

廃室発第158号

平成28年2月12日

原子力規制委員会 殿

住 所 東京都千代田区神田美土代町1番地1

申請者名 日本原子力発電株式会社

代表者氏名 取締役社長 村松

敦賀発電所1号炉廃止措置計画認可申請書

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43条の3の33第2項の規定に基づき、下記のとおり敦賀発電所1号炉の廃止措置計画の認可の申請をいたします。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 日本原子力発電株式会社

住 所 東京都千代田区神田美土代町1番地1

代表者の氏名 取締役社長 村松 衛

二 廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 敦賀発電所

所 在 地 福井県敦賀市明神町1番地

三 廃止措置の対象となる発電用原子炉の名称

名 称 敦賀発電所 1号原子炉

四 廃止措置対象施設及びその敷地

1 廃止措置対象施設の範囲及びその敷地

敦賀発電所の廃止措置対象施設の範囲は、原子炉設置許可を受けた1号炉原子炉及びその附属施設である。ただし、2号炉との共用施設（雑固体焼却設備等を除く。）、放射性物質による汚染のない地下建屋、地下構造物及び建屋基礎を除く。廃止措置対象施設を表4-1に示す。

敦賀発電所の敷地付近地図を図4-1、廃止措置対象施設の配置図を図4-2に示す。2号炉は発電用原子炉として、現在も供用中である。なお、1号原子炉施設の中心から北側約520 mの当発電所敷地内に、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構バックエンド研究開発部門原子炉廃止措置研究開発センター新型転換炉原型炉施設（以下「ふげん」という。）がある。

2 廃止措置対象施設の概要

1号原子炉施設は、濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（沸騰水型）原子炉であり、熱出力は約1,070 MW、電気出力は約357 MWである。

3 廃止措置対象施設の運転履歴

1号原子炉施設は、昭和41年4月22日に原子炉設置許可を受け、昭和44年10月3日に初臨界に到達した。第33回定期検査を実施するため平成23年1月26日に原子炉を停止するまで、約41年間の運転実績を有している。原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯を表4-2に示す。

原子炉内に装荷されていた燃料体は、平成23年2月6日に原子炉からの取出しを完了した。

なお、昭和56年3月8日に放射性廃液が一般排水路を通過して浦底湾に漏えいする事故が発生した。放射性廃液漏えい事故概要を表4-3に示し、

関連する図として、一般排水路の平面図及び放射能濃度測定結果を図4-3、廃棄物処理建物内の汚染範囲を図4-4、廃棄物処理建物の平面図を図4-5に示す。

4 廃止措置対象施設の状況

(1) 核燃料物質の状況

1号原子炉施設の新燃料は、1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中である。使用済燃料は、1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備又は2号炉原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵設備（1号及び2号炉共用）に貯蔵中である。

核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量を表4-4に示す。

(2) 運転中に発生した放射性廃棄物の状況

施設から環境に放出する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、それらの性状に応じ、敦賀発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に従い管理放出している。

また、放射性固体廃棄物は、廃棄物の種類ごとに1号原子炉施設内の各貯蔵タンク、固体廃棄物貯蔵庫又はサイトバンカに貯蔵又は保管中である。放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管状況を表4-5に示す。

(3) 廃止措置対象施設の汚染状況

1号原子炉施設は、約41年間の運転により、設備及び建屋の一部が放射化汚染及び二次的な汚染によって汚染されている。

原子炉からの中性子により、原子炉容器及び原子炉容器を取り囲む放射線遮蔽体を含む領域には、放射化した汚染がある。

廃止措置対象施設の汚染は、原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、新廃棄物処理建物、サイトバンカ建物、焼却炉建物、サービス建

物，排気筒（排気筒トンネルを含む。），復水貯蔵タンク，一般排水路の一部等の内部に限られている。

原子炉施設の管理区域全体図を図 4－6，主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を図 4－7 に示す。

表 4 - 1 廃止措置対象施設 (1 / 4)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称	
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物	
	燃料体	燃料集合体	
	原子炉容器	原子炉容器	
	生体しゃへい体		原子炉容器外側の壁
			ドライウェル外周の壁
			原子炉建物外壁
核燃料物質の取扱 施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設 備	燃料取扱装置 (1 号炉原子炉建物内)	
		原子炉建物クレーン (1 号炉原子炉建物内)	
		キャスク除染設備 (1 号炉原子炉建物内)	
	核燃料物質貯蔵設 備	新燃料貯蔵設備	
		使用済燃料貯蔵設備 (1 号炉原子炉建物内)	
		使用済燃料貯蔵設備 (2 号炉原子炉建物内 : 1 号炉使用済燃料貯蔵ラック)	

表 4 - 1 廃止措置対象施設 (2 / 4)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	冷却材再循環系
		原子炉冷却材浄化系
		主蒸気系
		バイパス系
		給水系
		タービン
		復水器
		復水ポンプ
		復水脱塩装置
		給水加熱器
	非常用冷却設備	非常用復水器
		炉心スプレイ系
		高圧注水系
計測制御系統施設	計装	核計装
		プロセス計装
	制御回路	安全保護回路
		連動回路
	制御設備	制御材
		制御材駆動設備
	非常用制御設備	液体毒物注入系

表 4 - 1 廃止措置対象施設 (3 / 4)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称
計測制御系統施設	その他の主要な事項	制御棒価値ミニマイザ
		再循環流量制御
		初圧調整装置
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	排ガス再結合器
		排ガスコンデンサ
		活性炭式希ガスホールドアップ装置
		隔離できる弁
		排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン系
		床ドレン系 ^{※1, 2}
		再生廃液系
		シャワードレン系 ^{※1}
	固体廃棄物の廃棄設備	フィルタスラッジ貯蔵タンク
		使用済樹脂貯蔵タンク
		復水脱塩装置使用済樹脂受タンク
		濃縮廃液貯蔵タンク
		クラッドスラリ貯蔵タンク
		アスファルト固化装置
		雑固体焼却設備
		サイトバンカ

※ 1 2 号炉との共用設備を除く。

※ 2 汚染部にコンクリートを充填して封鎖した一般排水路を含む。

表 4 - 1 廃止措置対象施設 (4 / 4)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視装置
		放射線管理設備
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ
		排水のサンプリング・モニタ設備
		風向, 風速計 ^{※1}
	原子炉格納施設	構造
主要な附属設備		格納容器内ガス濃度制御系
		ドライウエル内ガス冷却装置
		格納容器冷却系
		原子炉建物 ^{※3}
		原子炉建物通常用換気系
		非常用ガス処理系
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	電源設備
	その他主要な事項	タービン衛帯蒸気発生器

※ 1 2号炉との共用設備を除く。

※ 3 放射性物質による汚染のない地下建屋, 地下構造物及び建屋基礎を除く。

表 4 - 2 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (1 / 3)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 41 年 4 月 22 日	41 原第 1455 号	昭和 40 年 10 月 11 日申請
昭和 42 年 2 月 27 日	42 原第 687 号	主要ノズル等の変更
昭和 44 年 2 月 10 日	44 原第 418 号	非常用炉心冷却設備等の多重化(高圧注水系等), ポイズン・カーテン等の変更
昭和 44 年 9 月 19 日	44 原第 4683 号	安全保護回路の作動条件の変更
昭和 44 年 9 月 19 日	44 原第 4957 号	非常用ガス処理系フィルタよう素除去効率の変更
昭和 45 年 9 月 26 日	45 原第 6158 号	出力増加
昭和 46 年 1 月 19 日	45 原第 7587 号	フィルタスラッジ貯蔵タンクの増設
昭和 46 年 2 月 25 日	46 原第 481 号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 46 年 4 月 15 日	46 原第 2112 号	希ガスホールドアップ装置の設置
昭和 46 年 5 月 13 日	46 原第 3396 号	ポイズン・カーテンの個数及び取出時期の変更
昭和 49 年 8 月 27 日	49 原第 7133 号	放射性廃棄物貯蔵設備及び処理設備の新增設
昭和 49 年 11 月 1 日	49 原第 9302 号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 50 年 9 月 17 日	50 原第 6661 号	8 × 8 燃料の採用
昭和 51 年 1 月 27 日	50 原第 9166 号	固体廃棄物貯蔵庫の設置

表 4 - 2 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (2 / 3)

許可年月日	許可番号	備考
昭和 51 年 8 月 16 日	51 安 (原規) 第 2 号	タービン衛帯蒸気発生器の設置
昭和 52 年 5 月 31 日	52 安 (原規) 第 81 号	炉心の熱特性評価方法等の変更
昭和 53 年 3 月 8 日	52 安 (原規) 第 375 号	使用済燃料貯蔵架台の増設等
昭和 53 年 9 月 9 日	53 安 (原規) 第 256 号	固体廃棄物貯蔵庫の増設, 可燃性ガス濃度制御系の設置
昭和 56 年 2 月 3 日	55 資庁第 14963 号	1 号炉に係る使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 56 年 11 月 10 日	56 資庁第 11194 号	液体廃棄物の処理施設の変更
昭和 58 年 7 月 19 日	57 資庁第 17866 号	新型 8 × 8 燃料の採用, 固体廃棄物貯蔵庫の増設 (1 , 2 号炉)
昭和 60 年 3 月 1 日	59 資庁第 12821 号	ウラン-プルトニウム混合二酸化物燃料の採用
昭和 63 年 7 月 11 日	62 資庁第 10384 号	起動領域モニタの採用, 新型制御棒の採用, 気体廃棄物処理系におけるタンク減衰方式の廃止
平成 3 年 8 月 8 日	2 資庁第 13003 号	取替燃料の濃縮度の変更, 使用済燃料の処分の方法の変更

表 4 - 2 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯 (3 / 3)

許可年月日	許可番号	備考
平成 4 年 5 月 26 日	3 資庁第 10218 号	2 号炉原子炉建屋内の燃料取扱設備及び貯蔵設備の一部の 1 号及び 2 号炉共用化
平成 6 年 8 月 23 日	5 資庁第 8137 号	洗濯廃液処理系及びシャワードレン処理系の 1 号及び 2 号炉共用化, 液体廃棄物の排水口変更, 使用済樹脂貯蔵タンクの増設及び復水脱塩装置使用済樹脂受タンクの新設
平成 8 年 1 月 31 日	7 資庁第 7567 号	放射性廃棄物廃棄施設内の一部設備の撤去
平成 10 年 6 月 8 日	平成 09・08・01 資第 10 号	使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強, 雑固体減容処理設備の設置 (1 , 2 号炉)
平成 12 年 10 月 31 日	平成 11・02・12 資第 21 号	9 × 9 燃料の採用, 新型制御棒の採用
平成 13 年 6 月 22 日	平成 13・02・21 原第 2 号	使用済燃料の処分の方法の変更

表 4 - 3 放射性廃液漏えい事故概要 (1 / 2)

項目	内容
事故の発見	<p>昭和 56 年 4 月 16 日敦賀発電所 1 号炉放水口対岸付近に自生するホンダワラから最近の測定値と比較して約 10 倍の C o - 60 等が検出された。調査の結果，取水口付近の一般排水路出口に堆積していた土砂から C o - 60 及び M n - 54 が検出された。</p>
事故原因	<p>昭和 56 年 3 月 8 日廃棄物処理建物内でフィルタスラッジ貯蔵タンクからオーバーフローした放射性廃液が，フィルタスラッジ貯蔵タンク室にある壁を貫通する埋込管路を通じて，隣にある洗濯廃液ろ過装置室に至り，その一部が洗濯廃液ろ過装置室のコンクリート床にある隙間を通過して，地下にあった一般排水路に漏えいし，浦底湾に流出していた。</p> <p>事故当時の一般排水路の平面図及び放射能濃度測定結果を図 4 - 3，廃棄物処理建物内の汚染範囲を図 4 - 4 に示す。</p>
オーバーフローに対する応急対策	<p>廃棄物処理建物内はフィルタスラッジ貯蔵タンクから放射性廃液がオーバーフローしたため，汚染拡大防止措置及びオーバーフローした廃液を処理する応急措置を実施し，床面等の除染を行った。</p>
恒久対策 1 建屋関係	<p>既設の洗濯廃液ろ過装置室を撤去し，廃棄物処理建物横に新たに洗濯廃液ろ過装置室を設置した。</p> <p>廃棄物処理建物の平面図を図 4 - 5 に示す。</p> <p>また，既設洗濯廃液ろ過装置室解体に併せ，地下部分の大規模な掘削を実施し，放射性廃液漏えいの影響範囲を確認した。</p> <p>影響範囲を確認するに当たり，敷地内の表土の放射能濃度測定</p>

表 4 - 3 放射性廃液漏えい事故概要 (2 / 2)

項目	内容
恒久対策 1 建屋関係 (続き)	<p>を実施したところ, 全般的に C o - 60 で 0 ~ 約 1 Bq / g (0 ~ 30 pCi / g) であった。</p> <p>既設洗濯廃液ろ過装置室解体後, 床下の土砂及びコンクリートを GM 管式オートサンプルチェンジャにて測定し, その放射能濃度が敷地内の表土の放射能レベル 0 ~ 約 1 Bq / g (0 ~ 30 pCi / g) と比較して有意な差がなくなる範囲まで回収し, ドラム缶に詰めて, 固体廃棄物貯蔵庫に保管するとともに, 露出した岩盤, コンクリート等に汚染がないことを確認した上で新しい土砂で埋め戻しを行った。</p> <p>解体後は, 管理区域としての設定を解除している。</p>
恒久対策 2 一般排水路	<p>一般排水路は, 発電所構内を南北に走る一般排水路 (MH - 1 ~ 排水口), 東西に走る一般排水路 (No. 1 ~ MH - 2) 及びこれに属するマンホールに堆積している土砂の回収及び清掃を行った。</p> <p>回収土砂については, ドラム缶に詰めて, 固体廃棄物貯蔵庫に保管している。また, 既設洗濯廃液ろ過装置室下の一般排水路は撤去し, No. 7 マンホールに至る一般排水路はコンクリートを充填し, 封鎖した。その他の一般排水路は継続使用している。撤去した一般排水路の配管は切断し, 固体廃棄物貯蔵庫に保管した。</p>

表 4 - 4 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

貯蔵場所	種別	体数※
1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備 (使用済燃料プール)	使用済燃料	314体
	新燃料	36体
2号炉原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵設備 (使用済燃料ピット)	使用済燃料	442体

※ 廃止措置計画認可申請時点の体数を示す。

表 4 - 5 放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管状況

廃棄物の種類	廃棄物の保管場所	貯蔵又は保管量 ^{※1}
濃縮廃液	濃縮廃液貯蔵タンク	—
使用済樹脂	使用済樹脂貯蔵タンク	332 m ³
フィルタスラッジ	フィルタスラッジ貯蔵タンク	500 m ³
クラッドスラリ	クラッドスラリ貯蔵タンク	14 m ³
ドラム缶 均質固化体	固体廃棄物貯蔵庫	2,224 本
ドラム缶 充填固化体		1,848 本
ドラム缶 雑固体		17,523 本
その他 雑固体		33,069 本 ^{※2}
使用済制御棒	サイトバンカ	131 本 ^{※3}
チャンネル・ボックス		1,179 体
ポイズン・カーテン		140 枚
燃料支持金具		13 個
その他		49 m ³
使用済制御棒		42 本 ^{※3}
燃料支持金具	使用済燃料プール	8 個
ドライチューブ		3 本

※1 平成 27 年 3 月末時点の保管数量である。

※2 200 L ドラム缶相当での保管数量である。

※3 これらの他に、最終炉心分の制御棒が 73 本存在する。

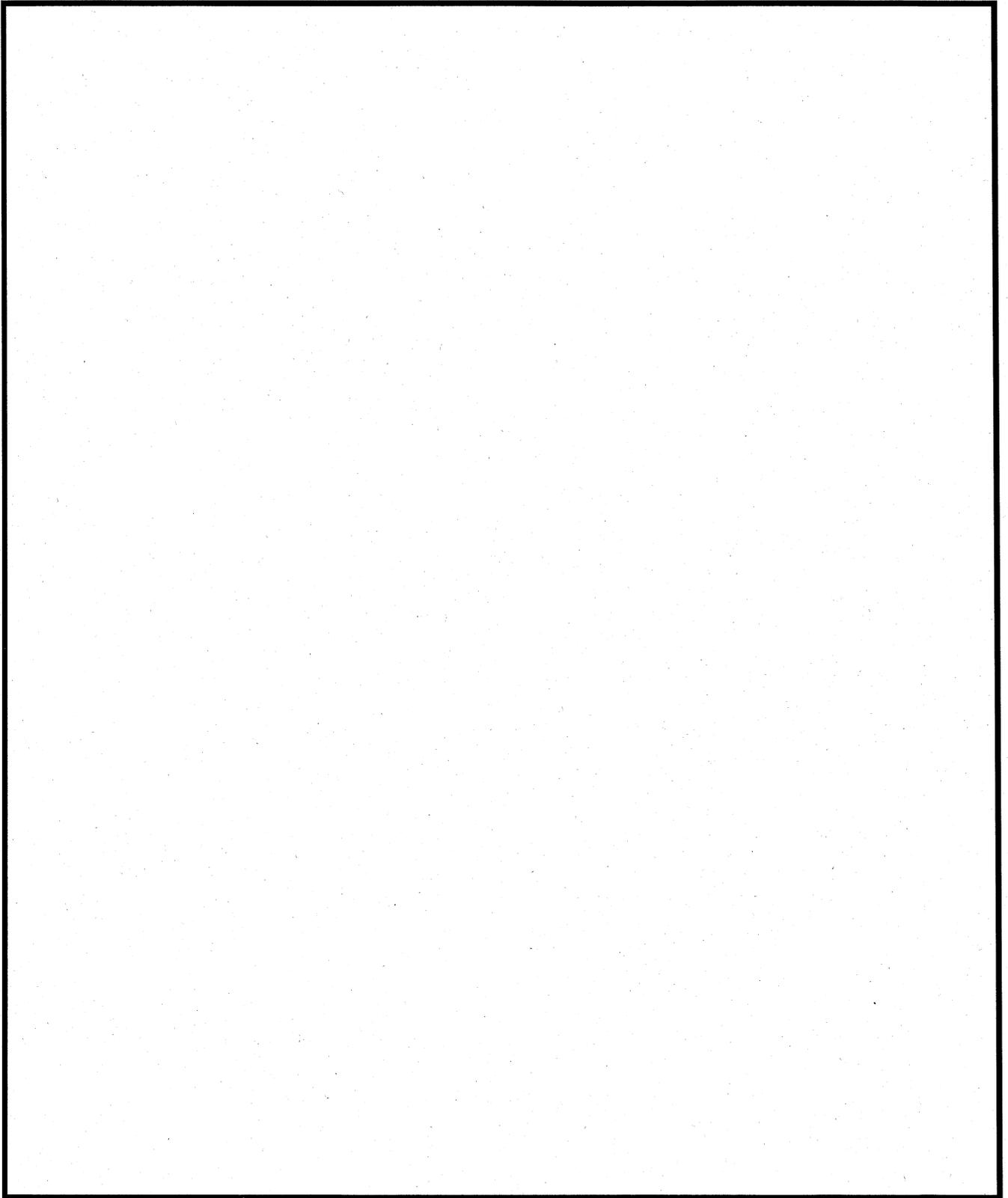
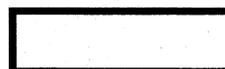


図4-1 敦賀発電所の敷地付近地図



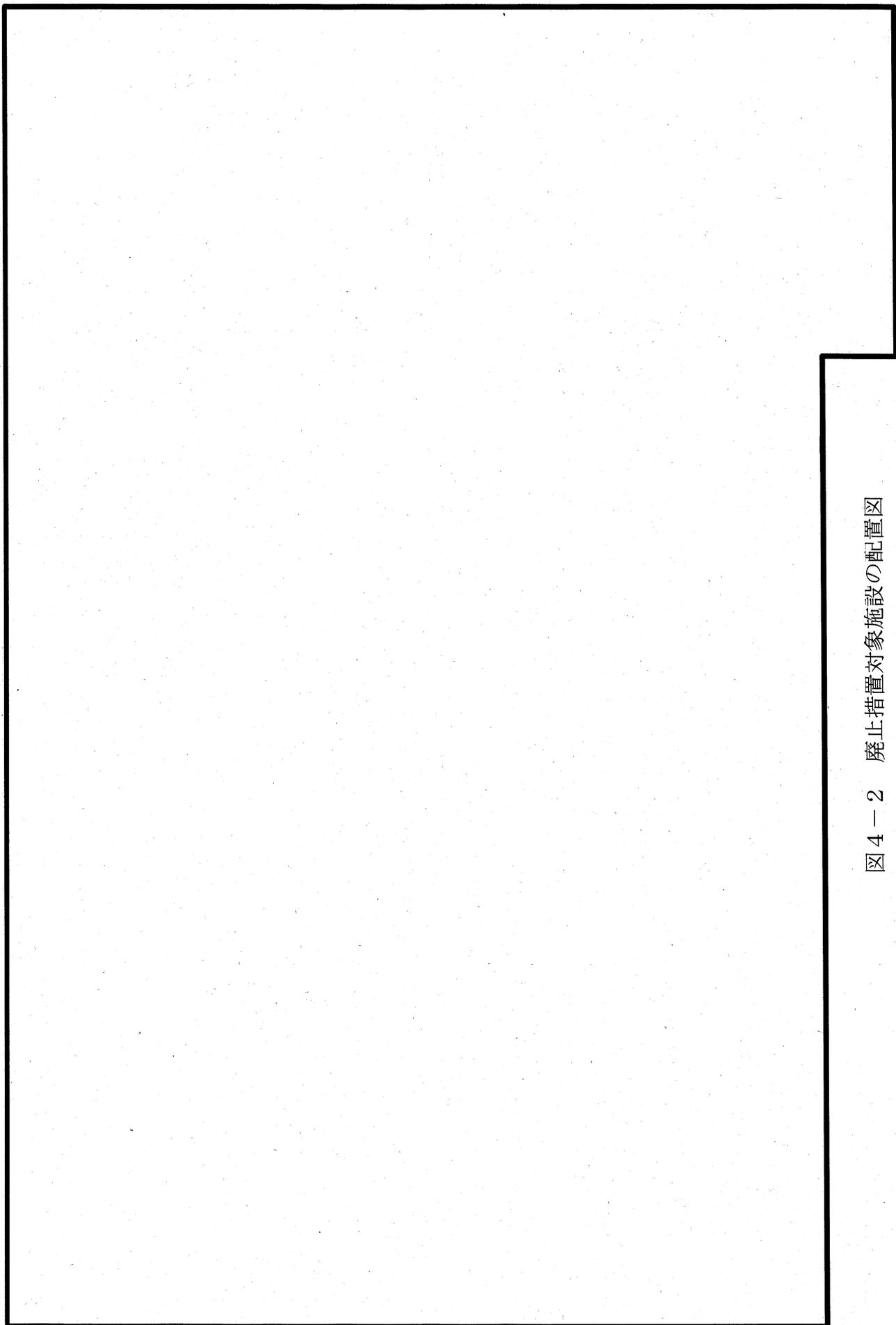
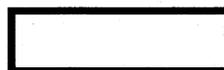


図4-2 廃止措置対象施設の配置図



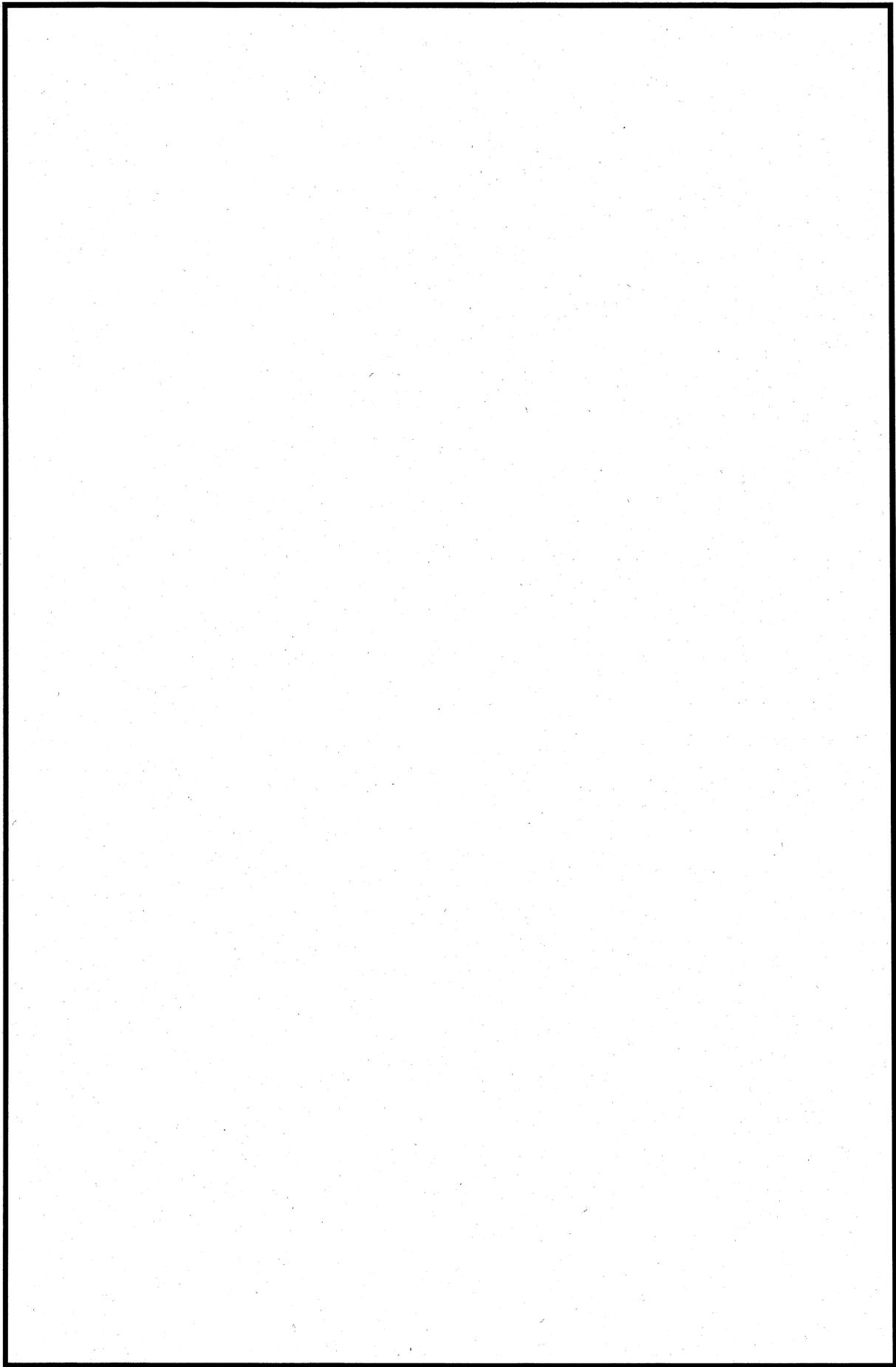
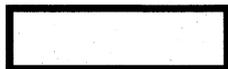


図 4 - 3 一般排水路の平面図及び放射能濃度測定結果



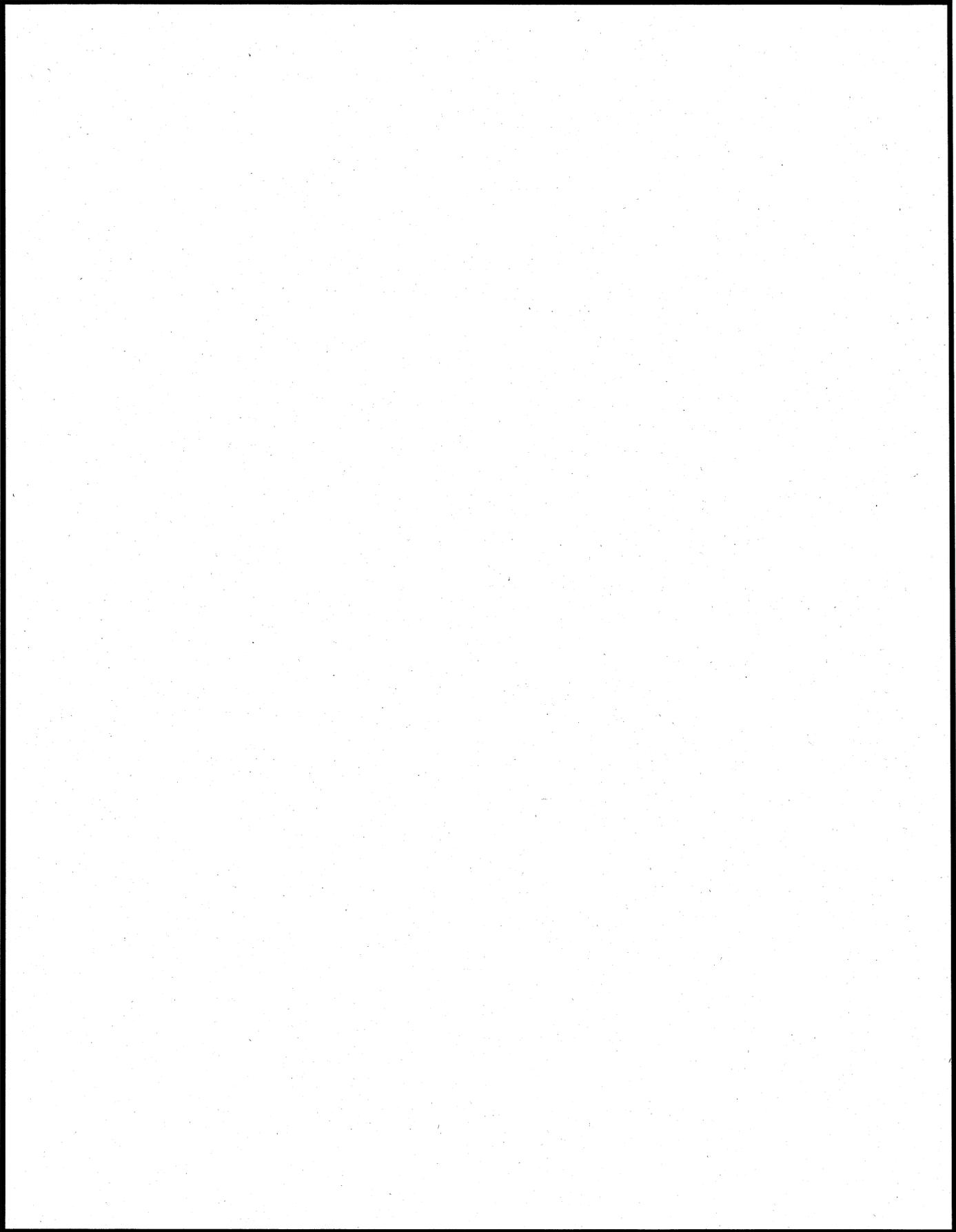


図 4 - 4 廃棄物処理建物内の汚染範囲



は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開出来ません。

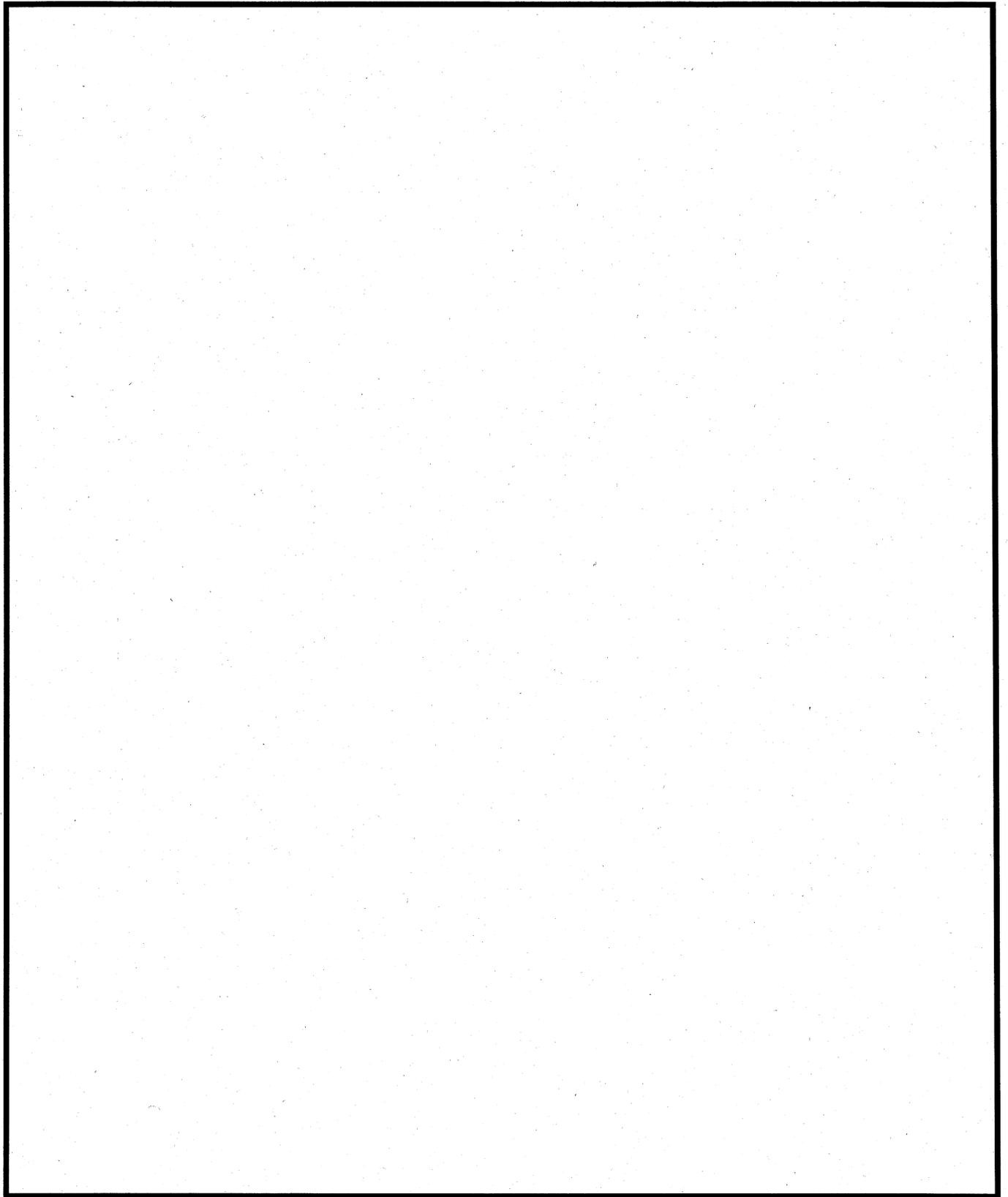
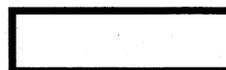
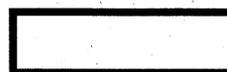
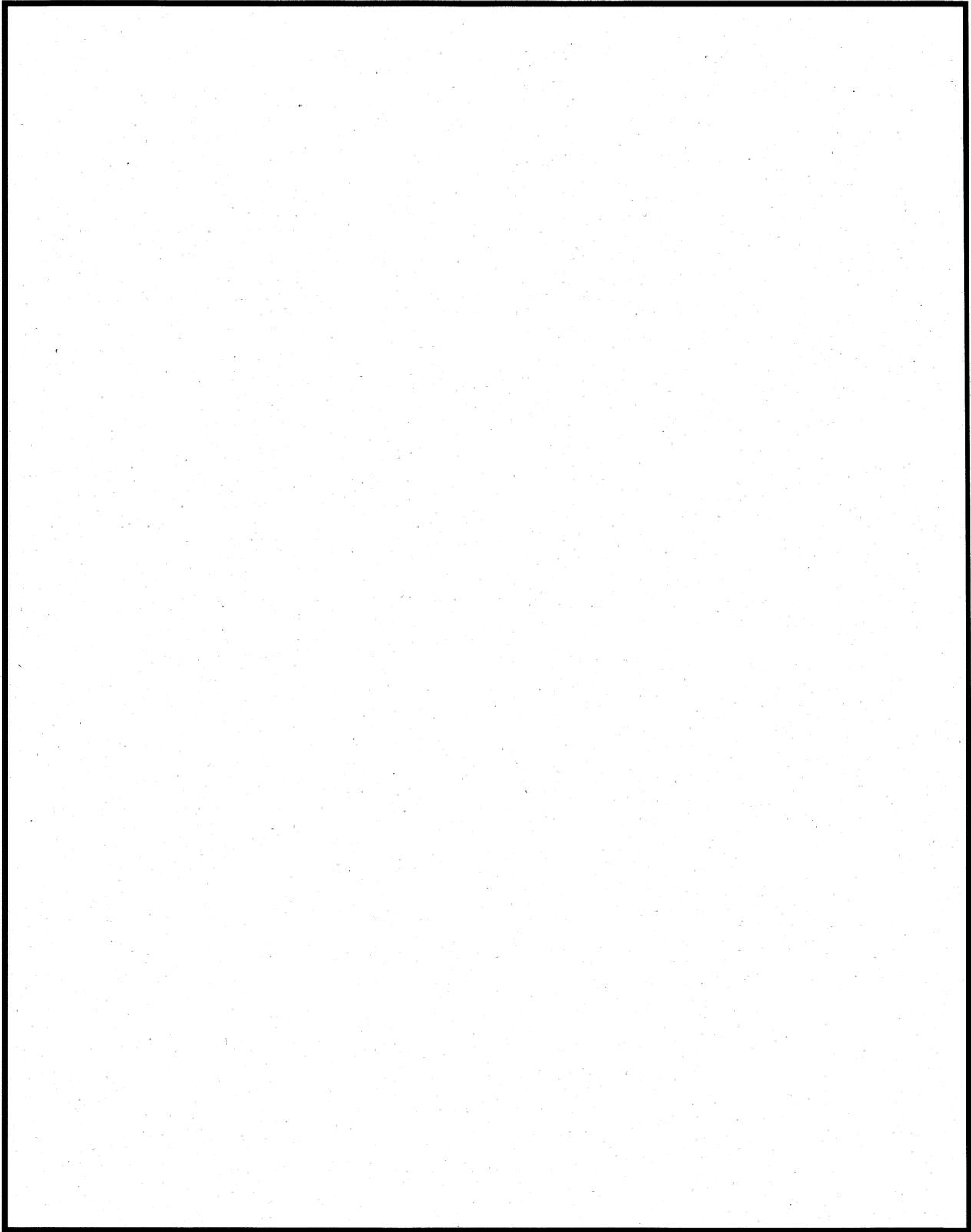


図 4 - 5 廃棄物処理建物の平面図



は、商業機密又は核物質防護上の
観点から公開出来ません。

図 4-6 管理区域全体図



- : [低レベル放射性廃棄物] 放射能レベルの比較的高いもの (L1)
- : [低レベル放射性廃棄物] 放射能レベルの比較的低いもの (L2)
- : [低レベル放射性廃棄物] 放射能レベルの極めて低いもの (L3)
- : 放射性物質として扱う必要のないもの

原子炉建物

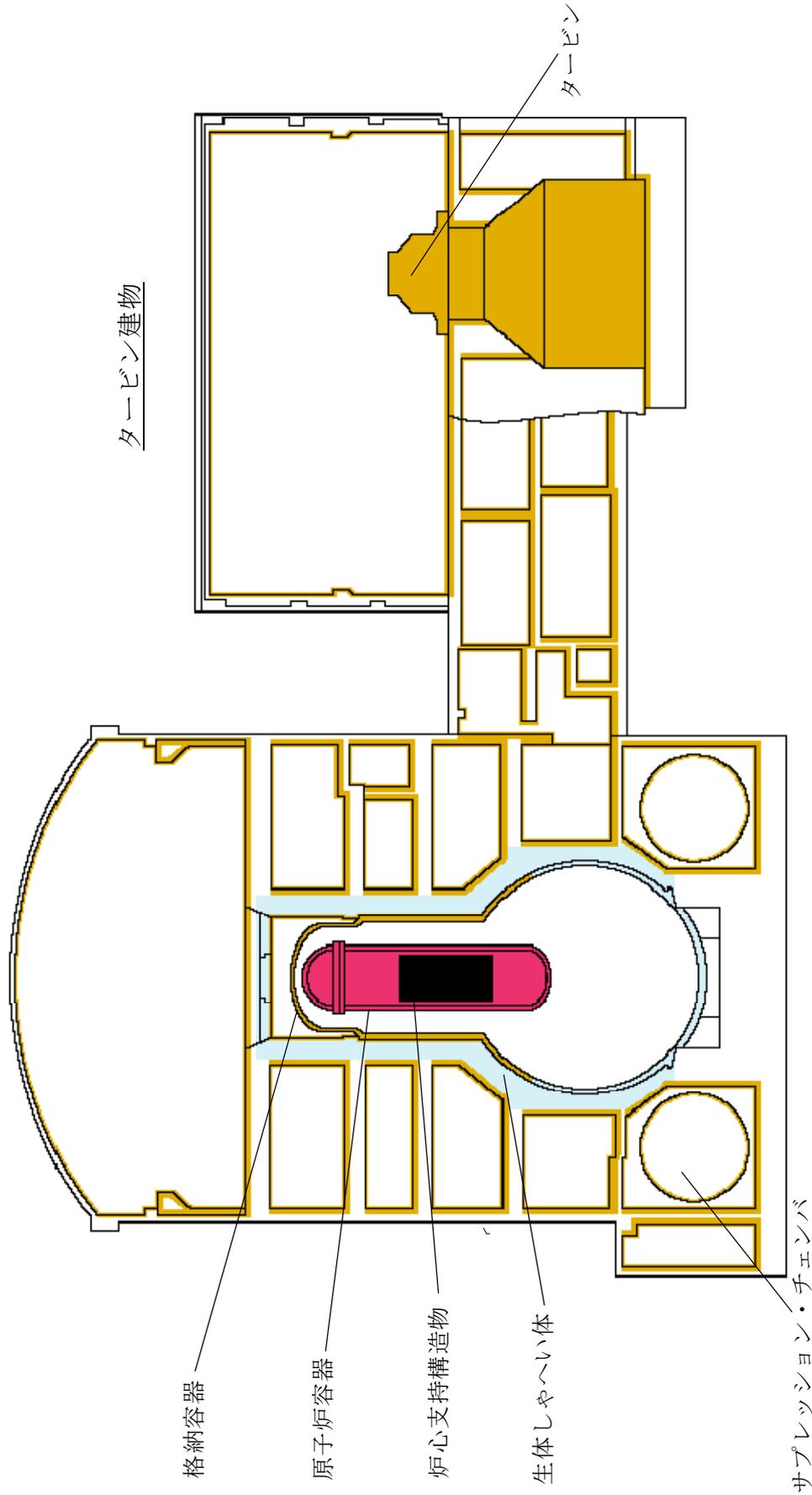


図4-7 主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法

1 廃止措置の基本方針

廃止措置は、安全確保を最優先に、次の基本方針の下に行う。

- (1) 核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。），核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（以下「原子炉等規制法施行令」という。），実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）を遵守するとともに，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（以下「線量告示」という。）に準拠する。また，原子力安全委員会指針 原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（平成13年8月6日一部改訂）（以下「安全確保の基本的考え方」という。）を参考とする。
- (2) 周辺の公衆及び放射線業務従事者に対し，原子炉等規制法に基づき定められている線量限度を遵守するとともに，国際放射線防護委員会（ICRP）が1977年勧告で示した放射線防護の基本的考え方を示す概念（ALARA：as low as reasonably achievable.）の基本的考え方に基づき，合理的に達成可能な限り放射線被ばくを低減するよう，工事対象範囲の核燃料物質による汚染状況を踏まえ，放射性物質の拡散及び漏えい防止対策（解体方法及び核燃料物質による汚染の除去方法の策定を含む。），被ばく低減対策及び事故防止対策を講じる。また，核燃料物質によって汚染された物の廃棄についても同様とする。
- (3) 保安のために必要な事項を保安規定に定めて，適切な品質保証活動の下に保安管理を実施する。

2 安全確保対策

廃止措置に当たっては、安全確保対策として次に示す放射性物質の拡散及び漏えい防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じる。

2. 1 拡散及び漏えい防止対策

汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少ない方法を策定するとともに、工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては、必要に応じて、拡散防止措置（汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等）を講じる。工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置（廃液回収容器、廃液回収ポンプ等）を講じる。

2. 2 放射線業務従事者の被ばく低減対策

外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。内部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、防護具を用いる。また、外部及び内部被ばく低減のため、必要に応じて、核燃料物質による汚染の除去を行う。

2. 3 事故防止対策

維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。

事故に備え、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。また、火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に対する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。

事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

なお、使用済燃料を1号炉使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において、1号炉使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても、燃料被覆管温度の上昇による燃料の健全性に影響はなく、また、臨界にならないと評価できることから、周辺の公衆への影響は小さい。したがって、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するために必要な設備は不要であることを確認した。

2. 4 専ら廃止措置の用に供する装置に関すること

専ら廃止措置の用に供する装置の導入を行うに当たっては、装置の機能に応じて日本工業規格等の規格及び基準に準拠するとともに、必要に応じて、拡散及び漏えい防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じる。

2. 5 保安に関すること

燃料体の炉心への再装荷を不可とする措置を含め、保安のために必要な事項は、保安規定に定める。なお、燃料体の保管については「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に、使用済燃料貯蔵設備等の機能確保については「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。

2. 6 労働災害防止対策

一般労働災害防止対策として、高所作業対策、石綿等有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、酸欠防止対策、振動対策、騒音対策、火傷防止対策、回転工具取扱対策等を講じる。

3 廃止措置の主要な手順

廃止措置の主な手順を図5-1に示す。

核燃料物質による汚染の除去は、廃止措置に当たって講じる安全確保対策等として、必要に応じて行う。核燃料物質によって汚染された物の廃棄は、建屋等解体期間の完了までに行う。

(1) 原子炉本体等解体準備期間

原子炉本体等解体に干渉する施設を含む原子炉本体等以外の施設の解体を行う。また、1号炉原子炉建物内からの核燃料物質の搬出を実施する。

(2) 原子炉本体等解体期間

原子炉本体等解体準備期間を通して放射能減衰した原子炉本体等を含む施設の解体を行う。

(3) 建屋等解体期間

建屋を含む施設の解体を行うとともに、管理区域を解除する。

4 解体の対象となる施設及びその解体の方法

4.1 解体の計画

施設の解体は、廃止措置対象施設のうち、燃料体及び制御材以外の全てを対象に、核燃料物質によって汚染された物の廃棄の前作業として、原子炉本体等及び原子炉本体等以外の二つに分けて行う。

4.2 解体の方法

施設の解体方法を表5-1に示す。

(1) 原子炉本体等

対象は、炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。）、原子

炉容器（蓋を除く。）、原子炉容器外側の壁、格納容器のうちドライウエル（蓋を除く。）、及びドライウエル外周の壁（蓋を除く。）で、汚染された物とする。

解体は、原子炉本体等解体準備期間の完了後、供用の終了後に行う。炉心支持構造物等は、放射能が比較的大きいことから、放射性物質の飛散が少ない解体方法を考慮する。対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

（２）原子炉本体等以外

対象は、原子炉本体等解体に干渉する施設、及び建屋を含む、原子炉本体等以外で解体の対象となる施設全てとする。

解体は、供用の終了後に行う。核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、新燃料及び使用済燃料搬出完了後に行う。汽水分離器、ドライヤ、放射性廃棄物の廃棄施設のうち特殊なもの等は、放射能が比較的大きいことから、放射性物質の飛散が少ない解体方法を考慮する。対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

表5-1 施設の解体方法（1/4）

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備（建屋）名称				
原子炉本体等	原子炉本体解体	原子炉本体	以下のうち汚染された物 炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。） 原子炉容器（蓋を除く。） 原子炉容器外側の壁（蓋を除外。） ドライウエル外側の壁（蓋を除く。）	原子炉本体等準備期間の完了後	<p>原子炉本体等解体準備期間を通して放射能減衰した原子炉本体等の解体を行う。</p> <p>炉心支持構造物等は、放射能が比較的大きいことから、放射性物質の飛散が少ない解体方法を考慮する。</p>	<p>汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少くない方法を策定する。</p> <p>工事によって発生する気体状の放射性物質に対処しては、必要に応じて、拡散防止措置（汚染拡大防止囲い、局所ファンタ、局所排風機等）を講じる。</p> <p>工事によって発生する液体状の放射性物質に対処しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置（廃液回収容器、廃液回収ポンプ等）を講じる。</p> <p>外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。</p> <p>内部被ばく低減のため、防護具を用いる。</p> <p>外部及び内部被ばく低減のため、必要に応じて、核燃料物質による汚染の除去を行う。</p> <p>維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。</p> <p>事故のうち、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。</p> <p>火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に対する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。</p> <p>事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。</p>	対象の全てを撤去
		原子炉格納施設	以下のうち汚染された物 格納容器のうちドライウエル（蓋を除く。）	供用の終了後			

表5-1 施設の解体方法 (2/4)

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備(建屋)名称				
原子炉本体等以外	原子炉本体等解体準備	原子炉本体	以下のうち原子炉本体等解体に干渉する物 汽水分離器及びドライヤ 原子炉容器の蓋 ドレイワイウエル外周の壁の蓋	供用終了後核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、新燃料及び使用済燃料搬出完了後	原子炉本体等解体の解体を干渉する施設の解体を行う。 汽水分離器、ドライヤ等は、放射能が比較的大きいことから、放射線物質の飛散が少ない解体方法を考慮する。	汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少なくなる方法を策定する。工事によって発生する気体状の放射性物質に拡大防止を行い、局所ファイルタ、局所排風機等を講じる。 工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置(廃液回収容器、廃液回収ポンプ等)を講じる。	対象の全てを撤去
		核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	以下のうち原子炉本体等解体に干渉する物 燃料取扱装置(1号炉原子炉建物内) キャスク除染設備(1号炉原子炉建物内) 使用済燃料貯蔵設備(1号炉原子炉建物内)		外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。 内部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため、必要に応じて、核燃料物質による汚染の除去を行う。		
		原子炉冷却系統施設	以下のうち原子炉本体等解体に干渉する物 冷却材再循環系 原子炉冷却材浄化系 主蒸気系 給水系		維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。 事故のうち、核燃料物質によって汚染された物のうちは、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。 火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に対する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じて、早期の復旧に努める。		
		原子炉格納施設	以下のうち原子炉本体等解体に干渉する物 格納容器のうちドレイウエルの蓋 格納容器のうちサブプレッшон・チェンバ				

表 5-1 施設の解体方法 (3 / 4)

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備 (建物) 名称				
原子炉本体等以外	建屋解体	原子炉本体	原子炉建物外壁	供用の終了後	建屋の解体を、圧砕機やブレーカ等を用いて行う。	<p>汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少なくなる方法を策定する。</p> <p>工事によって発生する気体状の放射性物質に対処しては、必要に応じて、拡散防止措置 (汚染拡大防止囲い、局所ファンタ、局所排風機等) を講じる。</p> <p>工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置 (廃液回収容器、廃液回収ポンプ等) を講じる。</p> <p>外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。</p> <p>内部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、防護具を用いる。</p> <p>外部及び内部被ばく低減のため、必要に応じて、核燃料物質による汚染の除去を行う。</p> <p>維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。</p> <p>事故に備え、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。</p> <p>火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に対する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。</p> <p>事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。</p>	対象の全てを撤去
		原子炉施設の一般構造	原子炉建物				

表5-1 施設の解体方法（4/4）

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備（建屋）名称				
原子炉本体等以外	原子炉本体等以外の解体	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	(1/4)～(3/4)以外の廃止措置対象施設(燃料体及び制御材を除く。)	供用終了後核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、新燃料及び使用済燃料搬出完了後	(1/4)～(3/4)以外の解体対象施設の解体を行う。 放射性廃棄物の廃棄施設のうち特殊なもの等は、放射能が比較的大きいことから、放射性物質の飛散が少くない解体方法を考慮する。	汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少くない方法を策定する。 工事によって発生する気体状の放射性物質に拡大防止を講じて、局所フィルタ、局所排風機等を講じる。 工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置（廃液回収容器、廃液回収ポンプ等）を講じる。 外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。 内部被ばく低減のため、防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため、必要に応じて、核燃料物質による汚染の除去を行う。 維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。 事故に備え、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。 火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に対する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。	対象の全てを撤去
		原子炉冷却系統施設					
		計測制御系統施設					
		放射性廃棄物の廃棄施設					
		放射線管理施設					
		原子炉格納施設					
		その他原子炉の附属施設					

原子炉本体等解体準備期間	原子炉本体等解体期間	建屋等解体期間
原子炉本体等解体準備※1		
1号炉原子炉建物内からの核燃料物質の搬出		
原子炉本体等放射能減衰（安全貯蔵）	原子炉本体等解体	
		建屋解体※2
	原子炉本体等以外の解体	
	核燃料物質による汚染の除去	
	核燃料物質によって汚染された物の廃棄	

※1 原子炉本体等以外のうち，原子炉本体等解体に干渉する施設の解体を，原子炉本体等解体準備として行う。

※2 原子炉本体等以外のうち，建屋の解体を行う。

図5-1 廃止措置の主な手順

六 核燃料物質の管理及び譲渡し

1 核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量

核燃料物質の存在場所ごとの種類及び数量は既に示した表 4-4 のとおりである。

2 核燃料物質の管理

使用済燃料は、搬出までの期間、1号炉原子炉建物内又は2号炉原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵設備で貯蔵する。なお、1号炉原子炉建物内に貯蔵している使用済燃料は、原子炉本体等解体準備期間中に、1号炉原子炉建物から、使用済燃料輸送容器に収納し、2号炉原子炉建屋に運搬し、使用済燃料貯蔵設備で貯蔵する。なお、使用済燃料貯蔵施設に貯蔵中の使用済燃料については、国の使用済燃料対策に関するアクションプランに基づき策定している使用済燃料対策推進計画を踏まえ、計画的に搬出する。

新燃料は、搬出までの期間、1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、新燃料の放射能は小さいため、崩壊熱除去及び遮蔽は特別な措置を要しない。

使用済燃料及び新燃料の搬出は、関係法令を遵守して実施するとともに、発電所内における運搬については、保安のために必要な措置を保安規定に定めて実施する。

3 核燃料物質の譲渡し

1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している使用済燃料及び既に2号炉原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵設備に運搬された使用済燃料は、廃止措置終了までに再処理事業者に譲り渡す。

1号炉原子炉建物内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料は、原

子炉本体等解体準備期間中に加工事業者に譲り渡す。

七 核燃料物質による汚染の除去

1 除染の計画

廃止措置対象施設の一部は、放射化汚染及び二次的な汚染によって汚染されている。廃止措置対象施設内の主な汚染の分布の評価は「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」に示す。

このうち、放射化汚染は、原子炉本体等について時間的減衰を図る。設備、機器等の内面に残存している二次的な汚染については、廃止措置に当たって合理的に達成可能な限り放射線業務従事者の被ばくを低減するために講じる安全確保対策等として、作業環境を踏まえ、必要に応じて、汚染の除去を行う。なお、原子炉冷却系統施設のうち冷却材再循環系を対象にした汚染の除去は、第 33 回定期検査において実施した配管取替の被ばく低減対策として実施済みである。

2 除染の方法

「1 除染の計画」に基づき行う汚染の除去方法を表 7-1 に示す。

汚染の除去は、対象、着手要件及び完了要件を定めるとともに、適切な除染方法を策定する。汚染の除去は、あらかじめ定めた目標を達成するまで実施する。汚染の除去に当たっては、「五 2 安全確保対策」に準じて放射性物質の拡散及び漏えい防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じる。

表7-1 汚染の除去方法 (1 / 2)

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	除染の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備(建屋)名称				
原子炉本体等	核燃料物質による汚染の除去	原子炉本体	以下のうち汚染された物 炉心支持構造物(汽水分離器及びドライヤを除く。) 原子炉容器(蓋を除く。) 原子炉容器外側の壁 ドライウエル外周の壁(蓋を除く。)	供用の終了後	汚染の除去は、二次汚染を対象に、廃止措置に当たっては、講じる安全確保対策等として、作業環境を踏まえ、必要に応じて行う。 除染方法としては、機械的除染法、又は機械的除染法を適用する。	汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少くない方法を策定する。 工事によって発生する気体状の放射性物質に對しては、必要に応じて、拡散防止措置(汚染拡大防止囲い、局所ファンタ、局所排風機等)を講じる。 工事によって発生する液体状の放射性物質に對しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置(廃液回収容器、廃液回収ポンプ等)を講じる。 外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。 内部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、防護具を用いる。 維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。 事故に備え、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。 火災、爆発、重量物の取扱い等による人為事象に對する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。	あらかじめ定めた目標を達成
		原子炉格納施設	以下のうち汚染された物 格納容器のうちドライウエル (蓋を除く。)				

表7-1 汚染の除去方法 (2 / 2)

対象の分類	手順上の名称	主な廃止措置対象施設		着手要件	除染の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備 (建屋) 名称				
原子炉本体等以外	核燃料物質による汚染の除去	原子炉本体	(1 / 2) 以外の廃止措置対象施設	<p>供用の終了後</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、新燃料及び使用済燃料搬出完了後</p>	<p>汚染の除去は、二次的な汚染を対象に、廃止措置に当たって講じる安全確保対策等として、作業環境を踏まえ、必要に応じて行う。</p> <p>除染方法としては、機械的除染法、又は機</p>	<p>汚染状況を踏まえ、必要に応じて、放射性物質の飛散が少くない方法を策定する。</p> <p>工事によって発生する気体状の放射性物質に對しては、必要に応じて、拡散防止措置 (汚染拡大防止囲い、局所ファンタ、局所排風機等) を講じる。</p> <p>工事によって発生する液体状の放射性物質に對しては、汚染状況を踏まえ、必要に応じて、漏えい防止措置 (廃液回収容器、廃液回収ポンプ等) を講じる。</p> <p>外部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、放射線遮蔽、遠隔化の導入及び立入制限を行う。</p> <p>内部被ばく低減のため、作業環境を踏まえ、必要に応じて、防護具を用いる。</p> <p>維持管理している施設及び廃止措置対象外施設に影響が及ばないようにする。</p> <p>事故に備え、核燃料物質によって汚染された物のうち、放射能レベルが比較的高いものが残存する間は、建屋の放射性物質閉じ込め及び放射線遮蔽機能が損なわれないようにする。</p> <p>火災、爆発、重量の取扱い等による人為事象に對する事故原因の除去のために、安全対策を講じる。</p> <p>事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。</p>	<p>あらかじめ定められた目標を達成</p>
		核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設					
		原子炉炉冷却系統施設					
		計測制御系統施設					
		放射性廃棄物の廃棄施設					
		放射線管理施設					
		原子炉格納施設					
		その他原子炉の附属施設					

八 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

核燃料物質は、「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり、管理及び譲渡しを行う。

核燃料物質によって汚染された物は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物に分類される。

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき、適切に管理放出する。

また、放射性固体廃棄物は、「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき、放射能レベル区分に応じて、廃止措置期間完了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

1 放射性気体廃棄物の廃棄

放射性気体廃棄物の管理放出に際しては、放射性物質濃度の測定等を行い、線量告示に定める周辺監視区域の外の空気中の濃度限度を超えないように管理する。

また、放射性気体廃棄物の管理について、放出管理目標値等の必要な事項を保安規定に定める。

1. 1 原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類及び管理方法

原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物の種類は、主に復水器空気抽出器排ガスであり、その他は、タービン衛帯蒸気復水器排ガス及び復水器真空ポンプ排ガスである。

原子炉運転中に発生した放射性気体廃棄物は、原子炉設置許可を受けた方法に従って大気へ管理放出している。

1. 2 廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類及び管理方法

廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物の種類は、主に解体工事及び放射性固体廃棄物の処理に伴って発生する粒子状放射性物質である。

廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物は、原子炉設置許可を受けた方法又は「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき、必要に応じて汚染拡大防止囲いを用い、局所フィルタ等を通した後、大気へ管理放出する。

廃止措置期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図 8-1 に示す。

1. 3 放射性気体廃棄物の推定放出量

廃止措置期間中における放射性気体廃棄物の主要な核種の推定放出量は、約 3.3×10^6 Bqである。

廃止措置期間中の放射性気体廃棄物の推定放出量を表 8-1 に示す。

2 放射性液体廃棄物の廃棄

放射性液体廃棄物の管理放出に際しては、タンク等において放射性物質濃度の測定等を行い、線量告示に定める周辺監視区域の外側の境界における水中の濃度限度を超えないように管理する。

また、放射性液体廃棄物の管理について、放出管理目標値等の必要な事項を保安規定に定める。

2. 1 原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類及び管理方法

原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物の種類は、主に次のとおりである。

(1) サンプルラインの排出液等の廃液（以下「機器ドレン」という。）

(2) イオン交換樹脂の再生等の際に発生する廃液（以下「再生廃液」とい

う。)

(3) 建屋の清掃の際に発生する排水等の廃液 (以下「床ドレン」という。)

(4) 洗濯等により発生する廃液 (以下「洗濯廃液」という。)

(5) シャワー, 手洗い等により発生する廃液 (以下「シャワードレン」という。)

原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物は, 原子炉設置許可を受けた方法に従って再利用又は海洋へ管理放出している。

2. 2 廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類及び管理方法

廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物の種類は, 主に次のとおりである。

(1) 機器ドレン

(2) 再生廃液

(3) 床ドレン

(4) 洗濯廃液

(5) シャワードレン

(6) 炉心支持構造物等の解体工事及び汚染の除去の際に発生する廃液 (以下「機器解体廃液」という。)

廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物は, 原子炉設置許可を受けた方法又は「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき, 放射性液体廃棄物の放射能等の性状に応じて適切な処理を行い, 海洋へ管理放出する。

廃止措置期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図 8-2 に示す。

2. 3 放射性液体廃棄物の推定放出量

廃止措置期間中における放射性液体廃棄物の主要な核種の推定放出量は

約 5.6×10^9 Bqである。

廃止措置期間中の放射性液体廃棄物の推定放出量を表 8 - 2 に示す。

3 放射性固体廃棄物の廃棄

放射性固体廃棄物は、合理的な低減に努め、放射能濃度に応じて適切な方法により管理する。

また、放射性固体廃棄物の管理について、放射性固体廃棄物の種類に応じた処理及び保管方法等の必要な事項を保安規定に定める。

放射性固体廃棄物の廃棄に際しては、放射能レベルの比較的高いもの(以下「L1」という。)、放射能レベルの比較的低いもの(以下「L2」という。)及び放射能レベルの極めて低いもの(以下「L3」という。)に区分し、それぞれの放射能レベル区分に応じて、廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。なお、放射性物質として扱う必要のないものは、原子炉等規制法に規定された手続及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再利用に供する。

3. 1 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類及び管理方法

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類は、主に次のとおりである。

- (1) 蒸発濃縮装置から発生する、水分を蒸発させて残った固形分(以下「濃縮廃液」という。)
- (2) 原子炉冷却材浄化系等の脱塩塔から発生する使用済の樹脂(以下「使用済樹脂」という。)
- (3) 原子炉冷却材浄化系等から発生する使用済のフィルタ助材及び固形状の不要物(以下「フィルタスラッジ」という。)

(4) 液体廃棄物処理設備から発生する廃スラッジ(以下「クラッドスラリ」という。)

(5) 使用済の制御棒，チャンネル・ボックス等(以下「使用済制御棒等」という。)

(6) 均質固化体，充填固化体，金属類等を容器に詰めた放射性固体廃棄物(以下「雑固体廃棄物等」という。)

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の貯蔵又は保管状況は，既に表示した表4-5のとおりである。

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物は，廃止措置期間中に処理処分を行うこととし，廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物と同様の管理を行う。

3. 2 廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の種類及び管理方法

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の種類は，主に次のとおりである。

(1) 濃縮廃液

(2) 使用済樹脂

(3) フィルタスラッジ

(4) クラッドスラリ

(5) 雑固体廃棄物等

(6) 解体工事で発生する金属，除染に伴い発生する使用済樹脂等(以下「解体工事で発生する金属等」という。)

廃止措置期間中に発生した放射性固体廃棄物は，原子炉設置許可を受けた方法又は「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき，放射性固体廃棄物の放射能等の性状に応じて適切な処理を行い，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄

する。

廃止措置期間中の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図 8-3 に示す。

廃止措置工事に伴い発生する放射性固体廃棄物については、処理、保管等の過程で、飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるように、取扱いに関わる必要な措置を講じる。

放射性固体廃棄物については、適切な廃棄が行われるまでの間は、原子炉建物及びタービン建物に設定する保管場所又は固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

原子炉建物及びタービン建物に保管場所を設定して、放射性固体廃棄物を詰めた容器を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間、保管する際の保管容量は、直接線及びスカイシャイン線の評価条件のうち、線源の設定条件を満足する保管容量とする。

放射性固体廃棄物の保管容量は、固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように管理する。

3. 3 放射性固体廃棄物の推定発生量

廃止措置工事に伴い、L1、L2及びL3に区分される低レベル放射性廃棄物並びに放射性物質として扱う必要のないものの発生が想定される。

放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量を表 8-3 に示す。

表 8 - 1 廃止措置期間中の放射性気体廃棄物の推定放出量

(単位：Bq)

放出核種	推定放出量
C o - 60	3.3×10^6
合計	3.3×10^6

表 8 - 2 廃止措置期間中の放射性液体廃棄物の推定放出量

(単位：Bq)

放出核種	推定放出量
H - 3	5.6×10^9
F e - 55	9.0×10^4
C o - 60	1.1×10^5
合計	5.6×10^9

表 8 - 3 放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量

(単位：t)

放射能レベル区分		推定発生量
低レベル放射性廃棄物	L 1	約 40
	L 2	約 1,990
	L 3	約 10,760
放射性物質として扱う必要のないもの		約 7,800
合計		約 20,600

注 1 放射能レベル区分値は、以下のとおり

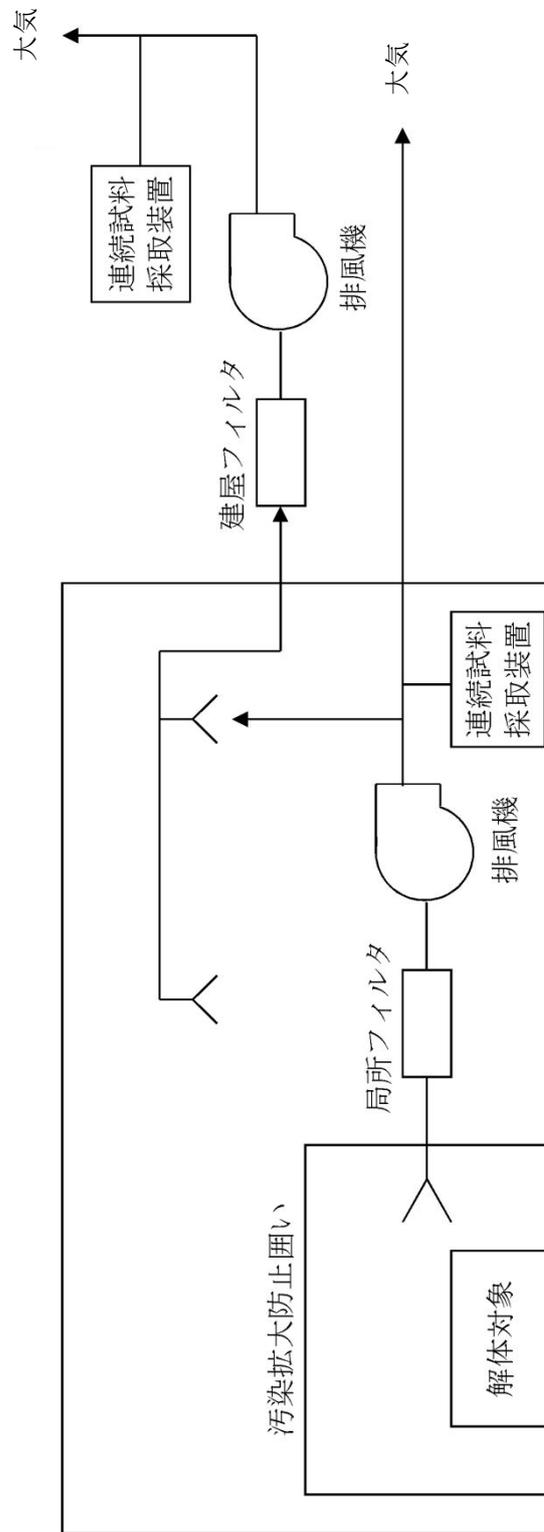
- ・ L 1 の区分値の上限は、原子炉等規制法施行令第 31 条に定める放射能濃度
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件の最大放射能濃度
- ・ L 2 と L 3 の区分値は、原子炉等規制法施行令（ただし、平成 19 年政令第 378 号による改正前のもの。）第 31 条第 1 項に定める原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないものに対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、原子炉等規制法第 61 条の 2 第 1 項に規定する製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則第 2 条に定める放射能濃度

注 2 評価条件

- ・ 放射能は、原子炉運転停止後 4 年（平成 27 年）時点における、放射化汚染及び二次的な汚染の推定放射能を基に設定した。

注 3 推定発生量

- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 端数処理のため合計が一致しないことがある。
- ・ 推定発生量には付随廃棄物を含んでいない。



廃止措置計画認可申請時点での処理処分フローを示す。
発生時期及び性状に応じて、設備、機器等は、変更する場合がある。

図 8 - 1 廃止措置期間中の放射性気体廃棄物の処理処分フロー

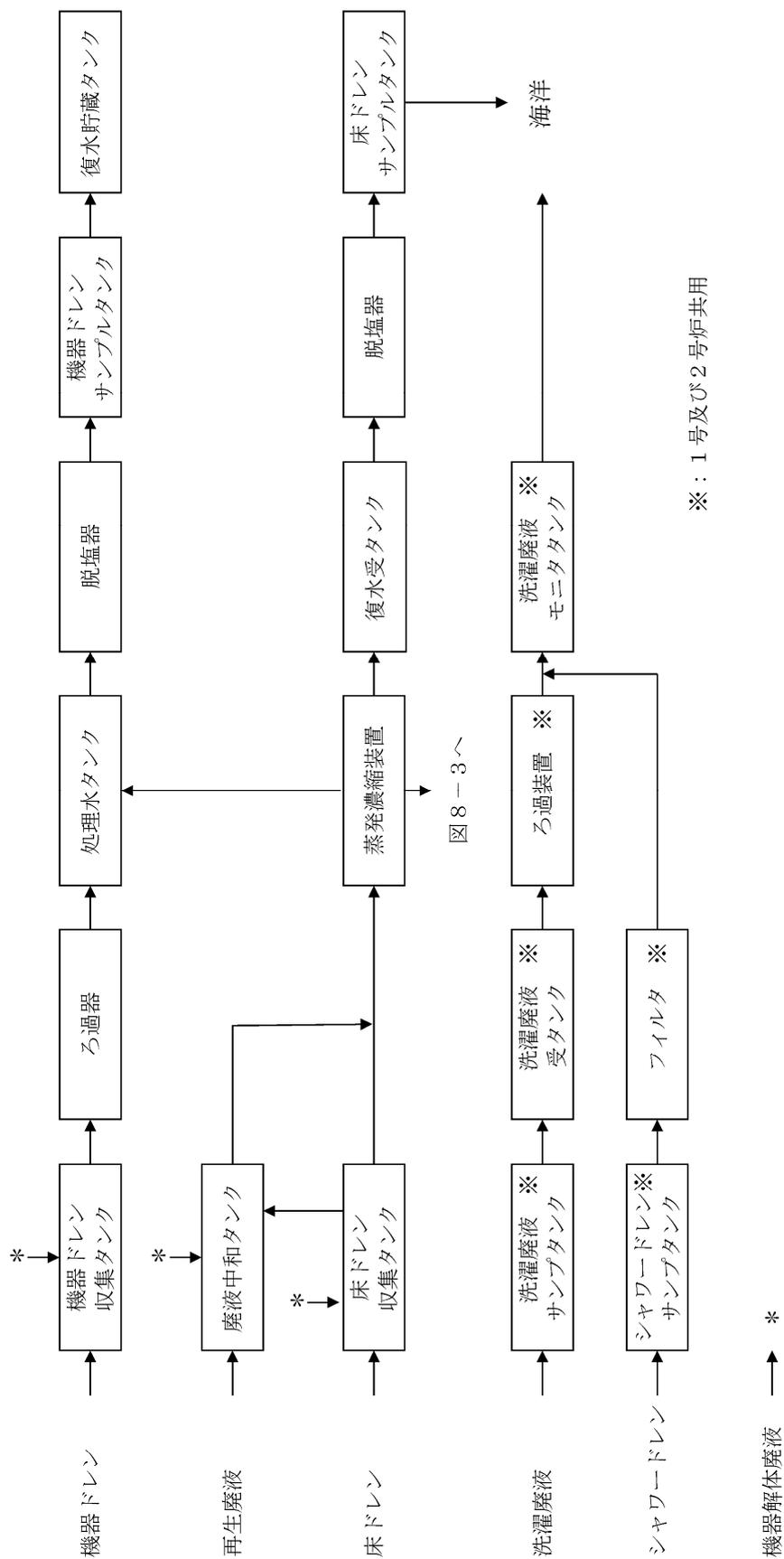


図8-2 廃止措置期間中の放射性液体廃棄物の処理処分フロー

廃止措置計画認可申請時点での処理処分フローを示す。発生時期及び性状に応じて、設備、機器等は、変更する場合がある。

九 廃止措置の工程

廃止措置は、原子炉等規制法に基づく廃止措置計画の認可以降、この廃止措置計画に基づき実施し、平成 51 年度末までに完了する予定である。廃止措置工程を表 9 - 1 に示す。

表 9 - 1 廃止措置工程

平成 28年度	平成 29年度	平成 30年度	平成 31年度	平成 32年度	平成 33年度	平成 34年度	平成 35年度	平成 36年度	平成 37年度	平成 38年度	平成 39年度	平成 40年度	平成 41年度	平成 42年度	平成 43年度	平成 44年度	平成 45年度	平成 46年度	平成 47年度	平成 48年度	平成 49年度	平成 50年度	平成 51年度
2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031	2032	2033	2034	2035	2036	2037	2038	2039
原子炉本体等解体準備期間												原子炉本体等解体期間											建屋等解体期間
原子炉本体等解体準備※1																							
対象：以下のうち、原子炉本体等解体に干渉する物 格納容器のうちサブレッション・チェンバ 給水系 等																							
1号炉原子炉建物内からの核燃料物質の搬出																							
原子炉本体等放射能減衰（安全貯蔵）																							
原子炉本体等解体												原子炉本体等解体											
対象：以下のうち、汚染された物 炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。） 原子炉容器（蓋を除く。） 原子炉容器外側の壁 格納容器のうちドライウエル（蓋を除く。） ドライウエル外周の壁（蓋を除く。）																							
建屋解体※2																							
対象：原子炉建物 等																							
原子炉本体等以外の解体																							
核燃料物質による汚染の除去																							
核燃料物質によって汚染された物の廃棄																							

※1 原子炉本体等以外のうち、原子炉本体等解体に干渉する施設の解体を、原子炉本体等解体準備として行う。

※2 原子炉本体等以外のうち、建屋の解体を行う。

添付書類

- 一 既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料
- 二 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
- 三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
- 四 廃止措置中の過失，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事故の種類，程度，影響等に関する説明書
- 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
- 六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書
- 七 廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書
- 八 廃止措置の実施体制に関する説明書
- 九 品質保証計画に関する説明書

添付書類 一

既に使用済燃料を発電用原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

使用済燃料については, 図 1 - 1 - 1 に示す実用炉規則第 67 条の規定に基づく記録である敦賀発電所 1 号機運転日誌に, 平成 23 年 2 月 6 日に原子炉から燃料体を取り出す作業が完了していることを記録している。平成 23 年 2 月 6 日以降, 新たに炉心に燃料体を装荷していない。

5.1 測定装置
 1) 測定装置
 2) 測定装置
 3) 測定装置

測定装置
 測定装置
 測定装置

誌

日誌

運転日誌

1号機 敦賀発電所

OSISに開示する記録
 年月日 年 月 日
 発行部数
 開示する記録
 年月日 年 月 日
 発行部数

11年 2月 5日 土曜日 天候 曇	10-311	2月 5日	0 MW
11年 2月 6日 日曜日 天候 曇	10-312	2月 6日	0 MW
運転者数	6名	2班	7名
出動状況			
休職・出張			
代動・応援			
引継時刻	08時 10分	21時 55分	
運転時間			
原子炉熱出力	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
原子炉圧力	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
炉心流量	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
海水温度	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
復水器真空度	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
3ヶ所からの放射能	1.4時	燃料交換 0時 21時	燃料交換 0時 7時
開始時刻	8:00	燃料移動操作 (37.6スタック→45.9スタック)	終了時刻 1:00
1:00	停炉状態で要請される「原子炉格納炉内での燃料に発生する作業」及び「炉内変更」の運用解除		

IV 主要運転操作			
V 定期試験・訓練			
VI 非常事態対応 (停炉・復旧)			
VII 特記事項			
VIII 運転データ	0.0 MW	0.0 MW	0.0 MW
送電電力	0.0 MW	0.0 MW	0.0 MW
受電電力	73.16 MW	73.16 MW	73.16 MW
炉内電力	73.16 MW	73.16 MW	73.16 MW

図 1-1-1 敦賀発電所 1号機 運転日誌

は、個人情報につき公開出来ません。

添付書類 二

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図を図
2-1-1に示す。

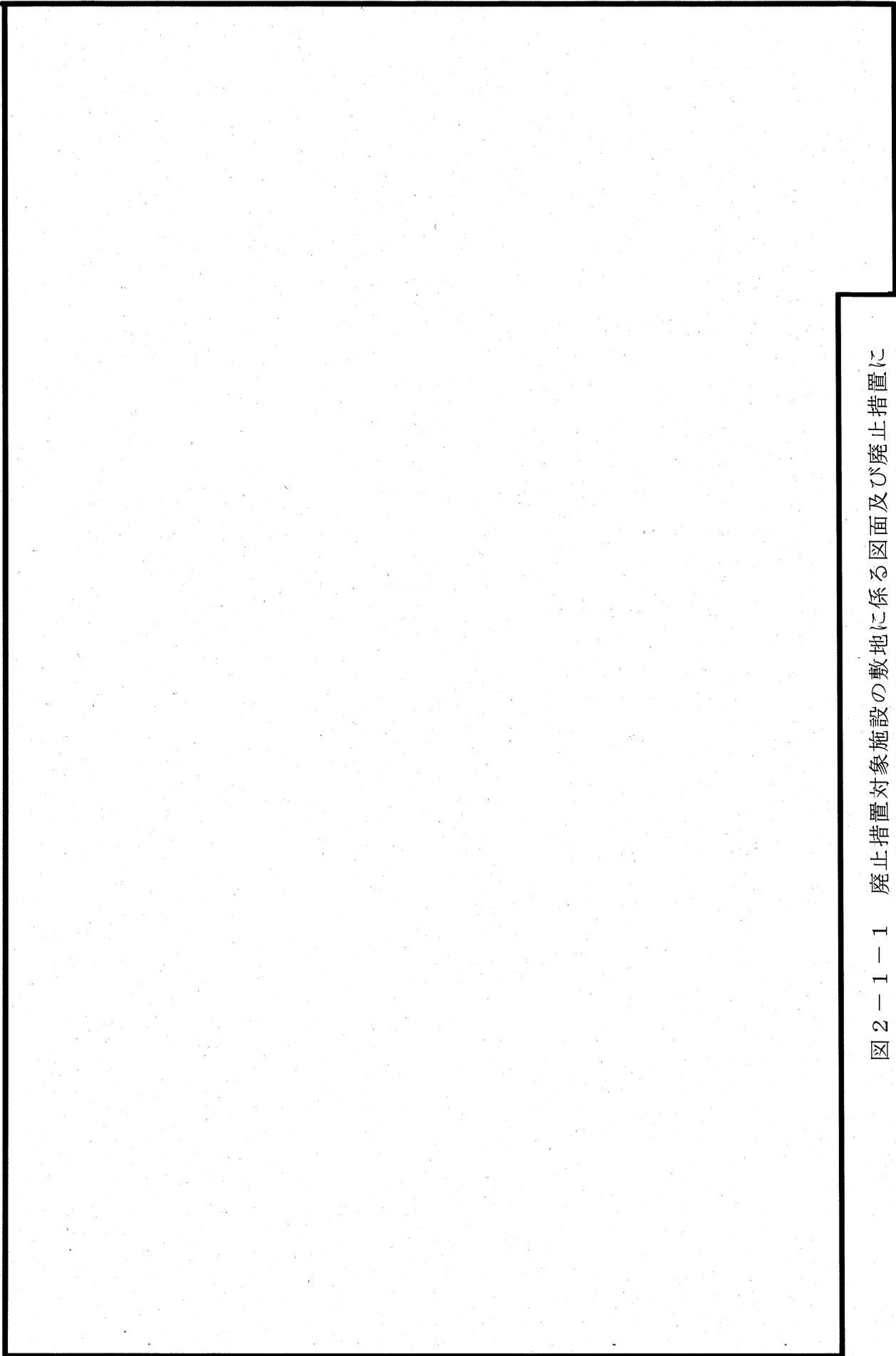
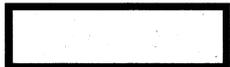


図 2-1-1-1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図



添付書類 三

廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

1号原子炉施設の廃止措置期間中における放射線管理の方法及び想定される実効線量の評価結果を示す。

1 放射線管理

「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき、放射線業務従事者及び周辺の公衆の放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低減する。

具体的方法については、原子炉運転中の管理に準じて以下のとおりとする。

- (1) 放射線被ばくを合理的に達成可能な限り低減するために必要な設備は、必要な期間、必要な機能を維持管理する。
- (2) 管理区域を設定して立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、床等の表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度を管理する。
- (3) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価する。
- (4) 周辺監視区域を設定して、人の立入りを制限する。
- (5) 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

1. 1 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定等

(1) 管理区域

放射性廃棄物の廃棄施設等の場所において、外部放射線に係る線量、表面汚染密度若しくは空気中の放射性物質濃度が線量告示に定める管理区域の設定基準値を超えるか、又は超えるおそれがある場合、管理区域を設定する。また、管理区域の解除を行う場合は、線量告示に定める管理区域の設定基準値を超えるおそれがないことを確認する。

なお、管理区域外において一時的に線量告示に定める管理区域の設定基準値を超えるか、又は超えるおそれがある場合、その区域を一時管理区域

として設定する。

(2) 保全区域

管理区域以外の区域であって、原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域を保全区域として設定する。

保全区域については、廃止措置対象施設の状況を踏まえ解除する。

(3) 周辺監視区域

外部放射線に係る線量又は空気中若しくは水中の放射性物質濃度が線量告示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して設定する。

1. 2 管理区域内の管理

管理区域については、実用炉規則に基づき、次の措置を講じる。

- (1) 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。
- (2) 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- (3) 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、表面汚染密度が、線量告示に定める表面密度限度を超えないようにする。
- (4) 管理区域から人が退去、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品の表面汚染密度が、線量告示に定める表面密度限度の10分の1を超えないようにする。
- (5) 管理区域は、表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と、表面汚染密度又は空気中

の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域に区分する。

1. 3 保全区域の管理

保全区域については、実用炉規則に基づき、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、必要に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

1. 4 周辺監視区域の管理

周辺監視区域については、実用炉規則に基づき、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立入りを制限する。周辺監視区域の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質濃度は、線量告示に定める値以下に保つ。

1. 5 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人被ばく管理は、定期的に線量を測定評価する。

また、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者については、外部被ばくによる線量の測定等により管理する。

1. 6 放射性廃棄物の放出管理

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質濃度が線量告示に定める値を超えないように管理する。また、放出される放射性物質について放出管理目標値を定めるとともに、放射性物質濃度の測定を行い、これを超えないように努める。

(1) 放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物を大気に放出する場合は、放射性物質濃度を排気筒に

設置した排気筒モニタにより連続監視を行うか、又は放射性物質濃度を測定しつつ管理放出する。

(2) 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物を管理放出する場合は、事前にサンプルタンク又はモニタタンクにおいてサンプリングし、放射性物質濃度を測定し、放出量を確認する。放出に当たっては、2号炉復水器冷却水放水口付近に設けた排水モニタにより連続監視する。

1. 7 周辺監視区域境界及び周辺地域の監視

放射性廃棄物の放出に当たって、異常がないことの確認に資するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の監視を行う。

(1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量、空間放射線量率及び粒子状放射性物質濃度について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。

(2) 環境試料の放射能監視

周辺環境試料について、種類、頻度及び測定核種を定めて放射能監視を行う。

2 線量評価

廃止措置期間中における放射線業務従事者の線量評価及び周辺の公衆の平常時の線量評価は、以下のとおりである。

2. 1 放射線業務従事者の線量評価

放射線業務従事者の実効線量は、廃止措置期間中に実施する解体工事における人工数を想定し、作業場所を代表する空間線量率より算出した実効線量

を乗ずることにより評価する。

その結果、廃止措置期間中における放射線業務従事者の実効線量は、4.6人・Svとなる。

2. 2 周辺の公衆の平常時の線量評価

廃止措置期間中における環境への粒子状放射性物質の放出に伴う周辺の公衆の実効線量は、安全確保の基本的考え方に従い、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に示された評価式を用いて、粒子状放射性物質の放出量を算出した上で、実効線量を評価する。評価に当たっては、以下を考慮する。

- (1) 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（以下「一般公衆線量評価」という。）
- (2) 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査－環境影響評価パラメータ調査研究－（平成18年度経済産業省委託調査、(財)電力中央研究所）の添付 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）（以下「ハンドブック」という。）

また、廃止措置期間中において、1号原子炉施設内に一時保管される放射性固体廃棄物に起因する直接線及びスカイシャイン線による線量を評価する。

2. 2. 1 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

(1) 評価の概要

廃止措置期間中に実施する解体工事に伴い放出される粒子状放射性物質の種類ごとに年間放出量を求めた後、ハンドブックに記載された被ばく経路の評価式に従って、地表沈着及び放射性雲からの外部被ばく並びに呼吸摂取、農作物摂取及び畜産物摂取による内部被ばくを対象として評価する。

線量評価に用いる放射能は、「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で評価する原子炉運転停止後4年（平成27年）のものとし、解体工事の工程による放射能減衰を考慮せずに評価する。

（2）評価条件

a. 放射性気体廃棄物の発生源

放射性気体廃棄物の発生源として、炉心支持構造物等の解体対象物の水中解体に伴い発生する放射性の水中浮遊物の一部が、気中に移行して浮遊する粒子状放射性物質を考慮する。

また、炉心支持構造物等以外の解体対象物の気中解体に伴い発生する粒子状放射性物質を考慮する。

b. 年間放出量

解体工事に伴う粒子状放射性物質の大気への放出量は、解体対象物の残存放射能に、解体工事に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合を乗じ、汚染拡大防止囲いからの漏えい率及びフィルタの捕集効率を必要に応じ考慮して求め、全ての解体工事を1年間で行い、粒子状放射性物質が1年間で全て放出されるものとして評価する。

なお、解体工事は既設の建屋内において安全確保対策を講じることから、建屋外への漏えいの可能性は低いため、建屋からの漏えいは考慮しない。

解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の大気への想定移行フローを図3-2-1に示す。

大気への放出量の評価は、以下のとおり。

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot \{(1 - r_1) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_1 \cdot (1 - D_{F2})\}$$

ここで、

Q_{Ai} : 解体工事に伴う核種*i*の大気への放出量 (Bq)

- A_{Ri} : 解体対象物の核種*i*の残存放射能 (Bq)
- F_A : 解体工事に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合 (—)
- r_1 : 汚染拡大防止囲いからの漏えい率 (—)
- D_{F1} : 汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率 (—)
- D_{F2} : 建屋フィルタの捕集効率 (—)

解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の大気への放出量評価に使用するパラメータのうち解体対象物の残存放射能を表 3-2-1, 粒子状放射性物質の気中移行割合を表 3-2-2, 汚染拡大防止囲いからの漏えい率及びフィルタの捕集効率を表 3-2-3, 放射性気体廃棄物の年間放出量を表 3-2-4 に示す。

c. 気象条件

平常時の線量評価に用いる相対濃度 (χ/Q) は、敦賀発電所の敷地における1年間の気象観測値 (平成18年2月から平成19年1月までのデータ) を使用して、気象指針に基づく方法に従って求めたものを用いる。

1年間の平均値として、16方位の着目地点について放出源の有効高さ 0 m の条件で相対濃度 (χ/Q) を求め、着目方位とその隣接方位の寄与を考慮し、最大となる値を評価に用いる。

また、気象観測期間 (平成18年2月から平成19年1月まで) を含む過去10年の気象観測値との統計的手法による定量的検定を行った結果、棄却件数が少なく、異常の度合いが小さいことを確認している。

(3) 放射性気体廃棄物の評価経路及び評価対象核種

評価経路は、経路ごとの線量を算出し、線量寄与の合計が 70% 以上となる地表沈着による外部被ばくを選定する。

評価対象核種は、選定した被ばく経路において、核種ごとの寄与を評価し、その評価結果から線量寄与の合計が 90% 以上となる $Co-60$ を選定す

る。

(4) 実効線量の評価

地表沈着による外部被ばくの実効線量の評価は、以下のとおり。

a. 核種の地表沈着量

$$A_{Gi} = \frac{V_G \cdot (\chi/Q) \cdot Q_{Ai}}{\lambda_i \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot \{1 - \exp(-\lambda_i \cdot t_G)\}$$

ここで、

A_{Gi} : 核種*i*の地表沈着放射能 (Bq/m²)

V_G : 乾燥沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_{Ai} : 解体工事に伴う核種*i*の大気への放出量 (Bq)

λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (s⁻¹)

t_G : 粒子状放射性物質の沈着を考慮する期間 (s)

b. 地表沈着核種からのガンマ線による実効線量

$$D_A = \sum_i D_{Ai}$$

$$D_{Ai} = K_{Ai} \cdot A_{Gi}$$

ここで、

D_A : 地表沈着からのガンマ線による実効線量 (μ Sv/y)

D_{Ai} : 地表沈着核種*i*からのガンマ線による実効線量 (μ Sv/y)

K_{Ai} : 地表沈着核種*i*の実効線量係数

$$\left((\mu \text{ Sv/y}) / (\text{Bq/m}^2) \right)$$

実効線量の評価に使用するパラメータを表3-2-5に示す。

(5) 実効線量の評価結果

放射性気体廃棄物の地表沈着による外部被ばくにより、周辺の公衆の受

ける実効線量は、年間約 $1.3 \times 10^1 \mu\text{Sv}$ となる。

平常時における放射性気体廃棄物による周辺の公衆の受ける実効線量を表3-2-6に示す。

2. 2. 2 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

(1) 評価の概要

廃止措置期間中に実施する解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の種類ごとに年間放出量を求めた後、ハンドブックに記載された被ばく経路の評価式に従って、海浜砂、海水面、海中、船体及び魚網からの外部被ばく並びに海産物摂取による内部被ばくを対象として評価する。

線量評価に用いる放射能は、「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で評価する原子炉運転停止後4年（平成27年）のものとし、解体工事の工程による放射能減衰を考慮せずに評価する。

(2) 評価条件

a. 放射性液体廃棄物の発生源

放射性液体廃棄物の発生源として、炉心支持構造物等の解体対象物の水中解体により水中に浮遊する粒子状放射性物質を考慮する。

b. 年間放出量

解体工事に伴う粒子状放射性物質の海洋への放出量は、解体対象物の残存放射能に、解体工事に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合を乗じ、放射性液体廃棄物処理時の除染係数を必要に応じて考慮して求め、放射性気体廃棄物の評価と同様に、全ての解体工事を1年間で行い、粒子状放射性物質が1年間で全て放出されるものとして評価する。

解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の海洋への想定移行フローを図3-2-2に示す。

海洋への放出量の評価は、以下のとおり。

$$Q_{Li} = A_{Ri} \cdot F_L \cdot \frac{1}{D_{F3}}$$

ここで、

Q_{Li} : 解体工事に伴う核種*i*の海洋への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 解体対象物の核種*i*の残存放射能 (Bq)

F_L : 解体工事に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合 (—)

D_{F3} : 放射性液体廃棄物処理時の除染係数 (—)

解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の海洋への放出量評価に使用するパラメータのうち解体対象物の残存放射能を表3-2-7、水中浮遊物の発生割合及び除染係数を表3-2-8、放射性液体廃棄物の年間放出量を表3-2-9に示す。

(3) 放射性液体廃棄物の評価経路及び評価対象核種

評価経路は、経路ごとの線量を算出し、線量寄与の合計が70%以上となる海浜砂からの外部被ばく及び海産物摂取による内部被ばくを選定する。

評価対象核種は、選定した被ばく経路において、核種ごとの寄与を評価し、その評価結果から線量寄与の合計が90%以上となるH-3、Fe-55及びCo-60を選定する。

(4) 実効線量の評価

a. 海浜砂による外部被ばく

海浜砂による外部被ばくの実効線量の評価は、以下のとおり。

$$D_S = \sum_i K_{Si} \cdot S_{Si} \cdot t_S$$

$$S_{Si} = F_{Si} \cdot C_S \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで、

- D_S : 海浜砂からの実効線量 ($\mu\text{ Sv}/\text{y}$)
- K_{Si} : 核種*i*に関する海浜砂からのガンマ線による実効線量係数
(($\mu\text{ Sv}/\text{h}$) / (Bq/kg))
- S_{Si} : 核種*i*に関する海浜砂の汚染密度 (Bq/kg)
- t_S : 被ばく時間 (h/y)
- F_{Si} : 核種*i*の海水中から海浜砂への移行係数 (m^3/kg)
- C_S : 海浜砂からの被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (—)
- Q_{Li} : 解体工事に伴う核種*i*の海洋への放出量 (Bq)
- w : 年間の希釈水量 (m^3)

なお、海水希釈係数は考慮しない。

b. 海産物摂取による内部被ばく

海産物摂取による内部被ばくの実効線量の評価は、以下のとおり。

$$D_L = \sum_k \sum_i K_{Fi}^{50} \cdot H_{ki}$$

$$H_{ki} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot C_{wki} \cdot W_k \cdot f_{ki}$$

$$C_{wki} = K_{Fki} \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで、

- D_L : 海産物摂取による実効線量 ($\mu\text{ Sv}/\text{y}$)
- K_{Fi}^{50} : 核種*i*の経口摂取による実効線量係数 ($\mu\text{ Sv}/\text{Bq}$)
- H_{ki} : 核種*i*の海産物*k*による摂取率 (Bq/y)
- C_{wki} : 海産物*k*中の核種*i*の濃度 (Bq/kg)
- W_k : 海産物*k*の摂取量 (g/d)
- f_{ki} : 海産物*k*の採取から摂取までの核種*i*の減衰比 (—)

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{1}{\lambda_i \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\lambda_i \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \cdot \frac{9}{12}\right) \right\}$$

(海藻の場合)

$$f_{ki} = \exp(-\lambda_i \cdot t_k) \text{ (その他の場合)}$$

ここで、

λ_i :核種iの崩壊定数 (s^{-1})

t_k :海産物kの採取から摂取までの時間 (s)

K_{Fki} :核種iの海産物kに対する濃縮係数 (m^3/kg)

Q_{Li} :解体工事に伴う核種iの海洋への放出量 (Bq)

w :年間の希釈水量 (m^3)

なお、海産物の市場希釈係数は考慮しない。

実効線量の評価に使用するパラメータを表 3-2-10 に示す。

(5) 実効線量の評価結果

放射性液体廃棄物の海浜砂からの外部被ばく及び海産物摂取による内部被ばくにより、周辺の公衆の受ける実効線量は、年間約 $4.4 \times 10^{-3} \mu Sv$ となる。平常時における放射性液体廃棄物による周辺の公衆の受ける実効線量を表 3-2-11 に示す。

2. 2. 3 直接線及びスカイシャイン線による周辺の公衆の受ける線量

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物の一部を原子炉建物地階及びタービン建物 1 階に保管する際の直接線及びスカイシャイン線による線量を、人が居住する可能性のある周辺監視区域境界外の評価地点について評価する。

直接線及びスカイシャイン線の評価条件を表 3-2-12, 線源想定の設定区域を図 3-2-3 に示す。

評価地点における直接線及びスカイシャイン線による線量の最大値は、浦

底方向の空気カーマで年間約 $6.1 \mu\text{Gy}$ となる。

2. 2. 4 平常時における周辺の公衆の受ける線量

解体工事に伴う放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による実効線量は、年間約 $1.3 \times 10^1 \mu\text{Sv}$ となる。

なお、上記を含めた1号及び2号原子炉施設に起因する実効線量の合計は法令に定める線量限度の年間 1 mSv を下回る。

廃止措置期間中に保管する放射性固体廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による周辺の公衆の受ける線量は、年間約 $6.1 \mu\text{Gy}$ となる。

なお、上記を含めた1号及び2号原子炉施設に起因する直接線及びスカイシャイン線による線量の合計は一般公衆線量評価に記載する線量の目安の年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回る。

表 3 - 2 - 1 解体対象物の残存放射能

(単位 : Bq)

対象物		解体対象物の核種 i の 残存放射能 (A_{Ri})
		核種 : C o - 60
二次的な汚染 によるもの	金属	1.2×10^{11}
	コンクリート	2.1×10^6
放射化汚染 によるもの	金属	1.6×10^{14}
	コンクリート	8.2×10^8
運転中廃棄物金属		1.7×10^{14}

注 原子炉運転停止後 4 年 (平成 27 年) 時点

表 3 - 2 - 2 粒子状放射性物質の気中移行割合

対象物		評価条件とした 解体工法	解体工事に伴う 粒子状放射性物質の 気中移行割合 (F_A)
二次的な 汚染に よるもの	金属	気中熱的切断	7.0×10^{-1}
	コンクリート	スキャブラ	5.0×10^{-2}
放射化 汚染に よるもの	金属	気中ガス切断	1.6×10^{-2}
		水中プラズマ切断	2.0×10^{-5}
	コンクリート	制御爆破 (安全側に 鉄筋を使用)	1.0×10^0
運転中廃棄物金属		水中機械切断	2.0×10^{-7}

注 出典 : ハンドブック

表 3 - 2 - 3 汚染拡大防止囲いからの漏えい率及びフィルタの捕集効率

パラメータ	数値
	核種 : C o - 60
汚染拡大防止囲いからの漏えい率 (r_1)	0.005
汚染拡大防止囲い局所フィルタの捕集効率 (D_{F1})	0.99
建屋フィルタの捕集効率 (D_{F2})	0.99

注 出典 : ハンドブック

表 3 - 2 - 4 放射性気体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq)

対象物		解体工事に伴う核種 i の 大気への放出量 (Q_{Ai})
		核種 : C o - 60
二次的な汚染 によるもの	金属	2.7×10^6
	コンクリート	1.6×10^1
放射化汚染 によるもの	金属	6.1×10^5
	コンクリート	7.4×10^4
運転中廃棄物金属		1.3×10^3
合計		3.3×10^6

表 3 - 2 - 5 実効線量の評価に使用するパラメータ
(放射性気体廃棄物)

パラメータ	単位	数値	備考
乾燥沈着速度 (V_G) ※	m/s	1.0×10^{-2}	
相対濃度 (χ/Q)	s/m ³	2.0×10^{-4}	タービン建物から 南東方位：200 m
核種 i の崩壊定数 (λ_i) ※	s ⁻¹	4.2×10^{-9}	核種：C o - 60
粒子状放射性物質の沈着 を考慮する期間 (t_G) ※	s	3.2×10^7	1 年間
地表沈着核種 i の実効線 量係数 (K_{Ai}) ※	$\mu\text{Sv/y/Bq/m}^2$	2.2×10^{-2}	核種：C o - 60

※ 出典：ハンドブック

表 3 - 2 - 6 平常時における放射性気体廃棄物による周辺の公衆の
受ける実効線量

(単位： $\mu\text{Sv/y}$)

評価経路	対象物		地表沈着からのガンマ線 による実効線量 (D_A)
			核種：C o - 60
地表沈着	二次的な汚染 によるもの	金属	8.5×10^0
		コンクリート	1.9×10^{-4}
	放射化汚染 によるもの	金属	3.0×10^0
		コンクリート	1.3×10^0
	運転中廃棄物金属		7.8×10^{-3}
	合計		1.3×10^1

表 3 - 2 - 7 解体対象物の残存放射能

(単位 : Bq)

対象物		核種	解体対象物の核種 i の残存放射能 (A_{Ri})
放射化 金属	炉心支持構造物のうち 汽水分離器及びドライヤ	H - 3	9.4×10^8
		F e - 55	1.5×10^{11}
		C o - 60	1.6×10^{11}
	炉心支持構造物 (汽水分離器及びドライヤを除く。)	H - 3	3.8×10^{11}
		F e - 55	1.4×10^{14}
		C o - 60	1.6×10^{14}
運転中廃棄物		H - 3	9.7×10^{12}
		F e - 55	1.3×10^{14}
		C o - 60	1.7×10^{14}

注 原子炉運転停止後 4 年 (平成 27 年) 時点

表 3 - 2 - 8 水中浮遊物の発生割合及び除染係数

パラメータ		数値
解体工事に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合 (F_L)	H - 3	1
	F e - 55, C o - 60	0.0035
放射性液体廃棄物処理時の除染係数 (D_{F3})		1.0×10^5

注 出典 : ハンドブック

表 3 - 2 - 9 放射性液体廃棄物の年間放出量

(単位 : Bq)

対象物		核種	解体工事に伴う核種 i の海洋への放出量 (Q_{Li})
放射化 金属	炉心支持構造物のうち 汽水分離器及びドライヤ	H - 3	1.4×10^7
		F e - 55	7.1×10^1
		C o - 60	7.4×10^1
	炉心支持構造物 (汽水分離器及びドライヤを除く。)	H - 3	5.4×10^9
		F e - 55	6.5×10^4
		C o - 60	7.4×10^4
運転中廃棄物		H - 3	2.0×10^8
		F e - 55	2.6×10^4
		C o - 60	3.3×10^4
合計			5.6×10^9

表 3 - 2 - 1 0 実効線量の評価に使用するパラメータ
(放射性液体廃棄物) (1 / 2)

パラメータ	単位	数値	備考
核種 i に関する海浜砂からのガンマ線による実効線量係数 (K_{Si}) *	$\mu\text{ Sv/h/Bq/kg}$	4.3×10^{-12}	核種 : H - 3
		0	核種 : F e - 55
		4.7×10^{-4}	核種 : C o - 60
被ばく時間 (t_S) *	h / y	5.0×10^2	
核種 i の海水中から海浜砂への移行係数 (F_{Si}) *	m^3 / kg	1.0×10^{-3}	核種 : H - 3
		1.0×10^0	核種 : F e - 55
		1.0×10^0	核種 : C o - 60
海浜砂からの被ばくを考慮する地点の海水希釈係数 (C_S) *	—	1.0×10^0	海水希釈なし
年間の希釈水量 (w)	m^3	2.0×10^9	原子炉設置許可を受けた値
核種 i の経口摂取による実効線量係数 (K_{Fi}^{50}) *	$\mu\text{ Sv/Bq}$	4.2×10^{-5}	核種 : H - 3
		3.3×10^{-4}	核種 : F e - 55
		3.4×10^{-3}	核種 : C o - 60

※ 出典 : ハンドブック

表 3 - 2 - 1 0 実効線量の評価に使用するパラメータ
(放射性液体廃棄物) (2 / 2)

パラメータ		単位	数値	備考
海産物 k の摂取量 (W_k) *	魚類	g / d	2.0×10^2	
	無脊椎動物		2.0×10^1	
	海藻類		4.0×10^1	
核種 i の崩壊定数 (λ_i) *		s^{-1}	1.8×10^{-9}	核種 : H - 3
			8.1×10^{-9}	核種 : F e - 55
			4.2×10^{-9}	核種 : C o - 60
海産物 k の採取から摂取までの時間 (t_k) *		s	0	安全側に設定
核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 (K_{Fki}) *	魚類	m^3 / kg	1.0×10^{-3}	核種 : H - 3
			3.0×10^0	核種 : F e - 55
			1.0×10^{-1}	核種 : C o - 60
	無脊椎動物	m^3 / kg	1.0×10^{-3}	核種 : H - 3
			2.0×10^1	核種 : F e - 55
			1.0×10^0	核種 : C o - 60
	海藻類	m^3 / kg	1.0×10^{-3}	核種 : H - 3
			5.0×10^1	核種 : F e - 55
			1.0×10^0	核種 : C o - 60

※ 出典 : ハンドブック

表 3 - 2 - 1 1 平常時における放射性液体廃棄物による周辺の公衆
の受ける実効線量

(単位 : $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

評価経路	対象物		核種	実効線量
海浜砂 (D_S)	放射 化 金属	炉心支持構造物のうち 汽水分離器及びドライヤ	C o - 60	3.8×10^{-7}
		炉心支持構造物 (汽水分離器及びドライ ヤを除く。)	C o - 60	7.2×10^{-4}
	運転中廃棄物		C o - 60	5.8×10^{-4}
海産物摂取 (D_L)	放射 化 金属	炉心支持構造物のうち 汽水分離器及びドライヤ	H - 3	1.2×10^{-6}
			F e - 55	5.3×10^{-7}
			C o - 60	1.6×10^{-7}
		炉心支持構造物 (汽水分離器及びドライ ヤを除く。)	H - 3	8.8×10^{-4}
			F e - 55	9.3×10^{-4}
			C o - 60	3.0×10^{-4}
	運転中廃棄物		H - 3	5.9×10^{-5}
			F e - 55	6.7×10^{-4}
			C o - 60	2.4×10^{-4}
合計				4.4×10^{-3}

表 3-2-1-2 直接線及びスキャンイン線の評価条件

項目		評価条件
放射性固体廃棄物の仕様	原子炉建物地階	容器寸法 : 1.6 m × 1.6 m × 1.6 m 核種 : Co-60 線量率 : 10 mSv/h (表面)
	タービン建物 1 階	容器寸法 : 1.6 m × 1.6 m × 1.6 m 核種 : Co-60 線量率 : 2 mSv/h (表面), 100 μSv/h (表面より 1 m)
線源想定	原子炉建物地階	線源形状 : 円柱 線源寸法 : 半径 18.6 m, 高さ 4.8 m ・ 線源寸法の半径は, 原子炉建物の建屋外壁直径から壁厚さを差し引いた値とした。実際は, 内側に原子炉格納容器があるため, アニュラス形状となるが, 保守的に円柱とした。 ・ 線源寸法の高さについては, 1.6 m 高さの容器の三段積みを想定した。
	タービン建物 1 階	線源形状 : 立方体 線源寸法 : 縦 30.75 m, 横 40 m, 高さ 4.8 m ・ 線源寸法の縦, 横は, タービン建物 1 階のうち, 管理区域境界の線量要件 (1.3 mSv/3ヶ月) を考慮するとともに, 通路, 搬入口エリア前及びアクセスが困難な場所を除いた保管可能なエリアを想定した。 ・ 線源寸法の高さについては, 1.6 m 高さの容器の三段積みを想定した。
天井厚	原子炉建物地階	考慮せず
	タービン建物 1 階	考慮せず

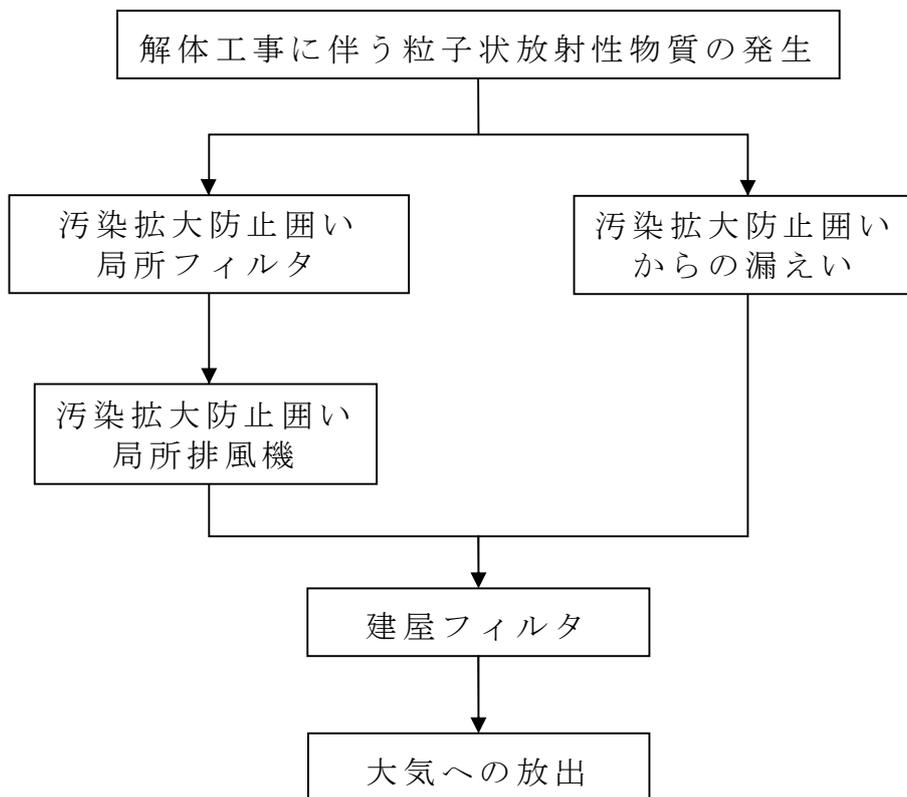
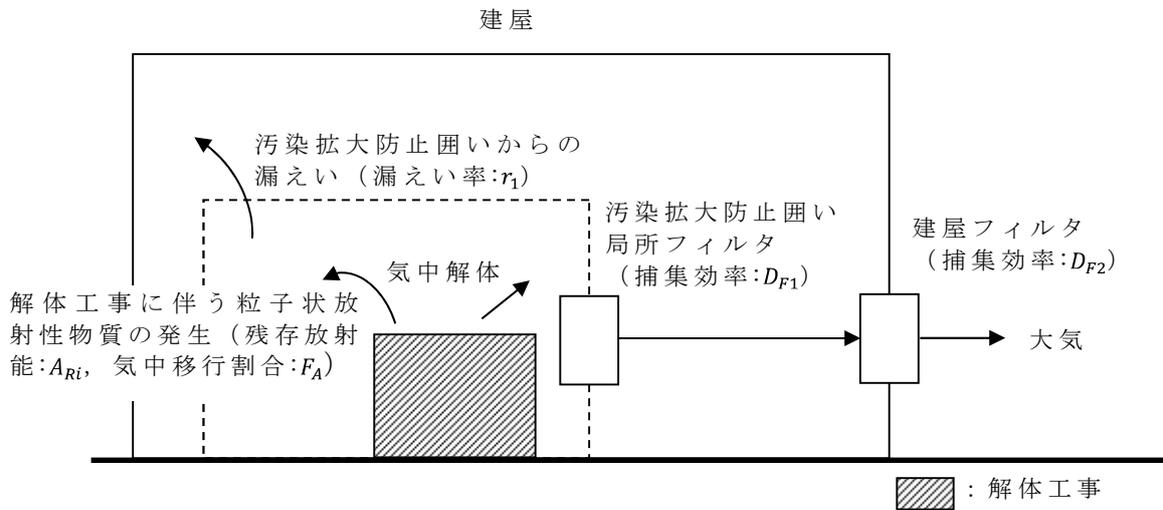


図 3 - 2 - 1 解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の大気への想定移行フロー

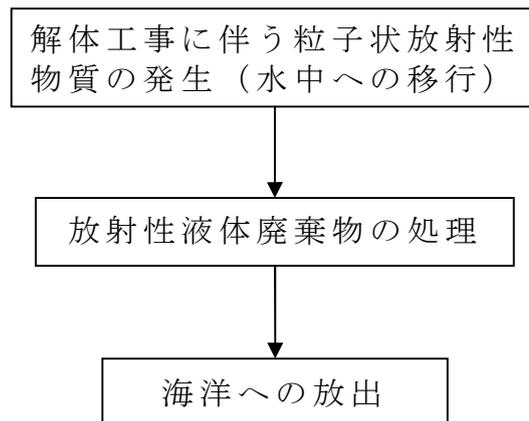
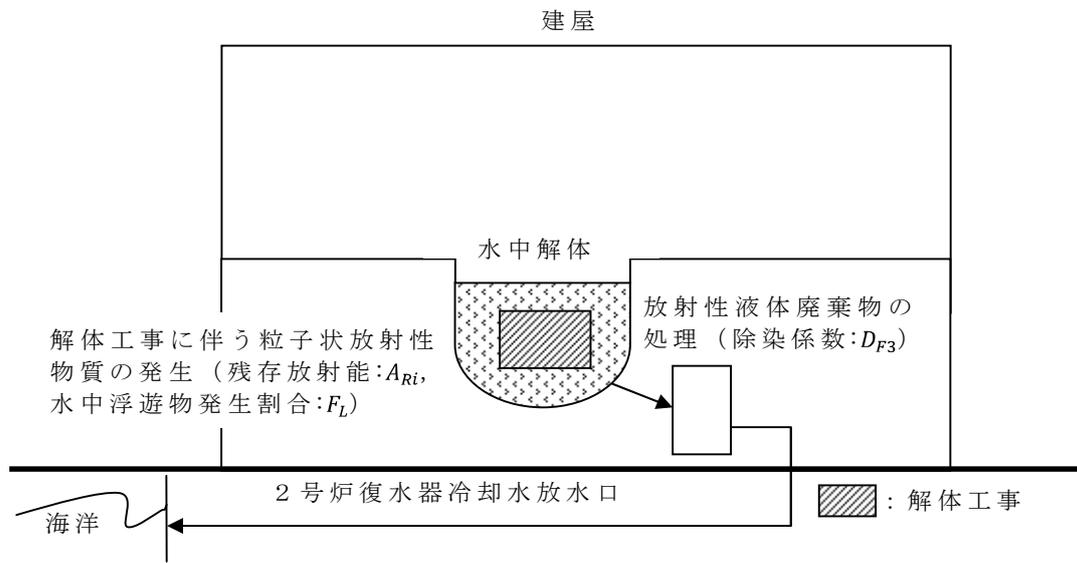


図 3 - 2 - 2 解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の海洋への
想定移行フロー

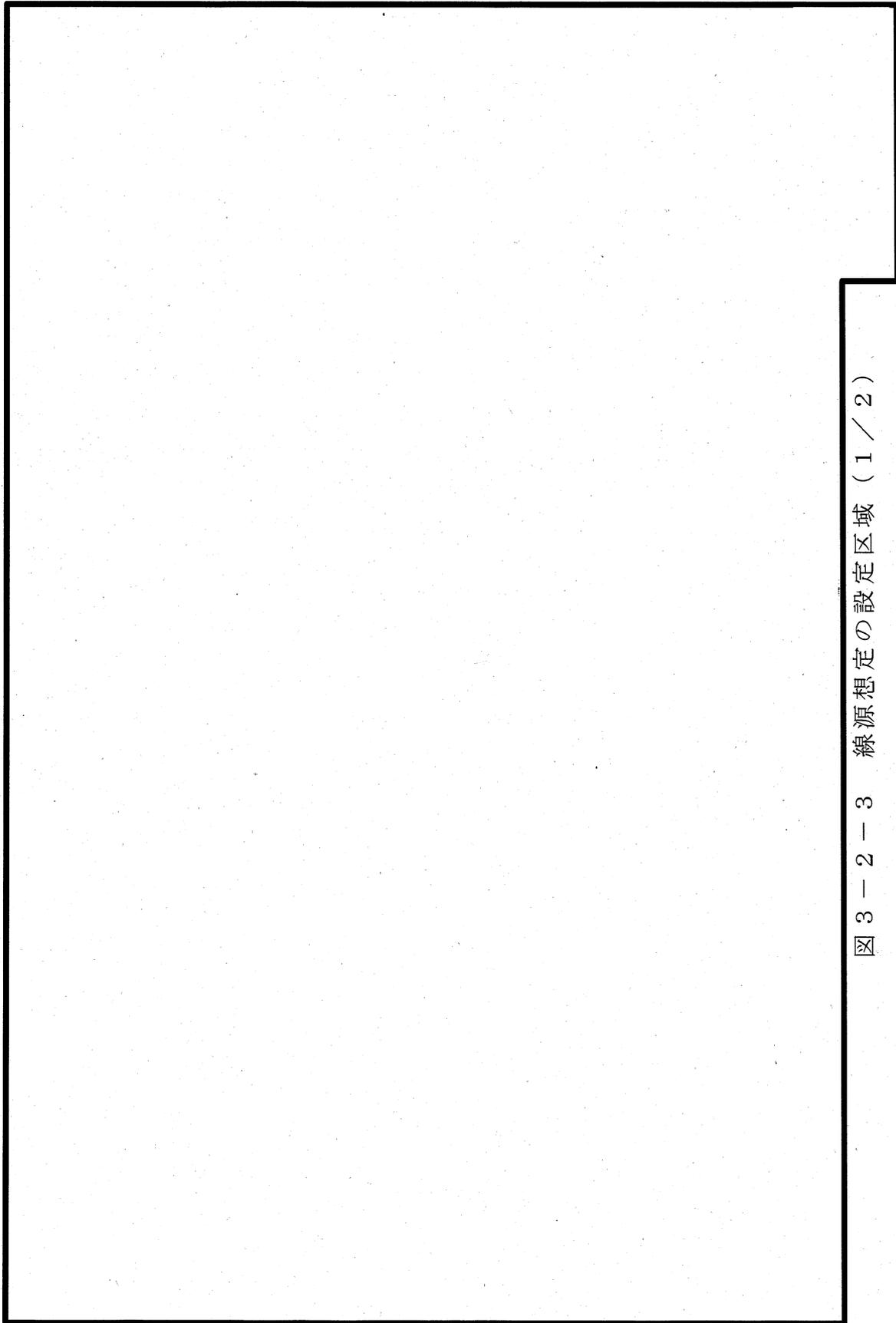
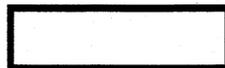


図 3-2-3 線源想定の設定区域 (1/2)



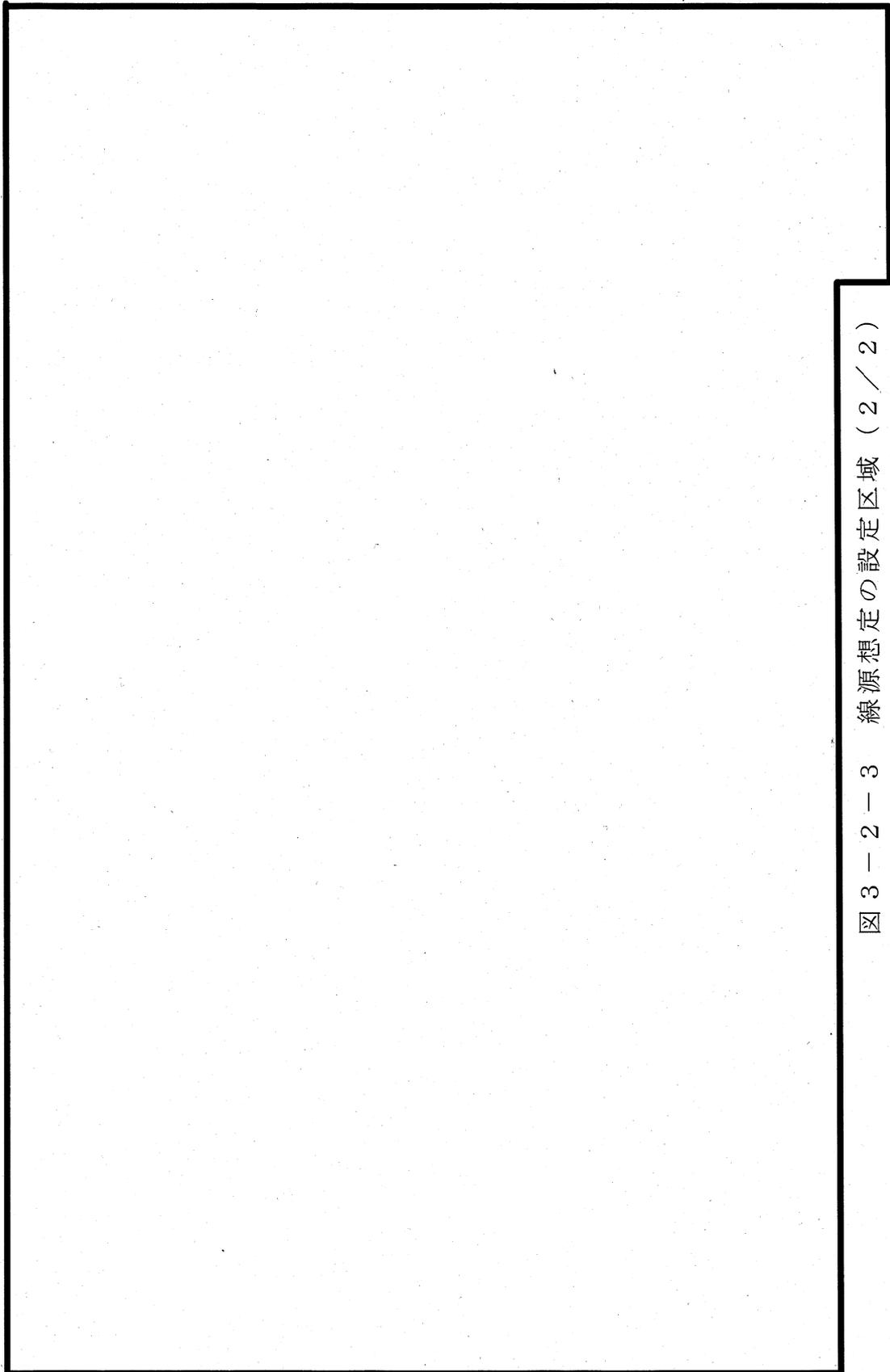
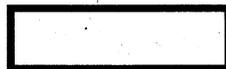


図 3 - 2 - 3 線源想定線の設定区域 (2 / 2)



添付書類 四

廃止措置中の過失，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事故の種類，程度，影響等に関する説明書

1号原子炉施設の廃止措置期間中に想定される過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害があった場合に、放射性物質の放出を伴う事故とその影響を選定し、周辺の公衆の最大の実効線量を評価する。

1 事故時における周辺の公衆の線量評価

廃止措置期間中の事故時における周辺の公衆の線量評価は、安全確保の基本的考え方に従い、想定する起因事象から想定される事故の代表性、それに伴う放射性物質の放出量を勘案し選定した、周辺の公衆の被ばくが最大となると想定される事故について、気象指針に示された評価式を用いて、大気への放出量を算出した上で、実効線量を評価する。評価に当たっては、以下を考慮する。

(1) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（以下「安全評価指針」という。）

(2) ハンドブック

2 想定する事故事象

放射性物質の飛散、漏出につながる事故の起因事象ごとに、事故事象を想定する。1号原子炉施設の廃止措置計画を踏まえると、事故事象の想定に当たり、ハンドブックに記載された起因事象の抽出の条件と基本的に同様の絞り込みの考え方が採用できる。具体的には、ハンドブックに記載された起因事象ごとに事故の潜在的危険性を確認する見地から、事故時の大気への放出が多くなると考えられる設備を抽出する。抽出した結果は以下のとおりである。

(1) 火災

廃止措置対象施設は、可能な限り不燃性又は難燃性となっているため、

施設の火災は想定しない。解体工事において、使用する可燃性の工事用資機材等の火災により、核燃料物質によって汚染された物が加熱されて付着している粒子状放射性物質が飛散することを想定する。また、粒子状放射性物質が蓄積したフィルタの火災により、付着している粒子状放射性物質が飛散すること等も想定する。

(2) 爆発

解体工事において、大規模な爆破工法を採用しないとともに、可燃性ガスを使用する解体工法を採用する場合には十分な安全確保対策を講じることから、建屋等の破壊に至るような大規模な爆発は想定しない。解体工事において、使用する可能性のある比較的少量の可燃性ガスが漏えいし、それが何らかの原因で爆発して、核燃料物質によって汚染された物に付着している粒子状放射性物質が飛散することを想定する。また、粒子状放射性物質が蓄積したフィルタが何らかの原因で爆発して、付着している粒子状放射性物質が飛散すること等も想定する。

(3) 落下

原子炉本体等解体準備期間には、使用済燃料プールにおいて使用済燃料の搬出作業が行われることから、貯蔵中の使用済燃料を取り扱う際に燃料集合体が落下して破損することを想定する。

また、解体工事において、切断片を取り扱う際は事故防止対策を講じるが、切断片が万が一何らかの原因で落下して破損することを想定する。さらに、粒子状放射性物質が蓄積したフィルタが交換作業中に何らかの原因で落下して、破損すること等も想定する。

(4) 衝突

解体工事において、重量物を取り扱う際には衝突により機械的衝撃を与えることがないように事故防止対策を講じるが、核燃料物質によって汚染

された物が、万が一何らかの原因で移送中の重量物に衝突されて、破損することを想定する。また、粒子状放射性物質が蓄積したフィルタが、万が一何らかの原因で移送中の重量物に衝突されて、破損すること等も想定する。

(5) 動的機器の機能停止

解体工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断等を行う際には必要に応じ拡散防止措置の一つとして、動的機器である局所排風機を用いる場合がある。このため、何らかの原因により局所排風機が停止し、拡散防止措置が損なわれることを想定する。

(6) 弁の誤開閉

解体工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断等を行う際には必要に応じ拡散防止措置の一つとして、動的機器である局所排風機を用いる場合がある。このため、何らかの原因により局所排風機のバウンダリを構成する弁が誤って開放されることを想定する。

(7) 異常切断

解体工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断等を行う際には必要に応じ拡散防止措置を講じる場合がある。このため、拡散防止措置が誤った切断により損なわれること等を想定する。

(8) 外部電源の喪失

解体工事において、核燃料物質によって汚染された物の切断等を行う際には必要に応じ拡散防止措置の一つとして、動的機器である局所排風機を用いる場合がある。このため、外部電源の喪失により局所排風機が停止し、拡散防止措置が損なわれることを想定する。

なお、次の事象については、以下の理由により、事故の起因事象としては

想定しない。

(9) 地震

地震は、原子炉設置許可を受けた耐震設計が考慮された原子炉施設を必要な期間継続して維持管理することから、起因事象としては想定しない。

上記で抽出した設備から、さらに起因事象ごとに事故時の大気への放出が最大となると考えられる設備について選定した上で、類似した事象を次のとおり整理する。

原子炉設置許可を受けた事故評価を参考に、燃料集合体の落下事故による希ガス及びヨウ素の放出を想定する。また、粒子状放射性物質の移動経路を考慮した上で、(1) 火災、(2) 爆発又は(3) 落下による、核燃料物質によって汚染された物の解体工事における原子炉建物フィルタの破損事故及び(4) 衝突による、核燃料物質によって汚染された物の破損事故に伴う粒子状放射性物質の放出を想定する。(5) 動的機器の機能停止又は(8) 外部電源の喪失による、核燃料物質によって汚染された物の解体工事における局所排風機の停止事故及び(6) 弁の誤開閉又は(7) 異常切断による、拡散防止措置の不備等のバウンダリ破損事故については、事故が判明した時点で解体工事を停止することで、粒子状放射性物質の大気への放出を制限できるため、放出源となる粒子状放射性物質の移動経路が同一となる(4) 衝突による、核燃料物質によって汚染された物の破損事故の放出量に包絡される。

以上のことから、大気へ放射性物質を放出させる可能性のある事象として、以下の場合を評価する。

- a. 燃料集合体の落下事故
- b. 核燃料物質によって汚染された物の解体工事における原子炉建物フィルタの火災、爆発又は落下による破損事故

c. 核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故

3 想定事故の概要及び評価条件

3. 1 燃料集合体の落下事故

(1) 評価の概要

原子炉設置許可を受けた燃料集合体の落下事故評価を参考として、使用済燃料の放射能の減衰を考慮して評価を行う。

使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料の取扱い作業において、燃料集合体1体が落下し、燃料被覆管が破損して、燃料棒ギャップ内の核分裂生成物が大気へ放出される場合を想定する。大気への放出量から周辺の公衆の実効線量を評価する。

(2) 評価条件

原子炉設置許可を受けた評価では、燃料棒の破損本数については、炉心上部で取扱い中の燃料集合体が落下し、炉心内の燃料集合体と数度にわたって非弾性衝突を起こすとして、最大の破損本数を見込み、燃料集合体に換算して2.3体相当以下としている。

使用済燃料プールにおいて取扱い中の燃料集合体が使用済燃料ラックへ落下した場合は、原子炉設置許可を受けた評価での想定に比べ落下高さが小さいことから、原子炉設置許可を受けた評価と同じ2.3体相当以下の破損が起きることを想定する。

燃料棒ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉停止後の時間が経過しても残存する $Kr-85$ 及び $I-129$ について、燃料棒の全蓄積量に対して30%とする。

非常用ガス処理系によるヨウ素の除去を考慮しないこととし、原子炉建物内に放出された核分裂生成物は減衰することなく、大気へ放出されるも

のとする。

3. 2 原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下による破損事故

(1) 評価の概要

核燃料物質によって汚染された物の解体工事において，原子炉建物フィルタが火災，爆発又は落下により破損し，原子炉建物フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が瞬時に大気へ放出される場合を想定する。大気への放出量から周辺の公衆の実効線量を評価する。

(2) 評価条件

線量評価に用いる放射能は，「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で評価する原子炉運転停止後4年（平成27年）のものとし，解体工事の工程による放射能減衰を考慮せずに評価する。

原子炉建物フィルタへの付着を考慮する放射性物質の発生源として，炉心支持構造物等の解体対象物の水中解体に伴い発生する放射性の水中浮遊物の一部が，気中に移行して浮遊する粒子状放射性物質を考慮する。

また，炉心支持構造物等以外の放射化汚染及び二次的な汚染のある解体対象物の気中解体に伴い発生する粒子状放射性物質を考慮する。

浮遊する粒子状放射性物質は，局所フィルタに捕集されないものとする。

廃止措置期間中の原子炉建物フィルタの交換は考慮しない。原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下により，原子炉建物フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が気中へ放出される。

3. 3 核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故

(1) 評価の概要

重量物の移送作業において，核燃料物質によって汚染された物が重量物

に衝突されて破損し、核燃料物質によって汚染された物に付着している粒子状放射性物質の一部が作業環境に飛散することにより、粒子状放射性物質が建屋排風機を通過して、大気へ放出される場合を想定する。大気への放出量から周辺の公衆の実効線量を評価する。

(2) 評価条件

線量評価に用いる放射能は、「添付書類五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」で評価する原子炉運転停止後4年（平成27年）のものとし、解体工事の工程による放射能減衰を考慮せずに評価する。

建屋内の作業環境に飛散した粒子状放射性物質は建屋排風機を通過時にその一部が捕集され、捕集されずに通過した粒子状放射性物質が大気へ放出される。

4 放出量の評価式

想定事故に伴う放射性物質の大気への放出量を次式により評価する。

4. 1 燃料集合体の落下事故

(1) 大気への希ガス放出量の評価

$$Q_{Ri} = A_{Ri}$$

ここで、

Q_{Ri} : 事故Rによる核種iの大気への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 事故Rに関連する機器の核種iの放射能 (Bq)

(2) 大気へのよう素放出量の評価

$$Q_{Ri} = A_{Ri} \cdot \left\{ \frac{R_{ij}}{D_{Fw}} + (1 - R_{ij}) \right\}$$

ここで、

Q_{Ri} : 事故Rによる核種iの大気への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 事故Rに関連する機器の核種iの放射能 (Bq)

R_{iI} : よう素中の無機よう素の割合 (—)

D_{FW} : 無機よう素の水中での除染係数 (—)

4. 2 原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下による破損事故

$$Q_{Ri} = A_{Ri} \cdot F_R$$

ここで，

Q_{Ri} : 事故Rによる核種iの大気への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 事故Rに関連する機器の核種iの放射能 (Bq)

F_R : 事故Rにおける粒子状放射性物質の気中移行割合 (—)

4. 3 核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故

$$Q_{Ri} = A_{Ri} \cdot F_R \cdot (1 - D_{Fb})$$

ここで，

Q_{Ri} : 事故Rによる核種iの大気への放出量 (Bq)

A_{Ri} : 事故Rに関連する機器の核種iの放射能 (Bq)

F_R : 事故Rにおける粒子状放射性物質の気中移行割合 (—)

D_{Fb} : 建屋フィルタの捕集効率 (—)

放射性物質の大気への放出量評価に使用するパラメータを表4-4-1に示し，燃料集合体の落下事故における希ガスの大気への放出過程を図4-4-1，燃料集合体の落下事故におけるよう素の大気への放出過程を図4-4-2，原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下による破損事故における粒子状放射性物質の大気への放出過程を図4-4-3，核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故における粒子状放射性物質の大気への放出過程を図4-4-4に示す。

5 評価経路

燃料集合体の落下事故において大気へ放出される放射性物質は、希ガス及びよう素であることから、放射性雲からの外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばくについて評価する。

原子炉建物フィルタの火災、爆発又は落下による破損事故及び核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故については、大気へ放出される放射性物質が主に粒子状であることから、被ばく経路には、短期的に被ばくする経路（放射性雲からの外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばく）及び放射性物質の放出後に長期的に被ばくする経路（地表沈着による外部被ばく及び農産物摂取による内部被ばく）がある。事故時においては、長期的に被ばくする経路（地表沈着による外部被ばく及び農産物摂取による内部被ばく）については、付近への立入制限、土地表面の除染、農産物の摂取制限等の措置により適切に制限することが可能であると考えられることから、短期的に被ばくする経路（放射性雲からの外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばく）について考慮する。全ての放射性物質が、それぞれ放射性雲からの外部被ばくと呼吸摂取による内部被ばくの経路に移行したと仮定して線量を評価する。

6 線量評価に使用する気象データ

大気へ放出された放射性物質による線量評価に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) は、「添付書類三 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書」と同様、敦賀発電所の敷地における1年間の気象観測値（平成18年2月から平成19年1月までのデータ）を使用して、気象指針に示された方法に従って求めたものを用いる。

実効的な放出継続時間を1時間とし、16方位の着目地点について相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q) を求める。このようにして求めた値を累積し、

年間累積出現頻度が97%に相当する値のうち、最大となる値を設定する。

7 実効線量の評価

事故時における周辺の公衆の線量評価は、以下のとおり行う。

評価対象核種として、評価経路における線量評価結果が1%以上の寄与がある核種を選定する。

(1) 放射性雲からの外部被ばく

放射性雲からの外部被ばくの実効線量評価は、以下のとおり行う。

$$H_{rD} = \sum_i H_{rDi}$$

$$H_{rDi} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_i$$

ここで、

H_{rD} : 放射性雲からの外部被ばくによる実効線量 (Sv)

H_{rDi} : 核種*i*の放射性雲からの外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

D/Q : 事故時の相対線量 (Gy/Bq)

Q_i : 事故時の核種*i*の放出量 (Bq) (ガンマ線実効エネルギー0.5 MeV換算値)

(2) 呼吸摂取による内部被ばく

呼吸摂取による内部被ばくの実効線量評価は、以下のとおり行う。

$$H_{BD} = \sum_i H_{BDi}$$

$$H_{BDi} = M_a \cdot H_\infty \cdot 10^3 \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i$$

ここで、

H_{BD} : 呼吸摂取による内部被ばくの実効線量 (mSv)

H_{BDi} :核種iの呼吸摂取による内部被ばくの実効線量 (mSv)

M_a :活動時の呼吸率 (m^3/s)

H_{∞} :核種iの呼吸摂取による実効線量係数 ($\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)

χ/Q :事故時の相対濃度 (s/m^3)

Q_i :事故時の核種iの放出量 (Bq)

外部被ばく及び内部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータを表4-7-1, 外部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータを表4-7-2, 内部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータを表4-7-3に示す。

8 評価結果

廃止措置期間中における想定事故時の実効線量の評価結果を表4-8-1に示す。これらの想定事故のうち最大の実効線量は、核燃料物質によって汚染された物の解体工事における原子炉建物フィルタの火災、爆発又は落下による破損事故の約 4.2×10^{-2} mSvとなり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

表 4-4-1 放射性物質の大気への放出量評価に使用するパラメータ

(1/2)

パラメータ	単位	数値		備考
事故Rに関連する機器の核種 <i>i</i> の放射能 (A_{Ri})	Bq	Kr-85	3.4×10^{11}	破損した燃料棒ギャップ内 ^{※1}
		I-129	2.3×10^8	
		Fe-55	1.2×10^{10}	原子炉建物フィルタ ^{※2}
		Co-60	6.3×10^9	
		Pu-238	2.2×10^5	
		Pu-239	7.7×10^5	
		Pu-240	4.6×10^5	
		Pu-241	1.9×10^7	
		Am-241	8.9×10^4	
		Fe-55	1.1×10^{12}	核燃料物質によって汚染された物 ^{※2}
		Co-60	6.2×10^{11}	
		Pu-238	1.9×10^7	
		Pu-239	7.3×10^7	
		Pu-240	4.4×10^7	
Pu-241	1.4×10^9			
Am-241	7.9×10^6			

※1 Kr-85はガンマ線実効エネルギー0.5 MeV換算値, I-129はI-131等価量

※2 外部被ばくの実効線量評価においては,表4-7-2の核種*i*のガンマ線実効エネルギーを用いて0.5 MeV換算値に換算する。

表 4-4-1 放射性物質の大気への放出量評価に使用するパラメータ

(2/2)

パラメータ	単位	数値	備考
よう素中の無機よう素の割合 (R_{II})	—	0.99	原子炉設置許可を受けた値
無機よう素の水中での除染係数 (D_{FW})	—	500	原子炉設置許可を受けた値
事故Rにおける粒子状放射性物質の 気中移行割合 (F_R) ※	—	1	原子炉建物フィルタに捕集された粒子状放射性物質
		0.1	核燃料物質によって汚染された物から飛散する粒子状放射性物質
建屋フィルタの捕集効率 (D_{Fb}) ※	—	0.99	

※ 出典：ハンドブック

表 4-7-1 外部被ばく及び内部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータ

パラメータ	単位	数値	備考
空気カーマから実効線量への換算係数 (K) ※1	Sv/Gy	1	
核種 i のガンマ線実効エネルギー (E_i)	MeV	表 4-7-2 参照	
活動時の呼吸率 (M_a) ※2	m ³ /s	8.6×10^{-5}	小児の活動時
核種 i の呼吸摂取による実効線量係数 (H_∞)	μ Sv/Bq	表 4-7-3 参照	
事故時の相対線量 (D/Q)	Gy/Bq	5.1×10^{-18}	タービン建物から北東方位, 風下距離510 m
事故時の相対濃度 (χ/Q)	s/m ³	5.3×10^{-4}	タービン建物から北東方位, 風下距離510 m

※1 出典：ハンドブック

※2 出典：安全評価指針

表 4-7-2 外部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータ

(単位：MeV)

パラメータ	核種	数値
核種 <i>i</i> のガンマ線 実効エネルギー (E_i)	Fe-55	1.7×10^{-3}
	Co-60	2.5×10^0
	Pu-238	1.8×10^{-3}
	Pu-239	9.1×10^{-4}
	Pu-240	1.7×10^{-3}
	Pu-241	1.4×10^{-1}
	Am-241	3.3×10^{-2}

注 出典：ハンドブック

表 4-7-3 内部被ばくの実効線量評価に使用するパラメータ

(単位： $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$)

パラメータ	核種	数値	備考
核種 <i>i</i> の呼吸摂取による実効線量係数 (H_{∞})	Fe-55 ^{※1}	3.2×10^{-3}	
	Co-60 ^{※1}	8.6×10^{-2}	
	I-131 ^{※2}	1.6×10^{-1}	I-129の放出量をI-131等価量として実効線量を評価
	Pu-238 ^{※1}	1.9×10^2	
	Pu-239 ^{※1}	2.0×10^2	
	Pu-240 ^{※1}	2.0×10^2	
	Pu-241 ^{※1}	2.9×10^0	
	Am-241 ^{※1}	1.8×10^2	

※1 出典：ハンドブック

※2 出典：安全評価指針

表 4-8-1 廃止措置期間中における想定事故時の実効線量の評価結果

(単位：mSv)

事象	核種	実効線量
燃料集合体の落下事故	希ガス	1.7×10^{-3}
	よう素	2.0×10^{-5}
	合計	1.7×10^{-3}
核燃料物質によって汚染された物の解体工事における原子炉建物フィルタの火災, 爆発又は落下による破損事故	Fe-55	1.6×10^{-3}
	Co-60	2.5×10^{-2}
	Pu-238	1.9×10^{-3}
	Pu-239	6.9×10^{-3}
	Pu-240	4.2×10^{-3}
	Pu-241	2.4×10^{-3}
	Am-241	7.2×10^{-4}
	合計	4.2×10^{-2}
核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故	Fe-55	1.5×10^{-4}
	Co-60	2.4×10^{-3}
	Pu-238	1.6×10^{-4}
	Pu-239	6.5×10^{-4}
	Pu-240	3.9×10^{-4}
	Pu-241	1.8×10^{-4}
	Am-241	6.4×10^{-5}
	合計	4.0×10^{-3}

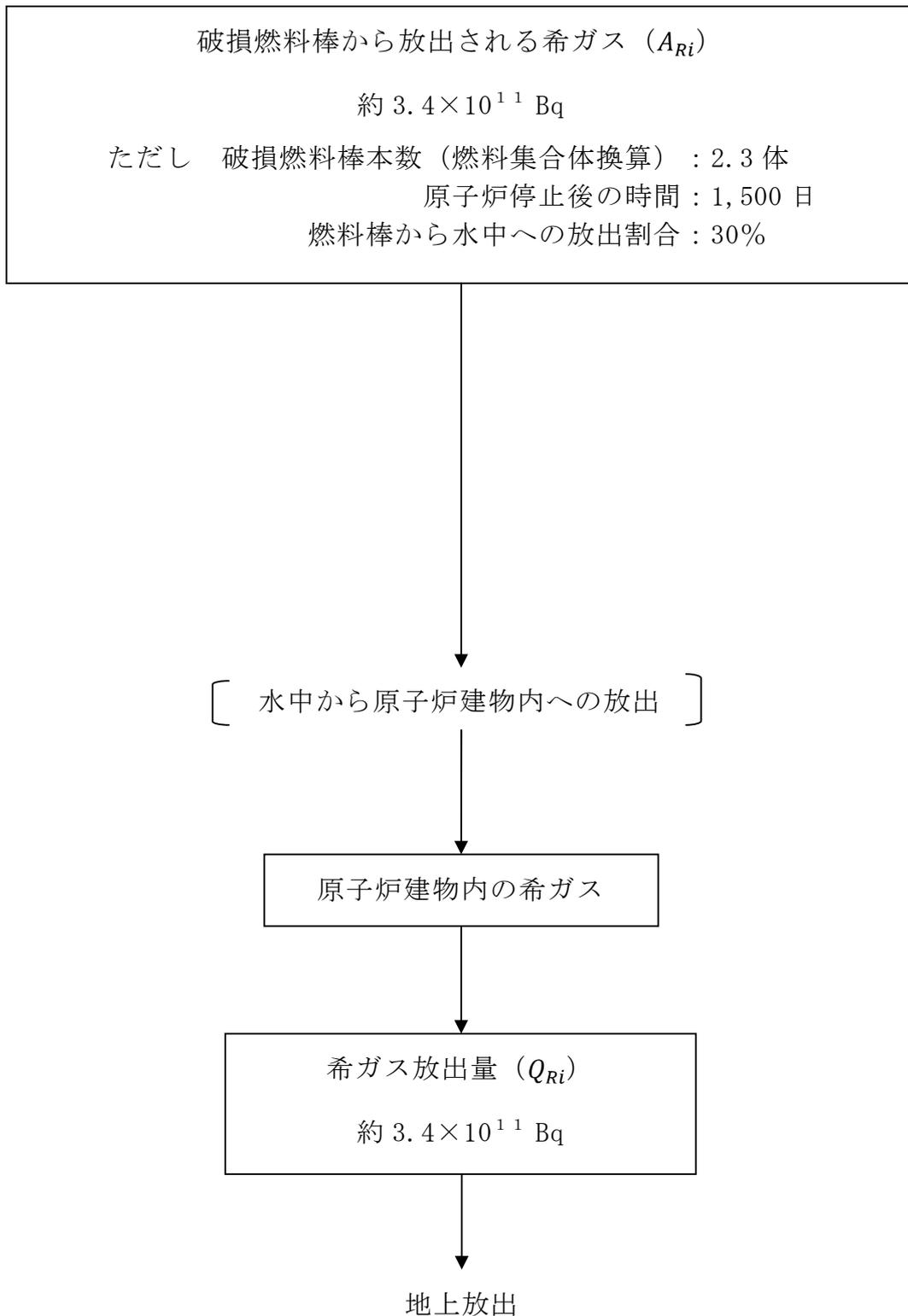


図 4 - 4 - 1 燃料集合体の落下事故における希ガスの大気への放出過程

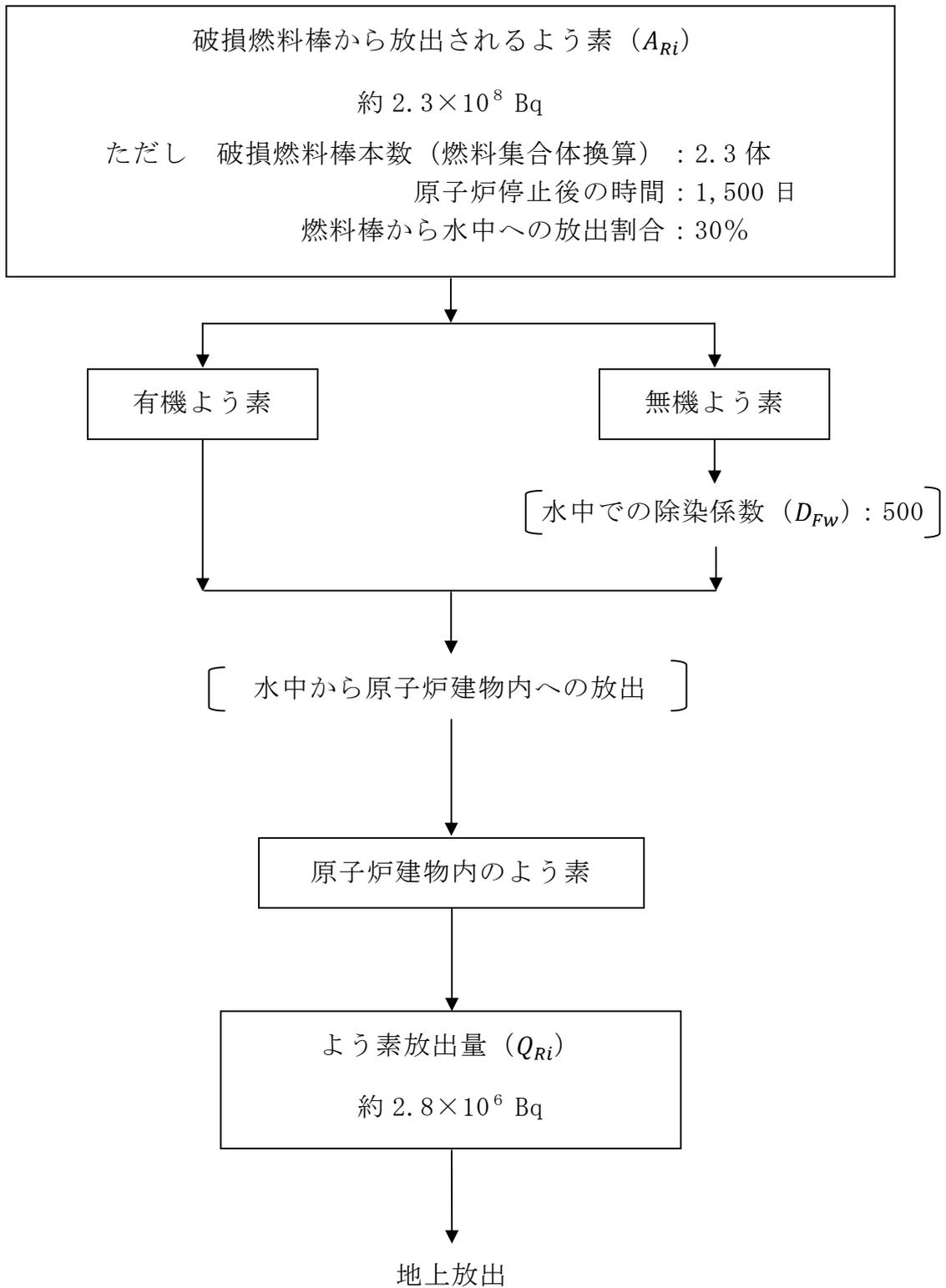


図 4 - 4 - 2 燃料集合体の落下事故におけるよう素の大気への放出過程

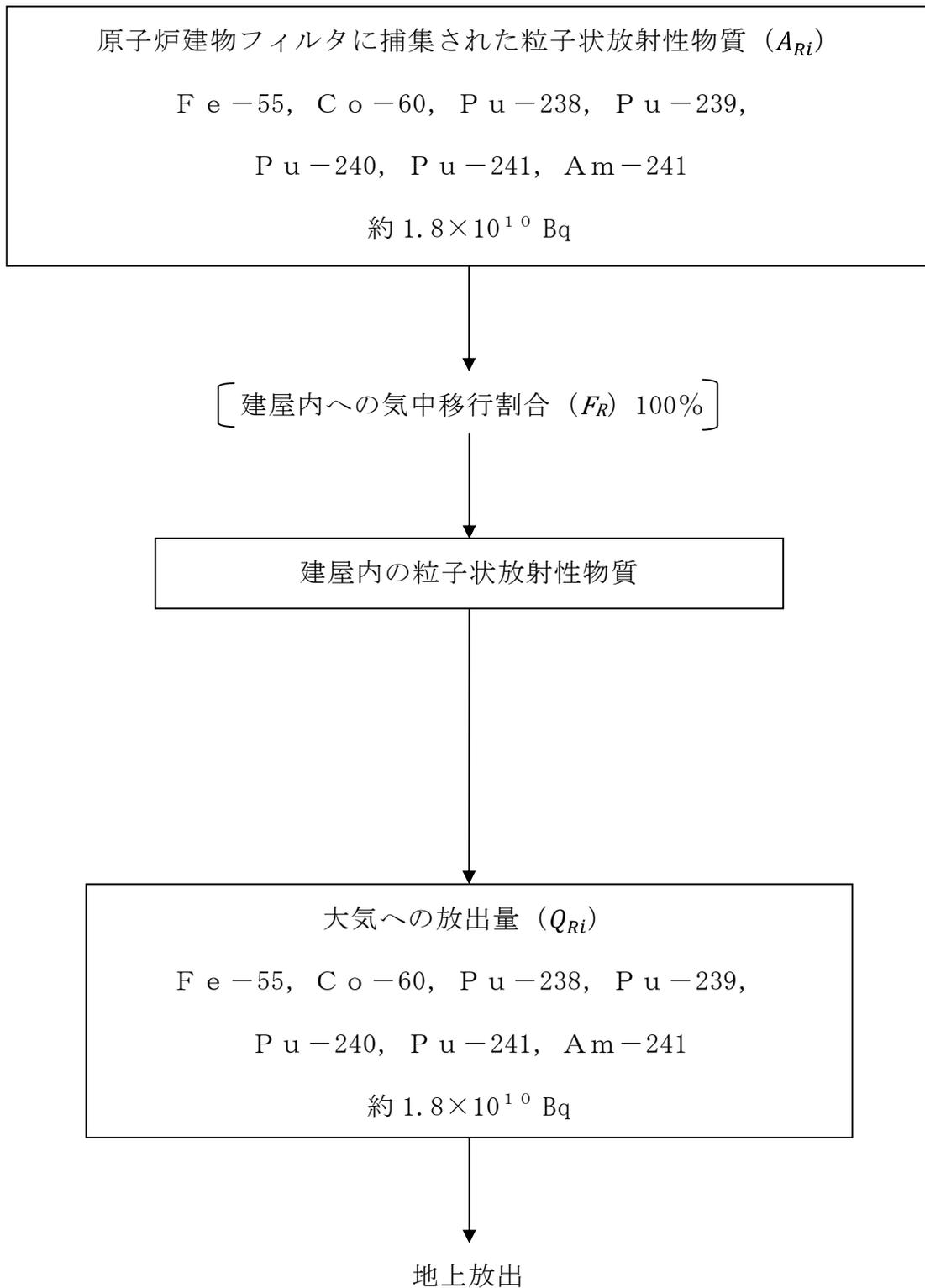


図 4 - 4 - 3 原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下による破損事故
における粒子状放射性物質の大気への放出過程

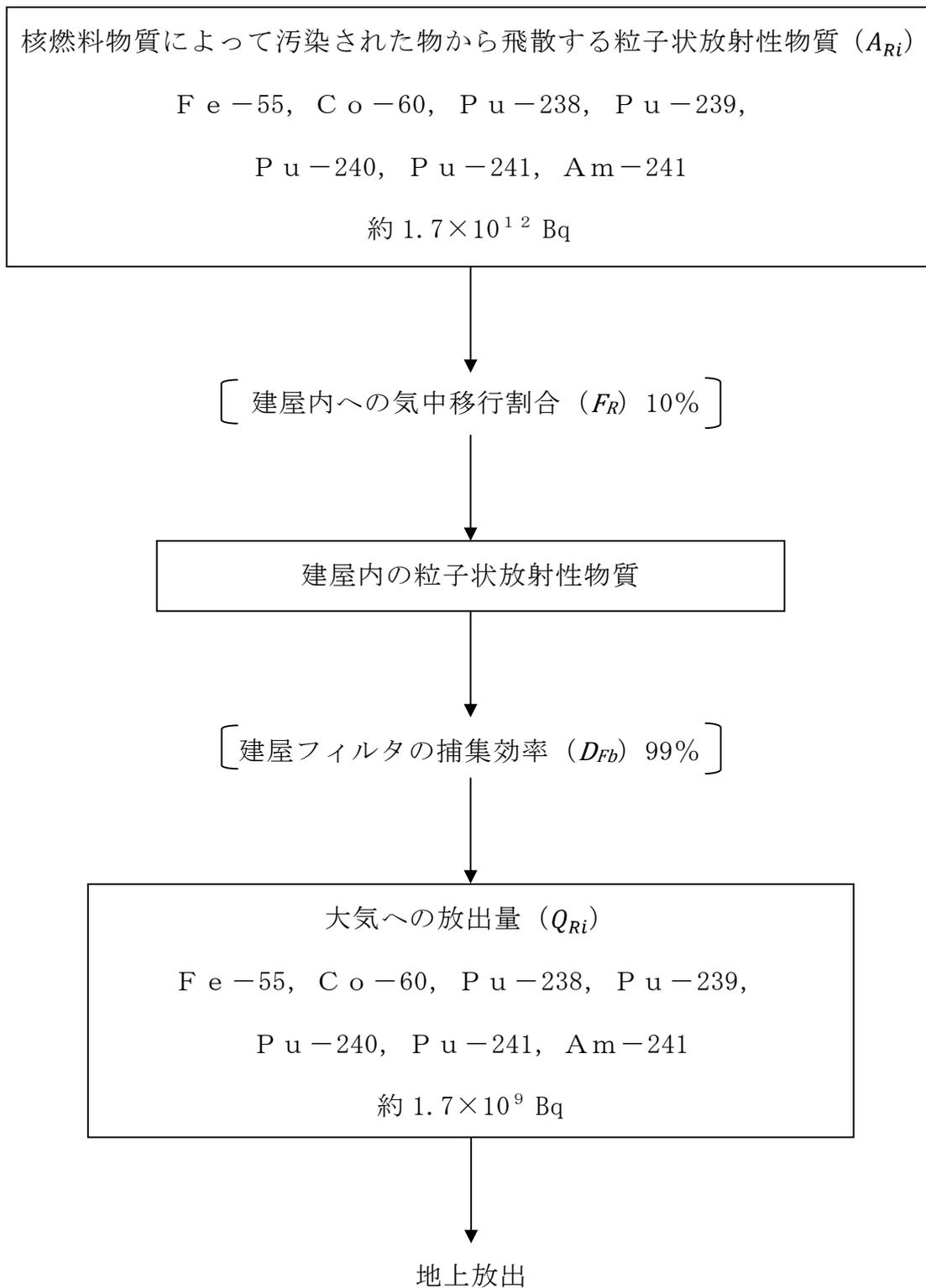


図 4-4-4 核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故における粒子状放射性物質の大気への放出過程

添付書類 五

核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

廃止措置対象施設に残存する放射化汚染及び二次的な汚染による放射性物質並びに原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物について、放射能及び汚染の分布とその評価方法を示す。

また、放射性固体廃棄物の管理を適切に行うため、分類ごとの発生量を評価した結果を示す。

1 汚染状況調査の対象

廃止措置対象施設に残存する放射性物質による汚染状況調査の対象を、その起源によって放射化汚染と二次的な汚染に分類する。

また、原子炉運転中に発生し、廃止措置計画策定時点において、貯蔵又は保管された放射性固体廃棄物について調査を行う。

(1) 放射化汚染

廃止措置対象施設に残存する放射能であって、原子炉運転中に原子炉内、ドライウェル内及び使用済燃料プール内の構造物、生体しゃへい体等が、中性子照射されることによって生成された放射性物質による汚染をいう。

(2) 二次的な汚染

廃止措置対象施設に残存する放射能であって、原子炉運転中に、放射化された炉内構造物が冷却材中に溶出したもの及び冷却材中の腐食生成物が炉心部で放射化されたものが、設備、機器等の内面に付着した放射性物質並びに設備、機器等及び建屋の床、壁に付着又は浸透した放射性物質による汚染をいう。

2 放射能の評価方法

2. 1 放射化汚染の放射能の評価方法

廃止措置対象施設に残存する放射化汚染の放射能の評価は、中性子束分布

の計算と放射能濃度分布の計算に分けられる。

放射化汚染の放射能の評価手順を図 5-2-1 に示す。

中性子束分布の計算では、原子炉周辺（炉心中央から生体しゃへい体の外側まで）、使用済燃料プール等の図面を参照して幾何形状モデルを作成し、原子炉周辺及び使用済燃料プール周辺の中性子束分布を、二次元輸送計算コード DORT を用いて計算する。

計算によって求めた中性子束分布については、放射化箔による測定結果と比較し、信頼性を確認する。

放射化箔を用いて中性子束分布を測定した位置を図 5-2-2、中性子束分布の計算結果と測定結果の比較を図 5-2-3 に示す。

放射能濃度分布の計算では、照射履歴、材料中に不純物として存在する微量な元素の組成を考慮した元素組成等から、原子炉運転停止後 4 年（平成 27 年）までの減衰を考慮し、放射性核種生成崩壊計算コード ORIGEN-S を用いて生成核種を同定するとともに、生成核種の放射能濃度分布を評価する。

計算に用いた主要な構成材の元素組成を表 5-2-1 に示す。

2. 1. 1 放射化汚染の評価対象核種

放射化汚染の放射能の評価では、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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示等に示される核種の中から、半減期が 30 日以上核種を選択し、計算コードの附属ライブラリ等を参考として選定した 178 核種を評価対象核種とする。

放射化汚染の評価対象核種を表 5-2-2 に示す。

2. 1. 2 放射化汚染の放射能の評価結果

評価の結果、原子炉運転停止後4年（平成27年）における放射化汚染の推定放射能は、約 2.6×10^{16} Bqとなる。

放射化汚染の推定放射能を表5-2-3に示す。

2. 2 二次的な汚染の放射能の評価方法

廃止措置対象施設に残存する二次的な汚染の放射能の評価は、設備、機器等の評価と建屋コンクリートの評価に分けられる。

二次的な汚染の放射能の評価手順（設備、機器等）を図5-2-4、二次的な汚染の放射能の評価手順（建屋コンクリート）を図5-2-5に示す。

(1) 設備、機器等

系統ごとに汚染範囲を設定し、代表設備、機器等について、 $Co-60$ を代表核種として、ガンマ線核種分析等を行う。分析等の結果と原子炉運転停止後4年（平成27年）までの減衰を考慮した核種の組成比より、 $Co-60$ 以外の核種の放射能濃度を計算し、設備、機器等の内面の表面汚染密度を核種ごとに求め、系統ごとの内表面積を乗じて、設備、機器等の二次的な汚染の放射能を評価する。

(2) 建屋コンクリート

建屋ごとに汚染エリアを設定し、設定した汚染エリア内の建屋コンクリート試料を採取して、 $Co-60$ 及び $Cs-137$ の浸透汚染による放射能濃度を測定する。

放射能濃度の測定結果と原子炉運転停止後4年（平成27年）までの減衰を考慮した核種の組成比より、 $Co-60$ 及び $Cs-137$ 以外の核種の放射能濃度を計算し、汚染エリアごとの放射能濃度を核種ごとに求め、建屋コンクリートの重量を乗じて、建屋コンクリートの二次的な汚染の放射能を

評価する。

2. 2. 1 二次的な汚染の評価対象核種

評価対象核種は、「2. 1. 1 放射化汚染の評価対象核種」と同様に 178 核種とする。

2. 2. 2 二次的な汚染の放射能の評価結果

評価の結果、原子炉運転停止後4年（平成27年）における二次的な汚染の推定放射能は、約 1.8×10^{14} Bqとなる。

二次的な汚染の推定放射能を表 5 - 2 - 4 に示す。

2. 3 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の放射能の評価方法

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物のうち、使用済制御棒等の評価する。

使用済制御棒等の放射能は、平成25年度末までの廃棄物の貯蔵又は保管量について評価する。

使用済制御棒等のうち、使用済制御棒、チャンネル・ボックス、ポイズン・カーテン及び燃料支持金具については、計算コードにより計算した放射能濃度及び各機器の重量から原子炉運転停止後4年（平成27年）までの減衰を考慮し、放射能を評価する。その他については、計算コードにより計算した交換シュラウドの放射能濃度及び各機器の重量から原子炉運転停止後4年（平成27年）までの減衰を考慮し、放射能を評価する。

2. 3. 1 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の評価対象核種

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物のうち、使用済制御棒等の評価

対象核種は、「2. 1. 1 放射化汚染の評価対象核種」と同様に178核種とする。

2. 3. 2 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の放射能の評価結果

評価の結果、原子炉運転停止後4年（平成27年）における原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物のうち、使用済制御棒等の推定放射能は、約 7.2×10^{16} Bqとなる。

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射能を表5-2-5に示す。

3 放射性固体廃棄物の推定発生量の評価

廃止措置に伴って発生する放射性固体廃棄物の推定発生量は、放射化汚染及び二次的な汚染の放射能の評価結果を用いて、放射能濃度に応じて、放射能レベル区分ごとに評価する。

廃止措置に伴って発生する放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量を表5-3-1に示す。また、主な廃止措置対象施設の推定汚染分布は、既に表示した図4-7のとおりである。

なお、原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の種類、保管場所及び貯蔵又は保管量は、既に表示した表4-5のとおりである。

表5-2-1 計算に用いた主要な構成材の元素組成

(単位：wt%)

原子番号	元素記号	ステンレス鋼 (SUS316)	ステンレス鋼 (SUS304)	炭素鋼	コンクリート
3	L i	4.9×10^{-5}	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-5}	2.9×10^{-3}
7	N	2.1×10^{-2}	3.4×10^{-2}	1.3×10^{-2}	5.7×10^{-3}
17	C l	1.0×10^{-3}	7.0×10^{-3}	4.0×10^{-3}	9.1×10^{-3}
20	C a	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	2.2×10^{-3}	1.2×10^1
21	S c	5.1×10^{-5}	2.0×10^{-5}	5.9×10^{-5}	1.0×10^{-3}
26	F e	6.5×10^1	7.0×10^1	9.9×10^1	2.9×10^0
27	C o	2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}
28	N i	1.4×10^1	9.0×10^0	1.2×10^{-2}	3.0×10^{-3}
30	Z n	5.4×10^{-1}	3.8×10^{-2}	2.9×10^{-3}	3.2×10^{-2}
40	Z r	6.6×10^{-6}	4.6×10^{-5}	3.0×10^{-6}	1.2×10^{-2}
41	N b	8.0×10^{-3}	2.8×10^{-4}	1.3×10^{-4}	6.4×10^{-4}
42	M o	2.2×10^0	2.2×10^{-2}	8.0×10^{-3}	6.1×10^{-4}
47	A g	3.9×10^{-5}	1.1×10^{-3}	4.0×10^{-5}	4.3×10^{-5}
51	S b	1.4×10^{-3}	1.2×10^{-3}	7.3×10^{-4}	1.8×10^{-4}
52	T e	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}
55	C s	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	9.3×10^{-6}	3.6×10^{-4}
56	B a	4.9×10^{-6}	3.9×10^{-5}	1.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}
63	E u	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}	9.4×10^{-5}
65	T b	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}	5.8×10^{-5}
73	T a	3.9×10^{-5}	4.0×10^{-5}	4.3×10^{-5}	4.1×10^{-5}
92	U	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}	1.8×10^{-4}

注 推定放射能 (表5-2-3~5) で示す核種を生成する主要親元素

表 5-2-2 放射化汚染の評価対象核種

番号	核種	番号	核種	番号	核種	番号	核種
1	H-3	46	Ru-103	91	Sm-148	136	Ac-227
2	Be-10	47	Ru-106	92	Sm-151	137	Th-228
3	C-14	48	Rh-102	93	Eu-149	138	Th-229
4	Na-22	49	Pd-107	94	Eu-150	139	Th-230
5	Si-32	50	Ag-108m	95	Eu-152	140	Th-232
6	S-35	51	Ag-110m	96	Eu-154	141	Pa-231
7	Cl-36	52	Cd-109	97	Eu-155	142	U-232
8	Ar-37	53	Cd-113	98	Gd-152	143	U-233
9	Ar-39	54	Cd-113m	99	Gd-153	144	U-234
10	Ar-42	55	Cd-115m	100	Tb-157	145	U-235
11	K-40	56	In-114m	101	Tb-160	146	U-236
12	Ca-41	57	In-115	102	Dy-159	147	U-238
13	Ca-45	58	Sn-113	103	Ho-163	148	Np-235
14	Sc-46	59	Sn-119m	104	Ho-166m	149	Np-236
15	V-49	60	Sn-121m	105	Tm-170	150	Np-237
16	V-50	61	Sn-123	106	Tm-171	151	Pu-236
17	Mn-54	62	Sn-126	107	Yb-169	152	Pu-237
18	Fe-55	63	Sb-124	108	Lu-176	153	Pu-238
19	Fe-59	64	Sb-125	109	Lu-177m	154	Pu-239
20	Co-58	65	Te-121m	110	Hf-175	155	Pu-240
21	Co-60	66	Te-123	111	Hf-178m	156	Pu-241
22	Ni-59	67	Te-123m	112	Hf-181	157	Pu-242
23	Ni-63	68	Te-125m	113	Hf-182	158	Pu-244
24	Zn-65	69	Te-127m	114	Ta-180m	159	Am-241
25	Se-75	70	Te-129m	115	Ta-182	160	Am-242m
26	Se-79	71	I-125	116	W-181	161	Am-243
27	Kr-81	72	I-129	117	W-185	162	Cm-241
28	Kr-85	73	Xe-127	118	W-188	163	Cm-242
29	Rb-87	74	Cs-134	119	Re-187	164	Cm-243
30	Sr-85	75	Cs-135	120	Os-185	165	Cm-244
31	Sr-89	76	Cs-137	121	Os-194	166	Cm-245
32	Sr-90	77	Ba-133	122	Ir-192	167	Cm-246
33	Y-91	78	La-137	123	Ir-192m	168	Cm-247
34	Zr-93	79	La-138	124	Ir-194m	169	Cm-248
35	Zr-95	80	Ce-139	125	Pt-190	170	Cm-250
36	Nb-91	81	Ce-141	126	Pt-193	171	Bk-249
37	Nb-92	82	Ce-144	127	Hg-203	172	Cf-249
38	Nb-93m	83	Nd-144	128	Tl-204	173	Cf-250
39	Nb-94	84	Pm-145	129	Pb-205	174	Cf-251
40	Nb-95	85	Pm-146	130	Pb-210	175	Cf-252
41	Mo-93	86	Pm-147	131	Bi-208	176	Cf-254
42	Tc-97	87	Pm-148m	132	Bi-210m	177	Es-254
43	Tc-97m	88	Sm-145	133	Po-210	178	Es-255
44	Tc-98	89	Sm-146	134	Ra-226		
45	Tc-99	90	Sm-147	135	Ra-228		

表5-2-3 放射化汚染の推定放射能

(単位：Bq)

番号	核種	炉内 構造物※ ¹	原子炉容器	ドライウエル	ドライウエル 内構造物※ ²	一次冷却 設備	生体しゃへい 体等※ ³
1	H-3	3.1×10^{13}	4.2×10^{10}	2.6×10^7	5.7×10^8	1.7×10^8	3.9×10^{12}
2	C-14	2.3×10^{12}	1.8×10^9	6.3×10^5	2.4×10^7	6.2×10^6	1.3×10^9
3	C1-36	4.7×10^{10}	5.6×10^7	2.5×10^4	6.0×10^5	6.3×10^4	1.6×10^8
4	Ca-41	1.6×10^6	3.6×10^5	4.5×10^2	3.2×10^3	4.9×10^2	6.3×10^9
5	Sc-46	3.2×10^7	1.9×10^4	1.8×10^1	2.6×10^2	1.1×10^2	7.9×10^5
6	Mn-54	5.1×10^{13}	4.5×10^{10}	2.1×10^7	1.3×10^8	2.5×10^7	5.4×10^9
7	Fe-55	1.1×10^{16}	8.0×10^{12}	5.9×10^9	1.0×10^{11}	2.8×10^{10}	2.9×10^{12}
8	Fe-59	1.7×10^5	1.1×10^2	9.6×10^{-2}	1.3×10^0	4.0×10^{-1}	4.1×10^1
9	Co-58	2.2×10^9	6.7×10^5	7.3×10^{-1}	2.5×10^3	8.5×10^2	3.8×10^2
10	Co-60	1.2×10^{16}	4.2×10^{12}	4.2×10^8	7.3×10^{10}	3.6×10^{10}	2.2×10^{11}
11	Ni-59	2.0×10^{13}	1.1×10^{10}	1.8×10^4	2.3×10^8	1.2×10^8	1.9×10^7
12	Ni-63	2.5×10^{15}	1.1×10^{12}	2.0×10^6	2.4×10^{10}	1.2×10^{10}	2.0×10^9
13	Zn-65	7.6×10^{12}	2.6×10^8	2.9×10^4	2.3×10^7	2.3×10^7	6.4×10^8
14	Sr-90	1.3×10^{10}	4.3×10^5	1.3×10^2	3.8×10^3	1.2×10^3	1.9×10^7
15	Nb-94	1.2×10^{10}	9.8×10^5	6.7×10^2	8.9×10^4	1.8×10^5	5.0×10^6
16	Nb-95	1.6×10^4	5.8×10^{-1}	1.4×10^{-4}	5.0×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.9×10^2
17	Tc-99	3.4×10^{10}	7.7×10^5	5.5×10^2	1.5×10^5	7.3×10^5	2.1×10^5
18	Ru-106	1.1×10^8	3.6×10^3	1.3×10^0	3.0×10^1	9.2×10^0	1.5×10^5
19	Ag-108m	2.3×10^{11}	2.5×10^8	1.5×10^4	2.1×10^6	7.4×10^4	3.4×10^7
20	Ag-110m	2.9×10^{10}	7.1×10^7	5.5×10^3	4.2×10^5	3.0×10^4	1.0×10^7
21	Sb-124	8.9×10^5	4.0×10^2	3.6×10^{-1}	4.7×10^0	3.6×10^0	2.3×10^2
22	Te-123m	1.0×10^8	3.4×10^2	3.9×10^{-1}	4.1×10^0	2.3×10^0	6.9×10^2
23	I-129	1.1×10^4	3.8×10^0	4.0×10^{-3}	4.6×10^{-2}	2.2×10^{-2}	1.2×10^1
24	Cs-134	1.0×10^{11}	1.1×10^8	1.5×10^5	1.6×10^6	5.3×10^5	8.8×10^9
25	Cs-137	1.3×10^{10}	4.1×10^5	1.4×10^2	4.0×10^3	1.3×10^3	2.0×10^7
26	Ba-133	1.6×10^9	5.0×10^7	6.4×10^4	4.8×10^5	7.1×10^4	3.4×10^9
27	Eu-152	5.5×10^{11}	5.1×10^9	2.4×10^6	7.7×10^7	2.5×10^7	2.0×10^{11}
28	Eu-154	2.8×10^{11}	5.0×10^8	3.4×10^5	6.6×10^6	2.5×10^6	1.8×10^{10}
29	Tb-160	4.6×10^5	2.7×10^2	2.4×10^{-1}	3.0×10^0	2.1×10^0	6.9×10^3
30	Ta-182	3.3×10^8	5.3×10^5	7.1×10^2	7.1×10^3	3.9×10^3	1.2×10^6
31	Np-237	1.1×10^3	8.0×10^{-1}	2.4×10^{-4}	2.5×10^{-3}	5.3×10^{-4}	1.8×10^1
32	Pu-238	2.8×10^7	3.3×10^0	4.9×10^{-8}	1.0×10^{-5}	8.3×10^{-7}	1.5×10^1
33	Pu-239	3.4×10^6	1.5×10^4	1.2×10^1	1.8×10^2	9.3×10^1	1.1×10^6
34	Pu-241	5.7×10^8	1.8×10^0	3.8×10^{-12}	1.8×10^{-7}	4.0×10^{-9}	1.0×10^1
35	Am-241	1.0×10^7	5.1×10^{-2}	1.1×10^{-13}	5.2×10^{-9}	1.2×10^{-10}	2.9×10^{-1}
上記以外		1.2×10^{12}	1.4×10^9	3.5×10^6	2.5×10^7	1.2×10^7	2.9×10^{10}
合計		2.6×10^{16}					

注1 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点。

注2 端数処理のため合計が一致しないことがある。

※1 原子炉内に設置された炉心支持構造物等をいう。

※2 一次冷却設備を除くドライウエルに設置された機器をいう。

※3 ドライウエル外周の壁及び原子炉容器外側の壁をいう。生体しゃへい体等にはコンクリートの鉄筋を含む。

表5-2-4 二次的な汚染の推定放射能

(単位：Bq)

番号	核種	炉内 構造物	原子炉 容器	ドライ ウエル内 構造物	一次冷却 設備	原子炉 建物内 機器※ ₁	タービン 建物内 機器※ ₂	建屋コン クリート 等※ ₃	その他※ ₄
1	H-3	1.5×10^5	4.0×10^5	1.3×10^9	1.8×10^6	5.5×10^6	3.0×10^7	5.5×10^8	3.6×10^7
2	C-14	7.1×10^7	1.9×10^8	2.3×10^8	1.1×10^6	4.8×10^7	7.0×10^7	2.8×10^4	1.6×10^{10}
3	C1-36	2.4×10^6	6.5×10^6	7.8×10^6	3.9×10^4	1.6×10^6	2.3×10^6	9.2×10^2	5.3×10^8
4	Ca-41	4.4×10^4	1.2×10^5	1.4×10^5	7.1×10^2	3.0×10^4	4.3×10^4	1.8×10^1	9.7×10^6
5	Sc-46	2.1×10^2	5.7×10^2	6.8×10^2	3.4×10^0	1.4×10^2	2.1×10^2	1.1×10^1	4.6×10^4
6	Mn-54	1.6×10^9	4.2×10^9	1.2×10^{10}	1.1×10^8	4.3×10^9	2.5×10^8	1.9×10^8	3.4×10^{11}
7	Fe-55	4.2×10^{11}	1.1×10^{12}	3.2×10^{12}	2.9×10^{10}	1.2×10^{12}	6.9×10^{10}	1.3×10^{10}	9.2×10^{13}
8	Fe-59	5.7×10^{-1}	1.5×10^0	4.3×10^0	3.9×10^{-2}	1.6×10^0	9.2×10^{-2}	3.5×10^{-1}	1.2×10^2
9	Co-58	7.4×10^3	2.0×10^4	2.4×10^4	1.2×10^2	5.0×10^3	7.2×10^3	4.5×10^2	1.6×10^6
10	Co-60	2.6×10^{11}	7.0×10^{11}	8.3×10^{11}	4.1×10^9	1.7×10^{11}	2.5×10^{11}	6.2×10^8	5.7×10^{13}
11	Ni-59	5.2×10^8	1.4×10^9	1.7×10^9	8.4×10^6	3.5×10^8	5.1×10^8	3.3×10^5	1.1×10^{11}
12	Ni-63	6.6×10^{10}	1.8×10^{11}	2.1×10^{11}	1.1×10^9	4.5×10^{10}	6.5×10^{10}	4.7×10^7	1.5×10^{13}
13	Zn-65	1.3×10^6	3.5×10^6	4.2×10^6	2.1×10^4	8.7×10^5	1.3×10^6	2.9×10^4	2.8×10^8
14	Sr-90	3.5×10^8	9.6×10^8	1.1×10^9	5.7×10^6	2.4×10^8	3.5×10^8	2.2×10^9	7.8×10^{10}
15	Nb-94	2.1×10^7	5.7×10^7	1.6×10^8	1.4×10^6	5.8×10^7	3.4×10^6	1.0×10^5	4.6×10^9
16	Nb-95	2.3×10^{-5}	6.4×10^{-5}	1.8×10^{-4}	1.6×10^{-6}	6.5×10^{-5}	3.8×10^{-6}	5.1×10^1	5.2×10^{-3}
17	Tc-99	3.0×10^5	8.0×10^5	2.3×10^6	2.0×10^4	8.2×10^5	4.8×10^4	4.3×10^8	6.5×10^7
18	Ru-106	5.0×10^4	1.3×10^5	3.8×10^5	3.4×10^3	1.4×10^5	8.1×10^3	1.4×10^{10}	1.1×10^7
19	Ag-108m	6.1×10^6	1.7×10^7	2.0×10^7	9.9×10^4	4.1×10^6	6.0×10^6	2.5×10^3	1.3×10^9
20	Ag-110m	3.7×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	6.0×10^3	2.5×10^5	3.6×10^5	8.3×10^3	8.2×10^7
21	Sb-124	3.4×10^0	9.3×10^0	1.1×10^1	5.5×10^{-2}	2.3×10^0	3.4×10^0	6.7×10^5	7.5×10^2
22	Te-123m	3.6×10^2	9.7×10^2	1.2×10^3	5.8×10^0	2.4×10^2	3.5×10^2	4.0×10^7	7.9×10^4
23	I-129	3.8×10^2	1.0×10^3	6.1×10^3	1.1×10^3	4.9×10^2	6.9×10^4	9.8×10^{-2}	8.5×10^4
24	Cs-134	5.6×10^6	1.5×10^7	1.8×10^7	9.1×10^4	3.8×10^6	5.5×10^6	1.0×10^{11}	1.2×10^9
25	Cs-137	5.7×10^8	1.5×10^9	1.8×10^9	9.2×10^6	3.8×10^8	5.6×10^8	3.7×10^9	1.3×10^{11}
26	Ba-133	2.4×10^5	6.4×10^5	7.7×10^5	3.8×10^3	1.6×10^5	2.3×10^5	2.7×10^2	5.2×10^7
27	Eu-152	1.2×10^7	3.2×10^7	3.8×10^7	1.9×10^5	8.0×10^6	1.2×10^7	2.6×10^{10}	2.6×10^9
28	Eu-154	2.3×10^7	6.3×10^7	7.5×10^7	3.7×10^5	1.6×10^7	2.3×10^7	7.9×10^{10}	5.1×10^9
29	Tb-160	1.8×10^0	4.9×10^0	5.8×10^0	2.9×10^{-2}	1.2×10^0	1.8×10^0	3.0×10^5	3.9×10^2
30	Ta-182	3.9×10^3	1.1×10^4	3.0×10^4	2.7×10^2	1.1×10^4	6.4×10^2	1.1×10^3	8.6×10^5
31	Np-237	3.5×10^3	9.4×10^3	2.7×10^4	2.4×10^2	9.7×10^3	5.7×10^2	6.4×10^4	7.6×10^5
32	Pu-238	7.7×10^6	2.1×10^7	5.9×10^7	5.3×10^5	2.1×10^7	1.3×10^6	4.9×10^8	1.7×10^9
33	Pu-239	3.0×10^7	8.2×10^7	2.3×10^8	2.1×10^6	8.4×10^7	5.0×10^6	3.5×10^8	6.7×10^9
34	Pu-241	5.6×10^8	1.5×10^9	4.3×10^9	3.8×10^7	1.5×10^9	9.1×10^7	7.3×10^{10}	1.2×10^{11}
35	Am-241	3.3×10^6	8.9×10^6	2.5×10^7	2.3×10^5	9.2×10^6	5.4×10^5	1.5×10^8	7.2×10^8
	上記以外	2.0×10^8	5.4×10^8	1.4×10^9	1.2×10^7	4.9×10^8	5.8×10^7	1.1×10^{12}	4.4×10^{10}
	合計	1.8×10^{14}							

注1 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点。

注2 端数処理のため合計が一致しないことがある。

※1 ドライウエル内を除く原子炉建物内に設置された設備、機器等をいう。

※2 タービン建物内に設置された設備、機器等をいう。

※3 建屋コンクリート等には、コンクリートの鉄筋を含む。

※4 放射性液体廃棄物、放射性固体廃棄物の処理設備の設備、機器等をいう。

表5-2-5 原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射能
(使用済制御棒等)

(単位：Bq)

番号	核種	使用済 制御棒	チャンネル・ ボックス	ポイズン・ カーテン	燃料 支持金具	その他*
1	H-3	9.2×10^{13}	6.5×10^{14}	7.4×10^{11}	7.0×10^{11}	7.3×10^{14}
2	C-14	4.6×10^{12}	3.4×10^{12}	4.0×10^{11}	4.5×10^{11}	5.8×10^{12}
3	C1-36	1.6×10^{10}	5.7×10^8	7.9×10^8	1.1×10^{10}	1.2×10^{11}
4	Ca-41	7.5×10^9	6.2×10^9	4.6×10^8	2.8×10^5	1.7×10^9
5	Sc-46	1.7×10^{10}	1.8×10^{-10}	0.0	2.6×10^{-7}	9.6×10^{11}
6	Mn-54	2.1×10^{14}	1.7×10^6	8.5×10^{-1}	3.0×10^8	8.5×10^{13}
7	Fe-55	1.6×10^{16}	3.5×10^{12}	2.0×10^{11}	1.2×10^{13}	2.9×10^{15}
8	Fe-59	4.0×10^5	3.8×10^{-36}	0.0	1.6×10^{-19}	9.5×10^{13}
9	Co-58	7.8×10^9	5.2×10^{-18}	0.0	1.8×10^{-7}	3.0×10^{14}
10	Co-60	2.0×10^{16}	1.1×10^{14}	2.4×10^{13}	5.6×10^{13}	4.0×10^{15}
11	Ni-59	2.5×10^{13}	3.7×10^{11}	2.1×10^{12}	2.7×10^{12}	3.5×10^{13}
12	Ni-63	3.4×10^{15}	4.0×10^{13}	2.3×10^{14}	2.9×10^{14}	3.6×10^{15}
13	Zn-65	3.8×10^{13}	2.5×10^3	2.0×10^{-5}	6.8×10^5	6.0×10^{13}
14	Sr-90	6.6×10^9	1.1×10^{11}	5.0×10^7	1.9×10^9	8.0×10^{10}
15	Nb-94	6.4×10^{10}	3.8×10^{11}	4.5×10^9	1.6×10^8	1.1×10^{11}
16	Nb-95	3.0×10^0	0.0	0.0	7.8×10^{-32}	2.8×10^{10}
17	Tc-99	1.0×10^{11}	3.6×10^9	8.4×10^9	1.3×10^8	8.0×10^9
18	Ru-106	3.2×10^8	2.2×10^5	1.2×10^{-4}	4.4×10^3	3.7×10^{10}
19	Ag-108m	4.3×10^{10}	7.6×10^{10}	3.0×10^9	5.1×10^{10}	6.9×10^{11}
20	Ag-110m	2.2×10^{11}	2.4×10^5	3.0×10^{-7}	5.9×10^4	1.0×10^{13}
21	Sb-124	3.7×10^7	4.4×10^{-21}	0.0	2.9×10^{-13}	1.2×10^{12}
22	Te-123m	3.9×10^9	1.1×10^{-4}	5.7×10^{-28}	7.9×10^{-3}	1.9×10^{11}
23	I-129	1.2×10^7	3.2×10^8	3.8×10^5	2.6×10^3	8.6×10^7
24	Cs-134	7.1×10^{14}	3.2×10^{13}	2.7×10^8	3.3×10^7	1.2×10^{16}
25	Cs-137	1.3×10^{10}	2.8×10^{11}	7.0×10^7	1.9×10^9	1.6×10^{11}
26	Ba-133	1.7×10^{11}	1.3×10^{12}	6.5×10^8	6.0×10^7	1.8×10^{12}
27	Eu-152	2.4×10^{11}	2.3×10^{10}	4.4×10^9	2.1×10^9	6.9×10^{11}
28	Eu-154	4.1×10^{12}	2.2×10^{13}	1.8×10^{10}	1.7×10^9	4.4×10^{13}
29	Tb-160	3.4×10^9	1.7×10^{-14}	0.0	8.2×10^{-11}	8.5×10^{10}
30	Ta-182	2.5×10^{11}	1.2×10^{-4}	1.1×10^{-27}	4.4×10^{-3}	1.1×10^{12}
31	Np-237	1.8×10^4	7.2×10^5	1.5×10^2	2.3×10^2	2.0×10^5
32	Pu-238	2.9×10^8	1.1×10^{10}	3.8×10^5	5.3×10^6	3.7×10^9
33	Pu-239	4.2×10^7	1.4×10^9	1.0×10^6	2.2×10^5	3.8×10^8
34	Pu-241	1.1×10^{10}	1.8×10^{11}	2.6×10^7	2.7×10^7	1.6×10^{11}
35	Am-241	3.3×10^7	1.4×10^9	1.3×10^5	1.1×10^6	4.2×10^8
	上記以外	1.1×10^{15}	5.2×10^{14}	1.2×10^{13}	5.3×10^9	3.6×10^{15}
	合計			7.2×10^{16}		

注1 原子炉運転停止後4年(平成27年)時点。

注2 端数処理のため合計が一致しないことがある。

※ ドライチューブ、交換シュラウド等をいう。

表 5 - 3 - 1 放射性固体廃棄物の放射能レベル区分ごとの推定発生量

(単位：t)

放射能レベル区分		推定発生量		
		金属	コンクリート	合計
低レベル放射性廃棄物	L 1	約 40	0	約 40
	L 2	約 1,400	約 600	約 1,990
	L 3	約 7,230	約 3,540	約 10,760
放射性物質として扱う必要のないもの		約 500	約 7,400	約 7,800
合計		約 9,100	約 11,500	約 20,600

注 1 放射能レベル区分値は、以下のとおり

- ・ L 1 の区分値の上限は、原子炉等規制法施行令第 31 条に定める放射能濃度
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件の最大放射能濃度
- ・ L 2 と L 3 の区分値は、原子炉等規制法施行令（ただし、平成 19 年政令第 378 号による改正前のもの。）第 31 条第 1 項に定める原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等で容器に固型化していないものに対する濃度上限値の 10 分の 1 の放射能濃度
- ・ 放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、原子炉等規制法第 61 条の 2 第 1 項に規定する製錬事業者等における工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度についての確認等に関する規則第 2 条に定める放射能濃度

注 2 評価条件

- ・ 放射能は、原子炉運転停止後 4 年（平成 27 年）時点における、放射化汚染及び二次的な汚染の推定放射能を基に設定した。

注 3 推定発生量

- ・ 低レベル放射性廃棄物については、10 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については、100 t 単位で切り上げた値である。
- ・ 端数処理のため合計が一致しないことがある。
- ・ 推定発生量には付随廃棄物を含んでいない。

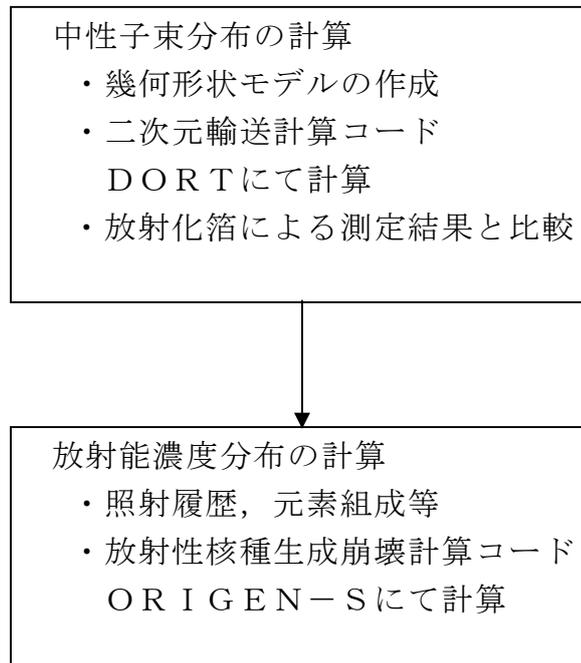


図5-2-1 放射化汚染の放射能の評価手順

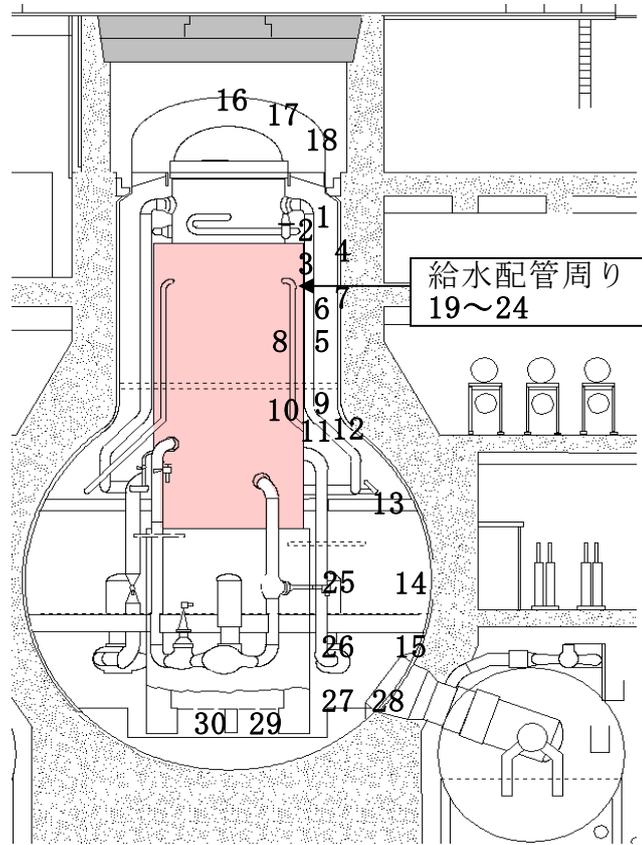


図 5 - 2 - 2 放射化箔を用いて中性子束分布を測定した位置

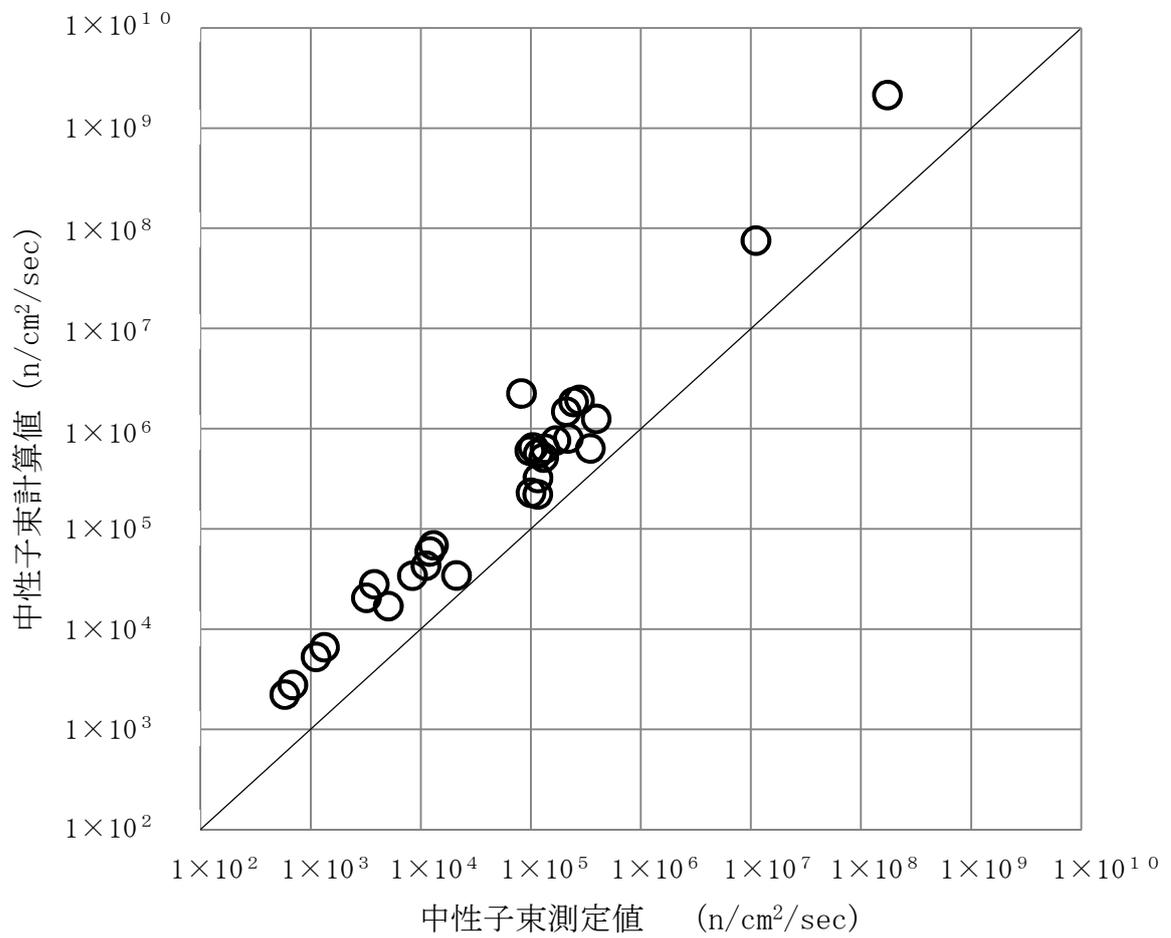


図 5 - 2 - 3 中性子束分布の計算結果と測定結果の比較

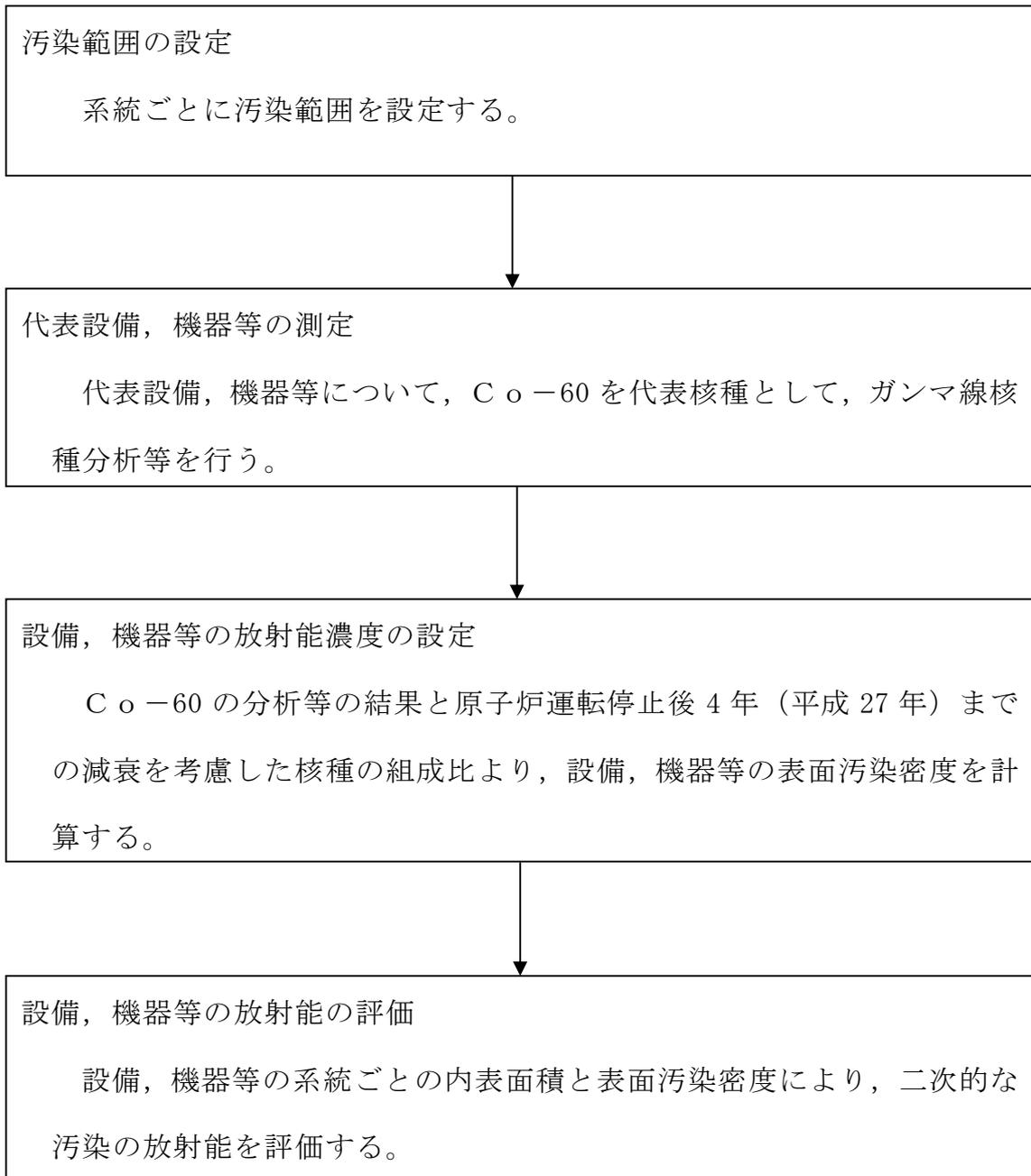


図 5 - 2 - 4 二次的な汚染の放射能の評価手順（設備、機器等）

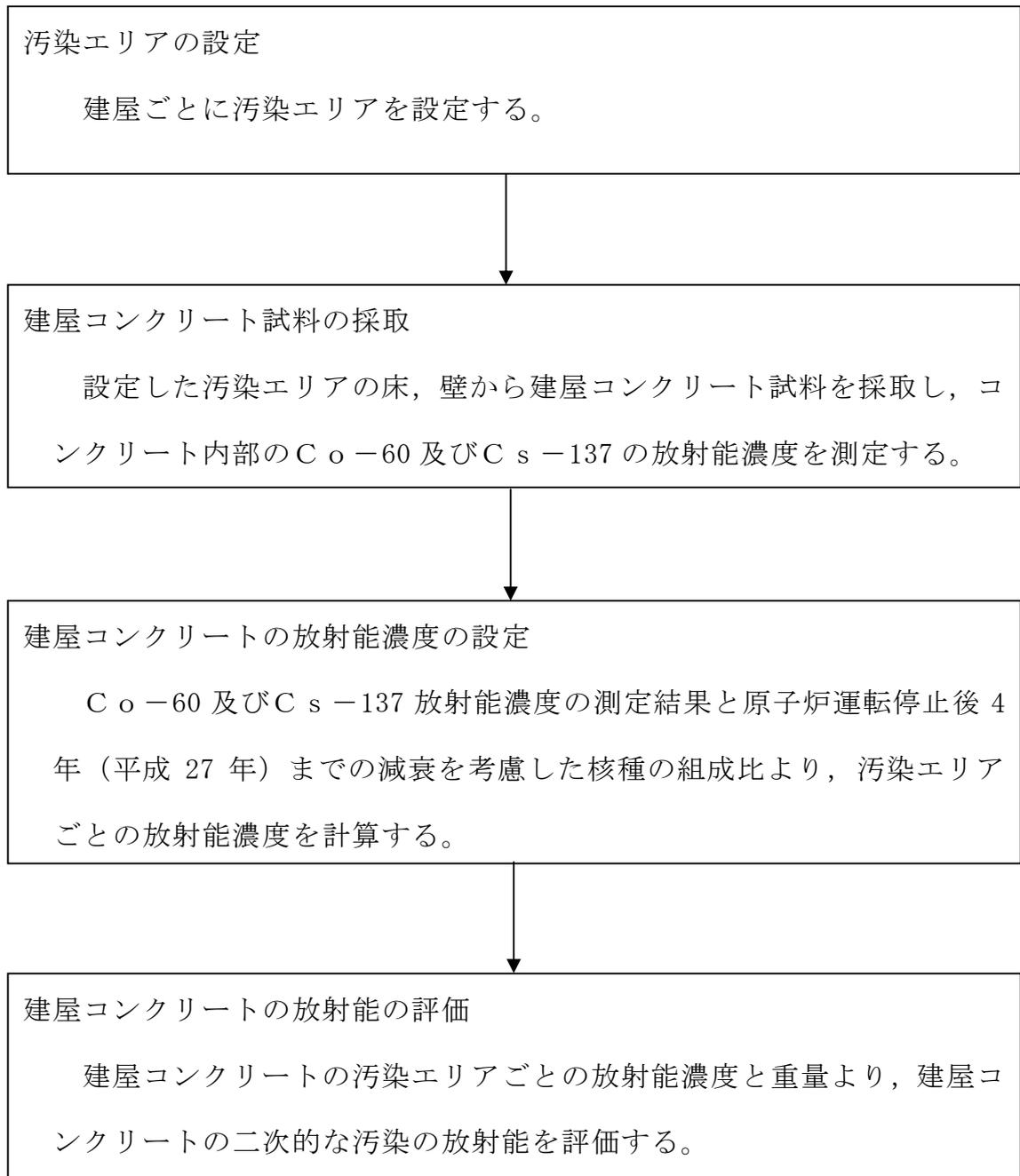


図 5 - 2 - 5 二次的な汚染の放射能の評価手順（建屋コンクリート）

添付書類 六

廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書

1号原子炉施設の廃止措置期間中に機能を維持すべき設備、機器等は、「五 1 廃止措置の基本方針」に基づき、周辺の公衆及び放射線業務従事者の被ばく低減を図るとともに、廃止措置の実施に対する安全の確保のために、必要な期間、必要な機能を維持管理する。

これら設備、機器等の機能については、点検等で確認していく。

廃止措置期間中に機能を維持すべき設備、機器等の維持管理は、必要な事項を保安規定に定める。

1 維持管理に関する内容

1号原子炉施設の廃止措置期間中に機能を維持すべき原子炉施設に対し、廃止措置対象施設のうち、維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間を表6-1-1に示す。

主な設備、機器等の維持管理の考え方について以下に示す。

- (1) 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建屋及び構築物については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの間、放射性物質の漏えい防止機能及び放射線遮蔽機能を維持管理する。
- (2) 1号炉原子炉建物内の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設については、新燃料が原子炉施設から搬出されるまでの期間は、燃料取扱、臨界防止及び燃料落下防止機能を維持管理する。また、使用済燃料が原子炉施設から搬出されるまでの期間は、燃料取扱、臨界防止、放射線遮蔽、水位の監視、漏えいの監視、使用済燃料プール水補給及び冷却・浄化機能を維持管理する。

2号炉原子炉建屋内の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設については、1号炉使用済燃料が原子炉施設から搬出されるまでの期間は、1号炉使用

済燃料に係る臨界防止機能を維持管理し、その他の機能は2号炉で管理する。

- (3) 放射性廃棄物の廃棄施設については、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物を処理するため、放射性廃棄物処理機能を維持管理する。また、放射性固体廃棄物を保管するため、放射性廃棄物貯蔵機能を維持管理する。
- (4) 放射線管理施設については、原子炉施設内外の放射線監視、環境への放射性物質の管理放出及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線監視及び放射線管理機能を維持管理する。
- (5) 換気系については、放射性廃棄物の処理、放射線業務従事者の被ばく低減等を考慮して、空気の浄化が必要な場合及び工事に伴い気体状の放射性物質が発生する可能性のある区域で原子炉施設外への放射性気体廃棄物の放出の防止のために必要な場合は、建屋内の換気機能を維持管理する。
- (6) 電源設備については、商用電源が喪失した際に原子炉施設の安全確保上必要な場合、適切な容量を確保し、それぞれの設備に要求される電源供給機能を維持管理する。
- (7) その他の安全確保上必要な設備については、それぞれの設備に要求される機能を維持管理する。
- (8) その他の安全対策として以下の措置を講じる。
 - a. 管理区域の区分、立入制限及び保安のために必要な措置を講じる。
 - b. 維持管理を行う放射線管理施設を用いて、原子炉施設からの放出に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを行う。
 - c. 原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置を講じる。
 - d. 消火装置については、必要な機能を維持管理する。また、火災防護のために必要な措置を実施する。

2 その他

廃止措置対象施設を活用し，廃止措置に必要な項目以外の作業等を実施する場合は，事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能等に影響を与えないことを確認した上で実施する。

表 6-1-1-1 維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (1 / 5)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称	要求される機能	維持すべき期間	備考
原子炉本体	生体しゃへい体	原子炉容器外側の壁	放射線遮蔽機能	放射能レベルが比較的高い物の解体完了まで	ドライウエ ル外周の壁 のうち蓋を 除く。
		ドライウエル外周の壁			
		原子炉建物外壁			
核燃料物質取扱設備	核燃料物質取扱設備	燃料取扱装置 (1号炉原子炉建物内)	燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能		
		原子炉建物クレーン (1号炉原子炉建物内)			
		キャスク除染設備 (1号炉原子炉建物内)			
		使用済燃料 プール			
		使用済燃料貯蔵設備 (1号炉原子炉建物 内)			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料 プール	臨界防止機能 放射線遮蔽機能 水位の監視機能 漏えいの監視機能 使用済燃料プール水 補給機能 冷却・浄化機能	新燃料及び使用済燃料搬 出完了まで	
		水位警報装置			
		漏水検知装置			
		燃料プール 冷却系			
		使用済燃料貯蔵設備 (2号炉原子炉建物 内)			

注) 2号炉との共用施設は2号炉で維持管理する。(以下同じ)

表 6-1-1-1 維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (2/5)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称	要求される機能	維持すべき期間	備考	
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン系	機器ドレン収集タンク	機器ドレン廃液処理完了まで		
			機器ドレンサンプルタンク			
			ろ過装置			
			脱塩器			
	床ドレン系	床ドレン系	床ドレン収集タンク	放射性廃棄物処理機能	床ドレン廃液処理完了まで	
			床ドレンサンプルタンク			
			蒸発濃縮装置			
			脱塩器			
			廃液中和タンク			
			蒸発濃縮装置			
再生廃液系	再生廃液系	廃液中和タンク		再生廃液処理完了まで		
		蒸発濃縮装置				

表 6-1-1-1 維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (3/5)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称	要求される機能	維持すべき期間	備考
放射性廃棄物の 廃棄施設	固体廃棄物の廃棄 設備	フィルタスラッジ貯蔵タンク	放射性廃棄物貯蔵 機能	貯蔵している固体廃棄物 の抜出完了まで	
		使用済樹脂貯蔵タンク			
		復水脱塩装置使用済受タンク			
		濃縮廃液貯蔵タンク			
		クラッドスラリ貯蔵タンク			
		サイトバンカ			
放射線管理施設	屋内管理用の主要な 設備	放射線監視 装置	放射線監視機能	関連する設備の供用の 終了まで	
		固定エリア・モニタ※1 分析用放射線測定装置 携帯用及び半固定放射線 検出器	放射線管理機能		

※1 燃料取替床ヘッドエリア, 新燃料貯蔵エリア, 復水脱塩装置操作盤, 雑固体仕分室

表 6-1-1-1 維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (4 / 5)

施設区分	設備等の区分	設備 (建屋) 名称	要求される機能	維持すべき期間	備考	
放射線管理施設	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ	放射線監視機能 管理放出機能	使用済燃料運搬完了まで		
		補機冷却海水モニタ				
		排水のサンプリング・モニタ設備				
		風向, 風速計				
原子炉格納施設	主要な附属設備	原子炉建物	放射性物質漏えい防止機能	核燃料物質による有意な汚染が残存する期間		
		原子炉建物通常換気系	送風機 排風機 フィルタ	換気機能	関連する設備の供用の終了まで	
		電源設備	ディーゼル発電機 蓄電池	電源供給機能		
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	熱交換器	補機冷却機能	使用済燃料運搬完了まで		
		原子炉補機冷却系			補機冷却水ポンプ 補機冷却用海水ポンプ	

表 6-1-1-1 維持管理対象設備及び維持機能並びに維持期間 (5 / 5)

施設区分	設備等の区分	設備 (建物) 名称	要求される機能	維持すべき期間	備考
	建物	廃棄物処理建物	放射性物質漏えい防止機能 放射線遮蔽機能	核燃料物質による有意な汚染が残存する期間	
		新廃棄物処理建物			
	換気系	タービン建物換気系	送風機 排風機 フィルター	換気機能	核燃料物質による有意な汚染が残存する期間
サービス建物換気系		送風機 排風機 フィルター			
廃棄物処理建物換気系		送風機 排風機 フィルター			
その他主要設備	消火装置	消火栓	消火機能	関連する設備の供用の終了まで	
		消火配管			
		ディーゼル駆動の消火ポンプ			
		ろ過水タンク			
		移動型のCO ₂ 消火設備			
		非常用照明			照明機能

添付書類 七

廃止措置に要する資金の額及びその調達計画に関する説明書

1 廃止措置に要する費用

原子力発電施設解体引当金制度に基づく原子力発電施設解体に要する費用総見積額（平成 26 年度末時点）は、約 363 億円である。

費用総見積額 (単位：億円)

項目	見積額
施設解体費	約 241
解体廃棄物処理処分費	約 121
合計	約 363

注 端数処理のため合計値が一致しない。

2 資金調達計画

全額自己資金（引当金を含む。）により賄う。平成 26 年度末時点の原子力発電施設解体引当金制度による原子力発電施設解体引当金累積積立額（過年度分を含む。）は、約 333 億円である。

今後、原子力発電施設解体引当金制度による積立期間において、費用総見積額の全額を積み立てる計画である。

添付書類 八

廃止措置の実施体制に関する説明書

1 廃止措置の実施体制

1号炉の廃止措置の実施体制については、原子炉等規制法第43条の3の24及び実用炉規則第92条第3項に基づき、保安規定において保安管理体制を定め、本店及び敦賀発電所の組織において廃止措置の業務に係る各職位とその職務内容を記載し、それぞれの役割分担を明確にするとともに、保安管理上重要な事項を審議するための委員会の設置及び審査事項を規定する。また、廃止措置における保安の監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させる。

これらの体制を確立することにより、廃止措置に関する保安管理業務を円滑かつ適切に実施する。

2 廃止措置に係る経験

当社は、昭和32年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、原子力発電所の建設及び営業運転開始以来、保有する計4基の原子力発電所において、約49年に及ぶ運転を行っており、改造、設備点検等の保守管理、運転、保守における保安管理、放射線管理等を通じて豊富な経験を有している。

廃止措置においては、これらの経験に加え、平成13年12月から約14年間にわたり、東海発電所の廃止措置で実施してきた原子炉領域以外の解体撤去（燃料取扱建屋領域機器解体撤去工事、燃料取替機等解体撤去工事、熱交換器等解体撤去工事）及び放射性廃棄物の処理に関する経験、並びに国内外における廃止措置の調査を基に、廃止措置工事に係る適切な保安管理、放射線管理、設備の維持管理等を行う。

3 技術者の確保

平成 27 年 12 月 1 日現在における本店及び敦賀発電所の技術者は、670 名であり、そのうち、原子炉主任技術者の有資格者は 33 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 11 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者は 99 名である。

今後とも、廃止措置を行うために必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な有資格者と技術者数を継続的に確保し、配置する。

4 技術者に対する教育，訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社の総合研修センター及び発電所において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育、訓練及び機器配置、プラントシステム等の現場教育及び訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

敦賀発電所の技術者の教育及び訓練は、当社の総合研修センターのほか、国内の原子力関係機関において、各職能、目的に応じた実技訓練及び机上教育を計画的に実施する。また、一般知識、専門知識及び技能の習得並びに習熟に努めている。

さらに、廃止措置に係る業務に従事する技術者に対しては、廃止措置を行うために必要となる専門知識、技術及び技能を維持、向上させるための教育及び訓練を含めて、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持、向上させるため、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等について教育の実施計画を立て、それに従って教育を実施する。

添付書類 九

品質保証計画に関する説明書

廃止措置期間中における品質保証計画については、原子炉等規制法第 43 条の 3 の 22 第 1 項、実用炉規則第 69 条、第 70 条、第 71 条及び第 92 条第 3 項に基づき、保安規定において、社長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め、保安規定及び品質保証規程並びにそれらに基づく下部規程により廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、これらを継続的に運用することにより、原子力安全の達成、維持及び向上を図る。

また、廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置の安全の重要性に応じた管理を実施する。「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」の廃止措置期間中に機能を維持すべき設備の保守管理を含め、品質保証計画の下で実施する。