4 排気筒の西南西 350m の周辺監視区域境界で約  $4.9 \mu\text{Sv/y}$  である。

### 5.1.2 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

気体廃棄物中のトリチウムの吸入摂取（皮膚浸透を含む。）による実効線量は、平常運転時にトリチウムを放出する JRR-2 及び JRR-3 について評価する。

#### 5.1.2.1 計算条件

##### (1) 年間放出量

JRR-2 及び JRR-3 の平常運転時に放出されるトリチウムの年間放出量を第 5.1-7 表に示す。

##### (2) 放出源の有効高さ

5.1.1.1 の(2)と同一とする。

##### (3) 気象条件

5.1.1.1 の(3)と同一とする。

##### (4) 実効線量の評価地点

トリチウムによる年間の実効線量の評価は、JRR-2 及び JRR-3 の寄与を考慮し、各方位の周辺監視区域外の陸側地点のうち、年平均地表空気中濃度が最大となる地点で行う。この評価地点を第 5.1-1 図に示す。

#### 5.1.2.2 計算方法

##### (1) 年平均地表空気中濃度の計算式

トリチウムの年平均地表空気中濃度は、方位別に次式を用いて計算する。

$$\chi = \chi_{\text{in}} + \chi_{\text{cont}} \quad (5.1.2-1)$$

ここに、

$\chi$	: 気体廃棄物中のトリチウムの年平均地表空気中濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )
$\chi_{\text{in}}$	: 間欠放出による年平均地表空気中濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )
$\chi_{\text{cont}}$	: 連続放出による年平均地表空気中濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )

##### (2) 間欠放出によるトリチウムの年平均地表空気中濃度

間欠的に放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、次式を用いて計算する。

$$\chi_{in} = \sum_{S=A}^F (\chi_{inS} + \chi'_{inS} + \chi''_{inS}) \quad (5.1.2-2)$$

ただし、

$$\chi_{inS} = ((Q_{in} \cdot n_t) / (8,760 \cdot N \cdot f_{LT})) \cdot \bar{\chi}_s \cdot (N_{LS} / N_t) \cdot \bar{S}_{LS}$$

$$\chi'_{inS} = ((Q_{in} \cdot n_t) / (8,760 \cdot N \cdot f_{LT})) \cdot \bar{\chi}'_s \cdot (N'_{LS} / N_t) \cdot \bar{S}'_{LS}$$

$$\chi''_{inS} = ((Q_{in} \cdot n_t) / (8,760 \cdot N \cdot f_{LT})) \cdot \bar{\chi}''_s \cdot (N''_{LS} / N_t) \cdot \bar{S}''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{inS}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度がSである時の着目地点における  
年平均地表空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi'_{inS}$  ,  $\chi''_{inS}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安  
定度がSである時の着目地点における年平均地表空気中濃度  
(Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{in}$  : 間欠的に放出されるトリチウムの年間放出量 (Bq/y)

8,760 : 年間の時間数への換算係数 (h/y)

$\bar{\chi}_s$  : 放出率 1Bq/h で着目方位へ放出した場合、風速 1m/s で大気安定度がSである  
時の当該距離における地表空気中濃度の方位内平均値 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\bar{\chi}'_s$  ,  $\bar{\chi}''_s$  : それぞれ、放出率 1Bq/h で着目方位に隣接する方位へ放出した場合、  
風速 1m/s で大気安定度がSである時の着目方位の当該距離における地表空気中  
濃度の方位内平均値 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\bar{S}_{LS}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度がSである時の風速逆数の平均  
(s/m)

$\bar{S}'_{LS}$  ,  $\bar{S}''_{LS}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定  
度がSである時の風速逆数の平均 (s/m)

N : 年間放出回数 (回/y)

$f_{LT}$  : 着目方位及びその隣接2方位に向かう風向出現頻度の和

$N_{LS}$  : 風が着目方位へ向かっている時の年間の大気安定度別観測回数(回/y)

$N'_{LS}$  ,  $N''_{LS}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっている時の年間の  
大気安定度別観測回数 (回/y)

$N_t$  : 総観測回数 (回/y)

$n_t$  : 着目方位及びその隣接2方位へ向かう風向出現頻度の和と、年間の放出回数  
により二項確率分布の信頼度が67%となるように求めた着目方位を中心とした  
3方位への最大放出回数 (回/y)

第 5. 1-8 表に 3 方位に向う合計回数及び 3 方位の合計風向出現頻度を示す。

$\bar{\chi}_s$ 、 $\bar{\chi}'_s$  及び  $\bar{\chi}''_s$  は、(5. 1. 1-2) 式を基本式として求める。

また、その他のパラメータは、5. 1. 1. 2 と同一である。

(3) 連続放出によるトリチウムの年平均地表空気中濃度

連続的に放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、次式を用いて計算する。

$$\chi_{\text{cont}} = \sum_{S=A}^F (\chi_{\text{cont}S} + \chi'_{\text{cont}S} + \chi''_{\text{cont}S}) \quad (5. 1. 2-3)$$

ただし、

$$\chi_{\text{cont}S} = (Q_{\text{cont}} / 8, 760) \cdot \bar{\chi}_s \cdot (1 / N_t) \cdot S_{LS}$$

$$\chi'_{\text{cont}S} = (Q_{\text{cont}} / 8, 760) \cdot \bar{\chi}'_s \cdot (1 / N_t) \cdot S'_{LS}$$

$$\chi''_{\text{cont}S} = (Q_{\text{cont}} / 8, 760) \cdot \bar{\chi}''_s \cdot (1 / N_t) \cdot S''_{LS}$$

ここに、

$\chi_{\text{cont}S}$  : 風が着目方位へ向かっており、大気安定度が S である時の着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$\chi'_{\text{cont}S}$  ,  $\chi''_{\text{cont}S}$  : それぞれ、風が着目方位に隣接する方位へ向かっており、大気安定度が S である時の着目地点における年平均地表空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$Q_{\text{cont}}$  : 連続的に放出されるトリチウムの年間放出量 (Bq/y)

$\bar{\chi}_s$ 、 $\bar{\chi}'_s$  及び  $\bar{\chi}''_s$  は、5. 1. 2. 2 の (2) で示すとおりであり、(5. 1. 1-2) 式を基本式として

求める。

(4) 実効線量の計算式

トリチウムの吸入摂取による年間の実効線量は、次式により求める。

$$H_T = 365 \cdot K_4 \cdot \bar{\chi} \cdot Ma \cdot K \quad (5. 1. 2-4)$$

ここで、

$H_T$  : 年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_4$  : トリチウムの吸入摂取による実効線量係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

Ma : 呼吸率 (cm<sup>3</sup>/d)

$\bar{\chi}$  : 年平均地表空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

K : 皮膚浸透による摂取量の増加係数

(5. 1. 2-4) 式に用いたパラメータ及び換算係数を第 5. 1-5 表 (2) に示す。

### 5.1.2.3 計算結果

JRR-2及びJRR-3から放出される気体廃棄物中のトリチウムによる寄与を考慮した場合、その年平均地表空気中濃度は、JRR-3排気筒の南西方向730mの地点で最大となり、その濃度は $4.6 \times 10^{-7} \text{Bq/cm}^3$ である。トリチウムの年平均地表空気中濃度及び年間の実効線量の計算結果を第5.1-9表に示す。この地点におけるトリチウムによる年間の実効線量は約 $0.10 \mu \text{Sv/y}$ である。

### 5.1.3 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は、平常運転時に原子力科学研究所の全施設から放出される放射性物質の全量について評価する(ただし、放射性よう素は除く。)

#### 5.1.3.1 計算条件

##### (1) 年間放出量

原子力科学研究所の全施設から平常運転時に放出される液体廃棄物中の年間最大放出量を第5.1-10表に示す。

#### 5.1.3.2 計算方法

##### (1) 海水中の放射性物質の濃度の計算

各原子炉施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質に起因する海水中の年平均濃度は、次式により求める<sup>(4), (5)</sup>。

$$X(r) = C \cdot Q / (z \cdot r) \quad (5.1.3-1)$$

ここに、

X(r)	: 排水口から距離 r における年平均濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )
C	: 実験より得られた拡散係数	(=0.75s/cm)
Q	: 年間平均放出率	(Bq/s)
z	: 鉛直混合層の厚さ	(=200cm)
r	: 排水口から平均流に沿った流下距離	(=10 <sup>5</sup> cm)

海藻類に対する海水中濃度は、(5.1.3-1)式で計算した結果を用い、魚類、無脊椎動物に対する海水中濃度は、排水口を中心とした半径 r の半円内について(5.1.3-1)式を平均化して得られる濃度 $\bar{X}(r)$ を用いる。 $\bar{X}(r)$ は、次式で表せる。

$$\bar{X}(r) = 2 \cdot X(r) \quad (5.1.3-2)$$

液体廃棄物中の放射性物質の核種ごとの年平均濃度を第5.1-11表に示す。

##### (2) 実効線量の計算式

液体廃棄物中の放射性物質による年間の実効線量は、(5.1.3-3)、(5.1.3-4)式で計算する。

$$H_W = 365 \cdot \sum_i K_{wi} \cdot A_{wi} \quad (5.1.3-3)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_{ik} \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.1.3-4)$$

ここに、

$H_w$	： 海産物を摂取した場合の年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
365	： 年間日数への換算係数	(d/y)
$K_{wi}$	： 核種 $i$ の経口摂取による実効線量係数	( $\mu$ Sv/Bq)
$A_{wi}$	： 核種 $i$ の摂取率	(Bq/d)
$C_{wi}$	： 海水中の核種 $i$ の濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )
$(CF)_{ik}$	： 核種 $i$ の海産物 $k$ に対する濃縮係数	( $\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}$ )
$W_k$	： 海産物 $k$ の摂取量	(g/d)
$f_{mk}$	： 海産物 $k$ の市場希釈係数	
$f_{ki}$	： 海産物 $k$ の採取から摂取までの核種 $i$ の減衰比	

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right) \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\} \quad (\text{海藻類に対して})$$

$T_{ri}$  : 核種  $i$  の物理的半減期 (d)

$t_k$  : 海産物  $k$  (海藻類を除く。)の採取から摂取までの期間 (d)

(5.1.3-3)、(5.1.3-4)式に用いたパラメータ及び換算係数を第5.1-5表(3)に示す。

### 5.1.3.3 計算結果

原子力科学研究所の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質に起因する海水中の年平均濃度及び年間の実効線量の計算結果を第5.1-11表に示す。これによれば、液体廃棄物中の放射性物質による年間の実効線量は約5.4 $\mu$ Sv/yである。

## 5.2 放射性よう素による実効線量の評価

### 5.2.1 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

気体廃棄物中放射性よう素の吸入摂取による実効線量は、平常運転時に放射性よう素を放出するNSRRについて評価する。

#### 5.2.1.1 計算条件

##### (1) 年間放出量

NSRRの平常運転時に放出される放射性よう素の年間放出量を第5.2-1表に示す。

##### (2) 放出源の有効高さ

5.1.1.1の(2)と同一とする。

##### (3) 気象条件

5.1.1.1の(3)と同一とする。

##### (4) 実効線量の評価地点



放射性よう素による年間の実効線量の評価は、NSRRの各方位の周辺監視区域外の陸側地点のうち、放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となる地点で行う。この評価地点を第5.1-1図に示す。

### 5.2.1.2 計算方法

#### (1) 年平均地表空気中濃度の計算式

NSRRから放出される気体廃棄物中の放射性よう素の年平均地表空気中濃度の計算式は、5.1.2.2の(3)と同一とする。

#### (2) 実効線量の計算式

気体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量は、成人、幼児及び乳児について、それぞれ(5.2.1-1)式により求める。

$$H = H_I + H_V + H_M \quad (5.2.1-1)$$

ここに、

H : 気体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_I$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_V$  : 葉菜摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_M$  : 牛乳摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

$H_I$ 、 $H_V$ 及び $H_M$ は、それぞれ(5.2.1-2)、(5.2.1-4)及び(5.2.1-6)式を用いて求める。

#### a. 吸入摂取による年間の実効線量( $H_I$ )

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad (5.2.1-2)$$

ただし、

$$A_{Ii} = Ma \cdot \bar{\chi}_i \quad (5.2.1-3)$$

ここに、

$H_I$  : 年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_{Ii}$  : 核種 i の吸入摂取による実効線量係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

$A_{Ii}$  : 核種 i の摂取率 (Bq/d)

Ma : 呼吸率 ( $\text{cm}^3/\text{d}$ )

$\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

#### b. 葉菜摂取による年間の実効線量( $H_V$ )

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Vi} \cdot A_{Vi} \quad (5.2.1-4)$$

ただし、

$$A_{Vi} = M_V \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_d \cdot F_{Vi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_v\right) \cdot \bar{\chi}_i \quad (5.2.1-5)$$

ここに、

$H_V$	: 年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
365	: 年間の日数への換算係数	(d/y)
$K_{Ti}$	: 核種 i の経口摂取による実効線量係数	( $\mu$ Sv/Bq)
$A_{Vi}$	: 核種 i の摂取率	(Bq/d)
$M_V$	: 葉菜の摂取量	(g/d)
$f_m$	: 葉菜の市場希釈係数	
$f_t$	: 葉菜の栽培期間の年間比	
$f_d$	: 葉菜の除染係数	
$F_{Vi}$	: 核種 i が空気中から葉菜に移行する割合	( $\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$ )
$T_{ri}$	: 核種 i の物理的半減期	(d)
$t_v$	: 葉菜の採取から摂取までの期間	(d)
$\bar{\chi}_i$	: 核種 i の年平均地表空気中濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )

c. 牛乳摂取による年間の実効線量( $H_M$ )

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad (5.2.1-6)$$

ただし、

$$A_{Mi} = M_M \cdot f_m \cdot f_t \cdot f_f \cdot F_{Mi} \cdot \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_M\right) \cdot \bar{\chi}_i \quad (5.2.1-7)$$

ここに、

$H_M$	: 年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
365	: 年間の日数への換算係数	(d/y)
$K_{Ti}$	: 核種 i の経口摂取による実効線量係数	( $\mu$ Sv/Bq)
$A_{Mi}$	: 核種 i の摂取率	(Bq/d)
$M_M$	: 牛乳の摂取量	(ml/d)
$f_m$	: 牛乳の市場希釈係数	
$f_t$	: 牧草の栽培期間の年間比	
$f_f$	: 飼料の混合比	
$F_{Mi}$	: 核種 i が空気中から牛乳に移行する割合	( $\frac{\text{Bq/ml}}{\text{Bq/cm}^3}$ )
$T_{ri}$	: 核種 i の物理的半減期	(d)
$t_M$	: 牛乳の採取から摂取までの期間	(d)
$\bar{\chi}_i$	: 核種 i の年平均地表空気中濃度	(Bq/cm <sup>3</sup> )

(5.2.1-2)～(5.2.1-7)式に用いたパラメータ及び換算係数を第5.2-2表(1)～(2)に示す。

### 5.2.1.3 計算結果

NSRRから放出される気体廃棄物中の放射性よう素による寄与を考慮した場合、その年平均地表空気中濃度は、NSRR排気筒の南西方向1,160mの地点で最大となる。その年平均地表空気中濃度を第5.2-3表に示し、年間の実効線量の計算結果を第5.2-4表に示す。これによれば、気体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量が最大となるのは、幼児で約0.55 $\mu$ Sv/yである。

### 5.2.2 液体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

液体廃棄物中の放射性よう素の経口摂取による実効線量は、平常時に放射性よう素を放出するNSRRについて評価する。

#### 5.2.2.1 計算条件

##### (1) 年間放出量

NSRRの平常運転時に放出される放射性よう素の年間放出量を第5.2-1表に示す。

##### (2) 海水中の放射性よう素の濃度

NSRRから放出される放射性よう素に起因する海水中の年平均濃度は、(5.1.3-1)、(5.1.3-2)式により求める。第5.2-5表に海水中の年平均濃度を示す。

#### 5.2.2.2 計算方法

##### (1) 実効線量の計算式

液体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量の計算は、海藻類を含む海産物摂取の場合と海藻類を含まない海産物摂取の場合に分けて行う。

##### a. 海藻類を摂取する場合

$$H_{WT} = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_{wi}}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (5.2.2-1)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.2.2-2)$$

$$A_s = C_{ws} \cdot \sum_k (CF)_k \cdot W_k \quad (5.2.2-3)$$

ここで、

$H_{WT}$	: 海産物を摂取した場合の年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
$K_3$	: 実効線量への換算係数	( $\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$ )
$A_{wi}$	: 核種 i の摂取率	(Bq/d)
$A_s$	: 安定よう素の摂取率	(g/d)
$q_s$	: 甲状腺中の安定よう素量	(g)
$(SEE)_i$	: 核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー	(MeV/(g $\cdot$ dis))

$$\begin{aligned}
f_{si} &: \text{核種 } i \text{ の甲状腺中比放射能の減衰係数} \\
C_{wi} &: \text{海水中の核種 } i \text{ の濃度} & (\text{Bq/cm}^3) \\
(\text{CF})_k &: \text{よう素の海産物 } k \text{ に対する濃縮係数} & \left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right) \\
W_k &: \text{海産物 } k \text{ の摂取量} & (\text{g/d}) \\
f_{mk} &: \text{海産物 } k \text{ の市場希釈係数} \\
C_{ws} &: \text{海水中の安定よう素の濃度} & (\text{g/cm}^3) \\
f_{ki} &: \text{海産物 } k \text{ の採取から摂取までの核種 } i \text{ の減衰比} \\
f_{ki} &= \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right) & (\text{海藻類以外の海産物に対して}) \\
f_{ki} &= \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\} & (\text{海藻類に対して})
\end{aligned}$$

$$T_{ri} : \text{核種 } i \text{ の物理的半減期} \quad (\text{d})$$

$$t_k : \text{海産物 } k \text{ (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間} \quad (\text{d})$$

b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_F = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Fi} \quad (5.2.2-4)$$

$$A_{Fi} = C_{wi} \cdot \sum_k (\text{CF})_k \cdot W_k \cdot f_{mk} \cdot f_{ki} \quad (5.2.2-5)$$

ここで、

$$H_F : \text{海産物(海藻類を除く。)を摂取した場合の年間の実効線量} \quad (\mu \text{ Sv/y})$$

$$365 : \text{年間日数への換算係数} \quad (\text{d/y})$$

$$K_{Ti} : \text{核種 } i \text{ の経口摂取による実効線量係数} \quad (\mu \text{ Sv/Bq})$$

$$A_{Fi} : \text{核種 } i \text{ の摂取率} \quad (\text{Bq/d})$$

$$C_{wi} : \text{海水中の核種 } i \text{ の濃度} \quad (\text{Bq/cm}^3)$$

$$(\text{CF})_k : \text{よう素の海産物 } k \text{ に対する濃縮係数} \quad \left( \frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3} \right)$$

$$W_k : \text{海産物 } k \text{ (海藻類を除く。) の摂取量} \quad (\text{g/d})$$

$$f_{mk} : \text{海産物 } k \text{ の市場希釈係数}$$

$$f_{ki} : \text{海産物 } k \text{ の採取から摂取までの核種 } i \text{ の減衰比}$$

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \cdot t_k\right)$$

$$T_{ri} : \text{核種 } i \text{ の物理的半減期} \quad (\text{d})$$

$$t_k : \text{海産物 } k \text{ (海藻類を除く。) の採取から摂取までの期間} \quad (\text{d})$$

(5.2.2-1)～(5.2.2-5)式に用いたパラメータ及び換算係数を第5.2-2表(1)～(2)に示す。

### 5.2.2.3 計算結果

NSRRから放出される液体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量の計算結果を第5.2-6表に示す。これによれば年間の実効線量が最大となるのは、海藻類を含まない海産物を摂取する幼児で約0.0011 $\mu$ Sv/yである。

## 5.2.3 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を同時に摂取する場合の実効線量

### 5.2.3.1 実効線量の計算式

気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量の計算は、海藻類を含む海産物摂取の場合と海藻類を含まない海産物摂取の場合に分けて行う。

#### a. 海藻類を摂取する場合

$$H_T = K_3 \cdot \sum_i \frac{A_i}{A_s} \cdot q_s \cdot (SEE)_i \cdot f_{si} \quad (5.2.3-1)$$

ここで、

$H_T$	: 年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
$K_3$	: 実効線量への換算係数	( $\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$ )
$A_i$	: 核種 i の摂取率	(Bq/d)
	( $A_i = 0.90 A_{Ii} + A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Wi}$ )	
$A_s$	: 安定よう素の摂取率	(g/d)
	(5.2.2-3)式から得られる値を用いる。	
$q_s$	: 甲状腺中の安定よう素量	(g)
$(SEE)_i$	: 核種 i の甲状腺に対する比実効エネルギー	(MeV/(g $\cdot$ dis))
$f_{si}$	: 核種 i の甲状腺中比放射能の減衰係数	

#### b. 海藻類を摂取しない場合

$$H_{TF} = 365 \sum_i \{K_{Ii} \cdot A_{Ii} + K_{Ti} (A_{Vi} + A_{Mi} + A_{Fi})\} \quad (5.2.3-2)$$

ここで、

$H_{TF}$	: 年間の実効線量	( $\mu$ Sv/y)
365	: 年間の日数への換算係数	(d/y)
$K_{Ii}$	: 核種 i の吸入摂取による実効線量係数	( $\mu$ Sv/Bq)
$K_{Ti}$	: 核種 i の経口摂取による実効線量係数	( $\mu$ Sv/Bq)

(5.2.3-1)、(5.2.3-2)式に用いたパラメータ及び換算係数を第5.2-2表(1)～(2)に示す。

### 5.2.3.2 計算結果

NSRRから放出される気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を同時に摂取した場合の年間の実効線量の計算結果を第5.2-7表に示す。これによれば年間の実効線量が最大となるのは、海藻類を含まない海産物を摂取する幼児で約0.55 $\mu$ Sv/yである。

### 5.3 実効線量の評価結果

各原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性希ガスの $\gamma$ 線による年間の実効線量は約 $4.9\mu\text{Sv/y}$ 、気体廃棄物中のトリチウムによる年間の実効線量は、約 $0.10\mu\text{Sv/y}$ 、液体廃棄物中の放射性よう素を除く放射性物質による年間の実効線量は約 $5.4\mu\text{Sv/y}$ であり、気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量が最大となるのは、気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素を同時に摂取し、かつ、海藻類を含まない海産物を摂取する幼児で約 $0.55\mu\text{Sv/y}$ である。これらを合計した気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の年間の実効線量は約 $11\mu\text{Sv/y}$ である。

また、核燃料物質使用施設等に起因する気体廃棄物による年間の実効線量約 $29\mu\text{Sv}$ 、直接線及びスカイシャイン放射線による年間の実効線量約 $28\mu\text{Sv}$ （平成25年9月4日付け原規研発第1309041号をもって許可を受けた「原子力科学研究所 核燃料物質の使用の許可の変更について（許可）」）を考慮しても、法令で定める周辺監視区域外の線量限度と比べて十分小さい。なお、廃棄物埋設施設については、現在、保全段階であり周辺監視区域境界を設定していないため、考慮する必要はない。

### 5.4 参考文献

- (1) 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  
（昭和51年9月28日 平成13年3月一部改訂）
- (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  
（昭和57年1月28日 平成13年3月一部改訂）
- (3) 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（平成元年3月27日 平成13年3月一部改訂）
- (4) 原子力安全研究協会, 海洋放出調査特別委員会, 試算分科会  
: 試算分科会報告書(Ⅱ), 昭和42年10月
- (5) 福田 雅明 : 沿岸海域の海洋拡散の研究, JAERI-M 8730, 1980年3月

第 5.1-1 表 放射性希ガスの年間放出量及び  $\gamma$  線実効エネルギー

施設名	主な核種	年間放出量 (Bq/y)	$\gamma$ 線実効エネルギー (MeV)
JRR-3	$^{41}\text{Ar}$	$6.2 \times 10^{13}$	1.29
JRR-4	$^{41}\text{Ar}$	$9.6 \times 10^{11}$	1.29
NSRR	$^{41}\text{Ar}$ 、 $^{135}\text{Xe}$ 、 $^{85}\text{Kr}$	$4.4 \times 10^{13}$	$1.1 \times 10^{13}$ MeV・Bq

第 5.1-2 表 排気筒の条件

施設名	排気筒の 地上高さ (m)	排気筒の 出口直径 (m)	排気筒の 吹出し速度 (m/s)
JRR-2	40	2.2	4.3
JRR-3	40	3.5	3.0
JRR-4	20	1.8	5.2
NSRR	50	1.5	8.2

第 5.1-3 表 排気筒の有効高さ（平常運転時）

施設名		J R R - 2		J R R - 3		J R R - 4		N S R R	
着目方位		周辺監視 区域境界 までの 距離* (m)	有効 高さ (m)	周辺監視 区域境界 までの 距離* (m)	有効 高さ (m)	周辺監視 区域境界 までの 距離* (m)	有効 高さ (m)	周辺監視 区域境界 までの 距離* (m)	有効 高さ (m)
	陸 側 方 位	S	570	54	380	49	200	33	1,190
SSW		620	51	420	52	210	28	1,130	56
SW		540	43	460	45	310	23	1,160	47
WSW		410	44	410	45	350	29	910	48
W		360	48	350	47	380	34	840	49
WNW		390	47	360	51	380	33	830	55
NW		510	48	470	48	470	31	860	54
NNW		750	50	810	45	870	29	1,070	58
海 側 参 考 方 位	N	1,230	54	1,320	51	1,490	35	1,450	67
	NNE	1,990	65	2,120	68	2,250	53	690	70
	NE	1,000	64	1,000	63	970	53	280	65
	ENE	710	64	720	65	710	53	210	67
	E	630	64	650	65	630	52	180	68
	ESE	660	65	670	64	660	46	190	66
	SE	830	61	840	62	590	49	240	64
	SSE	780	64	570	65	360	53	390	65

\*：各方位範囲内の中心軸上距離



第 5.1-4 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和(地上 20m) (2009 年～2013 年)

単位：s/m

大気安定度 風向	A	B	C	D	E	F
NNE	0.71	24.37	19.27	238.35	14.12	53.87
NE	2.92	74.52	35.43	227.56	10.96	53.42
ENE	5.28	62.22	11.45	115.05	2.44	48.32
E	11.57	93.39	5.92	98.04	0.07	38.80
ESE	14.55	62.37	1.19	68.08	0.00	32.66
SE	9.10	48.32	7.63	52.24	0.32	24.51
SSE	1.68	30.74	17.44	56.57	0.37	28.60
S	1.60	18.42	11.49	78.09	3.47	36.54
SSW	2.67	29.03	4.98	94.53	1.73	79.06
SW	9.14	66.18	8.89	100.48	4.14	114.77
WSW	13.38	98.56	5.73	122.12	3.12	180.44
W	10.86	84.67	0.64	169.18	0.13	254.39
WNW	7.66	124.38	3.16	315.21	2.81	420.71
NW	3.60	53.46	7.94	183.23	3.79	161.10
NNW	0.43	28.47	2.05	99.13	0.82	80.67
N	0.47	19.19	2.20	112.37	3.52	52.72

第 5.1-4 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和(地上 40m) (2009 年～2013 年)

単位：s/m

大気安定度 風向	A	B	C	D	E	F
NNE	0.52	13.43	2.71	97.81	3.67	33.14
NE	0.38	24.65	26.90	201.97	11.26	35.72
ENE	2.46	57.51	17.95	112.52	5.37	26.62
E	4.08	53.19	7.19	59.27	0.86	18.71
ESE	8.89	57.26	2.91	43.81	0.00	14.77
SE	10.49	45.40	1.77	37.37	0.04	14.45
SSE	2.15	34.46	19.42	46.77	0.50	13.51
S	1.15	9.30	4.19	46.78	2.38	18.63
SSW	1.80	12.04	1.24	42.05	0.25	34.28
SW	4.05	32.28	3.90	52.71	1.51	42.25
WSW	7.50	39.46	2.91	42.29	1.04	35.98
W	9.65	50.49	0.75	55.36	0.33	46.90
WNW	5.35	62.76	0.46	96.49	0.17	94.38
NW	3.08	71.38	2.64	174.20	1.87	215.03
NNW	1.67	41.48	3.68	117.47	1.68	95.80
N	0.58	16.59	1.30	66.55	0.67	40.78

第 5.1-4 表(3) 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s の  
風向出現頻度(地上 20m) (2009 年~2013 年)

風向	風向出現頻度 (%)	風速 0.5~2.0m/s の 風向出現頻度 (%)
NNE	11.4	3.6
NE	14.2	3.7
ENE	5.3	4.2
E	4.4	5.3
ESE	3.0	4.0
SE	3.1	2.2
SSE	2.9	1.9
S	2.8	2.4
SSW	3.5	3.9
SW	4.2	6.2
WSW	5.8	9.8
W	8.2	13.4
WNW	17.4	20.8
NW	7.6	9.6
NNW	2.9	5.2
N	3.3	3.9

第 5.1-4 表(4) 風向出現頻度及び風速 0.5~2.0m/s の  
風向出現頻度(地上 40m)(2009 年~2013 年)

風向	風向出現頻度 (%)	風速 0.5~2.0m/s の 風向出現頻度 (%)
NNE	5.4	5.4
NE	14.9	6.3
ENE	9.4	4.8
E	4.5	5.1
ESE	3.6	5.3
SE	3.4	4.4
SSE	4.8	3.1
S	2.8	2.8
SSW	2.7	3.9
SW	4.5	5.8
WSW	3.6	6.9
W	4.4	8.1
WNW	7.9	9.5
NW	16.4	13.0
NNW	8.3	9.8
N	3.4	6.0

第 5.1-5 表(1) 気体廃棄物中の放射性希ガスからの  $\gamma$  線による実効線量の  
計算に使用するパラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
空気カーマ率への換算係数	$K_1$	$\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$	$4.46 \times 10^{-4}$
空気カーマから実効線量への換算係数	$K_2$	$\mu\text{Sv}/\mu\text{Gy}$	0.8
家屋の遮蔽係数	$f_h$	—	1
居住係数	$f_o$	—	1
空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数	$\mu_{en}$	$\text{m}^{-1}$	$3.84 \times 10^{-3} (0.5\text{MeV})$
空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数	$\mu$	$\text{m}^{-1}$	$1.05 \times 10^{-2} (0.5\text{MeV})$
再生係数の定数	$\alpha$	—	1.000
	$\beta$	—	0.4492
	$\gamma$	—	0.0038

第 5.1-5 表(2) 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量の  
計算に用いるパラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
トリチウムの吸入摂取による実効線量係数 *	$K_4$	$\mu\text{Sv}/\text{Bq}$	$1.8 \times 10^{-5}$
呼吸率	Ma	$\text{cm}^3/\text{d}$	成人 $2.22 \times 10^7$
皮膚浸透による摂取量の増加係数 **	K	—	1.5

\* ICRP から出版されている CD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients :

Workers and Members of the Public (Version One, 1999)) に示されているものうち水に対する値。

\*\* ICRP Publ. 30 Part 1 の記載より。

第 5.1-5 表 (3) 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算に使用する  
パラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
海産物 k の摂取量	$W_k$	g/d	魚類 200 無脊椎動物 20 海藻類 40
海産物 k の市場希釈係数	$f_{mk}$	—	1
海産物 k の採取から摂取までの期間	$t_k$	d	0
核種 i の経口摂取による実効線量係数	$K_{wi}$	$\mu\text{ Sv/Bq}$	下表のとおり
核種 i の海産物 k に対する濃縮係数	$(CF)_{ik}$	$\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$	
核種 i の物理的半減期	$T_{ri}$	h, d, y	

核種	物理的 半減期 ** ( $T_{ri}$ )	経口摂取による 実効線量係数 *** ( $K_{wi}$ )	濃縮係数 ( $(CF)_{ik}$ )		
			魚類	無脊椎動物	海藻類
$^{54}\text{Mn}$	312.20 d	$7.1 \times 10^{-4}$	$6 \times 10^2$	$1 \times 10^4$	$2 \times 10^4$
$^{58}\text{Co}$	70.92 d	$7.4 \times 10^{-4}$	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^3$
$^{60}\text{Co}$	5.27 y	$3.4 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^2$	$1 \times 10^3$	$1 \times 10^3$
$^{64}\text{Cu}^*$	12.70 h	$1.2 \times 10^{-4}$	$7 \times 10^2$	$2 \times 10^3$	$1 \times 10^3$
$^{65}\text{Zn}^*$	244.1 d	$3.9 \times 10^{-3}$	$2 \times 10^3$	$5 \times 10^4$	$1 \times 10^3$
$^{137}\text{Cs}$	30.0 y	$1.3 \times 10^{-2}$	$3 \times 10^1$	$2 \times 10^1$	$2 \times 10^1$
$^3\text{H}$	12.33 y	$4.2 \times 10^{-5}$	1	1	1

\* 濃縮係数は、Regulatory Guide 1.109(1976)の値。  
 \*\* 物理的半減期は、「Edgardo Browne, et al. : Table of Radioactive Isotopes(1986)」の値。  
 \*\*\* 実効線量係数は、「ICRP から出版されている CD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public (Version One, 1999))」の値。

第 5.1-6 表 放射性希ガスの  $\gamma$  線による年間の実効線量

単位： $\mu\text{Sv/y}$

施設名	JRR-3 南西 (A)	JRR-3 南南西 (B)	JRR-4 南南西 (C)	JRR-4 西南西 (D)	NSRR 南西 (E)
JRR-3	4.3	2.7	2.5	4.5	4.4
JRR-4	0.11	0.18	0.19	0.11	0.098
NSRR	0.25	0.21	0.18	0.24	0.26
合計	4.7	3.1	2.9	4.9	4.8

注記：(A)、(B)、(C)、(D)及び(E)は、第 5.1-1 図の実効線量の評価地点を示す。

第 5.1-7 表 トリチウムの年間放出量

施設名	放出モード	年間放出量 (Bq/y)
JRR-2	連続放出	$9.6 \times 10^{12}$
JRR-3	間欠放出	$6.7 \times 10^{12}/10$ 回
	連続放出	$7.4 \times 10^{11}$

第 5.1-8 表 風向出現頻度(隣接方位も含む)及び  
 間欠放出時の風下 3 方位に向かう合計回数  
 (2009 年～2013 年)

風向	風向出現頻度(%) (隣接方位も含む)	風下 3 方位に向かう 合計回数
S	10.3	1
S S W	10.0	1
S W	10.8	1
W S W	12.6	2
W	15.9	2
W N W	28.7	3
N W	32.6	4
N N W	28.1	3
N	17.1	2
N N E	23.7	3
N E	29.7	4
E N E	28.7	3
E	17.5	2
E S E	11.4	1
S E	11.8	2
S S E	11.0	1

第 5.1-9 表 気体廃棄物中のトリチウムの年平均地表空気中濃度及び年間の実効線量

施設名	放出モード	年平均地表空気中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	年間の実効線量 ( $\mu$ Sv/y)
J R R - 2	連続放出	$2.4 \times 10^{-7}$	$5.3 \times 10^{-2}$
J R R - 3	間欠放出	$2.0 \times 10^{-7}$	$4.4 \times 10^{-2}$
	連続放出	$1.6 \times 10^{-8}$	$3.6 \times 10^{-3}$
合計	—	$4.6 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-1}$



第 5.1-10 表 原子力科学研究所の液体廃棄物中の年間最大放出量

核 種	年間最大放出量(Bq/y)
$^{60}\text{Co}$	$3.7 \times 10^9$
$^{137}\text{Cs}$	$3.7 \times 10^9$
$^{64}\text{Cu}$	$1.8 \times 10^9$
$^{58}\text{Co}$	$1.8 \times 10^9$
$^{54}\text{Mn}$	$1.1 \times 10^9$
$^{65}\text{Zn}$	$7.4 \times 10^8$
$^3\text{H}$	$2.5 \times 10^{13}$
その他の核種 ( $^{51}\text{Cr}$ , $^{24}\text{Na}$ 等)	$5.5 \times 10^9$

第 5.1-11 表 原子力科学研究所の液体廃棄物中の放射性物質に起因する海水中の年平均濃度及び年間の実効線量

核 種	海水中の年平均濃度(Bq/cm <sup>3</sup> )		年間の実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )
	海藻類に 対する値	海藻類以外に 対する値	
$^{60}\text{Co}$	$4.4 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-6}$	$6.5 \times 10^{-1}$
$^{137}\text{Cs}$	$4.4 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-1}$
$^{64}\text{Cu}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-6}$	$3.7 \times 10^{-2}$
$^{58}\text{Co}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-6}$	$6.2 \times 10^{-2}$
$^{54}\text{Mn}$	$1.3 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$	$4.3 \times 10^{-1}$
$^{65}\text{Zn}$	$8.8 \times 10^{-7}$	$1.8 \times 10^{-6}$	3.5
$^3\text{H}$	$3.1 \times 10^{-2}$	$6.2 \times 10^{-2}$	$2.3 \times 10^{-1}$
その他の核種 ( $^{51}\text{Cr}$ , $^{24}\text{Na}$ 等)	$6.4 \times 10^{-6}$	$1.3 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-1}$
合 計	—	—	5.4

第 5.2-1 表 放射性よう素の年間放出量

施 設 名	廃棄物	放出核種	年間放出量(Bq/y)
N S R R	気体廃棄物	$^{131}\text{I}$	$4.8 \times 10^9$
		$^{133}\text{I}$	$2.0 \times 10^{10}$
	液体廃棄物	$^{131}\text{I}$	$1.1 \times 10^7$

第 5.2-2 表(1) 放射性よう素による実効線量の計算に用いるパラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数値
実効線量への換算係数	$K_3$	$\frac{\text{dis} \cdot \text{g} \cdot \mu\text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{y}}$	$2.52 \times 10^2$
甲状腺に対する比実効エネルギー	$(SEE)_i$	$\frac{\text{MeV}}{\text{g} \cdot \text{dis}}$	成人 $^{131}\text{I}$ 0.01 $^{133}\text{I}$ 0.022 幼児 $^{131}\text{I}$ 0.058 $^{133}\text{I}$ 0.12 乳児 $^{131}\text{I}$ 0.15 $^{133}\text{I}$ 0.33
呼吸率	$M_a$	$\text{cm}^3/\text{d}$	成人 $2.22 \times 10^7$ 幼児 15才児 $2.01 \times 10^7$ 10才児 $1.53 \times 10^7$ 5才児 $8.72 \times 10^6$ 乳児 1才児 $5.16 \times 10^6$ 3か月児 $2.86 \times 10^6$
葉菜の摂取量	$M_v$	$\text{g}/\text{d}$	成人 100 幼児 50 乳児 20
葉菜及び牧草の栽培期間の年間比	$f_t$	—	0.5
飼料の混合比	$f_f$	—	1
葉菜の除染係数	$f_d$	—	0.5
放射性よう素が空気中から葉菜に移行する割合	$F_{vi}$	$\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	$^{131}\text{I}$ $2.6 \times 10^6$ $^{133}\text{I}$ $4.3 \times 10^5$
放射性よう素が空気中から牛乳に移行する割合	$F_{mi}$	$\frac{\text{Bq}/\text{ml}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	$^{131}\text{I}$ $6.2 \times 10^5$ $^{133}\text{I}$ $4.6 \times 10^4$
牛乳の摂取量	$M_M$	$\text{ml}/\text{d}$	成人 200 幼児 500 乳児 600
放射性よう素の海産物 k に対する濃縮係数	$(CF)_k$	$\frac{\text{Bq}/\text{g}}{\text{Bq}/\text{cm}^3}$	魚類 10 無脊椎動物 50 海藻類 $4 \times 10^3$
葉菜、牛乳及び海産物の採取から摂取までの期間	$t_v$	d	0
	$t_M$		0、乳児のみ 3
	$t_K$		0
海産物 k の摂取量	$W_k$	$\text{g}/\text{d}$	成人 魚類 200 無脊椎動物 20 海藻類 40 幼児 成人の 1/2 乳児 成人の 1/5
海水中の安定よう素の濃度	$C_{ws}$	$\text{g}/\text{cm}^3$	$5 \times 10^{-8}$
甲状腺中の安定よう素量	$q_s$	g	成人 $1.2 \times 10^{-2}$ 幼児 成人の 1/5.8 乳児 成人の 1/16

注) 乳児の値は3か月児、1才児に、幼児の値は5才児、10才児、15才児に、成人の値は成人に適用する。

第 5.2-2 表(2) 放射性よう素による実効線量の計算に用いるパラメータ及び換算係数

パラメータ	記号	単位	数 値
甲状腺中比放射能の減衰係数	$f_{si}$	—	成人 $^{131}\text{I}$ 0.1 $^{133}\text{I}$ 0.01 幼児 $^{131}\text{I}$ 0.3 $^{133}\text{I}$ 0.04 乳児 $^{131}\text{I}$ 0.4 $^{133}\text{I}$ 0.07
核種 i の物理的半減期	$T_{ri}$	d	$^{131}\text{I}$ 8.04 $^{133}\text{I}$ 0.87
葉菜、牛乳の市場希釈係数	$f_m$	—	乳児の牛乳について 0.5 その他 1
海産物 k の市場希釈係数	$f_{mk}$	—	1
放射性よう素における核種 i の吸入摂取による実効線量係数	$K_{Ti}$	$\mu\text{Sv/Bq}$	成人 $^{131}\text{I}$ $1.5 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $2.9 \times 10^{-3}$ 幼児 15 才児 $^{131}\text{I}$ $2.3 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $4.6 \times 10^{-3}$ 10 才児 $^{131}\text{I}$ $3.5 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $7.1 \times 10^{-3}$ 5 才児 $^{131}\text{I}$ $6.9 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $1.6 \times 10^{-2}$ 乳児 1 才児 $^{131}\text{I}$ $1.2 \times 10^{-1}$ $^{133}\text{I}$ $3.0 \times 10^{-2}$ 3 か月児 $^{131}\text{I}$ $1.3 \times 10^{-1}$ $^{133}\text{I}$ $3.5 \times 10^{-2}$
放射性よう素における核種 i の経口摂取による実効線量係数	$K_{Ti}$	$\mu\text{Sv/Bq}$	成人 $^{131}\text{I}$ $1.6 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $3.1 \times 10^{-3}$ 幼児 15 才児 $^{131}\text{I}$ $2.5 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $5.0 \times 10^{-3}$ 10 才児 $^{131}\text{I}$ $3.8 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $7.7 \times 10^{-3}$ 5 才児 $^{131}\text{I}$ $7.5 \times 10^{-2}$ $^{133}\text{I}$ $1.7 \times 10^{-2}$ 乳児 1 才児 $^{131}\text{I}$ $1.3 \times 10^{-1}$ $^{133}\text{I}$ $3.2 \times 10^{-2}$ 3 か月児 $^{131}\text{I}$ $1.4 \times 10^{-1}$ $^{133}\text{I}$ $3.8 \times 10^{-2}$

注) 乳児の値は 3 か月児、1 才児に、幼児の値は 5 才児、10 才児、15 才児に、成人の値は成人に適用する。

第 5.2-3 表 気体廃棄物中の放射性よう素の年平均地表空気中濃度

施設名	年平均地表空気中濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	
	<sup>131</sup> I	<sup>133</sup> I
NSRR	$9.1 \times 10^{-11}$	$3.8 \times 10^{-10}$

第 5.2-4 表 気体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量

摂取経路	年間の実効線量 ( $\mu$ Sv/y)		
	成人	幼児	乳児
吸入摂取	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-2}$
葉菜摂取	$3.9 \times 10^{-2}$	$9.3 \times 10^{-2}$	$7.1 \times 10^{-2}$
牛乳摂取	$3.5 \times 10^{-2}$	$4.1 \times 10^{-1}$	$3.4 \times 10^{-1}$
合計	$9.4 \times 10^{-2}$	$5.5 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-1}$

第 5.2-5 表 液体廃棄物中の放射性よう素に起因する海水中の年平均濃度

核種	海水中の年平均濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	
	海藻類を含む海産物 に対する濃度	海藻類を含まない海産物 に対する濃度
<sup>131</sup> I	$1.3 \times 10^{-8}$	$2.6 \times 10^{-8}$

第 5.2-6 表 液体廃棄物中の放射性よう素による年間の実効線量

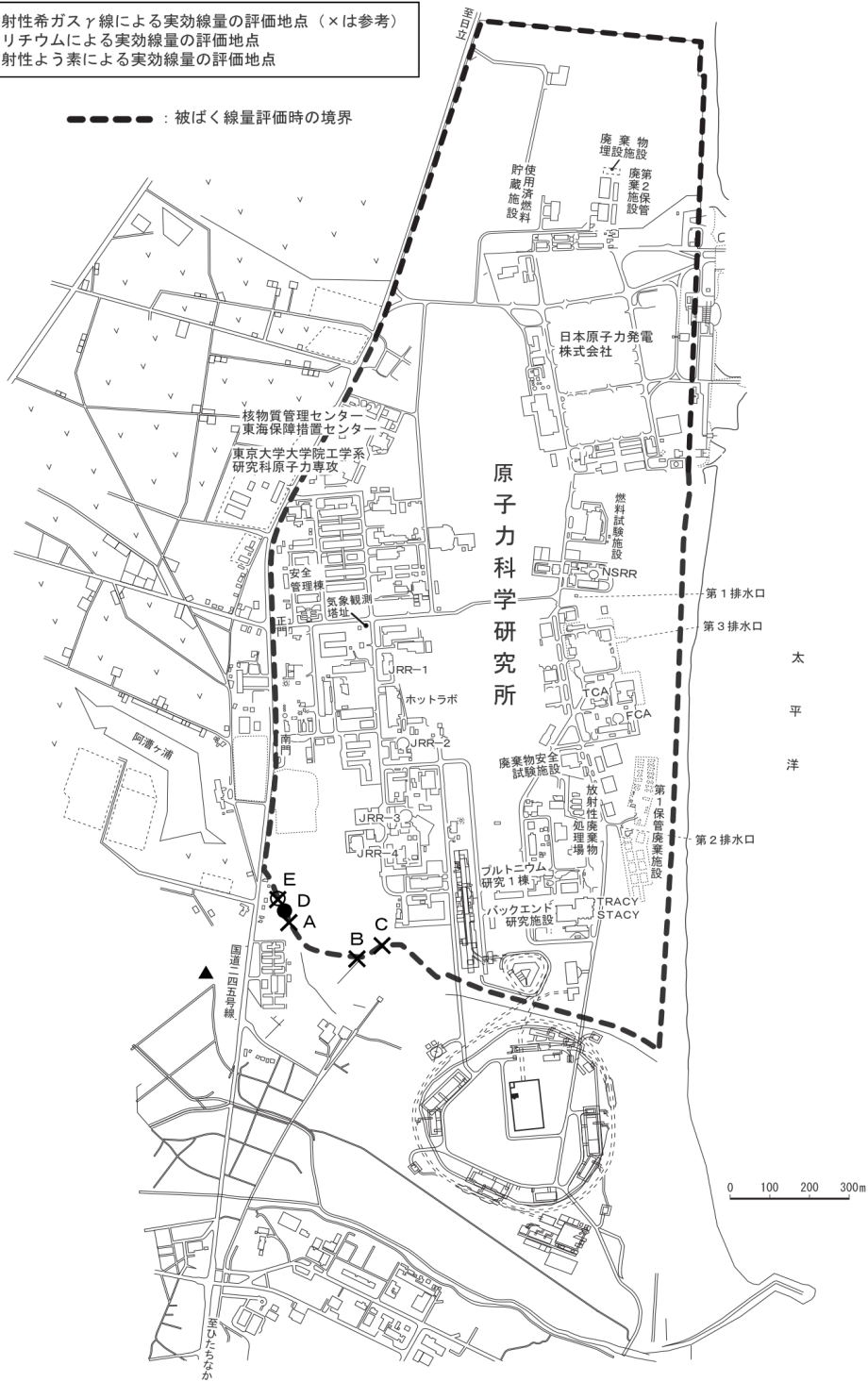
摂取経路	年間の実効線量 ( $\mu$ Sv/y)		
	成人	幼児	乳児
海藻類を含む海産物を 摂取する場合	$2.5 \times 10^{-4}$	$7.4 \times 10^{-4}$	$9.2 \times 10^{-4}$
海藻類を含まない海産物を 摂取する場合	$4.6 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-3}$	$8.0 \times 10^{-4}$

第 5.2-7 表 気体廃棄物中及び液体廃棄物中の放射性よう素による  
年間の実効線量

摂 取 経 路	年間の実効線量 ( $\mu$ Sv/y)		
	成 人	幼 児	乳 児
海藻類を含む海産物を 摂取する場合	$6.3 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-2}$	$6.5 \times 10^{-2}$
海藻類を含まない海産物を 摂取する場合	$9.4 \times 10^{-2}$	$5.5 \times 10^{-1}$	$4.3 \times 10^{-1}$

- 放射性希ガスγ線による実効線量の評価地点 (×は参考)
- ▲ トリチウムによる実効線量の評価地点
- 放射性よう素による実効線量の評価地点

----- : 被ばく線量評価時の境界



第 5.1-1 図 実効線量の評価地点

追 補

(添付書類 九)

## 目 次

- 追補 1. J PDR解体廃棄物の処理について
- 追補 2. 変更に伴う撤去工事等について
- 追補 3. J R R - 4 原子炉施設の改造工事に伴う  
放射性廃棄物の処理について



追補 1

## J PDR解体廃棄物の処理について

J PDRの解体で発生する放射性廃棄物は、J PDRで処理する気体状の放射性廃棄物及びJ PDRの排水設備から排出する液体状の放射性廃棄物を除いて、放射性廃棄物処理場に輸送され、以下のように処理又は保管廃棄される。

### 1. 液体廃棄物の処理

解体に伴う除染、切断作業等で発生する液体廃棄物は、J PDRの排水設備から排出する液体廃棄物を除き、廃液運搬車で放射性廃棄物処理場に輸送されて、蒸発処理装置で処理された後、セメント固化装置で固化される。固化体は保管廃棄施設に保管される。

液体廃棄物の発生量は、液体廃棄物Aで約40m<sup>3</sup>である。これには、固形分を多量に含み、直接固化対象とされる液体廃棄物を含む。これらは、放射性廃棄物処理場の処理能力において、十分に処理可能である。

### 2. 固体廃棄物の処理

解体で発生する固体廃棄物は、炉内構造物、圧力容器、放射線遮へい体等の放射化物及び設備、機器、建家構成材等の汚染物並びに解体に付随して発生する固体廃棄物がある。

炉内構造物等の放射化物及び機器等の汚染物（以下「解体廃棄物」という。）のうち、表面における線量当量率が2.0 mSv/hを超える固体廃棄物は、遮へい能力を有する保管容器に収納して、放射性廃棄物処理場に輸送され、保管廃棄施設に保管される。解体廃棄物のうち、表面における線量当量率が2.0 mSv/h以下の固体廃棄物は、ドラム缶等の金属容器に収納するか、汚染拡大防止措置等を講じて、放射性廃棄物処理場に輸送され、保管廃棄施設に保管される。これらの固体廃棄物の発生量は、200ℓドラム缶換算で約11,000本である。

また、解体に付随して発生する固体廃棄物は、可燃性又は不燃性に分類して、放射性廃棄物処理場の処理能力の範囲内で、搬入量及びその頻度を定めて、放射性廃棄物処理場に輸送され、焼却処理又は圧縮処理される。これらの固体廃棄物は、処理後の減容された状態において、200ℓドラム缶換算で約300本である。

なお、放射性廃棄物処理場における固体廃棄物の保管能力は、原子炉施設等で通常運転時に発生する固体廃棄物を合わせても十分な保管能力を有している。また、上記の解体廃棄物のほかに、放射能レベルの極めて低い固体廃棄物として分類するコンクリートが約2,200トンである。これらは合理的な処理処分方法が検討されているところであるが、その方法が決定されるまでの間J PDRの施設内に一時保管する。

## 追補 2

変更に伴う撤去工事等について

## 変更に伴う撤去工事等について

### 1. 撤去工事の基本方針

今般行う撤去工事は、現在の J R R - 3 原子炉施設の改造によって不要となった施設と構築物等を撤去し、変更後の設備を設置する際に支障のないようにするためのものである。

撤去工事を実施する際の基本方針は、以下のとおりである。

#### (1) 撤去工事計画

撤去工事の手順及び方法については、撤去工事が効率的かつ短期間に行えるよう詳細に検討する中で一般安全対策は勿論のこと、放射性物質の放散防止対策及び被ばく防止対策を考慮する。

#### (2) 撤去工事の方法

撤去工事の方法については、極力既に実証済みの確立された工法を採用する。特に原子炉本体及び原子炉冷却系統施設（1次冷却設備）の撤去工法については、入念な工法の設計を行うとともに確証実験を行い信頼性及び安全性を確認する。

#### (3) 放射性廃棄物の処理処分

撤去工事により発生する放射性廃棄物については、その状態区分ごとに処理処分するとともに、極力その発生量の低減化に努める。

また、放射性固体廃棄物については、放射能レベルが極めて低いものと、それ以上のレベルのものに区分し、放射能レベルに対応した適切な保管廃棄を行う。

#### (4) 被ばく低減

撤去工事の全期間を通じ、一般公衆及び従事者等の被ばく線量を許容被ばく線量以下に抑える。

なお、被ばく線量の低減化にあたっては、合理的に達成できる限り低く保つべきであるという国際放射線防護委員会の勧告を尊重する。

#### (5) 撤去工事中の原子炉施設の維持管理

撤去工事中の J R R - 3 の各施設については、撤去工事の各過程に応じて要求される性能の基準に留意し、これを満足するように維持管理する。

また、原子力科学研究所原子炉施設保安規定に所要の変更を行い、撤去工事中の J R R - 3 の保安確保に万全を期す。

## 2. 撤去工事の手順及び方法

### (1) 撤去工事の手順

まず、制御棒駆動装置を含む計測制御系統施設を撤去し、引続いて燃料取扱キャスク（SFキャスク）、放射性同位元素取扱キャスク（RIキャスク）、分離マニプレータ類及びガータ等を撤去する。

更に、原子炉冷却系統施設、原子炉本体を撤去し、この後にその他の付属施設として制御室、燃料搬出及びホットケープ等の構築物を順次撤去する。

これらの撤去工事が全て終了した後、気体及び液体廃棄物の廃棄施設を撤去し、最後に撤去工事期間中も維持管理して使用してきたエリアモニタ及びダストモニタ等の放射線管理施設を撤去する。

なお、現有の電源設備は、本撤去工事とは別に改造に伴って更新されることとなるが、更新工事中は必要に応じて仮設置して、本撤去工事に所要の電力を供給できるようにする。

### (2) 撤去工事の方法

施設の撤去工法の技術的信頼性、安全性を確認するために、原子炉本体及び原子炉冷却系統施設について実機寸法のそれぞれ1/2及び1/1を模擬して製作した供試体を用い、確認試験を実施し安全に撤去工事ができる確認を得ている。

#### i) 原子炉本体の撤去

原子炉本体の撤去は、一括搬出工法により行う。撤去は主要な構造物である炉心タンク、反射体黒鉛、熱遮へいタンク及び上、下段遮へい体、回転遮へい体等を生体遮へい体内に内蔵したまま炉室躯体より切り取り、原子炉建屋の円筒壁に仮開口部を設け、実験利用棟1階に設置する大型廃棄物保管庫へ搬出する。

なお、工事に必要な各種撤去用機材及び補強材等については、工事期間中に遭遇する可能性のある地震力及びその他の衝撃力等を考慮し、建築基準法及び同施行令並びに日本建築学会鋼構造設計基準等の定めに従い、又は準拠して設計し、撤去工事が十分安全に行われ得るよう必要な安全対策を講じる。

#### ii) 原子炉冷却系統施設の撤去

原子炉冷却系統施設の撤去は、基本的には、撤去する設備の配管部をギロチンカッタ等により切断し、クレーン等により撤去する切断撤去の方法により行う。

なお、撤去工事に当っては、汚染拡大防止及び放射線被ばくを低減するために、あらかじめ系内を軽水で洗浄する方法によりトリチウムの除染を行い、炉心タンク下部の昇、降水管のフランジ部にはシール用樹脂を注入することにより、また、機器及び配管を切断等により開口する場合は、内面を乾燥させず極力湿った状態で作業する方法とする。

### iii) その他の施設の撤去

計測制御系統施設の制御棒の吸収体部、中性子検出部、水ガス計測制御設備及び破損燃料検出装置の検出部は、各々原子炉本体及び原子炉冷却系統施設と一括して撤去する。これ以外の計測制御系統施設、核燃料物質の取扱施設、放射性廃棄物の廃棄施設及び放射線管理施設等は、撤去工事の手順に従い通常使用されているハンドソー等の機器又は工具を用いて撤去する。

### (3) 撤去工事に係る全般的事項

上記(2)で述べた各施設の撤去の方法に加えて、必要に応じて作業現場には汚染防止囲いを設け、高性能フィルタ付き局所排気装置を設置するなどして、空気汚染の拡大防止に留意する。また、これらの撤去作業に従事する者は、内部被ばくの防護のため、予想される空気汚染レベルに応じて、防護マスク等の適切な呼吸保護具を着用する。

## 3. 放射性廃棄物の処理処分の方法

### (1) 気体廃棄物

気体廃棄物の排気は、従来どおり排気系フィルタでろ過したあと、スタックダストモニタにより放射性物質濃度を連続して監視しながら排気筒から排気する。ただし、汚染密度の高い配管等の撤去作業により発生する放射性塵埃については特に留意し、汚染防止囲いを設け、局所排気装置のフィルタによりろ過した後排気系に導入する。

### (2) 液体廃棄物

液体廃棄物は、従来どおり J R R - 3 の排水貯槽に一次貯留し、放射性物質濃度を測定して、その結果により放射性廃棄物処理施設へ運搬して処理するか、又は直接排水溝へ排水する。

### (3) 固体廃棄物

撤去工事に伴う固体廃棄物の区分別の推定量を第1表に、区分及び処置を第2表に示す。

放射性固体廃棄物量の推定は、原子炉本体を含む低レベル固体廃棄物（注1）と極低レベル固体廃棄物（注2）とに区別して行った。

放射性固体廃棄物の重量は、設計資料等に記載された機器、構造物の重量、図示寸法又は実測寸法により各々の材料の比重から計算して推定した。

i) 原子炉本体

撤去した原子炉本体は、内蔵する放射能の拡散を防ぐため開口部を密封するなどの措置を講じ、大型廃棄物保管庫に移し保管廃棄する。

ii) 低レベル固体廃棄物

低レベル固体廃棄物は、原則として細断し、本研究所の廃棄物容器として規格化した容器を使用して本研究所放射性廃棄物処理施設にある保管廃棄施設へ輸送し、保管廃棄する。

iii) 極低レベル固体廃棄物

極低レベル固体廃棄物は、放散防止構造を有する輸送容器等を使用して運搬し、本研究所放射性廃棄物処理施設に適切に保管廃棄する。

(注1) JRR-3の撤去工事で発生する放射性固体廃棄物のうち、原子炉本体と極低レベル固体廃棄物以外の放射性廃棄物は、容器（一部遮へい付きを含む）表面において200mR/h未滿となることから、これを低レベル固体廃棄物と称して区分する。

(注2) 極低レベル固体廃棄物とは、汚染又は放射化されているもの及びそのおそれのあるもので、放射能レベルが極めて低く、一定レベル以下のものをいう。



#### 4. 放射性廃棄物の管理

##### (1) 気体及び液体廃棄物

撤去工事に伴って発生する放射性気体廃棄物としては、放射性物質で汚染した配管等の切断やコンクリート床及び壁等の撤去で発生する塵埃と空気中へ移動した施設内の汚染トリチウムがある。また、液体廃棄物としては、使用済燃料貯槽水、原子炉冷却系統撤去前の系内洗浄水、管理区域内の工事で用いる水及び作業者が管理区域から退出する時の手洗い水などがある。

これらの廃棄物の管理のためには、その廃棄施設及び放射線管理施設を撤去工事の最終段階まで維持することとし、基本的には原子炉共用期間中と同様に管理する。

また、廃棄施設及び放射線管理施設を撤去する時は、必要に応じて仮設モニタ等を設けて管理する。

##### (2) 固体廃棄物の管理

管理区域で発生する固体廃棄物は、あらかじめ放射線量の評価及び汚染検査等を行い、廃棄物の区別に従って仕分けし、その区分に応じた管理を行う。

##### (3) 大型廃棄物保管庫における旧炉体の管理

大型固体廃棄物として保管廃棄される旧炉体は、大型廃棄物保管庫において次のように管理する。

イ. 保管期間は、改造炉の寿命期間とし、その後の措置については、改造炉の運転終了後の措置の中で一括検討し決定する。

ロ. 定期点検として3ヶ月に1回、旧炉体表面及び大形廃棄物保管庫内の表面汚染検査と目視点検を行う。

#### 5. 従事者等の出入り及び搬出物品の管理

撤去工事に伴う管理区域内作業者は、必要な教育訓練を行うとともに、出入り管理室において出入り管理の徹底を図る。

また、管理区域から搬出される全ての物品を汚染検査し、管理基準値以下であることを確認して、搬出物品名及び搬出先等を記録する。

#### 6. 撤去終了時の汚染検査

全ての撤去工事終了時に、管理区域であった建家内については汚染検査を行い、保安規定で定める基準値以下であることを確認する。

## 7. 周辺環境の放射線管理

### (1) 平常時

保安規定に基づき、周辺監視区域境界周辺における放射線量率、空气中及び水中の放射性物質の濃度を連続監視するとともに、放出放射性物質による周辺監視区域外の被ばく管理を評価する。

### (2) 異常時

放射性物質の放出を伴う異常時には、環境放射線測定車を出動して、敷地周辺の放射線測定を行うとともに環境試料の採取及び測定を行い、事故の影響範囲を推定する。

## 8. 被ばく線量評価

### (1) 一般公衆の被ばく線量評価

#### i) 平常時の被ばく線量評価

平常作業時に環境へ放出される放射性物質による一般公衆の被ばく線量の空气中放射性物質の吸入による内部被ばく及び放射性雲による外部被ばくについて評価すると、敷地周辺の一般公衆が受け得る最大全身被ばく線量は極めて小さく、無視できる。

#### ii) 事故時の被ばく線量評価

撤去作業中に多量の放射性物質を周辺環境へ放出する事故は、実際には起こり得ないと考えられる。しかし、撤去工事中に、万一、放射性物質を放出するような不測の事態が発生した時に、周辺へ及ぼす影響の程度を示すため、技術的に想定し得る最大の放射性物質を放出する事故として、原子炉冷却系統施設の配管切断時に使用する局所排気装置の高性能フィルタが破損した場合を想定して一般公衆に対する影響を評価すると、事故による一般公衆の敷地境界外における最大被ばく線量は、極めて小さく、無視できる。

### (2) 作業従事者の被ばく線量評価

撤去作業区域を、原子炉冷却系統施設、原子炉本体及びその他の付属施設等の3つに大別して、それぞれの区域の作業による従事者の全身被ばく線量を評価する。被ばく線量の算出にあたっては、従事者の外部放射線量率、空気汚染、計画している作業方法及び各作業に対する推定所要人員と所要時間等をもとに評価すると、個人被ばく線量は、従事者に係る許容被ばく線量を十分下まわる。

第1表 固体廃棄物の推定量及び区分別の発生推定量

区 分	内 容	推定量 (トン)	
金属(鋼)類	放射化機器(原子炉本体)	2,200	
	汚染機器 (低レベル)	原子炉冷却材(重水系、ヘリウムガス系、炭酸ガス系、熱遮へい軽水系)に接触するもの及び核燃料取扱施設等の機器、配管等	340
	汚染機器 (極低レベル)	上記以外で汚染のおそれのある冷却機器室、FFD室内の機器、配管等	200
コンクリート類	汚染コンクリート (極低レベル)	炉室補修工事に伴って撤去する床、壁等のコンクリート	* 2
その他	撤去に付随して発生する放射性廃棄物 * 1	使用済フィルター、使用済イオン交換樹脂及び可燃物、不燃物の防護機材等	110

\*1 低レベル固体廃棄物(金属)の0.34とした。

(大型BWR解体による附随発生物の推定量を引用)

\*2 極低レベルのコンクリートは設備機器を撤去した後でなければ推定量が明確でないこと及び床、壁等の掘削深さによってレベルが一定でないため、詳細な工事計画段階において具体化し、工事中において発生した量及びレベルに応じて適切な処理をする。

第2表 放射性固体廃棄物の区分及び処置

区 分	定 義	放射能レベル	処 置
極低レベル 固体廃棄物	汚染または放射化されているもの及び使用履歴等からみてそのおそれのあるものであって、放射能レベルが極めて低く一定レベル以下のもの	放射能濃度 $^3\text{H}$ を除く $\beta \cdot \gamma$ 核種 $\leq 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ $^3\text{H} \leq 2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$	輸送のための容器を用いて輸送し、放射性廃棄物処理施設又はJRR-3 保全区域内に適切に保管廃棄する。
低レベル 固体廃棄物	汚染または放射化されているものであって「極低レベル固体廃棄物」以外のもの	放射能濃度 $^3\text{H}$ を除く $\beta \cdot \gamma$ 核種 $> 10^{-4} \mu\text{Ci/g}$ $^3\text{H} > 2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$	廃棄物容器として規格化されている各容器に封入し、放射性廃棄物処理施設に輸送して処理及び保管廃棄する。
原子炉本体	—————	—————	生体遮へい体と一括して搬出し、大型廃棄物保管庫に保管廃棄する。

## 追補 3

J R R - 4 原子炉施設の改造工事に伴う放射性廃棄物の処理について

## J R R - 4 原子炉施設の改造工事に伴う放射性廃棄物の処理について

J R R - 4 原子炉施設の改造工事に伴い発生する放射性廃棄物については、J R R - 4 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設で処理する放射性気体廃棄物及び液体廃棄物の廃棄設備で処理する放射性液体廃棄物を除き、放射性廃棄物処理場に運搬され、以下のように処理又は保管廃棄される。

### 1. 放射性気体廃棄物の処理

放射性気体廃棄物は気体廃棄物の廃棄施設の通常排気設備のフィルタでろ過した後、排気ダストモニタにより放射性物質の濃度を連続監視しながら排気筒から放出する。ただし、既設の屋根の鉄骨等を撤去する作業により放射性塵埃が発生するおそれのある場合は、汚染防止囲い、局所排風装置及び仮設のフィルタを設け、ろ過する等の措置を講じた後、通常排気設備に導くよう留意する。

### 2. 放射性液体廃棄物の処理

放射性液体廃棄物は液体廃棄物の廃棄設備の廃液貯槽に一時貯留し、放射性物質の濃度を測定して、J R R - 4 原子炉施設の排水口において法令で定める濃度限度以下であるときは、一般排水溝へ放出する。濃度限度を超える場合は、放射性廃棄物処理場へ運搬し処理する。なお、原子炉プール水の大量排水に当たっては、J R R - 4 原子炉施設の排水口において濃度限度以下であることを確認の上、1次冷却設備の排水系から一般排水溝へ放出する。

### 3. 放射性固体廃棄物の処理

改造工事に伴い発生する放射性固体廃棄物には、大型機器（測定ブリッジ及びプラグ置場）、空調ダクト、照明設備、既設屋根、クレーン、中性子捕捉療法照射室の壁コンクリート、シャッター、プール壁の一部コンクリート、遮へいプラグ、反射体、制御棒の他に改造工事に付随して発生するフィルタ及び防護器材等の放射性固体廃棄物である。

改造工事に伴い発生する放射性固体廃棄物のうち放射化されていることが明らかな金属及びコンクリート並びに放射性物質の付着、浸透等による汚染があり、除染又は当該部分の分離が困難なものについては、原子力科学研究所の「放射線安全取扱手引」に定める放射性固体廃棄物の分類に従い、ドラム缶等の金属容器に収納するか、汚染拡大防止措置等を講じて、放射性廃棄物処理場へ運搬し、保管廃棄施設に保管する。また、改造工事に付随して発生する固体廃棄物は、可燃性又は不燃性に分類して、放射性廃棄物処理場へ運搬し、可燃性のは焼却処理し、不燃性のは圧縮処理する。

これらの放射性固体廃棄物の発生量は、2000ドラム缶換算で約1,000本である（なお、放射性廃棄物処理場における放射性固体廃棄物の保管能力は、この他の原子炉施設等の運転時に発生する放射性固体廃棄物を合わせても十分な保管能力を有している。）。

固体廃棄物の中には、放射化及び二次的な汚染がなく、一般廃棄物として扱える廃棄物が多量に含まれていると考えられるが、改造工事で発生する固体廃棄物のうち、

- ① 使用履歴及び設置状況等からみて、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染のないことが明らかなもの
- ② 使用履歴及び設置状況等からみて、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染が限定されて

いることが明らかで、当該汚染部分が分離されているもの

- ③ 遮へい体により十分遮へいがされていた等、原子炉施設の構造等からみて、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかなもの

これらについては、念のため表面汚染計による直接測定を行い、放射化又は二次的な汚染のないことが確認された場合には、「放射性廃棄物でない廃棄物」（この「放射性廃棄物でない廃棄物」としての取扱が可能な設備には、測定ブリッジ、プラグ置場、空調ダクト、照明設備、既設屋根、クレーン、シャッター等がある。）として扱う。



## 別添 5

添付書類十 変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

令和 2 年 8 月 21 日付け原規規発第 2008214 号をもって設置変更許可を受けた原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の記述のうち、下記内容の一部を変更する。

### 記

(共通編)

記載を次表 10-1 のとおり変更する。

変 更 前	変 更 後	備 考																																																								
<p style="text-align: center;">添 付 書 類 十</p> <p>変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書（共通編）</p> <p style="text-align: center;">共通編</p> <p>J R R - 2については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <table border="0"> <tr><td>J R R - 3</td><td>〃</td><td>3</td><td>〃</td></tr> <tr><td>J R R - 4</td><td>〃</td><td>4</td><td>〃</td></tr> <tr><td>F C A</td><td>〃</td><td>5</td><td>〃</td></tr> <tr><td>T C A</td><td>〃</td><td>6</td><td>〃</td></tr> <tr><td>N S R R</td><td>〃</td><td>9</td><td>〃</td></tr> <tr><td>S T A C Y</td><td>〃</td><td>10</td><td>〃</td></tr> <tr><td>T R A C Y</td><td>〃</td><td>10</td><td>〃</td></tr> </table> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 安全設計評価に関する基本方針 ……</p> <p>1.1 はしがき ……</p> <p>1.2 評価すべき範囲 ……</p> <p>1.3 評価すべき事象の選定 ……</p> <p>1.4 判断基準 ……</p> <p>1.5 評価対象施設 ……</p> <p>1.6 評価の基本的考え方 ……</p> <p>2. 被ばく線量の評価方法 ……</p> <p>3. 評価する事故の概要 ……</p> <p>3.1 第 2 廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故 ……</p> <p>3.1.1 固体廃棄物処理設備・Ⅱ（排風機の故障） ……</p> <p>3.1.2 固体廃棄物処理設備・Ⅱ（遮蔽扉の故障） ……</p> <p><u>3.1.3 蒸発処理装置・Ⅱ ……</u></p> <p><u>3.1.4 アスファルト固化装置 ……</u></p> <p>3.2 減容処理棟の処理設備で評価する事故 ……</p> <p>3.2.1 金属熔融設備 ……</p>	J R R - 3	〃	3	〃	J R R - 4	〃	4	〃	F C A	〃	5	〃	T C A	〃	6	〃	N S R R	〃	9	〃	S T A C Y	〃	10	〃	T R A C Y	〃	10	〃	<p style="text-align: center;">添 付 書 類 十</p> <p>変更後における試験研究用等原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される試験研究用等原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書（共通編）</p> <p style="text-align: center;">共通編</p> <p>J R R - 2については別冊 2 に記載のとおりである。</p> <table border="0"> <tr><td>J R R - 3</td><td>〃</td><td>3</td><td>〃</td></tr> <tr><td>J R R - 4</td><td>〃</td><td>4</td><td>〃</td></tr> <tr><td>F C A</td><td>〃</td><td>5</td><td>〃</td></tr> <tr><td>T C A</td><td>〃</td><td>6</td><td>〃</td></tr> <tr><td>N S R R</td><td>〃</td><td>9</td><td>〃</td></tr> <tr><td>S T A C Y</td><td>〃</td><td>10</td><td>〃</td></tr> <tr><td>T R A C Y</td><td>〃</td><td>10</td><td>〃</td></tr> </table> <p>(別冊 1、7 及び 8 は欠番)</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <p>1. 安全設計評価に関する基本方針 ……</p> <p>1.1 はしがき ……</p> <p>1.2 評価すべき範囲 ……</p> <p>1.3 評価すべき事象の選定 ……</p> <p>1.4 判断基準 ……</p> <p>1.5 評価対象施設 ……</p> <p>1.6 評価の基本的考え方 ……</p> <p>2. 被ばく線量の評価方法 ……</p> <p>3. 評価する事故の概要 ……</p> <p>3.1 第 2 廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故 ……</p> <p>3.1.1 固体廃棄物処理設備・Ⅱ（排風機の故障） ……</p> <p>3.1.2 固体廃棄物処理設備・Ⅱ（遮蔽扉の故障） ……</p> <p><u>(削る)</u></p> <p><u>(削る)</u></p> <p>3.2 減容処理棟の処理設備で評価する事故 ……</p> <p>3.2.1 金属熔融設備 ……</p>	J R R - 3	〃	3	〃	J R R - 4	〃	4	〃	F C A	〃	5	〃	T C A	〃	6	〃	N S R R	〃	9	〃	S T A C Y	〃	10	〃	T R A C Y	〃	10	〃	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除</p>
J R R - 3	〃	3	〃																																																							
J R R - 4	〃	4	〃																																																							
F C A	〃	5	〃																																																							
T C A	〃	6	〃																																																							
N S R R	〃	9	〃																																																							
S T A C Y	〃	10	〃																																																							
T R A C Y	〃	10	〃																																																							
J R R - 3	〃	3	〃																																																							
J R R - 4	〃	4	〃																																																							
F C A	〃	5	〃																																																							
T C A	〃	6	〃																																																							
N S R R	〃	9	〃																																																							
S T A C Y	〃	10	〃																																																							
T R A C Y	〃	10	〃																																																							

変更前	変更後	備考
<p>4. 結論</p> <p>5. 参考文献</p> <p>1. 安全設計評価に関する基本方針</p> <p>1.1 はしがき (省略)</p> <p>1.2 評価すべき範囲 (省略)</p> <p>1.3 評価すべき事象の選定 (省略)</p> <p>1.4 判断基準 (省略)</p> <p>1.5 評価対象施設 放射性廃棄物の廃棄施設は、放射性物質の閉じ込め機能等による放出低減を考慮して設計されているが、閉じ込め機能等による放出低減が損なわれると想定される事故について評価する。 評価に当たっては、放射性廃棄物の廃棄施設について、施設・設備の種類、想定される事故の起因事象を考慮して、以下の考え方から代表施設・設備を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の廃棄施設の区分に応じて、液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設から代表施設・設備を選定する。なお、添付書類八「方針10.」に記載したように、保管廃棄施設はMSに属する構築物、系統及び機器を有さないことから評価対象としない。</li> <li>代表施設・設備の選定に当たっては、放射性廃棄物の廃棄施設における廃棄物の処理内容（圧縮、加熱（焼却、熔融）、蒸発、固化）及び起因事象を考慮するとともに、取り扱う放射性物質の量が多い施設・設備を選定する。</li> <li>これら選定した代表施設・設備において、現実的に起こり得る事故を想定し、事故の程度及び影響を考慮する。</li> </ul>	<p><u>3.3 第3 廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故</u></p> <p><u>3.3.1 蒸発処理装置・I</u></p> <p><u>3.3.2 セメント固化装置</u></p> <p>4. 結論</p> <p>5. 参考文献</p> <p>1. 安全設計評価に関する基本方針</p> <p>1.1 はしがき (変更なし)</p> <p>1.2 評価すべき範囲 (変更なし)</p> <p>1.3 評価すべき事象の選定 (変更なし)</p> <p>1.4 判断基準 (変更なし)</p> <p>1.5 評価対象施設 放射性廃棄物の廃棄施設は、放射性物質の閉じ込め機能等による放出低減を考慮して設計されているが、閉じ込め機能等による放出低減が損なわれると想定される事故について評価する。 評価に当たっては、放射性廃棄物の廃棄施設について、施設・設備の種類、想定される事故の起因事象を考慮して、以下の考え方から代表施設・設備を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性廃棄物の廃棄施設の区分に応じて、液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設から代表施設・設備を選定する。なお、添付書類八「方針10.」に記載したように、保管廃棄施設はMSに属する構築物、系統及び機器を有さないことから評価対象としない。</li> <li>代表施設・設備の選定に当たっては、放射性廃棄物の廃棄施設における廃棄物の処理内容（圧縮、加熱（焼却、熔融）、蒸発、固化）及び起因事象を考慮するとともに、取り扱う放射性物質の量が多い施設・設備を選定する。</li> <li>これら選定した代表施設・設備において、現実的に起こり得る事故を想定し、事故の程度及び影響を考慮する。</li> </ul>	<p>蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の評価の追加</p>

変更前				変更後				備考	
放射性廃棄物の廃棄施設の名称		選定理由		放射性廃棄物の廃棄施設の名称		選定理由		備考  アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除  蒸発処理装置・I及びセメント固化装置の評価の追加  蒸発処理装置・I及びセメント固化装置の評価の追加	
施設名称	設備名称	(区分、処理内容、放射性物質の量)		施設名称	設備名称	(区分、処理内容、放射性物質の量)			
第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・II	固体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「圧縮」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。		第2廃棄物処理棟	固体廃棄物処理設備・II	固体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「圧縮」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。			
	蒸発処理装置・II	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「蒸発」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。			(削る)				
	アスファルト固化装置	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「固化」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。			(削る)				
減容処理棟	金属熔融設備	固体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「加熱(焼却、熔融)」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。		減容処理棟	金属熔融設備	固体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「加熱(焼却、熔融)」のうち、取り扱う放射性物質の量が多いことから選定した。			
第3廃棄物処理棟	蒸発処理装置・I	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「蒸発」であることから選定した。		第3廃棄物処理棟	蒸発処理装置・I	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「蒸発」であることから選定した。			
	セメント固化装置	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「固化」であることから選定した。			セメント固化装置	液体廃棄物の廃棄施設であって、処理内容が「固化」であることから選定した。			
1.6 評価の基本的考え方 (省略)				1.6 評価の基本的考え方 (変更なし)					
2. 被ばく線量の評価方法 (1) 事故に伴い環境中に放出される放射性物質による被ばく評価方法 放射性廃棄物の廃棄施設(第2廃棄物処理棟及び減容処理棟)において、評価対象とした事故により周辺環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量として、外部被ばくによる線量及び内部被ばくによる線量の計算は以下の計算式を用いて行う。				2. 被ばく線量の評価方法 (1) 事故に伴い環境中に放出される放射性物質による被ばく評価方法 放射性廃棄物の廃棄施設(第2廃棄物処理棟、減容処理棟及び第3廃棄物処理棟)において、評価対象とした事故により周辺環境に放出される放射性物質による公衆の被ばく線量として、外部被ばくによる線量及び内部被ばくによる線量の計算は以下の計算式を用いて行う。					
1) 外部被ばくに係る実効線量 放射性物質からのガンマ線による外部被ばくに係る実効線量は、(1)式により計算する。				1) 外部被ばくに係る実効線量 放射性物質からのガンマ線による外部被ばくに係る実効線量は、(1)式により計算する。					
$H_{\gamma} = \sum K_2 \cdot Q_{\gamma i} \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (1)$				$H_{\gamma} = \sum K_2 \cdot Q_{\gamma i} \cdot (D/Q) \dots\dots\dots (1)$					
ここで、 $H_{\gamma}$ : ガンマ線の外部被ばくに係る実効線量 [Sv] $K_2$ : 空気カーマから実効線量への換算係数 1.0 [Sv/Gy] $Q_{\gamma i}$ : 核種 i のガンマ線換算放出量 [MeV・Bq]				ここで、 $H_{\gamma}$ : ガンマ線の外部被ばくに係る実効線量 [Sv] $K_2$ : 空気カーマから実効線量への換算係数 1.0 [Sv/Gy] $Q_{\gamma i}$ : 核種 i のガンマ線換算放出量 [MeV・Bq]					
【放出量(Bq)×ガンマ線実効エネルギー[MeV]】 核種別のガンマ線実効エネルギーを第2-1表に示す。				【放出量(Bq)×ガンマ線実効エネルギー[MeV]】 核種別のガンマ線実効エネルギーを第2-1表に示す。					

変更前	変更後	備考																																																																					
<p>(D/Q) : 相対線量 [Gy/(MeV・Bq)] とする。</p> <p>2) 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量は、(2)式により計算する。</p> $H_I^T = \sum K_{Ii} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (2)$ <p>ここで、  <math>H_I^T</math> : 吸入摂取による成人の実効線量 [Sv]  <math>K_{Ii}</math> : 核種 i の吸入摂取による成人の実効線量係数[Sv/Bq]  核種別の吸入摂取による成人の実効線量係数を第 2-1 表に示す。  Ma : 呼吸率 1.2 [m<sup>3</sup>/h]  <math>Q_i</math> : 核種 i の大気中への放出量 [Bq]  (<math>\chi/Q</math>) : 相対濃度 [h/m<sup>3</sup>]  とする。</p> <p>ただし、H-3 の場合は皮膚浸透による摂取量の増加係数 (1.5) を考慮する。</p> <p>第 2-1 表 ガンマ線実効エネルギー及び吸入摂取による成人の実効線量係数<sup>1), 2), 3)</sup></p> <table border="1" data-bbox="219 976 1279 1472"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>ガンマ線実効エネルギー [MeV]</th> <th>実効線量係数*<sup>1</sup> <math>K_{Ii}</math> [Sv/Bq]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>H-3</td><td>—</td><td><math>4.5 \times 10^{-11}</math></td></tr> <tr><td>C-14</td><td>—</td><td><math>5.8 \times 10^{-10}</math></td></tr> <tr><td>Co-60</td><td><math>2.50 \times 10^0</math></td><td><math>3.1 \times 10^{-8}</math></td></tr> <tr><td>Sr-90(Y-90)*<sup>2</sup></td><td><math>1.69 \times 10^{-6}</math></td><td><math>1.6 \times 10^{-7}</math></td></tr> <tr><td>Ru-106(Rh-106)*<sup>2</sup></td><td><math>2.01 \times 10^{-1}</math></td><td><math>6.6 \times 10^{-8}</math></td></tr> <tr><td>Sb-125</td><td><math>4.30 \times 10^{-1}</math></td><td><math>4.8 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td>Cs-134</td><td><math>1.56 \times 10^0</math></td><td><math>6.6 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td>Cs-137(Ba-137m)*<sup>2</sup></td><td><math>5.97 \times 10^{-1}</math></td><td><math>4.6 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td><math>7.96 \times 10^{-4}</math></td><td><math>5.0 \times 10^{-5}</math></td></tr> <tr><td>Am-241</td><td><math>3.24 \times 10^{-2}</math></td><td><math>4.2 \times 10^{-5}</math></td></tr> </tbody> </table> <p>*1 : 空気力学的放射能中央径 (AMAD) : 1 <math>\mu</math> m 濃度限度の一番厳しい化学形  *2 : 子孫核種からのガンマ線を考慮した。</p> <p>3) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)  被ばく線量の計算に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) は、添付書類六「2. 気象」の「2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件」に記載された方法により計算する。このとき、想定事故時に周辺環境に放出される放射性物質による公衆の線量評価のための気象データとしては、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測値をもとに出現頻度からみてほとんど遭遇しない大気拡散状態を推定した。なお、計算に用いた放射性廃棄</p>	核種	ガンマ線実効エネルギー [MeV]	実効線量係数* <sup>1</sup> $K_{Ii}$ [Sv/Bq]	H-3	—	$4.5 \times 10^{-11}$	C-14	—	$5.8 \times 10^{-10}$	Co-60	$2.50 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$	Sr-90(Y-90)* <sup>2</sup>	$1.69 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-7}$	Ru-106(Rh-106)* <sup>2</sup>	$2.01 \times 10^{-1}$	$6.6 \times 10^{-8}$	Sb-125	$4.30 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-9}$	Cs-134	$1.56 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-9}$	Cs-137(Ba-137m)* <sup>2</sup>	$5.97 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-9}$	Pu-239	$7.96 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-5}$	Am-241	$3.24 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-5}$	<p>(D/Q) : 相対線量 [Gy/(MeV・Bq)] とする。</p> <p>2) 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量 吸入摂取による内部被ばくに係る実効線量は、(2)式により計算する。</p> $H_I^T = \sum K_{Ii} \cdot Ma \cdot Q_i \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (2)$ <p>ここで、  <math>H_I^T</math> : 吸入摂取による成人の実効線量 [Sv]  <math>K_{Ii}</math> : 核種 i の吸入摂取による成人の実効線量係数[Sv/Bq]  核種別の吸入摂取による成人の実効線量係数を第 2-1 表に示す。  Ma : 呼吸率 1.2 [m<sup>3</sup>/h]  <math>Q_i</math> : 核種 i の大気中への放出量 [Bq]  (<math>\chi/Q</math>) : 相対濃度 [h/m<sup>3</sup>]  とする。</p> <p>ただし、H-3 の場合は皮膚浸透による摂取量の増加係数 (1.5) を考慮する。</p> <p>第 2-1 表 ガンマ線実効エネルギー及び吸入摂取による成人の実効線量係数<sup>1), 2), 3)</sup></p> <table border="1" data-bbox="1436 976 2496 1514"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>ガンマ線実効エネルギー [MeV]</th> <th>実効線量係数*<sup>1</sup> <math>K_{Ii}</math> [Sv/Bq]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>H-3</td><td>—</td><td><math>4.5 \times 10^{-11}</math></td></tr> <tr><td>C-14</td><td>—</td><td><math>5.8 \times 10^{-10}</math></td></tr> <tr><td>Co-60</td><td><math>2.50 \times 10^0</math></td><td><math>3.1 \times 10^{-8}</math></td></tr> <tr><td>Sr-90(Y-90)*<sup>2</sup></td><td><math>1.69 \times 10^{-6}</math></td><td><math>1.6 \times 10^{-7}</math></td></tr> <tr><td>Ru-106(Rh-106)*<sup>2</sup></td><td><math>2.01 \times 10^{-1}</math></td><td><math>6.6 \times 10^{-8}</math></td></tr> <tr><td>Sb-125</td><td><math>4.30 \times 10^{-1}</math></td><td><math>4.8 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td>Cs-134</td><td><math>1.56 \times 10^0</math></td><td><math>6.6 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td>Cs-137(Ba-137m)*<sup>2</sup></td><td><math>5.97 \times 10^{-1}</math></td><td><math>4.6 \times 10^{-9}</math></td></tr> <tr><td><u>Eu-154</u></td><td><u><math>1.22 \times 10^0</math></u></td><td><u><math>5.3 \times 10^{-8}</math></u></td></tr> <tr><td>Pu-239</td><td><math>7.96 \times 10^{-4}</math></td><td><math>5.0 \times 10^{-5}</math></td></tr> <tr><td>Am-241</td><td><math>3.24 \times 10^{-2}</math></td><td><math>4.2 \times 10^{-5}</math></td></tr> </tbody> </table> <p>*1 : 空気力学的放射能中央径 (AMAD) : 1 <math>\mu</math> m 濃度限度の一番厳しい化学形  *2 : 子孫核種からのガンマ線を考慮した。</p> <p>3) 相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>)  被ばく線量の計算に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) は、添付書類六「2. 気象」の「2.5.4 想定事故時の被ばく評価に使用する気象条件」に記載された方法により計算する。このとき、想定事故時に周辺環境に放出される放射性物質による公衆の線量評価のための気象データとしては、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の風向、風速及び大気安定度の観測値をもとに出現頻度からみてほとんど遭遇しない大気拡散状態を推定した。なお、計算に用いた放射性廃棄</p>	核種	ガンマ線実効エネルギー [MeV]	実効線量係数* <sup>1</sup> $K_{Ii}$ [Sv/Bq]	H-3	—	$4.5 \times 10^{-11}$	C-14	—	$5.8 \times 10^{-10}$	Co-60	$2.50 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$	Sr-90(Y-90)* <sup>2</sup>	$1.69 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-7}$	Ru-106(Rh-106)* <sup>2</sup>	$2.01 \times 10^{-1}$	$6.6 \times 10^{-8}$	Sb-125	$4.30 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-9}$	Cs-134	$1.56 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-9}$	Cs-137(Ba-137m)* <sup>2</sup>	$5.97 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-9}$	<u>Eu-154</u>	<u><math>1.22 \times 10^0</math></u>	<u><math>5.3 \times 10^{-8}</math></u>	Pu-239	$7.96 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-5}$	Am-241	$3.24 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-5}$	<p>蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の評価の追加に伴う核種の追加</p>
核種	ガンマ線実効エネルギー [MeV]	実効線量係数* <sup>1</sup> $K_{Ii}$ [Sv/Bq]																																																																					
H-3	—	$4.5 \times 10^{-11}$																																																																					
C-14	—	$5.8 \times 10^{-10}$																																																																					
Co-60	$2.50 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$																																																																					
Sr-90(Y-90)* <sup>2</sup>	$1.69 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-7}$																																																																					
Ru-106(Rh-106)* <sup>2</sup>	$2.01 \times 10^{-1}$	$6.6 \times 10^{-8}$																																																																					
Sb-125	$4.30 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-9}$																																																																					
Cs-134	$1.56 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-9}$																																																																					
Cs-137(Ba-137m)* <sup>2</sup>	$5.97 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-9}$																																																																					
Pu-239	$7.96 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-5}$																																																																					
Am-241	$3.24 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-5}$																																																																					
核種	ガンマ線実効エネルギー [MeV]	実効線量係数* <sup>1</sup> $K_{Ii}$ [Sv/Bq]																																																																					
H-3	—	$4.5 \times 10^{-11}$																																																																					
C-14	—	$5.8 \times 10^{-10}$																																																																					
Co-60	$2.50 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$																																																																					
Sr-90(Y-90)* <sup>2</sup>	$1.69 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-7}$																																																																					
Ru-106(Rh-106)* <sup>2</sup>	$2.01 \times 10^{-1}$	$6.6 \times 10^{-8}$																																																																					
Sb-125	$4.30 \times 10^{-1}$	$4.8 \times 10^{-9}$																																																																					
Cs-134	$1.56 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-9}$																																																																					
Cs-137(Ba-137m)* <sup>2</sup>	$5.97 \times 10^{-1}$	$4.6 \times 10^{-9}$																																																																					
<u>Eu-154</u>	<u><math>1.22 \times 10^0</math></u>	<u><math>5.3 \times 10^{-8}</math></u>																																																																					
Pu-239	$7.96 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-5}$																																																																					
Am-241	$3.24 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-5}$																																																																					

変更前	変更後	備考																																																	
<p>物の廃棄施設の放出高さ、実効放出継続時間及び建家投影面積を第 2-2 表に示す。</p> <p>第 2-2 表 計算に用いた放出高さ、実効放出継続時間、建家投影面積</p> <table border="1" data-bbox="219 359 1282 730"> <thead> <tr> <th>建家の名称</th> <th>放出高さ [m]</th> <th>実効放出継続時間 [h]</th> <th>建家投影面積 [m<sup>2</sup>]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第 2 廃棄物処理棟</td> <td>0 (地上放出)</td> <td>1</td> <td>400</td> </tr> <tr> <td>減容処理棟</td> <td>0 (地上放出)</td> <td>1</td> <td>800</td> </tr> </tbody> </table> <p>計算の結果、最大となる方位、距離における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) の値を第 2-3 表に示す。</p> <p>第 2-3 表 計算結果 (相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>))</p> <table border="1" data-bbox="207 1079 1294 1524"> <thead> <tr> <th>建家の名称</th> <th>相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)</th> <th>相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) [h/m<sup>3</sup>] (方位、距離)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第 2 廃棄物処理棟</td> <td><math>2.5 \times 10^{-18}</math> (W S W、630m)</td> <td><math>5.2 \times 10^{-8}</math> (W S W、630m)</td> </tr> <tr> <td>減容処理棟</td> <td><math>1.6 \times 10^{-18}</math> (W S W、960m)</td> <td><math>2.6 \times 10^{-8}</math> (S W、840m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 事故に伴い環境中に放出される放射線による被ばく評価方法 第 2 廃棄物処理棟において、評価対象とした事故により周辺環境に放出される放射線による公衆の被ばく線量は、外部被ばくによる線量を使用実績のある最新の計算コード (遮蔽計算コード QAD-CGGP2R<sup>4)</sup>) を用いて計算する。</p>	建家の名称	放出高さ [m]	実効放出継続時間 [h]	建家投影面積 [m <sup>2</sup> ]	第 2 廃棄物処理棟	0 (地上放出)	1	400	減容処理棟	0 (地上放出)	1	800	建家の名称	相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [h/m <sup>3</sup> ] (方位、距離)	第 2 廃棄物処理棟	$2.5 \times 10^{-18}$ (W S W、630m)	$5.2 \times 10^{-8}$ (W S W、630m)	減容処理棟	$1.6 \times 10^{-18}$ (W S W、960m)	$2.6 \times 10^{-8}$ (S W、840m)	<p>物の廃棄施設の放出高さ、実効放出継続時間及び建家投影面積を第 2-2 表に示す。</p> <p>第 2-2 表 計算に用いた放出高さ、実効放出継続時間、建家投影面積</p> <table border="1" data-bbox="1436 359 2499 873"> <thead> <tr> <th>建家の名称</th> <th>放出高さ [m]</th> <th>実効放出継続時間 [h]</th> <th>建家投影面積 [m<sup>2</sup>]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第 2 廃棄物処理棟</td> <td>0 (地上放出)</td> <td>1</td> <td>400</td> </tr> <tr> <td>減容処理棟</td> <td>0 (地上放出)</td> <td>1</td> <td>800</td> </tr> <tr> <td>第 3 廃棄物処理棟</td> <td><u>0 (地上放出)</u></td> <td><u>1</u></td> <td><u>500</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>計算の結果、最大となる方位、距離における相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) の値を第 2-3 表に示す。</p> <p>第 2-3 表 計算結果 (相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (<math>\chi/Q</math>))</p> <table border="1" data-bbox="1424 1079 2510 1701"> <thead> <tr> <th>建家の名称</th> <th>相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)</th> <th>相対濃度 (<math>\chi/Q</math>) [h/m<sup>3</sup>] (方位、距離)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>第 2 廃棄物処理棟</td> <td><math>2.5 \times 10^{-18}</math> (W S W、630m)</td> <td><math>5.2 \times 10^{-8}</math> (W S W、630m)</td> </tr> <tr> <td>減容処理棟</td> <td><math>1.6 \times 10^{-18}</math> (W S W、960m)</td> <td><math>2.6 \times 10^{-8}</math> (S W、840m)</td> </tr> <tr> <td>第 3 廃棄物処理棟</td> <td><u><math>2.7 \times 10^{-18}</math></u> <u>(W S W、560m)</u></td> <td><u><math>6.2 \times 10^{-8}</math></u> <u>(W S W、560m)</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 事故に伴い環境中に放出される放射線による被ばく評価方法 第 2 廃棄物処理棟において、評価対象とした事故により周辺環境に放出される放射線による公衆の被ばく線量は、外部被ばくによる線量を使用実績のある最新の計算コード (遮蔽計算コード QAD-CGGP2R<sup>4)</sup>) を用いて計算する。</p>	建家の名称	放出高さ [m]	実効放出継続時間 [h]	建家投影面積 [m <sup>2</sup> ]	第 2 廃棄物処理棟	0 (地上放出)	1	400	減容処理棟	0 (地上放出)	1	800	第 3 廃棄物処理棟	<u>0 (地上放出)</u>	<u>1</u>	<u>500</u>	建家の名称	相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [h/m <sup>3</sup> ] (方位、距離)	第 2 廃棄物処理棟	$2.5 \times 10^{-18}$ (W S W、630m)	$5.2 \times 10^{-8}$ (W S W、630m)	減容処理棟	$1.6 \times 10^{-18}$ (W S W、960m)	$2.6 \times 10^{-8}$ (S W、840m)	第 3 廃棄物処理棟	<u><math>2.7 \times 10^{-18}</math></u> <u>(W S W、560m)</u>	<u><math>6.2 \times 10^{-8}</math></u> <u>(W S W、560m)</u>	<p>蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の評価の追加</p> <p>蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の評価の追加</p>
建家の名称	放出高さ [m]	実効放出継続時間 [h]	建家投影面積 [m <sup>2</sup> ]																																																
第 2 廃棄物処理棟	0 (地上放出)	1	400																																																
減容処理棟	0 (地上放出)	1	800																																																
建家の名称	相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [h/m <sup>3</sup> ] (方位、距離)																																																	
第 2 廃棄物処理棟	$2.5 \times 10^{-18}$ (W S W、630m)	$5.2 \times 10^{-8}$ (W S W、630m)																																																	
減容処理棟	$1.6 \times 10^{-18}$ (W S W、960m)	$2.6 \times 10^{-8}$ (S W、840m)																																																	
建家の名称	放出高さ [m]	実効放出継続時間 [h]	建家投影面積 [m <sup>2</sup> ]																																																
第 2 廃棄物処理棟	0 (地上放出)	1	400																																																
減容処理棟	0 (地上放出)	1	800																																																
第 3 廃棄物処理棟	<u>0 (地上放出)</u>	<u>1</u>	<u>500</u>																																																
建家の名称	相対線量 (D/Q) [Gy/(MeV·Bq)] (方位、距離)	相対濃度 ( $\chi/Q$ ) [h/m <sup>3</sup> ] (方位、距離)																																																	
第 2 廃棄物処理棟	$2.5 \times 10^{-18}$ (W S W、630m)	$5.2 \times 10^{-8}$ (W S W、630m)																																																	
減容処理棟	$1.6 \times 10^{-18}$ (W S W、960m)	$2.6 \times 10^{-8}$ (S W、840m)																																																	
第 3 廃棄物処理棟	<u><math>2.7 \times 10^{-18}</math></u> <u>(W S W、560m)</u>	<u><math>6.2 \times 10^{-8}</math></u> <u>(W S W、560m)</u>																																																	

変更前	変更後	備考
<p>3. 評価する事故の概要</p> <p>3.1 第2廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故</p> <p>3.1.1 固体廃棄物処理設備・II（排風機の故障） （省略）</p> <p>3.1.2 固体廃棄物処理設備・II（遮蔽扉の故障） （省略）</p> <p>3.1.3 蒸発処理装置・II</p> <p>(1) 原因及び説明</p> <p><u>この事故は、第2廃棄物処理棟の蒸発処理装置・IIにおいて、濃縮液貯槽が腐食し、濃縮廃液（最大貯留量の0.6m<sup>3</sup>）が全量セル内に漏えいした後、セル内に留まった濃縮廃液中の放射性物質が、セル内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3に分類をした建家排気系の機能は期待せずに、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</u></p> <p>(2) 防止対策</p> <p>① <u>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</u></p> <p>② <u>本装置の機器は、独立した区画内に設けるか、あるいは、周辺に堰を設け、万一、機器から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。</u></p> <p>③ <u>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</u></p> <p>(3) 公衆の被ばく線量評価</p> <p>1) 解析条件</p> <p>① <u>事故発生時において、濃縮液貯槽には、濃縮廃液が最大量の0.6m<sup>3</sup>貯留されているものとする。</u></p> <p>② <u>濃縮廃液中に含まれる放射性物質の種類は、平成18年度から平成22年度の5年間の濃縮廃液の測定結果に基づき、存在比及び被ばく評価上の影響度を考慮して、H-3、C-14、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134、Cs-137及び全アルファ（評価上はPu-239）とする。</u></p> <p>③ <u>濃縮廃液0.6m<sup>3</sup>に含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。</u></p> <p><u>C-14、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134及びCs-137については、濃縮廃液の固化処理を行うアスファルト固化装置の操作の条件で規制されているベータ・ガンマ放射性物質の水中濃度（<math>3.7 \times 10^6 \text{Bq/cm}^3</math>）及び上記5年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比で放射性物質の量を求めた。その結果、C-14は<math>6.5 \times 10^{11} \text{Bq}</math>、Co-60は<math>2.2 \times 10^9 \text{Bq}</math>、Sr-90は<math>4.6 \times 10^{11} \text{Bq}</math>、Ru-106は<math>2.9 \times 10^9 \text{Bq}</math>、Sb-125は<math>2.6 \times 10^9 \text{Bq}</math>、Cs-134は<math>2.6 \times 10^{11} \text{Bq}</math>、Cs-137は<math>8.5 \times 10^{11} \text{Bq}</math>となる。</u></p> <p><u>H-3については、処理の上限値となる放射性物質の濃度と濃縮廃液の量から、<math>2.3 \times 10^{11} \text{Bq}</math>とした。Pu-239については、濃縮廃液の固化処理を行うアスファルト固化装置の許可申請書で制限されているベータ・ガンマ放射性物質の水中濃度（<math>3.7 \times 10^6 \text{Bq/cm}^3</math>）の10分の1の量である<math>2.3 \times 10^{11} \text{Bq}</math>とする。</u></p> <p>④ <u>漏えいした濃縮廃液は高温状態にあるとし、H-3及びC-14は各<math>4.2 \times 10^{-3}</math>、</u></p>	<p>3. 評価する事故の概要</p> <p>3.1 第2廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故</p> <p>3.1.1 固体廃棄物処理設備・II（排風機の故障） （変更なし）</p> <p>3.1.2 固体廃棄物処理設備・II（遮蔽扉の故障） （変更なし）</p> <p><u>（削る）</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除</p>

変更前	変更後	備考
<p><u>Ru-106、Sb-125、Cs-134 及び Cs-137 は各 <math>4.2 \times 10^{-4}</math>、Co-60、Sr-90 及び Pu-239 は <math>10^{-5}</math> の割合でセル内の雰囲気に移行するものとする<sup>7)</sup>。</u></p> <p><u>⑤ セル内の雰囲気に移行した放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134、Cs-137 及び Pu-239 については、建家による放出低減係数として 0.1 を考慮する<sup>6)</sup>。H-3 及び C-14 については、建家による低減効果を考慮しない。</u></p> <p><u>2) 放出量の評価方法</u>  <u>この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。</u></p> $Q_i = A_i \cdot T_{Ai} \cdot D_i$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u><math>Q_i</math> : 放射性物質 i の建家外への放出量 [Bq]</u>  <u><math>A_i</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の量 [Bq]</u>  <u><math>T_{Ai}</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の空气中へ移行する割合 [—]</u>  <u><math>D_i</math> : 建家による放出低減係数 [—]</u>  <u>とする。</u></p> <p><u>3) 放出量の評価結果</u>  <u>以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、H-3 は <math>9.7 \times 10^8</math>Bq、C-14 は <math>2.7 \times 10^9</math>Bq、Co-60 は <math>2.2 \times 10^3</math>Bq、Sr-90 は <math>4.6 \times 10^5</math>Bq、Ru-106 は <math>1.2 \times 10^5</math>Bq、Sb-125 は <math>1.1 \times 10^5</math>Bq、Cs-134 は <math>1.1 \times 10^7</math>Bq、Cs-137 は <math>3.6 \times 10^7</math>Bq、Pu-239 は <math>2.3 \times 10^5</math>Bq となる。</u></p> <p><u>4) 被ばく線量の評価方法</u>  <u>建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。</u>  <u>被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</u></p> <p><u>5) 被ばく線量の評価結果</u>  <u>この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>9.6 \times 10^{-8}</math>mSv、内部被ばくによる実効線量は <math>8.4 \times 10^{-4}</math>mSv となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>8.4 \times 10^{-4}</math>mSv となる。</u></p> <p><u>3.1.4 アスファルト固化装置</u>  <u>(1) 原因及び説明</u>  <u>この事故は、第2廃棄物処理棟のアスファルト固化装置において、ドラム缶に排出した濃縮廃液とアスファルトの混練物（以下「アスファルト混練物」という。）から火災が発生し、放射性物質が室内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3 に分類をした建家排気系の機能は期待せずに、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</u>  <u>(2) 防止対策</u>  <u>① アスファルト固化装置の加熱に使用する熱媒の温度を、アスファルトの引火点より低い温度を上限として制御する。</u></p>	<p><u>(削る)</u></p>	<p>アスファルト固化装置等の使用停止に伴う評価の削除</p>



変更前	変更後	備考
<p>② <u>加熱は鉱油を熱媒とし、加熱熱媒を循環する間接加熱方法を採用する。</u></p> <p>③ <u>アスファルト混和蒸発機内に温度計を設置し、アスファルト混練物の温度が設定値に達した場合に熱媒を強制冷却する熱媒冷却器を設置する。</u></p> <p>④ <u>アスファルト混練物が一定温度以下に冷却されるまで温度を監視するため、アスファルト混練物を排出するドラム缶内に温度計を設置する。</u></p> <p>⑤ <u>ドラム詰室内にはドラム缶内の温度が設定値に達した場合に、ドラム缶を強制冷却するための水噴霧消火設備を設置する。</u></p> <p>(3) <u>公衆の被ばく線量評価</u></p> <p>1) <u>解析条件</u></p> <p>① <u>火災を想定する 2000ドラム缶の本数は、充填作業時にドラム詰室に装備できる最大本数の 2 本とする。また、アスファルト混練物は全量ドラム缶に充填されているものとする。</u></p> <p>② <u>アスファルト混練物に含まれる放射性物質の種類は、混練対象の濃縮廃液の平成 18 年度から平成 22 年度の 5 年間の測定結果に基づき、C-14、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134、Cs-137 及び全アルファ（評価上は Pu-239）を選定した。なお、H-3 は熱せられたアスファルトとの混練で復水系に移行するため、アスファルト混練物中の存在は考慮しない。</u></p> <p>③ <u>アスファルト混練物に含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。</u>  <u>Co-60、Ru-106、Sb-125、Cs-134 及び Cs-137 については、QAD-CGGP2R を用いて、2000ドラム缶表面（安全側に 50mm 厚のコンクリートが内張されたドラム缶とする。）における線量当量率が最大の 2mSv/h となる放射性物質の量を計算した。このときの放射性物質の存在比は上記 5 年間の濃縮廃液の測定結果から求めた値とした。その結果、ドラム缶 2 本に Co-60 は <math>9.8 \times 10^6 \text{Bq}</math>、Ru-106 は <math>1.3 \times 10^7 \text{Bq}</math>、Sb-125 は <math>1.2 \times 10^7 \text{Bq}</math>、Cs-134 は <math>1.2 \times 10^9 \text{Bq}</math>、Cs-137 は <math>4.0 \times 10^9 \text{Bq}</math> となる。また、C-14 及び Sr-90 については、上記で求めた Cs-137 の量に、Cs-137 に対する C-14 及び Sr-90 の上記 5 年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じることにより計算した。その結果、C-14 は <math>3.0 \times 10^9 \text{Bq}</math>、Sr-90 は <math>2.2 \times 10^9 \text{Bq}</math> となる。さらに Pu-239 については、C-14、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134 及び Cs-137（ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質）の合計の 10 分の 1 の量である <math>1.0 \times 10^9 \text{Bq}</math> とした。</u></p> <p>④ <u>アスファルト混練物に存在する放射性物質のうち、燃焼に伴って C-14 は 1、Co-60 及び Ru-106 は各 0.3、Sr-90 及び Pu-239 は各 0.1、Sb-125 は 0.2、Cs-134 及び Cs-137 は 0.5 の割合で室内の雰囲気に移行するものとする<sup>8)</sup>。</u></p> <p>⑤ <u>室内の雰囲気に移行した放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Ru-106、Sb-125、Cs-134、Cs-137 及び Pu-239 については、建家による放出低減係数として 0.1 を考慮する<sup>6)</sup>。C-14 については、建家による低減効果を考慮しない。</u></p> <p>2) <u>放出量の評価方法</u>  <u>この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。</u>  <math display="block">Q_i = A_i \cdot T_{Ai} \cdot D_i</math> <u>ここで、</u></p>		

変更前	変更後	備考
<p><math>Q_i</math> : 放射性物質 i の建家外への放出量 [Bq]  <math>A_i</math> : アスファルト混練物に含まれる放射性物質 i の量 [Bq]  <math>T_{Ai}</math> : アスファルト混練物に含まれる放射性物質 i の空气中へ移行する割合 [—]  <math>D_i</math> : 建家による放出低減係数 [—]  とする。</p> <p>3) 放出量の評価結果  以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、C-14 は <math>3.0 \times 10^9</math>Bq、Co-60 は <math>2.9 \times 10^5</math>Bq、Sr-90 は <math>2.2 \times 10^7</math>Bq、Ru-106 は <math>3.9 \times 10^5</math>Bq、Sb-125 は <math>2.4 \times 10^5</math>Bq、Cs-134 は <math>6.0 \times 10^7</math>Bq、Cs-137 は <math>2.0 \times 10^8</math>Bq、Pu-239 は <math>1.0 \times 10^7</math>Bq となる。</p> <p>4) 被ばく線量の評価方法  建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。  被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</p> <p>5) 被ばく線量の評価結果  この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>5.3 \times 10^{-7}</math>mSv、内部被ばくによる実効線量は <math>3.2 \times 10^{-2}</math>mSv となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>3.2 \times 10^{-2}</math>mSv となる。</p> <p>3.2 減容処理棟の処理設備で評価する事故  3.2.1 金属溶融設備  (1) 原因及び説明  この事故では、減容処理棟の金属溶融設備の溶融炉において、大量の液体を含んだ廃棄物が投入され、急激に蒸発することにより炉内で異常な圧力上昇が発生し、かつ、圧力逃し機構が正常に作動しないことによる溶融炉の炉蓋の著しい破損を想定する。これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、溶融炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した炉蓋を介して室内の雰囲気中に漏れ出し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3 に分類をした建家排気系の機能は期待せず、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</p> <p>(2) 防止対策  ① 溶融炉内での異常な負圧低下（異常な圧力上昇）を防ぐため、前処理工程において廃棄物から特殊な物質を取り除いている。  ② 溶融炉内で異常な負圧低下（異常な圧力上昇）が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給が停止される。  ③ 溶融炉内で異常に圧力が上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、排気は高性能フィルタ等を通した後、減容処理棟排気筒において、排気中の放射性物質の濃度を監視しながら排出する。</p> <p>(3) 公衆の被ばく線量評価  1) 解析条件</p>	<p>3.2 減容処理棟の処理設備で評価する事故  3.2.1 金属溶融設備  (1) 原因及び説明  この事故では、減容処理棟の金属溶融設備の溶融炉において、大量の液体を含んだ廃棄物が投入され、急激に蒸発することにより炉内で異常な圧力上昇が発生し、かつ、圧力逃し機構が正常に作動しないことによる溶融炉の炉蓋の著しい破損を想定する。これにより放射性物質の閉じ込め機能が損なわれ、溶融炉内の放射性物質を含む排ガスが、破損した炉蓋を介して室内の雰囲気中に漏れ出し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3 に分類をした建家排気系の機能は期待せず、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</p> <p>(2) 防止対策  ① 溶融炉内での異常な負圧低下（異常な圧力上昇）を防ぐため、前処理工程において廃棄物から特殊な物質を取り除いている。  ② 溶融炉内で異常な負圧低下（異常な圧力上昇）が生じた場合は、加熱及び廃棄物の供給が停止される。  ③ 溶融炉内で異常に圧力が上昇した場合は、圧力逃し機構が動作し、排気は高性能フィルタ等を通した後、減容処理棟排気筒において、排気中の放射性物質の濃度を監視しながら排出する。</p> <p>(3) 公衆の被ばく線量評価  1) 解析条件</p>	

変更前	変更後	備考
<p>① 金属溶融設備の溶融炉で、2000ドラム缶換算で20本分の廃棄物を処理しているものとし、事故発生時においては、溶融炉内に2000ドラム缶20本分に含まれる放射性物質が存在するものとする。</p> <p>② 溶融処理に伴い気相へ移行した2000ドラム缶20本分の放射性物質を含む排ガスが、安全側に、排気除塵装置に移行せず全量溶融炉内に留まっているとする。</p> <p>③ 2000ドラム缶に含まれる放射性物質の種類は、原子炉施設から発生する放射性廃棄物に含まれる放射性物質のうち、存在比及び被ばく評価上の影響度を考慮して、H-3、Co-60、Sr-90、Ru-106、Cs-137及びPu-239とする。</p> <p>④ 2000ドラム缶1本あたりに含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。 Co-60、Ru-106及びCs-137については、QAD-CGGP2Rを用いて、容器表面における線量当量率が処理可能な最大値である2mSv/hとなる放射性物質の量を計算した。このときの放射性物質の存在比は安全側にCo-60、Ru-106及びCs-137ともに同じ存在比で含まれているとした。その結果から、2000ドラム缶1本あたりに含まれるCo-60、Ru-106及びCs-137はそれぞれ<math>8.0 \times 10^8</math>Bqとした。Sr-90についてはCs-137と同じ量である<math>8.0 \times 10^8</math>Bqとした。さらにPu-239については、H-3、Co-60、Sr-90、Ru-106及びCs-137（ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質）の合計の10分の1の量である<math>3.2 \times 10^8</math>Bqとした。また、H-3については、2000ドラム缶への収納限度である<math>1.0 \times 10^7</math>Bqとした。</p> <p>⑤ 溶融炉内に存在する放射性物質が排ガスへ移行する割合は、H-3は1、Ru-106及びCs-137は各0.6<sup>2)</sup>、Co-60及びSr-90は各0.02<sup>2)</sup>、Pu-239は0.001<sup>10)</sup>とする。</p> <p>⑥ 室内の雰囲気中に漏えいした放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Ru-106、Cs-137、Pu-239については、建家による放出低減係数として0.1を考慮する<sup>6)</sup>。H-3については、建家による低減効果を考慮しない。</p> <p>2) 放出量の評価方法 この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。 <math display="block">Q_i = A_i \cdot T_{Gi} \cdot D_i</math> ここで、 Q<sub>i</sub> : 放射性物質iの建家外への放出量 [Bq] A<sub>i</sub> : 設備内の放射性物質iの量 [Bq] T<sub>Gi</sub> : 設備内の放射性物質iの排ガスへ移行する割合 [—] D<sub>i</sub> : 建家による放出低減係数 [—] とする。</p> <p>3) 放出量の評価結果 以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、H-3は<math>2.0 \times 10^8</math>Bq、Co-60は<math>3.2 \times 10^7</math>Bq、Sr-90は<math>3.2 \times 10^7</math>Bq、Ru-106は<math>9.6 \times 10^8</math>Bq、Cs-137は<math>9.6 \times 10^8</math>Bq、Pu-239は<math>6.4 \times 10^5</math>Bqとなる。</p> <p>4) 被ばく線量の評価方法 建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、</p>	<p>① 金属溶融設備の溶融炉で、2000ドラム缶換算で20本分の廃棄物を処理しているものとし、事故発生時においては、溶融炉内に2000ドラム缶20本分に含まれる放射性物質が存在するものとする。</p> <p>② 溶融処理に伴い気相へ移行した2000ドラム缶20本分の放射性物質を含む排ガスが、安全側に、排気除塵装置に移行せず全量溶融炉内に留まっているとする。</p> <p>③ 2000ドラム缶に含まれる放射性物質の種類は、原子炉施設から発生する放射性廃棄物に含まれる放射性物質のうち、存在比及び被ばく評価上の影響度を考慮して、H-3、Co-60、Sr-90、Ru-106、Cs-137及びPu-239とする。</p> <p>④ 2000ドラム缶1本あたりに含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。 Co-60、Ru-106及びCs-137については、QAD-CGGP2Rを用いて、容器表面における線量当量率が処理可能な最大値である2mSv/hとなる放射性物質の量を計算した。このときの放射性物質の存在比は安全側にCo-60、Ru-106及びCs-137ともに同じ存在比で含まれているとした。その結果から、2000ドラム缶1本あたりに含まれるCo-60、Ru-106及びCs-137はそれぞれ<math>8.0 \times 10^8</math>Bqとした。Sr-90についてはCs-137と同じ量である<math>8.0 \times 10^8</math>Bqとした。さらにPu-239については、H-3、Co-60、Sr-90、Ru-106及びCs-137（ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質）の合計の10分の1の量である<math>3.2 \times 10^8</math>Bqとした。また、H-3については、2000ドラム缶への収納限度である<math>1.0 \times 10^7</math>Bqとした。</p> <p>⑤ 溶融炉内に存在する放射性物質が排ガスへ移行する割合は、H-3は1、Ru-106及びCs-137は各0.6<sup>2)</sup>、Co-60及びSr-90は各0.02<sup>2)</sup>、Pu-239は0.001<sup>9)</sup>とする。</p> <p>⑥ 室内の雰囲気中に漏えいした放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Ru-106、Cs-137、Pu-239については、建家による放出低減係数として0.1を考慮する<sup>6)</sup>。H-3については、建家による低減効果を考慮しない。</p> <p>2) 放出量の評価方法 この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。 <math display="block">Q_i = A_i \cdot T_{Gi} \cdot D_i</math> ここで、 Q<sub>i</sub> : 放射性物質iの建家外への放出量 [Bq] A<sub>i</sub> : 設備内の放射性物質iの量 [Bq] T<sub>Gi</sub> : 設備内の放射性物質iの排ガスへ移行する割合 [—] D<sub>i</sub> : 建家による放出低減係数 [—] とする。</p> <p>3) 放出量の評価結果 以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、H-3は<math>2.0 \times 10^8</math>Bq、Co-60は<math>3.2 \times 10^7</math>Bq、Sr-90は<math>3.2 \times 10^7</math>Bq、Ru-106は<math>9.6 \times 10^8</math>Bq、Cs-137は<math>9.6 \times 10^8</math>Bq、Pu-239は<math>6.4 \times 10^5</math>Bqとなる。</p> <p>4) 被ばく線量の評価方法 建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、</p>	<p>文献番号の繰上げ</p>

変更前	変更後	備考
<p>放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。</p> <p>被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</p> <p>5) 被ばく線量の評価結果</p> <p>この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>1.4 \times 10^{-6}</math>mSv、内部被ばくによる実効線量は <math>3.5 \times 10^{-3}</math>mSv となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>3.5 \times 10^{-3}</math>mSv となる。</p>	<p>放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。</p> <p>被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</p> <p>5) 被ばく線量の評価結果</p> <p>この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>1.4 \times 10^{-6}</math>mSv、内部被ばくによる実効線量は <math>3.5 \times 10^{-3}</math>mSv となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>3.5 \times 10^{-3}</math>mSv となる。</p> <p><u>3.3 第3廃棄物処理棟の処理設備で評価する事故</u></p> <p><u>3.3.1 蒸発処理装置・I</u></p> <p>(1) 原因及び説明</p> <p><u>この事故は、第3廃棄物処理棟の蒸発処理装置・Iにおいて、濃縮液貯槽が腐食し、濃縮廃液（最大貯留量の3.5m<sup>3</sup>）が全量堰内に漏えいした後、堰内に留まった濃縮廃液中の放射性物質が、室内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3に分類をした建家排気系の機能は期待せずに、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</u></p> <p>(2) 防止対策</p> <p>① <u>本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</u></p> <p>② <u>本装置の機器は、周辺に堰を設け、万一、機器から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。</u></p> <p>③ <u>本装置には、水位、温度、圧力等を計測及び監視する設備を設ける。</u></p> <p>(3) 公衆の被ばく線量評価</p> <p>1) 解析条件</p> <p>① <u>事故発生時において、濃縮液貯槽には、濃縮廃液が最大量の3.5m<sup>3</sup>貯留されているものとする。</u></p> <p>② <u>濃縮廃液中に含まれる放射性物質の種類は、平成18年度から平成22年度の5年間の濃縮廃液の測定結果に基づき、存在比及び被ばく評価上の影響度を考慮して、H-3、C-14、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-154及び全アルファ（評価上はPu-239）とする。</u></p> <p>③ <u>濃縮廃液3.5m<sup>3</sup>に含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。</u></p> <p><u>Co-60、Cs-134、Cs-137及びEu-154については、セメント固化体（2000ドラム缶1本当たりの濃縮廃液120ℓ）の表面線量当量率が2mSv/hとなるように、QAD-CGGP2Rを用いて、放射性物質の量を計算した。また、その存在比は、上記5年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比とした。その結果、Co-60は <math>4.9 \times 10^9</math>Bq、Cs-134は <math>1.9 \times 10^{10}</math>Bq、Cs-137は <math>1.7 \times 10^{11}</math>Bq、Eu-154は <math>3.0 \times 10^9</math>Bqとなる。C-14及びSr-90については、上記Cs-137の量に、Cs-137に対するC-14及びSr-90の上記5年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じて求めた。その結果、C-14は <math>8.4 \times 10^{10}</math>Bq、Sr-90は <math>1.4 \times 10^{10}</math>Bqとなる。H-3については、処理対象廃液の上限值となる放射性物質の濃度と濃縮廃液の量から、 <math>1.3 \times 10^{10}</math>Bqとした。Pu-239については、H-3、C-14、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137及びEu-154（ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質）の合計の10分の1</u></p>	<p>蒸発処理装置・I及びセメント固化装置の評価の追加</p>

変更前	変更後	備考
	<p><u>の量である <math>3.1 \times 10^{10}</math>Bq とした。</u></p> <p>④ <u>漏えいした濃縮廃液は高温状態にあるとし、H-3 及び C-14 は各 <math>4.2 \times 10^{-3}</math>、Cs-134 及び Cs-137 は各 <math>4.2 \times 10^{-4}</math>、Co-60、Sr-90、Eu-154 及び Pu-239 は <math>1.0 \times 10^{-5}</math> の割合で室内の雰囲気に移行するものとする<sup>9)</sup>。</u></p> <p>⑤ <u>室内の雰囲気に移行した放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-154 及び Pu-239 については、建家による放出低減係数として 0.1 を考慮する<sup>6)</sup>。H-3 及び C-14 については、建家による低減効果を考慮しない。</u></p> <p>2) <u>放出量の評価方法</u>  <u>この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。</u></p> $Q_i = A_i \cdot T_{Ai} \cdot D_i$ <p><u>ここで、</u></p> <p><u><math>Q_i</math> : 放射性物質 i の建家外への放出量 [Bq]</u></p> <p><u><math>A_i</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の量 [Bq]</u></p> <p><u><math>T_{Ai}</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の空気中へ移行する割合 [—]</u></p> <p><u><math>D_i</math> : 建家による放出低減係数 [—]</u></p> <p><u>とする。</u></p> <p>3) <u>放出量の評価結果</u>  <u>以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、H-3 は <math>5.5 \times 10^7</math>Bq、C-14 は <math>3.5 \times 10^8</math>Bq、Co-60 は <math>4.9 \times 10^3</math>Bq、Sr-90 は <math>1.4 \times 10^4</math>Bq、Cs-134 は <math>8.0 \times 10^5</math>Bq、Cs-137 は <math>7.1 \times 10^6</math>Bq、Eu-154 は <math>3.0 \times 10^3</math>Bq、Pu-239 は <math>3.1 \times 10^4</math>Bq となる。</u></p> <p>4) <u>被ばく線量の評価方法</u>  <u>建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。</u>  <u>被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</u></p> <p>5) <u>被ばく線量の評価結果</u>  <u>この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>1.6 \times 10^{-8}</math>mSv、内部被ばくによる実効線量は <math>1.4 \times 10^{-4}</math>mSv となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>1.4 \times 10^{-4}</math>mSv となる。</u></p> <p>3.3.2 セメント固化装置</p> <p>(1) <u>原因及び説明</u>  <u>この事故は、第3廃棄物処理棟のセメント固化装置において、計量槽が腐食し、濃縮廃液（最大貯留量の <math>1.0\text{m}^3</math>）が全量堰内に漏えいした後、堰内に留まった濃縮廃液中の放射性物質が、室内の雰囲気に移行し、建家から放出される場合を想定する。この場合、MS-3 に分類をした建家排気系の機能は期待せずに、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。</u></p> <p>(2) <u>防止対策</u></p>	

変更前	変更後	備考
	<p>① 本装置の使用材料は、耐食性を十分に考慮したものを使用する。</p> <p>② 本装置の機器は、周辺に堰を設け、万一、機器から放射性廃液が漏えいしても、管理区域外へ放射性廃液が漏えいすることを防止する。</p> <p>③ 本装置には、水位を計測及び監視する設備を設ける。</p> <p>(3) 公衆の被ばく線量評価</p> <p>1) 解析条件</p> <p>① 事故発生時において、計量槽には、濃縮廃液が最大量の 1.0m<sup>3</sup> 貯留されているものとする。</p> <p>② 濃縮廃液中に含まれる放射性物質の種類は、平成 18 年度から平成 22 年度の 5 年間の濃縮廃液の測定結果に基づき、存在比及び被ばく評価上の影響度を考慮して、H-3、C-14、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-154 及び全アルファ（評価上は Pu-239）とする。</p> <p>③ 濃縮廃液 1.0m<sup>3</sup>に含まれる放射性物質の量は、次のとおり求めた。</p> <p>Co-60、Cs-134、Cs-137 及び Eu-154 については、セメント固化体（2000ドラム缶 1 本当たりの濃縮廃液 120ℓ）の表面線量当量率が 2mSv/h となるように、QAD-CGGP2R を用いて、放射性物質の量を計算した。また、その存在比は、上記 5 年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比とした。その結果、Co-60 は <math>1.4 \times 10^9</math>Bq、Cs-134 は <math>5.4 \times 10^9</math>Bq、Cs-137 は <math>4.8 \times 10^{10}</math>Bq、Eu-154 は <math>8.5 \times 10^8</math>Bq となる。C-14 及び Sr-90 については、上記 Cs-137 の量に、Cs-137 に対する C-14 及び Sr-90 の上記 5 年間の濃縮廃液の測定結果から求めた存在比を乗じて求めた。その結果、C-14 は <math>2.4 \times 10^{10}</math>Bq、Sr-90 は <math>4.0 \times 10^9</math>Bq となる。H-3 については、処理対象廃液の上限値となる放射性物質の濃度と濃縮廃液の量から、<math>3.7 \times 10^9</math>Bq とした。Pu-239 については、H-3、C-14、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137 及び Eu-154（ベータ線・ガンマ線を放出する放射性物質）の合計の 10 分の 1 の量である <math>8.7 \times 10^9</math>Bq とした。</p> <p>④ 漏えいした濃縮廃液から、H-3 及び C-14 は各 <math>4.2 \times 10^{-5}</math>、Cs-134 及び Cs-137 は各 <math>4.2 \times 10^{-6}</math>、Co-60、Sr-90、Eu-154 及び Pu-239 は <math>1.0 \times 10^{-7}</math> の割合で室内の雰囲気に移行するものとする<sup>9)</sup>。</p> <p>⑤ 室内の雰囲気に移行した放射性物質は、排気系の排気除塵装置を介さずに地上放出されるものとする。このとき、Co-60、Sr-90、Cs-134、Cs-137、Eu-154 及び Pu-239 については、建家による放出低減係数として 0.1 を考慮する<sup>6)</sup>。H-3 及び C-14 については、建家による低減効果を考慮しない。</p> <p>2) 放出量の評価方法</p> <p>この事故による放射性物質の放出量は、次式により表される。</p> $Q_i = A_i \cdot T_{Ai} \cdot D_i$ <p>ここで、</p> <p><math>Q_i</math> : 放射性物質 i の建家外への放出量 [Bq]</p> <p><math>A_i</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の量 [Bq]</p> <p><math>T_{Ai}</math> : 漏えいした濃縮廃液に含まれる放射性物質 i の空気中へ移行する割合 [—]</p> <p><math>D_i</math> : 建家による放出低減係数 [—]</p>	

変更前	変更後	備考
<p>4. 結論</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設において想定される事故について評価した結果、事故が生じた場合の敷地境界外の公衆の実効線量が最大でもアスファルト固化装置での火災による <math>3.2 \times 10^{-2} \text{mSv}</math> であり、水炉審査指針において、事故が発生した場合に、敷地境界外の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないとされる判断基準 (5mSv) に比べて十分に小さいことから、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>よって、放射性廃棄物処理場の各施設の貯蔵機能 (閉じ込め、遮蔽) の喪失に対する防止対策及び影響緩和対策は妥当である。</p> <p>5. 参考文献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) ICRP から出版されている CD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public. (Version One, 1999) )</li> <li>2) 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当量評価について (一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会了承)</li> <li>3) ICRP Publication 38, Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions, Vol.11-13, 1983.</li> <li>4) Y. Sakamoto, S. Tanaka, QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M90-110 (1990)</li> <li>5) 和達嘉樹他「低中レベルプルトニウム汚染固体廃棄物の圧縮処理法」JAERI-M5274 (1973) 日本原子力研究所</li> <li>6) E.M.Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969) IAEA</li> </ol>	<p>とする。</p> <p>3) 放出量の評価結果</p> <p>以上の条件により求めた、この事故において建家外に放出される放射性物質の量は、H-3 は <math>1.6 \times 10^5 \text{Bq}</math>、C-14 は <math>1.0 \times 10^6 \text{Bq}</math>、Co-60 は <math>1.4 \times 10^1 \text{Bq}</math>、Sr-90 は <math>4.0 \times 10^1 \text{Bq}</math>、Cs-134 は <math>2.3 \times 10^3 \text{Bq}</math>、Cs-137 は <math>2.0 \times 10^4 \text{Bq}</math>、Eu-154 は <math>8.5 \times 10^0 \text{Bq}</math>、Pu-239 は <math>8.7 \times 10^1 \text{Bq}</math> となる。</p> <p>4) 被ばく線量の評価方法</p> <p>建家外に放出される放射性物質による敷地境界外の公衆の被ばく線量として、放射性物質からの外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量を計算する。</p> <p>被ばく線量の評価方法は、「2. 被ばく線量の評価方法」に示す。</p> <p>5) 被ばく線量の評価結果</p> <p>この事故による放射性物質からの外部被ばくによる実効線量は <math>4.3 \times 10^{-11} \text{mSv}</math>、内部被ばくによる実効線量は <math>3.9 \times 10^{-7} \text{mSv}</math> となる。よって、敷地境界外の公衆の被ばく線量は、合計で <math>3.9 \times 10^{-7} \text{mSv}</math> となる。</p> <p>4. 結論</p> <p>放射性廃棄物の廃棄施設において想定される事故について評価した結果、事故が生じた場合の敷地境界外の公衆の実効線量が最大でも固体廃棄物処理設備・II での排風機の故障による <math>4.8 \times 10^{-3} \text{mSv}</math> であり、水炉審査指針において、事故が発生した場合に、敷地境界外の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないとされる判断基準 (5mSv) に比べて十分に小さいことから、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>よって、放射性廃棄物処理場の各施設の貯蔵機能 (閉じ込め、遮蔽) の喪失に対する防止対策及び影響緩和対策は妥当である。</p> <p>5. 参考文献</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1) ICRP から出版されている CD-ROM (The ICRP Database of Dose Coefficients : Workers and Members of the Public. (Version One, 1999) )</li> <li>2) 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当量評価について (一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日 原子力安全委員会了承)</li> <li>3) ICRP Publication 38, Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions, Vol.11-13, 1983.</li> <li>4) Y. Sakamoto, S. Tanaka, QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP, JAERI-M90-110 (1990)</li> <li>5) 和達嘉樹他「低中レベルプルトニウム汚染固体廃棄物の圧縮処理法」JAERI-M5274 (1973) 日本原子力研究所</li> <li>6) E.M.Flew et al「Assessment of the Potential Release of Radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning.」Handling of Radiation Accidents (1969) IAEA</li> </ol>	<p>最大事象の見直し</p>

変更前	変更後	備考
<p>7) 高田茂他「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes, 32, 260-269 (1983)</p> <p>8) 須藤俊幸他「放射性物質の放出量並びに作業員及び公衆の被ばく線量の評価—アスファルト固化処理施設火災爆発事故原因究明・再発防止に関する報告」PNC TN8410 98-048 (1998) 動力炉・核燃料開発事業団東海事業所</p> <p>9) 天川正士他「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括熔融処理技術」電力中央研究所報告 (1998)</p> <p>10) O. Cahuzac et al 「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」 EUR-16198 (1995)</p>	<p>(削る)</p> <p>(削る)</p> <p>7) 天川正士他「プラズマ加熱を用いた低レベル放射性雑固体廃棄物の一括熔融処理技術」電力中央研究所報告 (1998)</p> <p>8) O. Cahuzac et al 「Technical contribution to the definition of incinerator and cement plant acceptance criteria for waste to be incinerated in France and Spain」 EUR-16198 (1995)</p> <p>9) 高田茂他「放射性物質の種々の取扱条件での飛散率の概算法」Radioisotopes, 32, 260-269 (1983)</p>	<p>アスファルト固化装置等の評価の削除に伴う引用文献の削除</p> <p>項番の繰上げ</p> <p>項番の繰上げ</p> <p>蒸発処理装置・I 及びセメント固化装置の評価の追加に伴う引用文献の追加</p>



## 別添 6

### 添付書類十一 変更後における試験研究用等原子炉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説明書

#### 1. 保安活動における品質管理に必要な体制

##### 1.1. 原子力科学研究所

原子力科学研究所の原子炉施設における保安管理組織を第 11.1 図に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設における保安活動は、「本文九 試験研究用等原子炉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」を踏まえ、原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、研究炉加速器技術部が J R R - 3、J R R - 4 及び N S R R の、バックエンド技術部が放射性廃棄物処理場及び J R R - 2 の、臨界ホット試験技術部が S T A C Y、T R A C Y、T C A 及び F C A の、工務技術部が各原子炉等の受変電設備、非常用電源設備、気体廃棄設備、液体廃棄設備及び空気圧縮設備（ただし、J R R - 4、S T A C Y 及び T R A C Y 並びに放射性廃棄物処理場の一部の設備を除く。）の、放射線管理部が各原子炉等に係る放射線管理施設の、保安管理部が各原子炉等に係る通信連絡設備のうち共用設備の管理を担当しており、それらに係る設計及び工事、運転及び保守（ただし、通信連絡設備のうち共用設備については保守のみとする。）についても各担当部において実施する。また、原子炉施設に関する保安活動、品質マネジメント活動等の統括に関する業務は、保安管理部が担当する。

これら保安管理組織に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び継続的な改善を行う。

#### 2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動

##### 2.1. 原子力科学研究所

###### (1) 品質マネジメント活動の確立と実施

原子力科学研究所では、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、「本文九 試験研究用等原子炉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」に整合するように策定した保安規定の品質マネジメント計画及び「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

###### (2) 品質マネジメント体制及び役割分担

原子力科学研究所では、保安規定に基づく保安管理組織に従い、理事長をトップマ

ネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動を総理し、内部監査を実施するとともに、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動の品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。また、その実施状況及び改善の必要性について理事長へ報告するとともに、業務に従事する要員に対して安全文化を育成及び維持すること、関係法令を遵守すること及び原子力の安全を確保することの認識を高めることを確実にする。

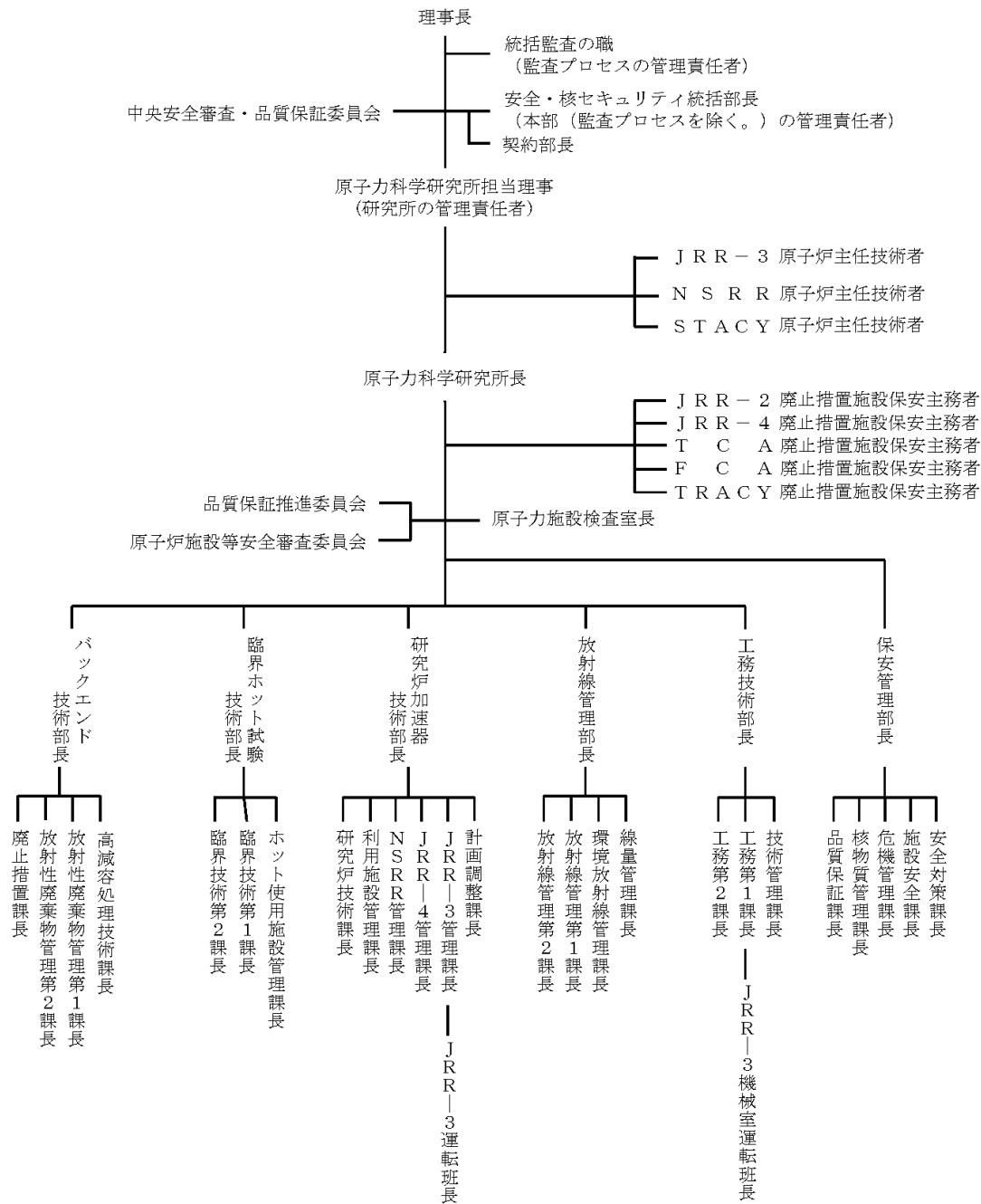
中央安全審査・品質保証委員会は、設計及び工事等の根拠となる原子炉の設置許可並びにその変更に関する事項を審議する。

所長は、原子力科学研究所における原子炉施設の設計及び工事等に係る品質マネジメント活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の設計及び工事等に係る安全性等に関する事項を審議する。

部長及び課長は、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。

原子炉等規制法に基づき事業者が行う使用前事業者検査及び定期事業者検査は、中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保するため、検査プロセスを管理する責任者の下に検査体制を整備し、適切な段階で実施する。



第11.1図 原子力科学研究所原子炉施設保安管理組織図 (令和3年11月29日現在)