敦賀発電所１号発電用原子炉施設
廃止措置実施方針

令和5年12月

日本原子力発電株式会社

敦賀発電所１号発電用原子炉施設(以下「１号炉」という。)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」に基づき，平成２８年２月１２日に廃止措置計画認可申請を行い，平成２９年４月１９日に認可を受けており，「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。)の廃止措置実施方針に定める事項に該当する廃止措置計画の記載箇所を第１表に示す。

なお，認可された敦賀発電所１号炉の廃止措置計画は，添付のとおりである。

第１表　廃止措置実施方針に定める事項に該当する廃止措置計画の記載箇所

廃止措置実施方針に定める事項	廃止措置計画の記載箇所
本文一　氏名又は名称及び住所	本文一　氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名
本文二　工場又は事業所の名称及び所在地	本文二　廃止措置に係る工場又は事業所の名称及び所在地
本文三　発電用原子炉の名称	本文三　廃止措置の対象となる発電用原子炉の名称
本文四　廃止措置の対象となることが見込まれる発電用原子炉施設及びその敷地	本文四　廃止措置対象施設及びその敷地
本文五　前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	本文五　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
本文六　廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し	本文八　核燃料物質の管理及び譲渡し
本文七　廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）	本文九　核燃料物質による汚染の除去 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
本文八　廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄	本文十　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
本文九　廃止措置に伴う放射線被ばくの管理	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
本文十　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ことが想定される事故の種類，程度，影響等	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

廃止措置実施方針に定める事項	廃止措置計画の記載箇所
本文十一　廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設（第百十六条及び第百二十六条において「性能維持施設」という。）及びその性能並びにその性能を維持すべき期間	本文六　性能維持施設
	本文七　性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間
	添付書類六　性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書
本文十二　廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法	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
本文十三　廃止措置の実施体制	添付書類八　廃止措置の実施体制に関する説明書
本文十四　廃止措置に係る品質マネジメントシステム	本文十二　廃止措置に係る品質マネジメントシステム
	添付書類九　廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書
本文十五　廃止措置の工程	本文十一　廃止措置の工程
本文十六　廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は実用炉規則第百十五条の四の規定に基づく見直しを行った日付，変更の内容及びその理由を含む。）	該当なし （廃止措置実施方針の変更の記録は，別紙のとおり。）

別　紙

十六　廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は実用炉規則第百十五条の四の規定に基づく見直しを行った日付，変更の内容及びその理由を含む。）

廃止措置実施方針の変更の記録を第 16-1 表に示す。

第 16-1 表　廃止措置実施方針変更記録

No.	年月日	変更内容	理　　由
0	平成 30 年 12 月 27 日	新規作成	―
1	平成 31 年 2 月 28 日	住所変更	本店移転のため
2	令和 2 年 3 月 19 日	廃止措置期間中に導入する設備の追加及び大型機械等の保管方法の明確化	固体放射性廃棄物の処理に供する圧縮減容装置を導入するため及び解体工事で発生した大型機械等の固体放射性廃棄物をこん包等により保管するため。
3	令和 3 年 2 月 26 日	法令改正に伴う変更及び使用済燃料冷却に係る性能維持施設の変更	新たな検査制度（原子力規制検査）の実施のため及び使用済燃料プール水を冷却するための設備等の性能を維持する必要がなくなったため
4	令和 5 年 12 月 21 日	変更を要する事項は無し	実用炉規則第百十五条の四に基づく廃止措置実施方針の見直し確認

以　上

敦賀発電所１号炉廃止措置計画

令和３年２月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち，□内は営業秘密又は核物質防護上の観点から公開できません。

敦賀発電所１号炉廃止措置計画変更認可（届出を含む。）の経緯

	認　可（届　出）　　年　月　日	認　可　番　号
1	平成 29 年　4 月 19 日	原規規発第 17041910 号
2	平成 31 年　2 月 28 日（届出）	－
3	令和　2 年　3 月 19 日	原規規発第 2003193 号
4	令和　3 年　2 月 26 日	原規規発第 2102262 号

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　　東京都台東区上野五丁目２番１号

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。廃止措置対象施設を表４－１に示す。

なお，２号炉との共用施設は，２号炉の発電用原子炉施設としての施設管理を実施し，２号炉の発電用原子炉施設として定期事業者検査を実施するものとする。また，１号炉の廃止措置終了後も２号炉の発電用原子炉施設として引き続き供用する。

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。

敦賀発電所の敷地付近地図を図４－１に示す。

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っ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４－２，廃棄物処理建物内の汚染範囲を図４－３，廃棄物処理建物の平面図を図４－４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及び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，固体廃棄物貯蔵庫及び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又は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４－５，主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を図４－６に示す。

表４－１　廃止措置対象施設（１／５）

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）
		燃料移送装置(２号炉原子炉建屋内)※1
		除染装置（２号炉原子炉建屋内）※1
		使用済燃料輸送容器
	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号炉原子炉建屋内）※1

※１　２号炉との共用施設（一部共用を含む。）

表４－１　廃止措置対象施設（２／５）

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（３／５）

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
		洗濯廃液系※1
		シャワードレン系※1
		復水器冷却水放水口※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

※１　２号炉との共用施設（一部共用を含む。）

※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（４／５）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	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※1
		雑固体減容処理設備※1
		サイトバンカ
		固体廃棄物貯蔵庫※1
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※1
		放射線管理設備
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ
		排水モニタ※1
		排水のサンプリング・モニタ設備
		風向，風速計※1
		敷地，近傍部固定モニタ※1
		放射能観測車※1

※１　２号炉との共用施設（一部共用を含む。）

表４－１　廃止措置対象施設（５／５）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
原子炉格納施設	構造	格納容器
	主要な附属設備	格納容器内ガス濃度制御系
		ドライウェル内ガス冷却装置
		格納容器冷却系
		原子炉建物
		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	受電系統※1
		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号炉との共用施設（一部共用を含む。）

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増設
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
平成 28 年 11 月 2 日	原規規発第 16110230 号	１号及び２号発電用原子炉の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	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Ｃｏ－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Ｃｏ－60 及びＭｎ－54 が検出された。
事故原因	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って，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。 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４－２，廃棄物処理建物内の汚染範囲を図４－３に示す。
オーバーフローに対する応急対策	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。
恒久対策１ 建屋関係	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。 廃棄物処理建物の平面図を図４－４に示す。 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。 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

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）	を実施したところ，全般的にＣｏ－60 で 0～約 1 Bq／g（0～30 pCi／g）であった。 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。 解体後は，管理区域としての設定を解除している。
恒久対策２ 一般排水路	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。 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。

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	使用済燃料プール	42 本※3
燃料支持金具		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。

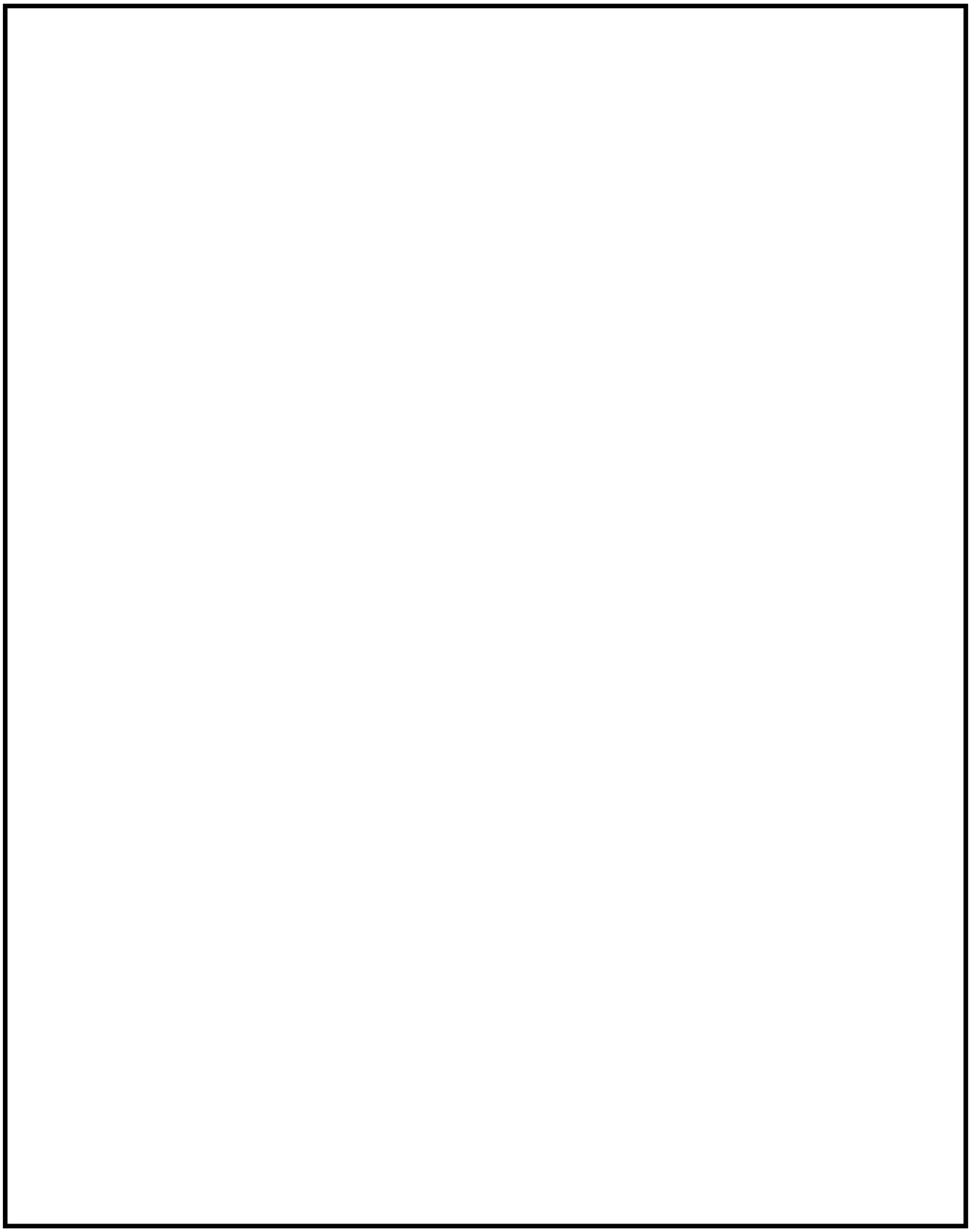


図４－１　敦賀発電所の敷地付近地図（１／２）

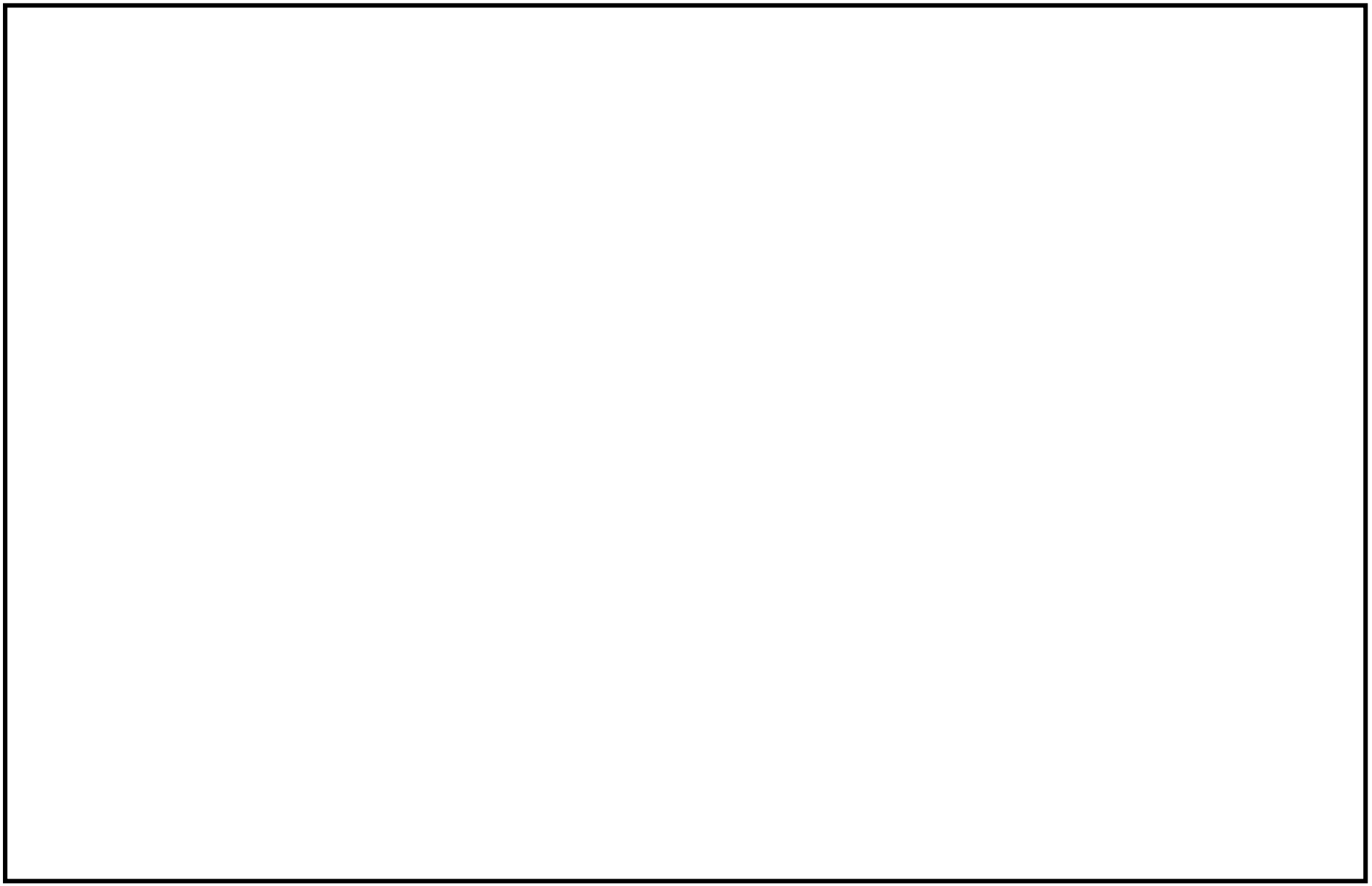


図４－１　敦賀発電所の敷地付近地図（２／２）

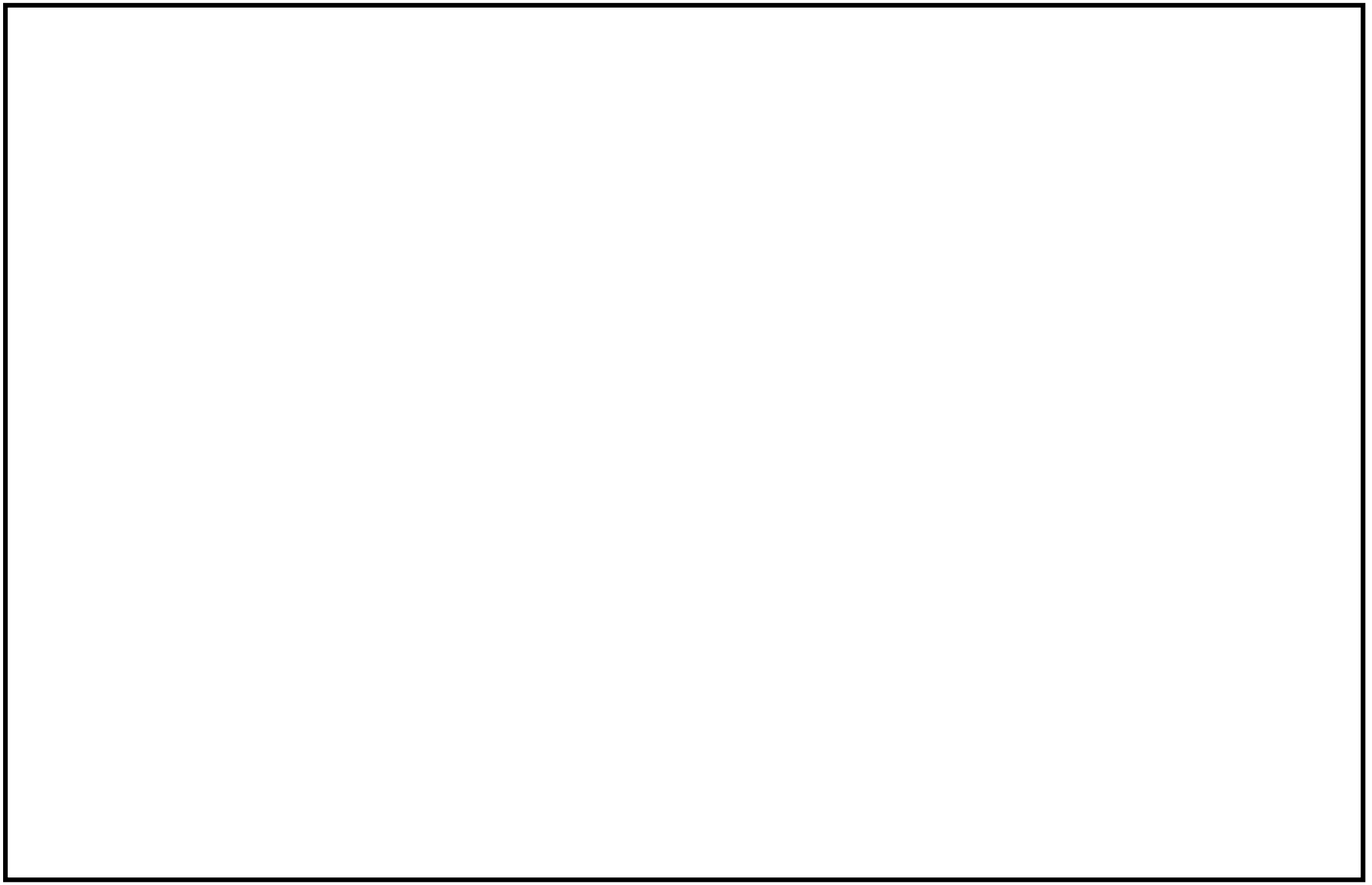


図４－２　一般排水路の平面図及び放射能濃度測定結果

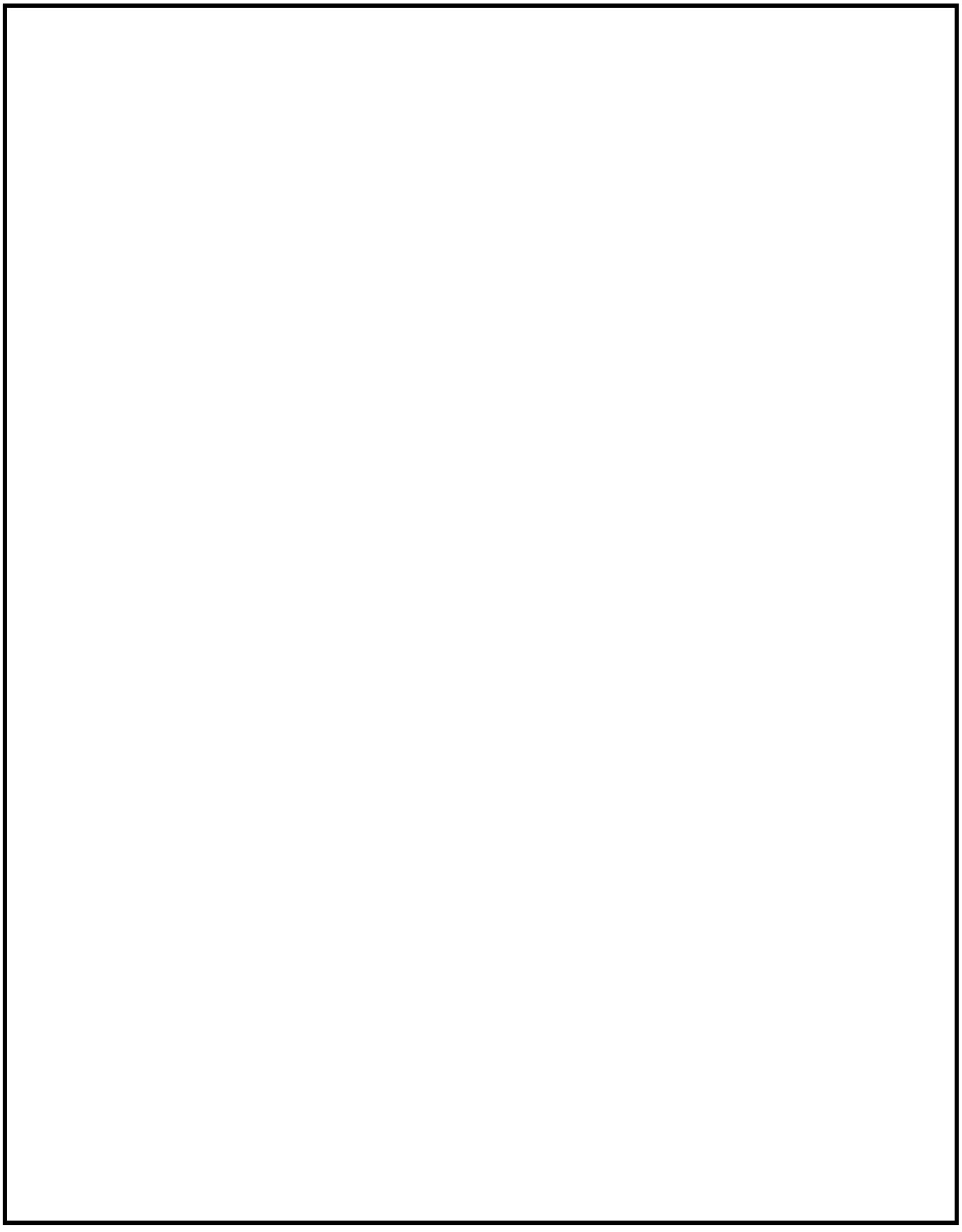


図４－３　廃棄物処理建物内の汚染範囲

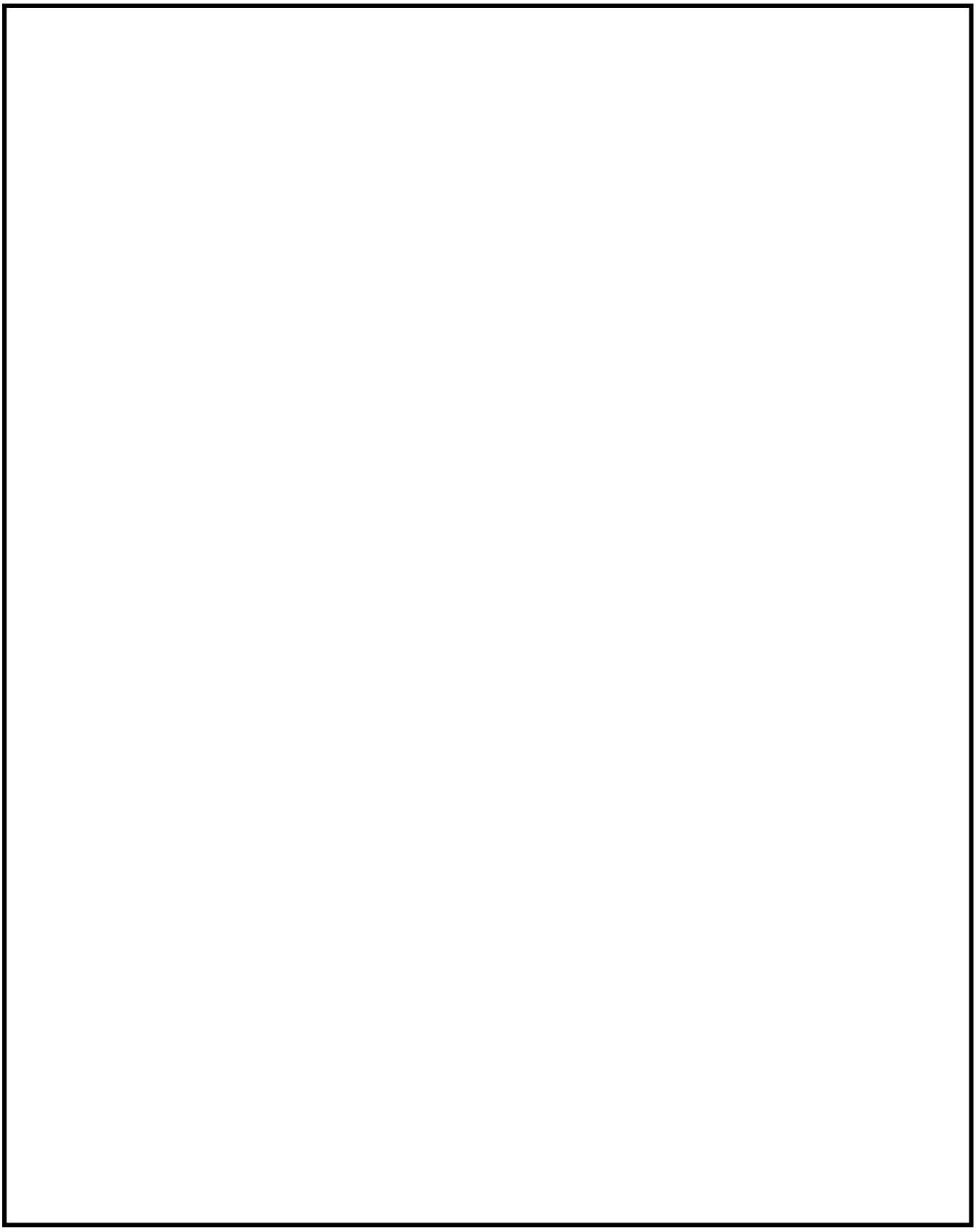


図４－４　廃棄物処理建物の平面図

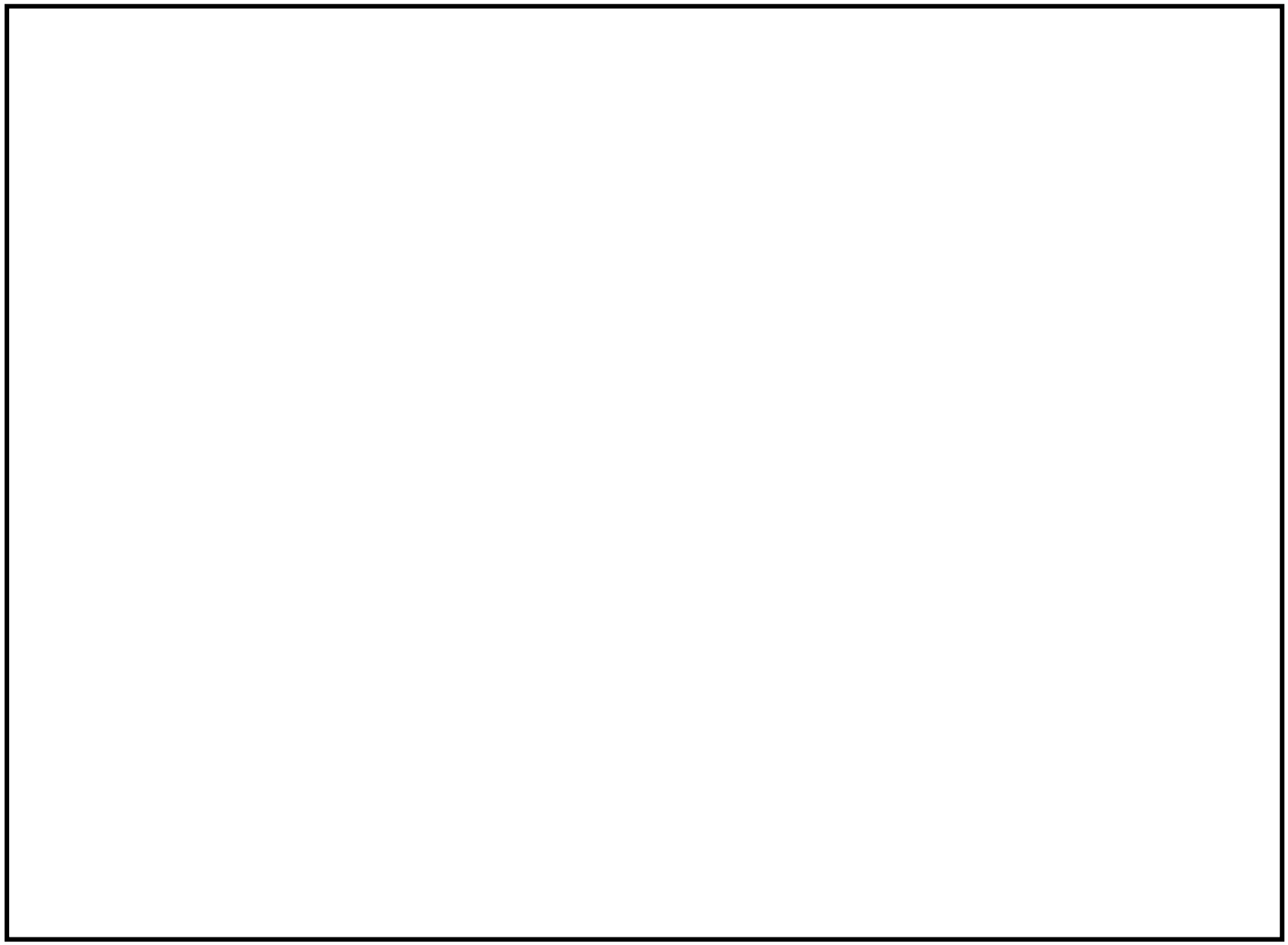


図４－５　管理区域全体図

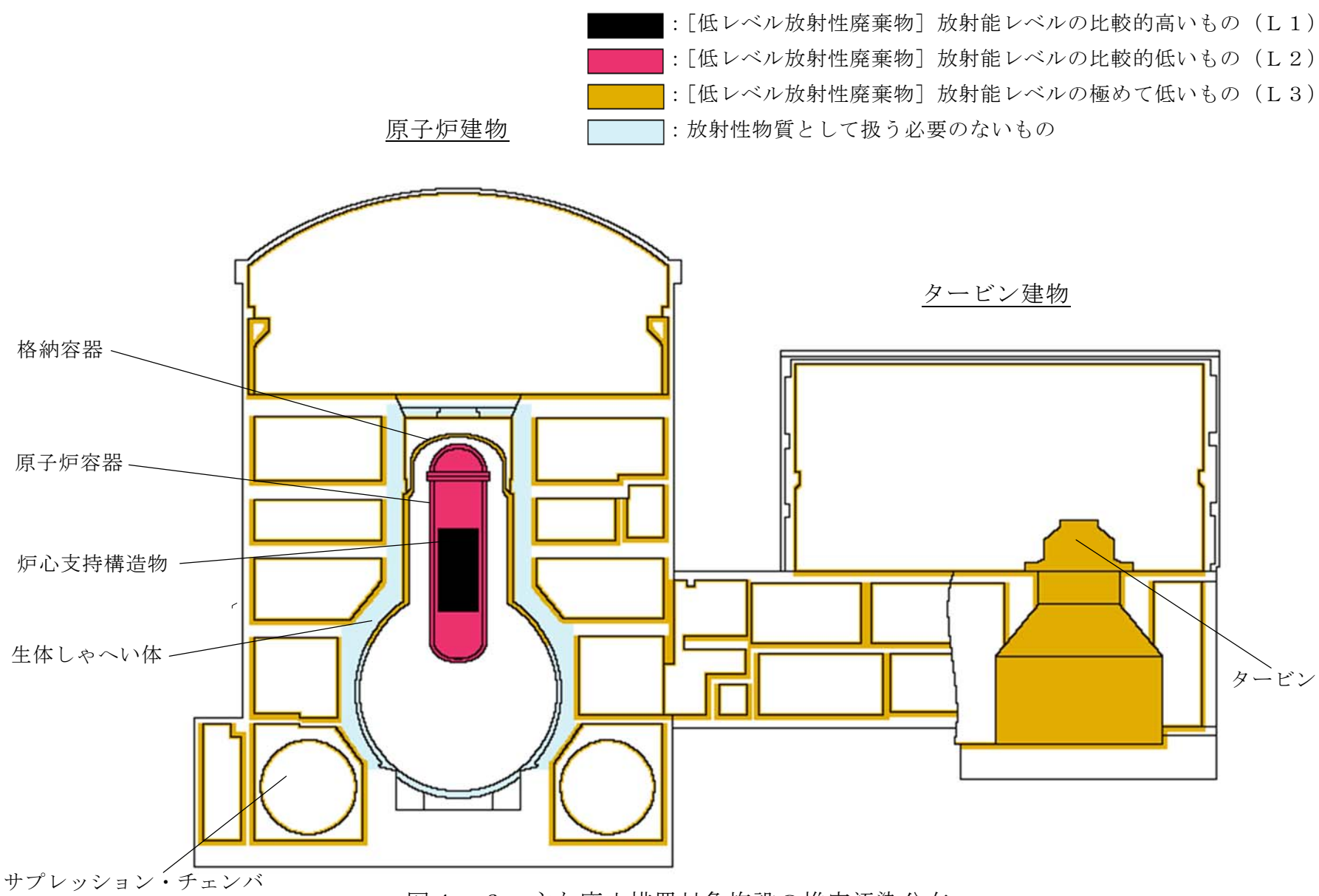


図４－６　主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

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，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（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，適切な品質マネジメントシステムの下に保安管理を実施する。

（４）施設の解体に当たっては，２号炉の保安のために必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影

響を及ぼさないことを確認した上で，工事を実施する。また，２号炉を運転する上で廃止措置計画へ反映する内容が明確になった場合は，変更認可を受ける。

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，放射能が大きい場合は，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，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度（以下「汚染レベル」という。）が高い場合は，防護具を用いる。また，外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設（可搬型重

大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。)の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。

事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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，使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵している間において，使用済燃料プールから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても，燃料被覆管表面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，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の重大事故対策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産業規格等の規格及び基準に準拠するとともに，所要の手続きを行い，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。また，燃料体の保管については「八 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。なお，新燃料及び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，除熱，密封，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浄化並びに燃料落下防止機能を維持管理する。

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。

施設の解体は，廃止措置対象施設のうち，２号炉との共用施設（雑固体焼却設備等を除く。)並びに放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋，地下構造物及び建屋基礎以外の全てを対象に行う。解体対象施設を表５－１に示す。また，解体対象施設の配置図を図５－２に示す。

解体の対象のうち,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ェル（蓋を除く。）及びドライウェル外周の壁（蓋を除く。）で，汚染された物を原子炉本体等という。これら以外を原子炉本体等以外という。

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

建屋及び設備の解体を行うとともに，管理区域を解除する。廃止措置終了後の敷地は，敦賀発電所の周辺監視区域として継続管理する。

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,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５－２に示す。

（１）原子炉本体等解体準備期間

ａ．原子炉解体に干渉する施設の解体

以下に示す施設区分(a)から(d)のうち原子炉解体に干渉する施設の解体を供用の終了後に行う。ただし，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の解体は，新燃料及び使用済燃料搬出完了後，供用の終了後に行う。

対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

(a)原子炉本体

汽水分離器及びドライヤ

原子炉容器の蓋

ドライウェル外周の壁の蓋

(b)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

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）

(c)原子炉冷却系統施設

冷却材再循環系

原子炉冷却材浄化系

主蒸気系

給水系

(d)原子炉格納施設

格納容器のうちドライウェルの蓋

格納容器のうちサプレッション・チェンバ

解体の方法は，気中又は水中において熱的方法又は機械的方法で行う。

解体に当たって講じる安全確保対策は以下のとおり。

・汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。また，外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し,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２号炉の保安のために必要な施設（可

搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。

・事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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。

ｂ．原子炉本体等以外の解体

以下に示す施設区分(a)から(g)の施設の解体を供用の終了後に行う。ただし，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の解体は，新燃料及び使用済燃料搬出完了後，供用の終了後に行う。

対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

(a)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(b)原子炉冷却系統施設

(c)計測制御系統施設

(d)放射性廃棄物の廃棄施設

(e)放射線管理施設

(f)原子炉格納施設

(g)その他原子炉の附属施設

解体の方法は，気中において熱的方法又は機械的方法で行う。

放射性廃棄物の廃棄施設のうち，フィルタスラッジ貯蔵タンク，使用済樹脂貯蔵タンク，濃縮廃液貯蔵タンク，クラッドスラリ貯蔵タンク及び雑固体焼却設備のような放射能が大きいものの解体は，気中に

おいて機械的方法を採用する。また，上記以外の復水脱塩装置使用済樹脂受タンク等の放射能が小さいものの解体は，汚染状況を踏まえた安全確保対策を考慮した上で適用可能な場合，気中において熱的方法を採用する。

解体に当たっては，「（１）原子炉本体等解体準備期間ａ．原子炉解体に干渉する施設の解体」と同様な安全確保対策を講じる。

（２）原子炉本体等解体期間

ａ．原子炉本体等解体

以下に示す施設区分(a)及び(b)のうち汚染された物の解体を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。ただし，原子炉容器外側の壁の解体は，炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。）及び原子炉容器（蓋を除く。）の解体完了後に行う。また，ドライウェル外周の壁(蓋を除く。)及び格納容器のうちドライウェル(蓋を除く。）の解体は，原子炉容器外側の壁の解体完了後に行う。

対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

(a)原子炉本体

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

ドライウェル外周の壁（蓋を除く。）

(b)原子炉格納施設

格納容器のうちドライウェル（蓋を除く。）

解体の方法は，気中又は水中において熱的方法又は機械的方法で行う。

原子炉本体のうち，炉心支持構造物の上部炉心格子，炉心シュラウ

ド上部，燃料支持板及び下部炉心格子のような放射能が大きいものの解体は，水中において熱的方法又は機械的方法を採用する。また，上記以外の給水スパージャ及び炉心シュラウド下部等の放射能が小さいものの解体は，汚染状況を踏まえた安全確保対策を考慮した上で適用可能な場合，気中において熱的方法又は機械的方法を採用する。

解体に当たっては，「（１）原子炉本体等解体準備期間ａ．原子炉解体に干渉する施設の解体」と同様な安全確保対策を講じる。

ｂ．原子炉本体等以外の解体

「（１）原子炉本体等解体準備期間ｂ．原子炉本体等以外の解体」を引き続き行う。

（３）建屋等解体期間

ａ．建屋解体

以下に示す施設区分(a)及び(b)の建屋の解体を原子炉本体等解体期間完了後，供用の終了後に行う。

対象の全てが撤去されたことをもって解体を完了する。

(a)原子炉本体

原子炉建物外壁

(b)原子炉格納施設

原子炉建物

建屋の解体の方法は，圧砕機やブレーカ等を用いて行う。

解体に当たっては，「（１）原子炉本体等解体準備期間ａ．原子炉解体に干渉する施設の解体」と同様な安全確保対策を講じる。

ｂ．原子炉本体等以外の解体

「（２）原子炉本体等解体期間ｂ．原子炉本体等以外の解体」を引き続き行う。

表５－１　解体対象施設（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※1
	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）
		使用済燃料輸送容器※2
	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号炉原子炉建屋内）※3

※１　燃料集合体は，再処理事業者又は加工事業者に譲渡す。

※２　使用済燃料輸送容器はリース品であることから，供用終了後は所有者との取り決めに従って撤去する。

※３　２号炉との共用施設は解体対象施設から除く。

表５－１　解体対象施設（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※4
		制御材駆動設備
	非常用制御設備	液体毒物注入系

※４　制御材は，原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物として処理する。

表５－１　解体対象施設（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※５，６
		再生廃液系
		シャワードレン系※５
	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

※５　２号炉との共用施設は解体対象施設から除く。
※６　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５－１　解体対象施設（４／４）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	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※7
		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※7
		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※7
原子炉格納施設	構造	格納容器
	主要な附属設備	格納容器内ガス濃度制御系
		ドライウェル内ガス冷却装置
		格納容器冷却系
		原子炉建物※8
		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	受電系統※7
		電源設備
	その他主要な事項	タービン衛帯蒸気発生器

※７　２号炉との共用施設は解体対象施設から除く（雑固体焼却設備及び焼却炉建物の放射線監視装置は解体対象）。

※８　放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋，地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

表５－２　施設の解体方法（１／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体準備期間	原子炉本体等以外	原子炉本体	以下のうち原子炉解体に干渉する物 ・汽水分離器及びドライヤ ・原子炉容器の蓋 ・ドライウェル外周の壁の蓋	供用の終了後	原子炉本体の解体を気中又は水中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（２／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体準備期間	原子炉本体等以外	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	以下のうち原子炉解体に干渉する物 ・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）	新燃料及び使用済燃料搬出完了後 供用の終了後	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（３／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体準備期間	原子炉本体等以外	原子炉冷却系統施設	以下のうち原子炉解体に干渉する物 ・冷却材再循環系 ・原子炉冷却材浄化系 ・主蒸気系 ・給水系	供用の終了後	原子炉冷却系統施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（４／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体準備期間	原子炉本体等以外	原子炉格納施設	以下のうち原子炉解体に干渉する物 ・格納容器のうちドライウェルの蓋 ・格納容器のうちサプレッション・チェンバ	供用の終了後	原子炉格納施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（５／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
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	原子炉本体等以外	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	・原子炉建物クレーン（１号炉原子炉建物内） ・新燃料貯蔵設備 ・使用済燃料貯蔵設備（２号炉原子炉建物内）	新燃料及び使用済燃料搬出完了後 供用の終了後	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（６／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
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	原子炉本体等以外	原子炉冷却系統施設	・バイパス系 ・タービン ・復水器 ・復水ポンプ ・復水脱塩装置 ・給水加熱器 ・非常用復水器 ・炉心スプレイ系 ・高圧注水系	供用の終了後	廃止措置の主な手順の全期間にわたり原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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
		計測制御系統施設	・核計装 ・プロセス計装 ・安全保護回路 ・連動回路 ・制御材駆動設備 ・液体毒物注入系 ・制御棒価値ミニマイザ ・再循環流量制御 ・初圧調整装置				

表５－２　施設の解体方法（７／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
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	原子炉本体等以外	放射性廃棄物の廃棄施設	・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 ・機器ドレン系 ・床ドレン系 ・再生廃液系 ・シャワードレン系 ・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	供用の終了後	廃止措置の主な手順の全期間にわたり放射性廃棄物の廃棄施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。 放射性廃棄物の廃棄施設のうち,フィルタスラッジ貯蔵タンク,使用済樹脂貯蔵タンク,濃縮廃液貯蔵タンク,クラッドスラリ貯蔵タンク及び雑固体焼却設備のような放射能が大きいものの解体は,気中において機械的方法を採用する。 上記以外の復水脱塩装置使用済樹脂受タンク等の放射能が小さいものの解体は,汚染状況を踏まえた安全確保対策を考慮した上で適用可能な場合,気中において熱的方法を採用する。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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,線量当量率が高い場合は，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,汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え,低レベル放射性廃棄物のうち,放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（８／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
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	原子炉本体等以外	放射線管理施設	・放射線監視装置 ・放射線管理設備 ・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	供用の終了後	廃止措置の主な手順の全期間にわたり放射線管理施設,原子炉格納施設及びその他原子炉の附属施設の解体を気中において熱的方法又は機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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,線量当量率が高い場合は，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,汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え,低レベル放射性廃棄物のうち,放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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
		原子炉格納施設	・格納容器内ガス濃度制御系 ・ドライウェル内ガス冷却装置 ・格納容器冷却系 ・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	・受電系統 ・電源設備 ・タービン衛帯蒸気発生器				

表５－２　施設の解体方法（９／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体期間	原子炉本体等	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。）	原子炉本体等解体準備期間の完了後 供用の終了後	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の解体を気中又は水中において熱的方法又は機械的方法で行う。 炉心支持構造物のうち,上部炉心格子,炉心シュラウド上部,燃料支持板及び下部炉心格子のような放射能が大きいものの解体は,水中において熱的方法又は機械的方法を採用する。 上記以外の給水スパージャ及び炉心シュラウド下部等の放射能が小さいものの解体は,汚染状況を踏まえた安全確保対策を考慮した上で適用可能な場合,気中において熱的方法又は機械的方法を採用する。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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,線量当量率が高い場合は，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,汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え,低レベル放射性廃棄物のうち,放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（１０／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体期間	原子炉本体等	原子炉本体	以下のうち汚染された物 ・原子炉容器外側の壁	炉心支持構造物（汽水分離器及びライザを除く。）及び原子炉容器（蓋等を除く。）の解体完了後 供用の終了後	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の解体を気中において機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（１１／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
原子炉本体等解体期間	原子炉本体等	原子炉本体	以下のうち汚染された物 ・ドライウェル外周の壁（蓋を除く。）	原子炉容器外側の壁の解体完了後 供用の終了後	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及び原子炉格納施設の解体を気中において機械的方法で行う。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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ェル（蓋を除く。）				

表５－２　施設の解体方法（１２／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
建屋等解体期間	原子炉本体等以外	原子炉本体	原子炉建物外壁	原子炉本体等解体期間完了後 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。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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,線量当量率が高い場合は，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,汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え,低レベル放射性廃棄物のうち,放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

表５－２　施設の解体方法（１３／１３）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		着手要件	解体の概要及び方法	安全確保対策	完了要件
		施設区分	設備(建屋)名称				
建屋等解体期間	原子炉本体等以外	原子炉格納施設	原子炉建物	原子炉本体等解体期間完了後 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。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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,線量当量率が高い場合は，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,汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 外部及び内部被ばく低減のため，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，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２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え,低レベル放射性廃棄物のうち,放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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

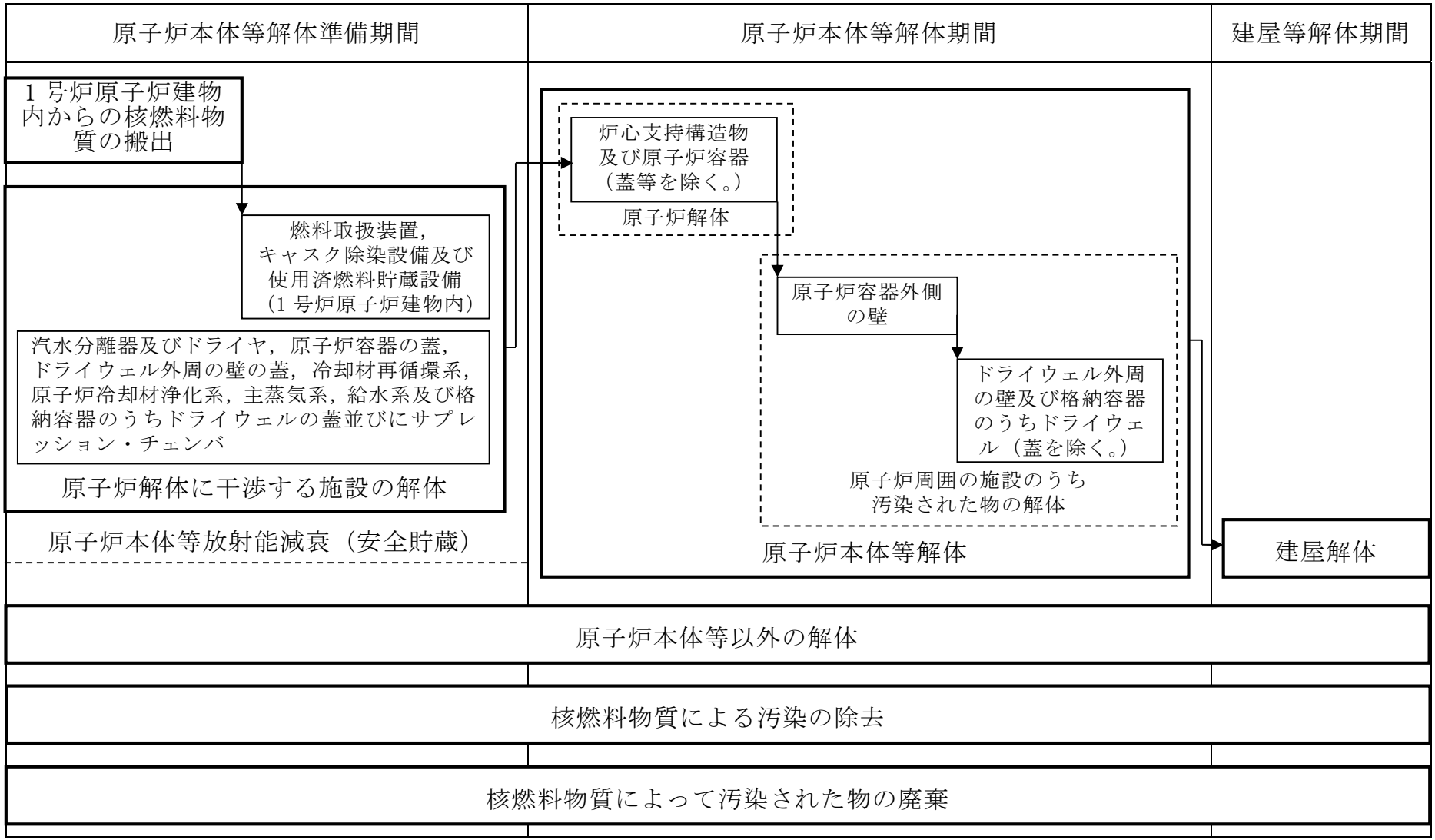


図５－１　廃止措置の主な手順

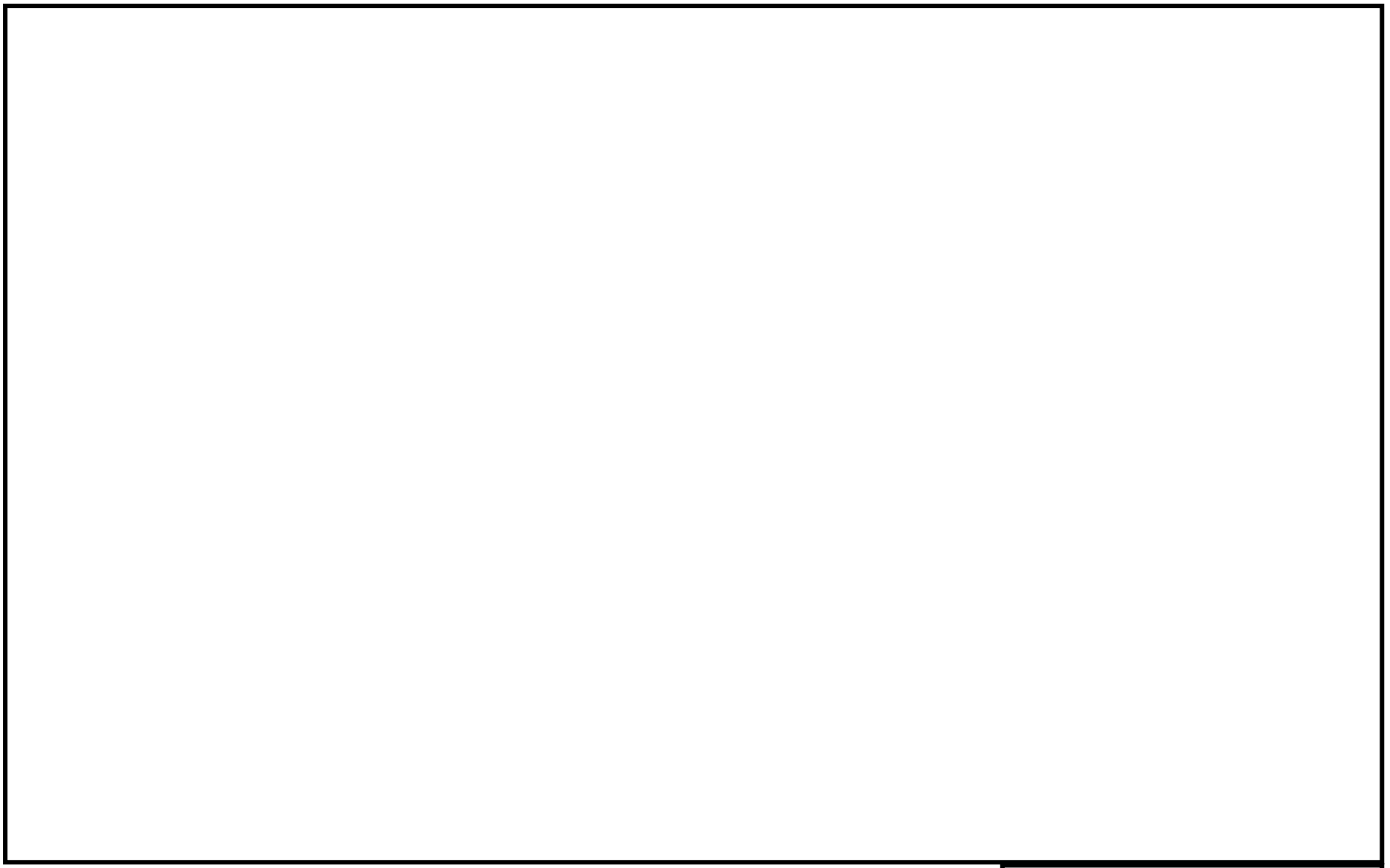


図５－２　解体対象施設の配置図

六　性能維持施設

1　性能維持施設

廃止措置を安全に進める上で，放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建屋・構築物等，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設，放射線管理施設，換気系，非常用電源設備，並びに消火装置及び非常用照明を廃止措置の進捗に応じて維持管理していく。２号炉との共用施設については，２号炉の発電用原子炉施設として維持管理するため，性能維持施設から除く。

性能維持施設に係る必要な機能及び性能の維持管理についての基本的な考え方を以下に示す。

（１）放射性物質を内包する系統及び設備を収納する建屋・構築物等については，これらの系統及び設備が撤去されるまでの期間，放射性物質の漏えい防止及び放射線遮蔽の機能及び性能を維持管理する。

また，放射能レベルが高い物（炉心支持構造物）の搬出完了までの期間，生体しゃへい体の放射線遮蔽の機能及び性能を維持管理する。

（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，燃料取扱，臨界防止，及び燃料落下防止の機能及び性能を維持管理する。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，燃料取扱，臨界防止，除熱，密封，放射線遮蔽，水位の監視，漏えいの監視，並びに使用済燃料プール水補給及び浄化の機能及び性能を維持管理する。

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のうち，１号炉使用済燃料に係る臨界防止の機能及び性能は１号炉で維持管理し，その他の機能及び性能は２号炉で維持管理する。

なお，２号炉原子炉建屋内の使用済燃料貯蔵設備（１号炉使用済燃

料ラック）は所定の手続きを経たのち２号炉で維持管理する。

（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，放射性気体廃棄物については管理区域解除までの期間，放射性液体廃棄物については処理完了までの期間，放射性廃棄物処理の機能及び性能を維持管理する。

また，放射性固体廃棄物を処理・貯蔵するため，固体廃棄物の処理完了及び貯蔵している固体廃棄物の抜出完了までの期間，放射性廃棄物処理・貯蔵の機能及び性能を維持管理する。

（４）放射線管理施設については，管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理及び環境への放射性物質の管理放出のため，関連する設備の供用の終了までの期間，放射線監視及び管理放出の機能及び性能を維持管理する。

（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に，原子炉建物通常用換気系は関連する設備の供用の終了までの期間，タービン建物換気系，サービス建物換気系及び廃棄物処理建物換気系は管理区域解除までの期間，換気の機能及び性能を維持管理する。

（６）非常用電源設備については，使用済燃料運搬完了までの期間，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の機能及び性能を維持管理する。

（７）その他の安全確保上必要な設備については，関連する設備の供用の終了までの期間，安全確保上必要な設備それぞれに要求される機能及び性能を維持管理する。

以上の基本的な考え方に基づく具体的な性能維持施設を表６－１に示す。

なお，性能維持施設のうち，原子炉施設を解体する工事を実施するに当たって，公衆及び放射線業務従事者の受ける線量を抑制し，又は低減する観点その他の原子力安全の観点から，専ら廃止措置で使用するために導入する施設又は設備(以下「専ら廃止措置で使用する性能維持施設」という。)については，表６－２に示す。

廃止措置の進捗に応じて，表６－１又は表６－２に示す性能維持施設を変更する場合は，廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

２　性能維持施設の施設管理

性能維持施設については，必要な期間中，必要な機能及び性能が維持できるよう，保安規定に施設管理計画を定め，これに基づき施設管理を実施する。

表６－１　性能維持施設（１／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備			機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称	維持台数					
原子炉本体	生体しゃへい体	原子炉容器外側の壁	１式	既許認可通り	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	放射能レベルが高い物（炉心支持構造物）の搬出完了まで	原子炉容器外側の壁のうち取り外し可能な部位を除く。
		ドライウェル外周の壁	１式	既許認可通り				ドライウェル外周の壁のうち取り外し可能な部位を除く。
		原子炉建物外壁	１式	既許認可通り				
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）	１台	既許認可通り	燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能 （炉心ー使用済燃料プール間の燃料移送機能は維持しない）	新燃料又は使用済燃料を取扱い中，動力電源及び空気源が喪失した場合に新燃料又は使用済燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また，取扱い中に新燃料及び使用済燃料が破損しないよう正常に動作する状態であること。	新燃料及び使用済燃料の運搬又は搬出完了まで	
		原子炉建物クレーン（１号炉原子炉建物内）	１基	既許認可通り		新燃料を取扱い中，動力電源が喪失した場合に新燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また，取扱い中に新燃料等が破損しないよう正常に動作する状態であること。		
		キャスク除染設備（１号炉原子炉建物内）	１式	既許認可通り		キャスクの除染に影響するような有意な損傷がない状態であること。		キャスクを除染する場所（除染場）。
		使用済燃料輸送容器	１基	既許認可通り	臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	使用済燃料運搬完了まで	

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－１　性能維持施設（２／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備				機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称		維持台数					
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	新燃料貯蔵設備		１式	既許認可通り	臨界防止機能	新燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。	新燃料搬出完了まで	
		使用済燃料貯蔵設備（１号炉原子炉建物内）	使用済燃料プール	１式	既許認可通り	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 浄化機能	新燃料及び使用済燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。 新燃料及び使用済燃料等の放射線を遮蔽するために必要な量の水が維持できる状態であること。	新燃料及び使用済燃料運搬完了まで	
			水位警報装置	１式	既許認可通り		使用済燃料プールの水位が計測でき，水位低の警報が発信できる状態であること。		
			漏水検知装置	１式	既許認可通り		使用済燃料プールライナーの漏えいが検知できる状態であること。		
			燃料プール冷却系	１系統 １台	既許認可通り		使用済燃料の被覆が著しく腐食するおそれがある場合に使用済燃料プール水を浄化フィルタに通水できる状態であること。		
		使用済燃料貯蔵設備（２号炉原子炉建屋内）	１号炉使用済燃料ラック	１式	既許認可通り	臨界防止機能	使用済燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。	使用済燃料搬出完了まで	
		復水貯蔵タンク		１基	既許認可通り	使用済燃料プール水補給機能	内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	使用済燃料運搬完了まで	

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－１　性能維持施設（３／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備				機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称		維持台数					
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	排気筒（排気口）		１式	既許認可通り	放射性廃棄物処理機能（主復水器から発生する放射性気体廃棄物の処理機能は維持しない）	放射性気体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。	管理区域解除まで	
	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	１基	既許認可通り	放射性廃棄物処理機能	内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	機器ドレン廃液処理完了まで	
			電磁ろ過器供給タンク	１基	既許認可通り				
			超ろ過器供給タンク	１基	既許認可通り				
			処理水タンク	２基	既許認可通り				
			機器ドレンサンプルタンク	２基	既許認可通り				
			ろ過装置	２基(電磁ろ過器)，３基（超ろ過器）	既許認可通り		放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。		
			脱塩器	１基	既許認可通り				

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－１　性能維持施設（４／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備				機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称		維持台数					
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	床ドレン系	床ドレン収集タンク	１基	既許認可通り	放射性廃棄物処理機能	内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	床ドレン廃液処理完了まで	
			床ドレン受タンク	１基	既許認可通り				
			復水受タンク	１基	既許認可通り				
			床ドレンサンプルタンク	２基	既許認可通り				
			蒸発濃縮装置	１基	既許認可通り		放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。		
			脱塩器	１基	既許認可通り				
		再生廃液系	廃液中和タンク	１基	既許認可通り		内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	再生廃液処理完了まで	
			中和廃液タンク	１基	既許認可通り				
			蒸発濃縮装置	１基	既許認可通り		放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。		
		クラッドスラリ系	クラッドスラリドレンタンク	１基	既許認可通り		内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	クラッドスラリ廃液処理完了まで	
		フィルタスラッジ系	フィルタスラッジドレンタンク	１基	既許認可通り		内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	フィルタスラッジ廃液処理完了まで	
	固体廃棄物の廃棄設備	フィルタスラッジ貯蔵タンク		５基	既許認可通り	放射性廃棄物貯蔵機能	内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。	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		２基	既許認可通り				
		復水脱塩装置使用済樹脂受タンク		１基	既許認可通り				
		濃縮廃液貯蔵タンク		２基	既許認可通り				
		クラッドスラリ貯蔵タンク		２基	既許認可通り				
		サイトバンカ		１基	既許認可通り				
		アスファルト固化装置		１式	既許認可通り	放射性廃棄物処理機能	放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	濃縮廃液処理完了まで	

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－１　性能維持施設（５／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備				機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称		維持台数					
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	固定エリア・モニタ	２０台	既許認可通り	放射線監視機能	線量当量率を測定できる状態であること。 警報設定値において警報が発信できる状態であること。	関連する設備の供用の終了まで	
			半固定放射線検出器	１式	既許認可通り		汚染の管理ができる状態であること。		
	屋外管理用の主要な設備	排気筒モニタ		１式	既許認可通り	放射線監視機能 管理放出機能	放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 警報設定値において警報が発信できる状態であること。	関連する設備の供用の終了まで	
		補機冷却海水系モニタ		２台	既許認可通り				
		排水のサンプリング・モニタ設備		１式	既許認可通り		放射性物質の濃度を測定できる状態であること。		
原子炉格納施設	主要な附属設備	原子炉建物		１式	既許認可通り	放射性物質漏えい防止機能 （非常用ガス処理系による気密性能は維持しない）	外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。	管理区域解除まで	
		原子炉建物通常用換気系	送風機 排風機 フィルタ	１系統 １台 １台 １台	既許認可通り	換気機能	放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。	関連する設備の供用の終了まで	
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	電源設備	蓄電池	１組	既許認可通り	電源供給機能	直流電源母線に接続している性能維持施設へ電源を供給できる状態であること。	使用済燃料運搬完了まで	

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－１　性能維持施設（６／６）

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備				機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称		維持台数					
その他主要設備	建物	廃棄物処理建物		１式	既許認可通り	放射性物質漏えい防止機能 放射線遮蔽機能	外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。 放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。	管理区域解除まで	
		新廃棄物処理建物		１式	既許認可通り				
	換気系	タービン建物換気系	送風機 排風機 フィルタ	１系統 １台 １台 １台	既許認可通り	換気機能	放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。	管理区域解除まで	
		サービス建物換気系	送風機 排風機 フィルタ	１系統 １台 １台 １台	既許認可通り				
		廃棄物処理建物換気系	送風機 排風機 フィルタ	３系統 ３台 ５台 ５台	既許認可通り				
	消火装置	消火栓		１式	既許認可通り	消火機能	消火栓，噴射ヘッドから放水，放出できる状態であること。	関連する設備の供用の終了まで	
		消火配管		１式	既許認可通り				
		ディーゼル駆動の消火ポンプ		１台	既許認可通り				
		移動型のCO_2消火設備		１式	既許認可通り				
	照明設備	非常用照明		１式	既許認可通り	照明機能	非常用照明が点灯できる状態であること。	関連する設備の供用の終了まで	

注）２号炉との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表６－２　専ら廃止措置で使用する性能維持施設

施設区分	設備等の区分	位置，構造及び設備			機能	性能	維持期間	備考
		設備（建屋）名称	維持台数					
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	圧縮減容装置	１台	「七　２　専ら廃止措置で使用する性能維持施設の設計及び工事の方法」に示す通り	放射性廃棄物処理機能	放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。	処理対象となる廃棄物の処理完了まで	

七　性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

１　性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間は，表６－１及び表６－２に示すとおりである。

表６－１に示す性能維持施設は，原子炉設置許可等を受けて設計・製作されたものであり，これを引き続き使用するため，その性能維持施設の仕様等として，設置時の仕様及び廃止措置時に必要な台数を「位置，構造及び設備」欄に示すとともに，廃止措置段階において必要となる機能を「機能」欄に示す。

表６－２に示す専ら廃止措置で使用する性能維持施設は,「２　専ら廃止措置で使用する性能維持施設の設計及び工事の方法」に従って導入し，その仕様及び必要な台数を「位置，構造及び設備」欄に示すとともに，必要となる機能を「機能」欄に示す。

これらの性能維持施設を維持管理し，使用することを前提としていることから，性能維持施設の性能は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」等を参考に，廃止措置段階で求められる機能を維持管理するために必要となる状態を示す。

廃止措置の進捗に応じて，表６－１又は表６－２に示す性能維持施設の位置，構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間について変更する場合は，廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。

２　専ら廃止措置で使用する性能維持施設の設計及び工事の方法

専ら廃止措置で使用する性能維持施設の導入に当たっては,「五　１　廃

止措置の基本方針」に基づき，適切な品質マネジメントシステムの下に保安管理を実施し，また，「五　２　安全確保対策」に基づき，日本産業規格等の規格及び基準に準拠するとともに，放射性物質の拡散及び漏えい防止対策，被ばく低減対策，事故防止対策及び労働災害防止対策を講じる。

（１）圧縮減容装置

雑固体廃棄物及び解体工事で発生する金属等の減容のため，放射性廃棄物処理機能を持つ固体廃棄物の廃棄設備として，圧縮減容装置を導入する。圧縮減容装置は，耐震重要度Ｃクラスの耐震設計を行う。圧縮減容装置の配置図を図７－１に，圧縮減容装置の概略図面を図７－２に示す。

以上の基本的考え方に基づく専ら廃止措置で使用する性能維持施設の設置位置及び設計について表７－１に示す。

表７－１　専ら廃止措置で使用する性能維持施設の設置位置及び設計

<table>
<tr><th>設備名称</th><th>設置位置</th><th>設計</th></tr>
<tr><td>圧縮減容装置</td><td>タービン建物１階</td><td>
<table>
<tr><td rowspan="7">本体</td><td colspan="2">種類</td><td>－</td><td>油圧式</td></tr>
<tr><td colspan="2">処理能力</td><td>分／本</td><td>約 4</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主要寸法</td><td>たて</td><td>mm</td><td>約 3,550</td></tr>
<tr><td>横</td><td>mm</td><td>約 1,900</td></tr>
<tr><td>高さ</td><td>mm</td><td>約 945</td></tr>
<tr><td colspan="2">主要材料</td><td>―</td><td>圧縮金型：合金鋼</td></tr>
<tr><td colspan="2">個数</td><td>台</td><td>1</td></tr>
<tr><td rowspan="3">原動機</td><td colspan="2">原動機の種類</td><td>―</td><td>電動機</td></tr>
<tr><td colspan="2">原動機の出力</td><td>kW</td><td>約 37</td></tr>
<tr><td colspan="2">原動機の個数</td><td>台</td><td>1</td></tr>
</table>
</td></tr>
</table>

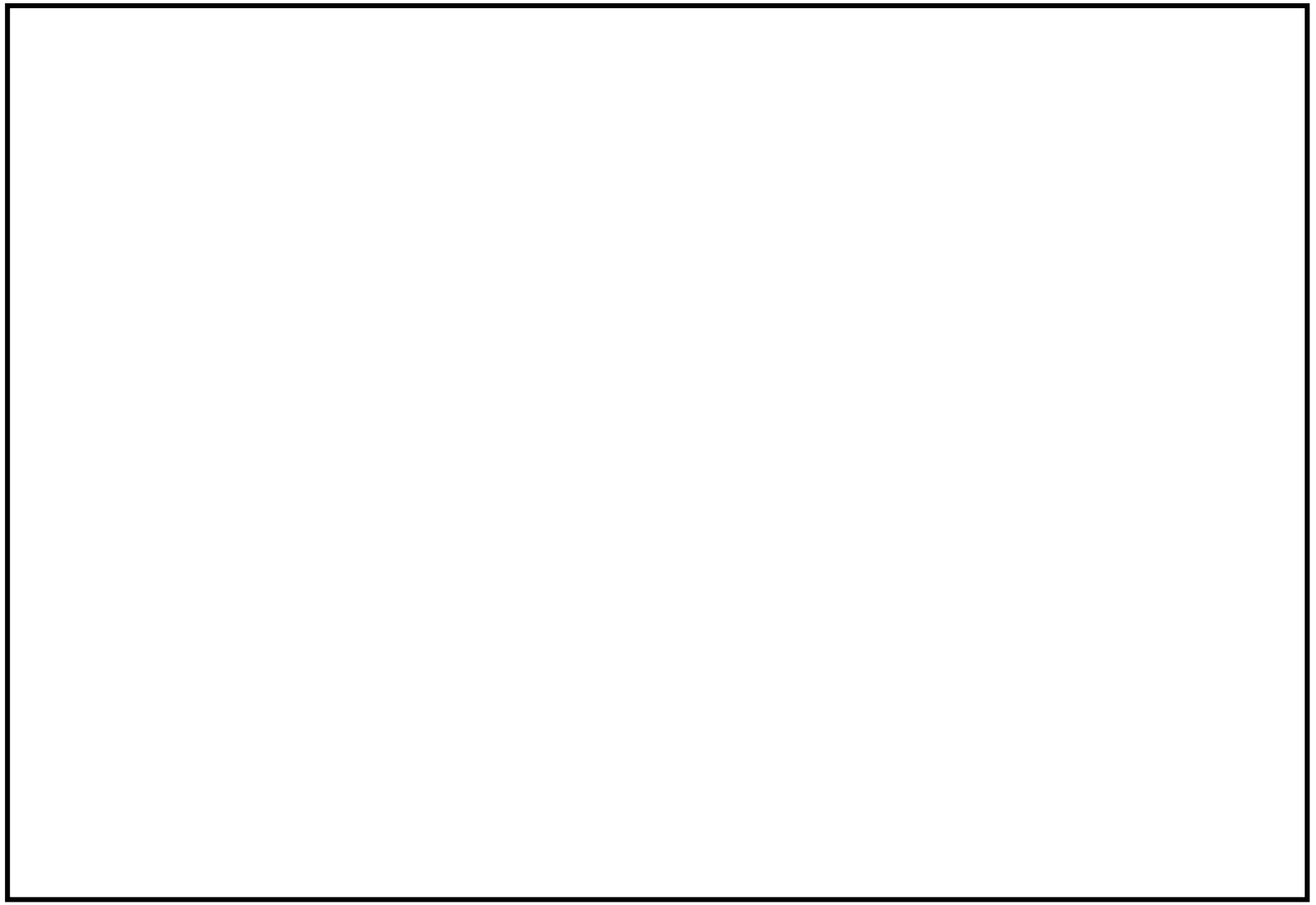


図７－１　圧縮減容装置の配置図

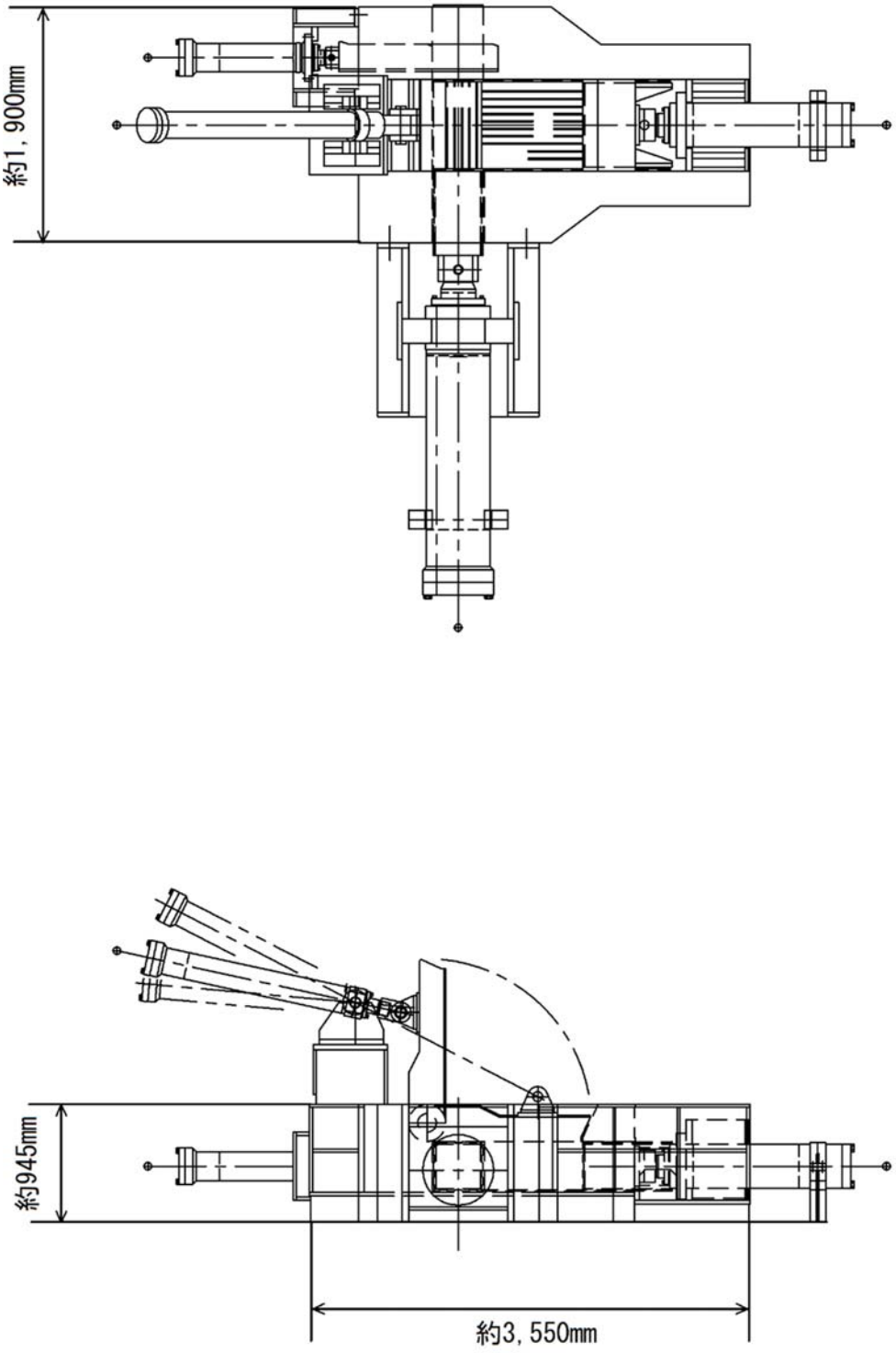


図７－２　圧縮減容装置の概略図面

八　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。２号炉の使用済燃料貯蔵設備に運搬した使用済燃料は，２号炉にて管理を行う。また，全ての使用済燃料を２号炉の使用済燃料貯蔵設備に運搬した場合，２号炉の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は，共用施設として取り扱わず，１号炉の全ての使用済燃料は廃止措置対象施設から搬出されたものとする。

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し，気中で燃料棒の引き抜き，除染及び燃料集合体への再組立てを行った後，新燃料貯蔵庫に一時的に貯蔵する。なお，新燃料の放射能は小さいため，崩壊熱除去及び遮蔽に関しては特別な措置を要しない。

使用済燃料の搬出は，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。なお，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，気中で燃料棒の引き抜き，除染及び燃料集合体形状への再組立てを行い，新燃料貯蔵庫に一時的に貯蔵した後に新燃料輸送容器に収納し，譲り渡す。新燃料の除染作業においては，燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し，燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに，取り扱う数量を燃料集合体１体のみかつその１体分の燃料棒に限定し，臨界を防止する。

核燃料物質の運搬は，関係法令，関係告示に基づき適切に実施する。

九　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，放射化汚染又は二次的な汚染によって汚染されている。

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，汚染の除去を行う。

汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

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９－１に示す。

汚染の除去は，原子炉運転中の定期点検等において被ばく低減対策として行ってきた除染の経験・実績を活かし，機械的除染法により行う。

機械的除染法は，汚染部位が特定された場合に高圧水，ブラシ等を用いた方法により行う。

2．1　原子炉本体解体準備期間

（1）原子炉本体等

汚染の除去は，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，線量

当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる場合は，汚染の除去を行う。

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ェル（蓋を除く。），及びドライウェル外周の壁（蓋を除く。）で，二次的に汚染された物とする。汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

汚染の除去は，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に当たっては，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし，それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，汚染の除去を中止する。

汚染の除去に当たって講じる安全確保対策は以下のとおり。

a．汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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。

b．外部被ばく低減のため，作業環境を踏まえ，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。

c．維持管理している施設及び２号炉の保安のために必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能

に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。

d．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。

e．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。

（2）原子炉本体等以外

汚染の除去は，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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる場合は，汚染の除去を行う。

対象は，原子炉本体等解体に干渉する施設，原子炉本体等以外で廃止措置の対象となる施設で，二次的に汚染された物とする。汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の汚染の除去を実施する場合は，新燃料及び使用済燃料搬出完了後，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に当たっては，安全確保対策とし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とともに，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし,被ばく量を低減するため有効と認められないと判断した場合は,汚染の除去を中止する。

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設以外の施設の汚染の除去は，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に

当たっては,安全確保対策とし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とともに，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし，それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，汚染の除去を中止する。

汚染の除去に当たっては,「２．１　原子炉本体解体準備期間（１）原子炉本体等」の汚染の除去と同様な安全確保対策を講じる。

２．２　原子炉本体等解体期間

（１）原子炉本体等

汚染の除去は，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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる場合は，汚染の除去を行う。

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ェル（蓋を除く。），及びドライウェル外周の壁（蓋を除く。）で，二次的に汚染された物とする。汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

汚染の除去は，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に当たっては，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし，それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，汚染の除去を中止する。

汚染の除去に当たっては,「２．１　原子炉本体解体準備期間（１）原子炉本体等」の汚染の除去と同様な安全確保対策を講じる。

（２）原子炉本体等以外

汚染の除去は，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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し,被ばく量を低減するため有効とされる場合は,汚染の除去を行う。

対象は，原子炉本体等以外で廃止措置の対象となる施設で，二次的に汚染された物とする。汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

汚染の除去は，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に当たっては，安全確保対策とし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とともに，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし，それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，汚染の除去を中止する。

汚染の除去に当たっては,「２．１　原子炉本体解体準備期間（１）原子炉本体等」の汚染の除去と同様な安全確保対策を講じる。

２．３　建屋等解体期間

（１）原子炉本体等以外

汚染の除去は，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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる

場合は，汚染の除去を行う。

対象は，原子炉本体等以外で廃止措置の対象となる施設で，二次的に汚染された物とする。汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに,適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。

汚染の除去は，供用の終了後に行う。除染方法としては，機械的除染法を適用する。除染に当たっては，放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下したことをもって汚染の除去を完了する。ただし，それ以上の除染効果が見込めないと判断した場合は，汚染の除去を中止する。

汚染の除去に当たっては，「２．１　原子炉本体解体準備期間（１）原子炉本体等」の汚染の除去と同様な安全確保対策を講じる。

表９－１　汚染の除去方法（１／２）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		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				
核燃料物質による汚染の除去	原子炉本体等	原子炉本体	以下のうち二次的に汚染された物 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 ドライウェル外周の壁(蓋を除く。)	供用の終了後	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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる場合は，汚染の除去を行う。 汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。 除染方法としては，機械的除染法を適用する。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては,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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 維持管理している施設及び２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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。	放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下すること。
		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ェル（蓋を除く。）				

表９－１　汚染の除去方法（２／２）

手順上の名称	対象の分類	解体対象施設		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				
核燃料物質による汚染の除去	原子炉本体等以外	原子炉本体	（１／２）以外の解体対象施設のうち，二次的に汚染された物	供用の終了後 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	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，線量当量率及び汚染レベルを考慮し，被ばく量を低減するため有効とされる場合は，汚染の除去を行う。 汚染の除去を実施する場合は，汚染の除去の対象を定めるとともに，適切な除染方法及び完了要件となる目標を策定する。 除染方法としては，機械的除染法を適用する。	汚染状況を踏まえ，工事によって発生する気体状の放射性物質に対しては，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。また，工事によって発生する液体状の放射性物質に対しては，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，線量当量率が高い場合は，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，汚染レベルが高い場合は，防護具を用いる。 維持管理している施設及び２号炉の保安のために必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認した上で行う。 事故に備え，低レベル放射性廃棄物のうち，放射能レベルの比較的低いもの（Ｌ２）以上となる解体対象が残存する間は，建屋の放射性物質閉じ込め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。	放射線業務従事者の被ばく量を低減するため有効とされる線量当量率まで低下すること。
		核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設					
		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					

十　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，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。なお，廃棄先が決定するまでは，敦賀発電所内に貯蔵保管する。

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，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が線量告示に定める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主な種類は，復水器空気抽出器排ガス，タービン衛帯蒸気復水器排ガス，換気系排気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，次に示す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。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気筒において放出放射性物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに発電用軽水型原子炉

施設周辺の線量目標値に関する指針（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき，放射性希ガス及び放射性よう素の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努めている。

放射性気体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）復水器空気抽出器排ガス

活性炭式希ガスホ-ルドアップ装置に通して放射能を十分減衰させ，フィルタを通して排気筒から大気に管理放出する。

（２）タービン衛帯蒸気復水器排ガス

フィルタを通した後，減衰管等で減衰させ，排気筒から大気に管理放出する。

（３）換気系排気

フィルタを通した後，排気筒から大気に管理放出する。

（４）復水器真空ポンプ排ガス

フィルタを通した後，排気筒から大気に管理放出する。

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

１．２．１　原子炉本体等解体準備期間

原子炉本体等解体準備期間に発生する放射性気体廃棄物の主な種類は，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を含む換気系排気である。

原子炉本体等解体準備期間に発生する放射性気体廃棄物は，「五　１　廃止措置の基本方針」に基づき，切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状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，排気筒から大気へ管理放出する。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気筒において放出放射性

物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

原子炉本体等解体準備期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図１０－１に示す。

１．２．２　原子炉本体等解体期間

原子炉本体等解体期間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を含む換気系排気である。

（１）排気筒撤去に伴う放出経路変更前

原子炉本体等解体期間のうち，排気筒撤去に伴う放出経路変更前に発生する放射性気体廃棄物は，「五　１　廃止措置の基本方針」に基づき，切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状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，排気筒から大気へ管理放出する。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気筒において放出放射性物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

原子炉本体等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図１０－２に示す。

（２）排気筒撤去に伴う放出経路変更後

原子炉本体等解体期間のうち，排気筒撤去に伴う放出経路変更後に発生する放射性気体廃棄物は，「五　１　廃止措置の基本方針」に基づき，切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状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，排気口から大気へ管理放出する。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気口において放出放射性物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

原子炉本体等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図１０－２に示す。

１．２．３　建屋等解体期間

建屋等解体期間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を含む換気系排気である。

（１）既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更前

建屋等解体期間のうち，既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更前に発生する放射性気体廃棄物は，「五　１　廃止措置の基本方針」に基づき，切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状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，排気口から大気へ管理放出する。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気口において放出放

射性物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき， 粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

建屋等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図１０－３に示す。

（２）既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更後

建屋等解体期間のうち，既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更後に発生する放射性気体廃棄物は，「五 １ 廃止措置の基本方針」に基づき，切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状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，廃止措置期間完了までは，排気口から大気へ管理放出する。

放射性気体廃棄物の管理放出に当たっては，排気口において放出放射性物質を測定し，周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が，線量告示に定める濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，粒子状放射性物質の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

建屋等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図１０－３に示す。

１．３ 放射性気体廃棄物の放出管理目標値

放射性気体廃棄物の放出管理目標値は，原子炉本体等解体準備期間において5.9×10^{7} Bq／y，原子炉本体等解体期間において2.2×10^{8} Bq／y，建屋等解体期間において3.9×10^{7} Bq／yと設定し，これを超えないように努める。

放射性気体廃棄物の放出管理目標値を表１０－１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，周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が線量告示に定める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主な種類は，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。），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。），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。），洗濯等により発生する廃液（以下「洗濯廃液」という。）及びシャワー，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。）である。

原子炉運転中に発生した放射性液体廃棄物は，次に示す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。

液体廃棄物廃棄設備から放射性液体廃棄物を海洋に管理放出する際には，タンクに貯蔵した後，放射性液体廃棄物中の放射性物質濃度を測定し，復水器冷却水放水口における放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，放射性液体廃棄物の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努めている。

放射性液体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）機器ドレン

機器ドレン収集タンクに収集し，電磁ろ過器等を通してろ過処理を行い，脱塩器にて脱塩処理を行った後，機器ドレンサンプルタンクに収集し，復水貯蔵タンクに移送して再使用する。

（２）再生廃液

廃液中和タンクに収集し，放射性液体廃棄物の水素イオン濃度に応じて中和処理を行い，蒸発濃縮装置にて蒸発濃縮処理を行う。

蒸発濃縮装置にて蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，機器ドレン系統に移送する。

（３）床ドレン

床ドレン収集タンクに収集し，放射性液体廃棄物の水素イオン濃度に応じて再生廃液系統に移送して，中和処理を行う。

蒸発濃縮装置にて蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，保有水量又は放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器ドレン系統に移送するか又は復水受タンクに収集し，脱塩器を通して脱塩処理を行った後，床ドレンサンプルタンクに移送して，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（４）洗濯廃液

洗濯廃液サンプタンクに収集し，洗濯廃液受タンクに移送して，ろ過装置を通してろ過処理を行った後，洗濯廃液モニタタンクに移送して，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（５）シャワードレン

シャワードレンサンプタンクに収集し，フィルタでろ過処理を行った

後，洗濯廃液モニタタンクに移送して，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

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

２．２．１　原子炉本体等解体準備期間

原子炉本体等解体準備期間に発生する放射性液体廃棄物の主な種類は，機器ドレン，再生廃液，床ドレン，洗濯廃液，シャワードレン並びに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。）である。

原子炉本体等解体準備期間に発生する放射性液体廃棄物は，「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処理を行い，海洋へ管理放出する。

液体廃棄物廃棄設備から放射性液体廃棄物を海洋に管理放出する際には，タンクに貯蔵した後，放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度を測定し，復水器冷却水放水口における放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，放射性液体廃棄物の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

原子炉本体等解体準備期間の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図１０－４に示す。

放射性液体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）機器ドレン

ろ過処理，脱塩処理を行った後，再使用する。

（２）再生廃液

放射性液体廃棄物の水素イオン濃度に応じて中和処理を行い，蒸発濃

縮処理を行う。蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，機器ドレン系統に移送する。

（３）床ドレン

放射性液体廃棄物の性状により，蒸発濃縮処理又は再生廃液系統に移送する。

蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，保有水量又は放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器ドレン系統に移送するか又は脱塩処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（４）洗濯廃液

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（５）シャワードレン

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（６）機器解体廃液

放射性液体廃棄物の放射能，水素イオン濃度等の性状に応じて，前処理を行い，機器ドレン系統，再生廃液系統又は床ドレン系統へ移送する。

２．２．２　原子炉本体等解体期間

原子炉本体等解体期間に発生する放射性液体廃棄物の主な種類は，機器ドレン，再生廃液，床ドレン，洗濯廃液，シャワードレン及び機器解体廃液である。

原子炉本体等解体期間に発生する放射性液体廃棄物は，「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処

理を行い，海洋へ管理放出する。

液体廃棄物廃棄設備から放射性液体廃棄物を海洋に管理放出する際には，タンクに貯蔵した後，放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度を測定し，復水器冷却水放水口における放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，放射性液体廃棄物の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

原子炉本体等解体期間の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図１０－４に示す。

放射性液体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）機器ドレン

ろ過処理，脱塩処理を行った後，再使用する。

（２）再生廃液

放射性液体廃棄物の水素イオン濃度に応じて中和処理を行い，蒸発濃縮処理を行う。蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，機器ドレン系統に移送する。

（３）床ドレン

放射性液体廃棄物の性状により，蒸発濃縮処理又は再生廃液系統に移送する。

蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，保有水量又は放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器ドレン系統に移送するか又は脱塩処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（４）洗濯廃液

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（５）シャワードレン

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（６）機器解体廃液

放射性液体廃棄物の放射能，水素イオン濃度等の性状に応じて，前処理を行い，機器ドレン系統，再生廃液系統又は床ドレン系統へ移送する。

２．２．３　建屋等解体期間

建屋等解体期間に発生する放射性液体廃棄物の主な種類は，機器ドレン，再生廃液，床ドレン，洗濯廃液，シャワードレン及び機器解体廃液である。

建屋等解体期間に発生する放射性液体廃棄物は，「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処理を行い，廃止措置期間完了までに海洋へ管理放出する。

液体廃棄物廃棄設備から放射性液体廃棄物を海洋に管理放出する際には，タンクに貯蔵した後，放射性液体廃棄物中の放射性物質の濃度を測定し，復水器冷却水放水口における放射性物質の濃度が線量告示に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないようにするとともに線量目標値に関する指針に基づき，放射性液体廃棄物の放出管理目標値を設定し，これを超えないように努める。

建屋等解体期間の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図１０－４に示す。

放射性液体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）機器ドレン

ろ過処理，脱塩処理を行った後，再使用する。なお，廃止措置期間完

了までに，全ての復水について再使用等を行う。

（２）再生廃液

放射性液体廃棄物の水素イオン濃度に応じて中和処理を行い，蒸発濃縮処理を行う。蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，機器ドレン系統に移送する。

（３）床ドレン

放射性液体廃棄物の性状により，蒸発濃縮処理又は再生廃液系統に移送する。

蒸発濃縮処理を行った際に発生する廃棄物のうち，濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理を行い，蒸気を凝縮させた廃液は，保有水量又は放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器ドレン系統に移送するか又は脱塩処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（４）洗濯廃液

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（５）シャワードレン

ろ過処理を行った後，放射性物質濃度を測定し，海洋へ管理放出する。

（６）機器解体廃液

放射性液体廃棄物の放射能，水素イオン濃度等の性状に応じて，前処理を行い，機器ドレン系統，再生廃液系統又は床ドレン系統へ移送する。

２．３　放射性液体廃棄物の放出管理目標値

放射性液体廃棄物の放出管理目標値は，原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間を通して7.4×10^{10} Bq／yと設定

し，これを超えないように努める。

放射性液体廃棄物の放出管理目標値を表１０－２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。廃棄先が決定するまでは，敦賀発電所内に貯蔵保管する。

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。

また，管理区域外から発生した廃棄物を含む放射性廃棄物でない廃棄物は，産業廃棄物として廃棄又は資源として有効利用する。

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主な種類は，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。)，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。），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。）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。），

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。）及び均質固化体，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。）である。

原子炉運転中に発生した放射性固体廃棄物は，次に示す原子炉設置許可を受けた方法に従って管理している。

固体廃棄物を詰めたドラム缶等は，固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

使用済制御棒等は，使用済燃料プールに貯蔵した後，サイトバンカに移送し，貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫及びサイトバンカは，管理区域とし，周辺の放射線サーベイ等を行い管理する。

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のうち，廃止措置期間中に処理処分を行う放射性固体廃棄物については，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。

（１）濃縮廃液

濃縮廃液貯蔵タンクに貯蔵した後，アスファルト固化装置で固化剤と混合してドラム缶内に固化し，貯蔵保管する。

（２）使用済樹脂

原子炉冷却材浄化系統等の脱塩塔から発生する使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵保管する。

復水脱塩装置から発生する使用済樹脂は，復水脱塩装置使用済樹脂受タンクに貯蔵した後，雑固体減容処理設備で溶融固化してドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

（３）フィルタスラッジ

原子炉冷却材浄化系統等のフィルタから発生するフィルタスラッジは，フィルタスラッジ貯蔵タンクに貯蔵保管する。

（４）クラッドスラリ

液体廃棄物処理系のろ過装置から発生するクラッドスラリは，クラッドスラリ貯蔵タンクに貯蔵保管する。

（５）使用済制御棒等

使用済制御棒等の放射化された機器は，使用済燃料貯蔵プールに貯蔵した後，サイトバンカに貯蔵保管する。

（６）雑固体廃棄物等

雑固体廃棄物等のうち，可燃性の放射性固体廃棄物は，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体焼却設備で焼却する。焼却灰は，ドラム缶に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体減容処理設備で溶融固化してドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

なお，可燃性の放射性固体廃棄物は，原子炉運転に伴う燃料破損を想定して，短半減期核種（Ｉ－131）を十分減衰させるため，自主的に80日間の減衰期間を設けた後，焼却を行っている。

雑固体廃棄物等のうち，不燃性の放射性固体廃棄物は，形状等の廃棄物性状に応じて圧縮減容した後，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体減容処理設備で溶融固化してドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

貯蔵保管している可燃性の放射性固体廃棄物，焼却灰，不燃性の放射性固体廃棄物についても焼却，溶融固化し，ドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

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

３．２．１　原子炉本体等解体準備期間

原子炉本体等解体準備期間に発生する放射性固体廃棄物の主な種類は，濃縮廃液，使用済樹脂，フィルタスラッジ，クラッドスラリ，使用済制御棒等，雑固体廃棄物等及び解体工事で発生する金属，コンクリート，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。)である。

原子炉本体等解体準備期間に発生し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，放射性固体廃棄物の放射能等の性状に応じて処理を行い，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

原子炉本体等解体準備期間の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図８－５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。

放射性固体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）濃縮廃液

タンクに貯蔵した後，アスファルト固化装置で固化剤と混合してドラム缶内に固化して貯蔵保管する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（２）使用済樹脂

放射能濃度が高い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

放射能濃度が低い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

貯蔵保管した放射能濃度が低い使用済樹脂は，雑固体減容処理設備で

溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（３）フィルタスラッジ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（４）クラッドスラリ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（５）使用済制御棒等

廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（６）雑固体廃棄物等

雑固体廃棄物等のうち，可燃性の放射性固体廃棄物は，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体焼却設備で焼却する。貯蔵保管した可燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体焼却設備で焼却する。

焼却で発生する焼却灰は，ドラム缶に詰めて貯蔵保管するか又は雑固

体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された焼却灰は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

なお，2011年1月26日に運転を停止してから十分な時間が経過していることから，廃止措置期間中に焼却する可燃性の放射性固体廃棄物は，80日間の減衰期間が既に経たものとして取り扱う。

雑固体廃棄物等のうち，不燃性の放射性固体廃棄物は，圧縮可能なものは圧縮減容し，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか若しくは雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化若しくは固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管するか又はドラム缶等詰めが困難な大型機械等についてはこん包等の汚染の広がりを防止する措置を講じて貯蔵保管する。

貯蔵保管した不燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化，固型化剤を充填し容器に固型化又は廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（７）解体工事で発生する金属等

解体工事で発生する金属等は，廃棄時の放射能レベル区分を見据えて形状，汚染形態等の廃棄物性状に応じて，除染可能なものは除染を行う。

解体工事で発生する金属等のうち，炉内構造物等の廃棄物は，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

解体工事で発生する金属等のうち，放射能濃度が低く，原子炉運転中に発生した廃棄物と同様の性状のものは，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は雑固体廃棄物等と同じ管理を行う。

３．２．２　原子炉本体等解体期間

原子炉本体等解体期間に発生する放射性固体廃棄物の主な種類は，濃縮廃液，使用済樹脂，フィルタスラッジ，クラッドスラリ，使用済制御棒等，雑固体廃棄物等及び解体工事で発生する金属等である。

原子炉本体等解体期間に発生し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，放射性固体廃棄物の放射能等の性状に応じて処理を行い，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

原子炉本体等解体期間の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図１０－５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。

放射性固体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）濃縮廃液

タンクに貯蔵した後，アスファルト固化装置で固化剤と混合してドラム缶内に固化して貯蔵保管する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（２）使用済樹脂

放射能濃度が高い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

放射能濃度が低い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

貯蔵保管した放射能濃度が低い使用済樹脂は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（３）フィルタスラッジ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（４）クラッドスラリ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（５）使用済制御棒等

廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は

固型化する。作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（６）雑固体廃棄物等

雑固体廃棄物等のうち，可燃性の放射性固体廃棄物は，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体焼却設備で焼却する。貯蔵保管した可燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体焼却設備で焼却する。

焼却で発生する焼却灰は，ドラム缶に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された焼却灰は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

なお，2011年1月26日に運転を停止してから十分な時間が経過していることから，廃止措置期間中に焼却する可燃性の放射性固体廃棄物は，80日間の減衰期間が既に経たものとして取り扱う。

雑固体廃棄物等のうち，不燃性の放射性固体廃棄物は，圧縮可能なものは圧縮減容し，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか若しくは雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化若しくは固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管するか又はドラム缶等詰めが困難な大型機械等についてはこん包等の汚染の広がりを防止する措置を講じて貯蔵保管する。

貯蔵保管した不燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化，固型化剤を充填し容器に固型化又は廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄す

る。

（７）解体工事で発生する金属等

解体工事で発生する金属等は，廃棄時の放射能レベル区分を見据えて形状，汚染形態等の廃棄物性状に応じて，除染可能なものは除染を行う。

解体工事で発生する金属等のうち，炉内構造物等の廃棄物は，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

解体工事で発生する金属等のうち，放射能濃度が低く，原子炉運転中に発生した廃棄物と同様の性状のものは，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は雑固体廃棄物等と同じ管理を行う。

３．２．３　建屋等解体期間

建屋等解体期間に発生する放射性固体廃棄物の主な種類は，濃縮廃液，使用済樹脂，フィルタスラッジ，クラッドスラリ，雑固体廃棄物等及び解体工事で発生する金属等である。

建屋等解体期間に発生し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，放射性固体廃棄物の放射能等の性状に応じて処理を行い，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

建屋等解体期間の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図１０－５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。

放射性固体廃棄物の管理方法を次に示す。

（１）濃縮廃液

タンクに貯蔵した後，アスファルト固化装置で固化剤と混合してドラム缶内に固化して貯蔵保管する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（２）使用済樹脂

放射能濃度が高い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

放射能濃度が低い使用済樹脂は，タンクに貯蔵した後，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

貯蔵保管した放射能濃度が低い使用済樹脂は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（３）フィルタスラッジ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（４）クラッドスラリ

タンクに貯蔵した後，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（５）使用済制御棒等

廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（６）雑固体廃棄物等

雑固体廃棄物等のうち，可燃性の放射性固体廃棄物は，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体焼却設備で焼却する。貯蔵保管した可燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体焼却設備で焼却する。

焼却で発生する焼却灰は，ドラム缶に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された焼却灰は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化又は固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管する。

なお，2011年1月26日に運転を停止してから十分な時間が経過していることから，廃止措置期間中に焼却する可燃性の放射性固体廃棄物は，80日間の減衰期間が既に経たものとして取り扱う。

雑固体廃棄物等のうち，不燃性の放射性固体廃棄物は，圧縮可能なものは圧縮減容し，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか若しくは雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化若しくは固型化剤を充填し容器に固型化して貯蔵保管するか又はドラム缶等詰めが困難な大型機械

等についてはこん包等の汚染の広がりを防止する措置を講じて貯蔵保管する。

貯蔵保管した不燃性の放射性固体廃棄物は，雑固体減容処理設備で溶融固化して容器に固型化，固型化剤を充填し容器に固型化又は廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し容器に固型化して貯蔵保管する。

貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（７）解体工事で発生する金属等

解体工事で発生する金属等は，廃棄時の放射能レベル区分を見据えて形状，汚染形態等の廃棄物性状に応じて，除染可能なものは除染を行う。

解体工事で発生する金属等のうち，炉内構造物等の廃棄物は，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は固型化する。

作製された放射性固体廃棄物は，貯蔵保管するか又は廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。貯蔵保管された放射性固体廃棄物は，廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

解体工事で発生する金属等のうち，放射能濃度が低く，原子炉運転中に発生した廃棄物と同様の性状のものは，廃止措置のために導入する処理設備を用いて処理し，容器に封入又は雑固体廃棄物等と同じ管理を行う。

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１０－３に示す。

３．４　放射性固体廃棄物の保管

全期間を通して，解体工事で発生する解体撤去物等の処理過程にあるもの並びに測定及び評価を行った放射能濃度確認対象物（確認待ちエリアに保管）を除き，放射性固体廃棄物については，廃棄が行われるまでの間は，既設の保管場所及び新たに設定する保管場所(以下「固体廃棄物貯蔵庫等」という。）に保管する。

新たに保管場所を設定する際には，保管場所及び保管容量等の必要な事項を保安規定に定める。

放射性固体廃棄物を保管する際には，計画的に処理処分を進めるとともに，上記で評価された保管可能場所の中に保管場所を設定する等の対応を行い，固体廃棄物貯蔵庫等の保管容量を超えないように解体工事等を行う。

３．４．１　既設の保管場所

既設の保管場所とは，表４－５に示すとおり，原子炉運転中に使用している固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料プール，サイトバンカ，フィルタスラッジ貯蔵タンク等である。

３．４．２　新たに設定する保管場所

新たに設定する保管場所とは，廃止措置対象施設内の当該箇所に設置されている機器等の撤去を終えた区域を活用して設定する保管場所であり，原子炉建物地階にＬ１以下の廃棄物，タービン建物１階にＬ２以下の廃棄物，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，焼

却炉建物及びサイトバンカ建物に，Ｌ３廃棄物及び「放射性物質として扱う必要のないもの」と推定されるもの（以下「ＣＬ推定物」という。）を保管する。

保管場所の設定のため，保管廃棄物に起因する直接線量及びスカイシャイン線量について評価を行った結果，人の居住の可能性のある敷地境界外の評価地点における直接線及びスカイシャイン線による周辺公衆の被ばく線量は，空気カーマで年間約19.4μGyである。

新たに保管場所を設定する際の保管容量は，表１０－４に示す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（容器換算箱数）を満足する保管容量とする。

３．５　放射性固体廃棄物の運搬

放射性固体廃棄物の運搬は，関係法令を遵守して実施するとともに，必要な事項を保安規定に定める。

表１０－１　放射性気体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

核種	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
Ｃｏ－60	5.9×10^{7}	2.2×10^{8}	3.9×10^{7}

表１０－２　放射性液体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

	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
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}

注　１号及び２号炉合算

表１０－３　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	Ｌ１	約 40
	Ｌ２	約 1,990
	Ｌ３	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　放射性廃棄物でない廃棄物の推定発生量は，約 176,000 t である。

注２　放射能レベル区分値は，以下のとおり

・Ｌ１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

・Ｌ１とＬ２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

・Ｌ２とＬ３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３　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４　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。

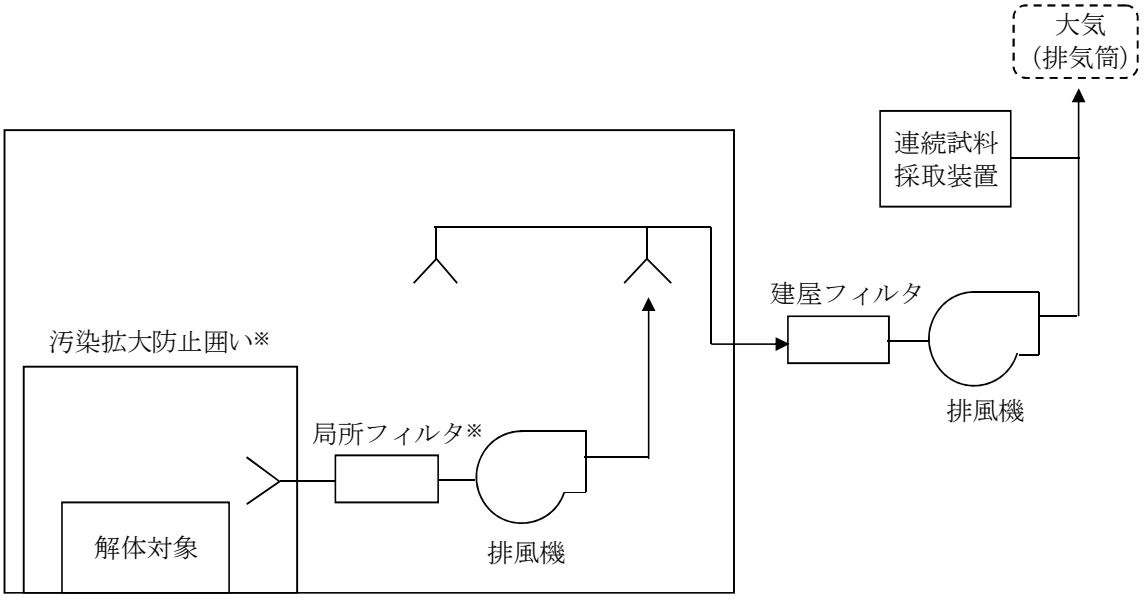
・放射性物質として扱う必要のないもの及び合計については，100 t 単位で切り上げた値である。

・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。

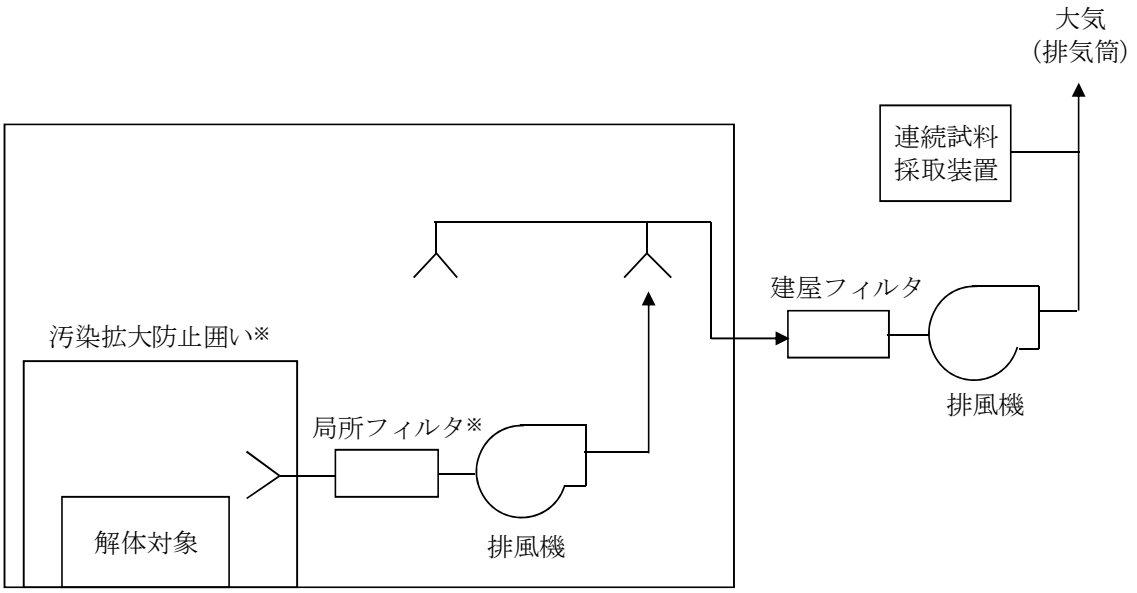
表１０－４　直接線及びスカイシャイン線の評価条件のうち線源の設定条件

対象廃棄物	保管場所		線源の設定条件（容器換算箱数）
	建物名称	階数	
Ｌ１	原子炉建物	地階	約 1,270 箱
Ｌ２	タービン建物	１階	約 1,430 箱
Ｌ３ ＣＬ推定物	原子炉建物	地階	約 1,790 箱
		１階	約 1,790 箱
		２階	約 1,790 箱
		３階	約 1,790 箱
		４階	約 1,790 箱
		５階	約 1,790 箱
	タービン建物	１階	約 5,130 箱
		２階	約 2,455 箱
		３階	約 3,385 箱
	廃棄物処理建物	地階	約 680 箱
		１階	約 1,350 箱
		２階	約 845 箱
	新廃棄物処理建物	地階	約 1,410 箱
		１階	約 505 箱
		２階	約 1,505 箱
	焼却炉建物	１階	約 405 箱
	サイトバンカ建物	地階	約 115 箱
		１階	約 115 箱



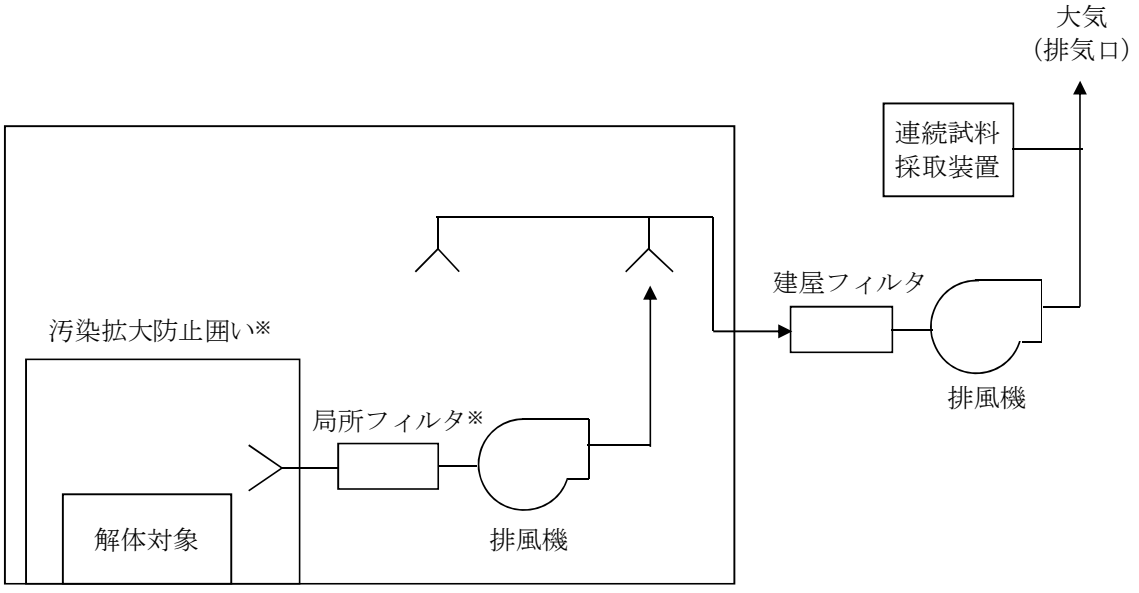
※切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状に応じて

図１０－１　原子炉本体等解体準備期間の放射性気体廃棄物の処理処分フロー



※切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状に応じて

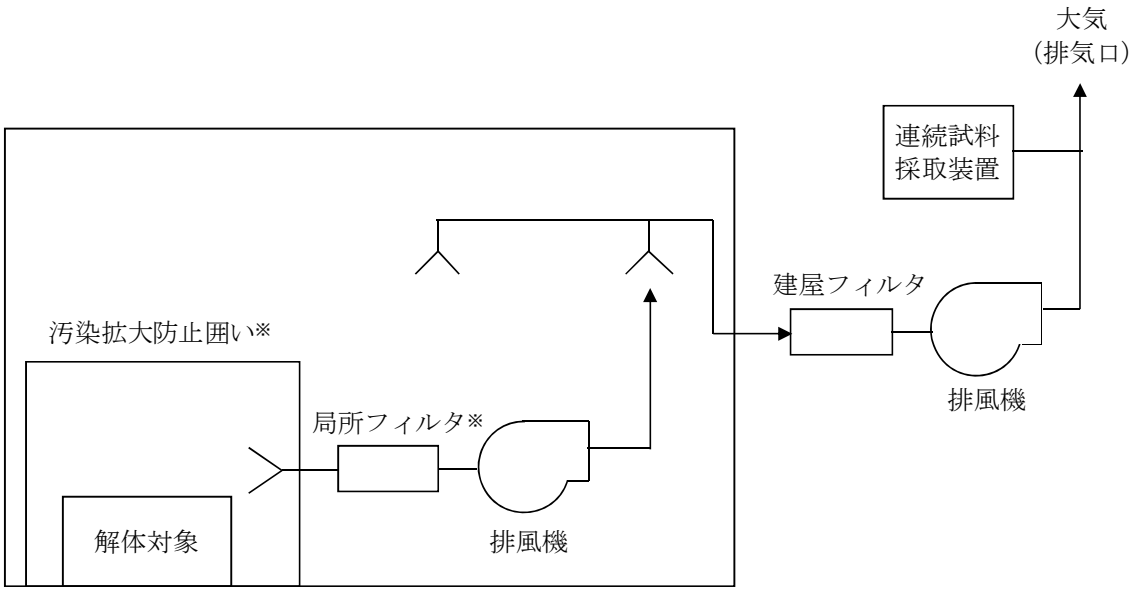
排気筒撤去に伴う放出経路変更前



※切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状に応じて

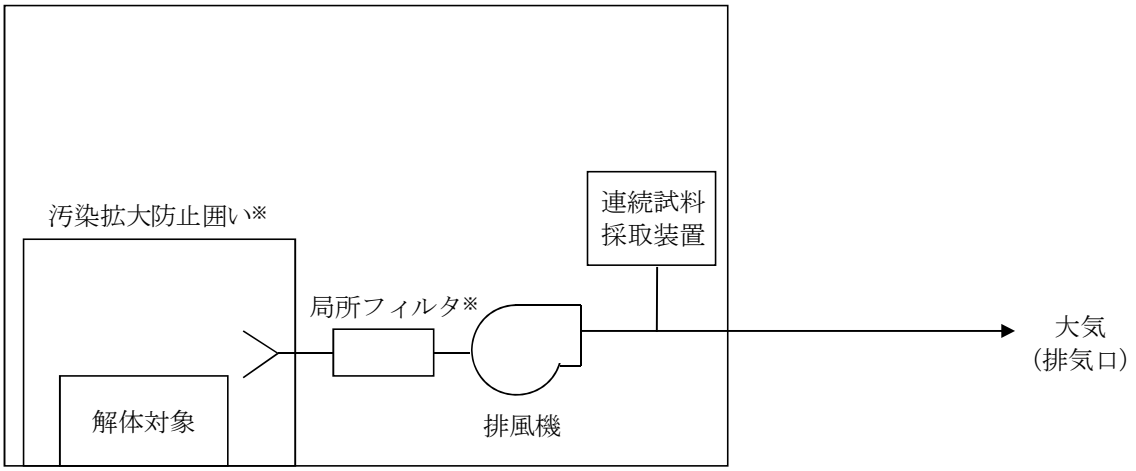
排気筒撤去に伴う放出経路変更後

図１０－２　原子炉本体等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フロー



※切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状に応じて

既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更前



※切断時の粒子状物質の発生量が多くなる等の廃棄物性状に応じて

既設建屋換気系の一部撤去に伴う放出経路変更後

図１０－３　建屋等解体期間の放射性気体廃棄物の処理処分フロー

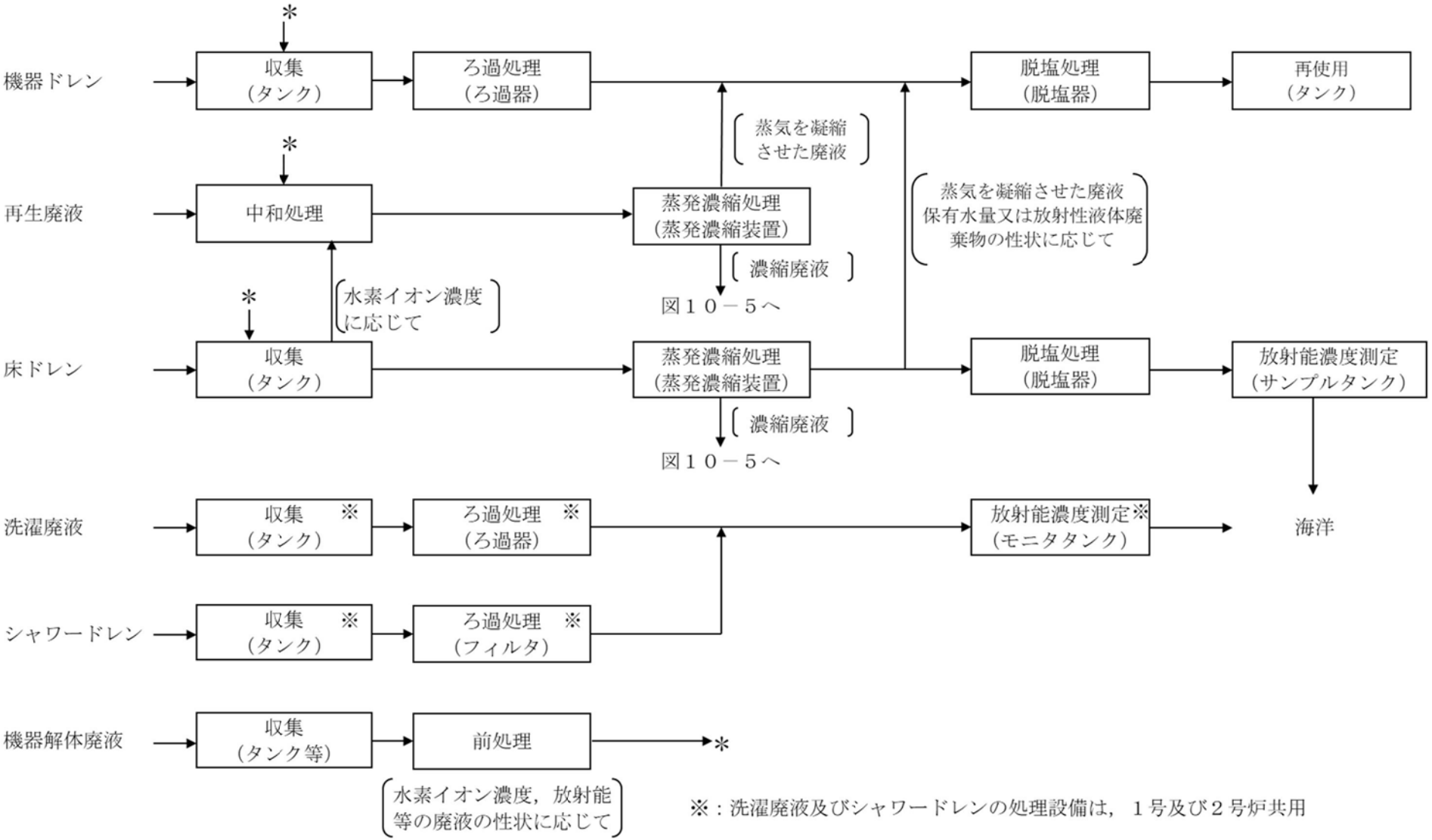
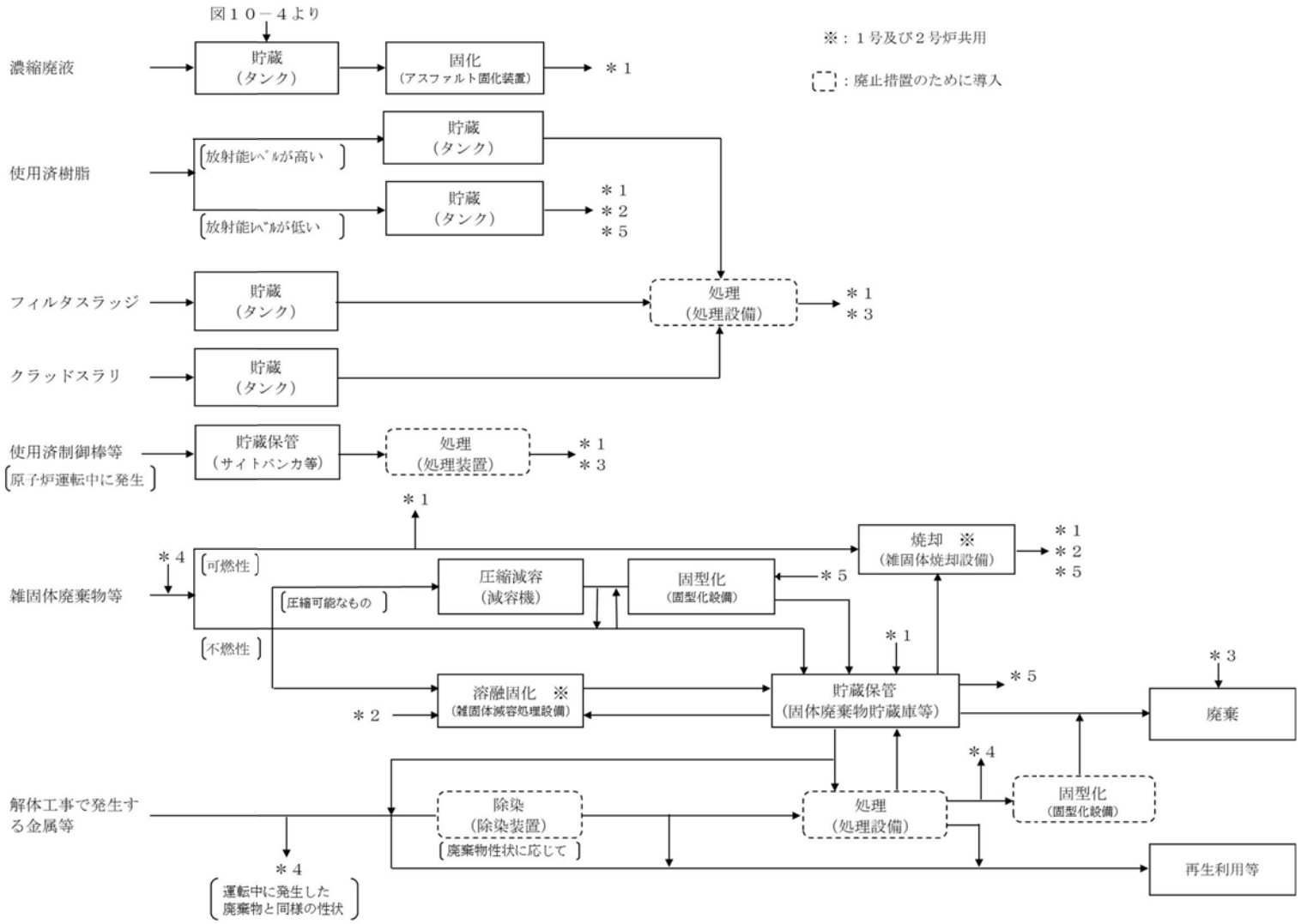


図１０－４　原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間の放射性液体廃棄物の処理処分フロー



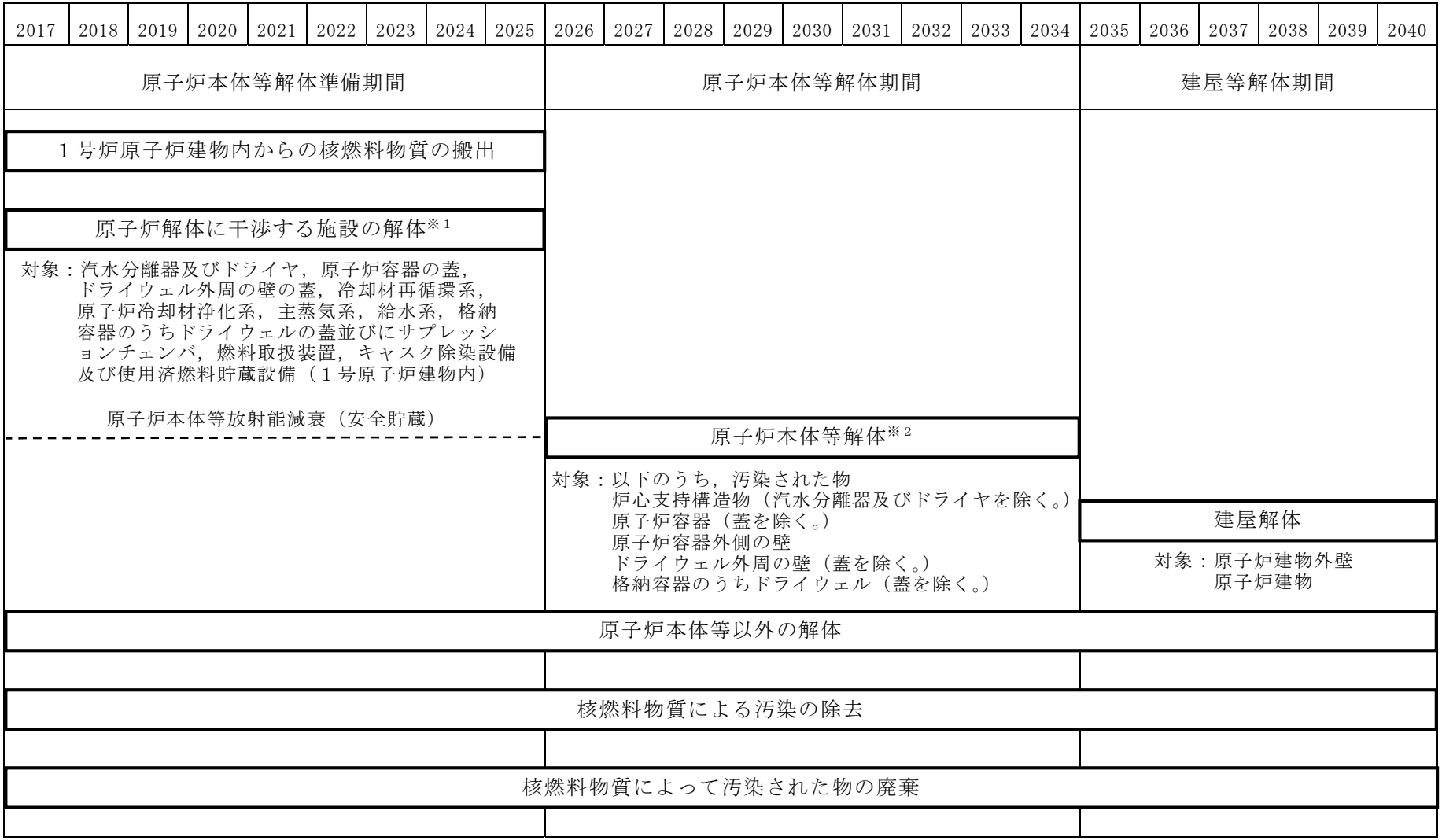
「固体廃棄物貯蔵庫等」とは，固体廃棄物貯蔵庫※，サイトバンカ，使用済燃料プール及び廃止措置のために新たに設定する保管場所をいう。

図１０－５　原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間の放射性固体廃棄物の処理処分フロー

十一　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，2040 年度末までに完了する予定である。廃止措置工程を表１１－１に示す。

表１１－１　廃止措置工程



※１　燃料取扱装置，キャスク除染設備及び使用済燃料貯蔵設備（１号原子炉建物内）の解体は，１号原子炉建物内からの核燃料物質の搬出後に行う。

※２　ドライウェル外周の壁（蓋を除く。）及び格納容器のうちドライウェル（蓋を除く。）の解体は原子炉容器外側の壁の解体完了後，原子炉容器外側の壁の解体は炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。）の解体完了後に行う。

十二　廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置期間中における敦賀発電所１号炉の安全を達成・維持・向上させるため，敦賀発電所設置変更許可申請（１号炉）本文第十一号の「発電用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」に基づき，健全な安全文化を育成し，及び維持するための活動を行う仕組みを含めた，廃止措置に係る品質マネジメントシステムを確立し，保安規定の品質マネジメントシステム計画に定めている。

保安規定の品質マネジメントシステム計画に基づき，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明確にし，これらを効果的に運用することにより,廃止措置期間中における敦賀発電所１号炉の安全の達成，維持及び向上を図る。

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　性能維持施設及びその性能並びにその性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

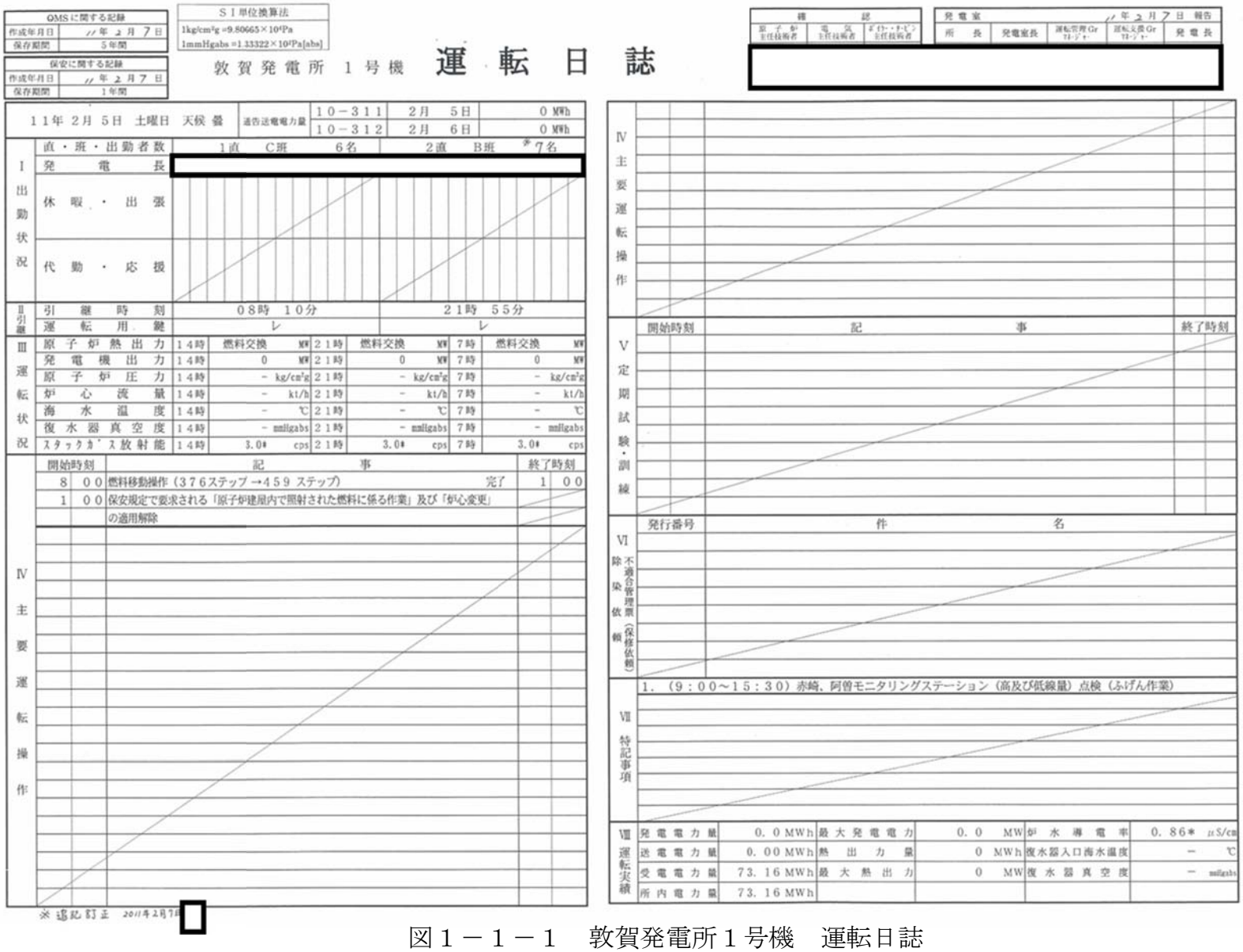
八　廃止措置の実施体制に関する説明書

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。



敦賀発電所　１号機　**運　転　日　誌**

QMSに関する記録	
作成年月日	／／年２月７日
保存期間	５年間

保安に関する記録	
作成年月日	／／年２月７日
保存期間	１年間

SI単位換算法
1kg/cm²g =9.80665×10⁴Pa
1mmHgabs =1.33322×10²Pa[abs]

確認			
原子炉主任技術者	電気主任技術者	ボイラー・タービン主任技術者	

発電室				／／年２月７日 報告
所長	発電室長	運転管理Gr リーダー	運転支援Gr リーダー	発電長

１１年２月５日　土曜日　天候　曇

通告送電電力量

１０－３１１	２月　５日	０ MWh
１０－３１２	２月　６日	０ MWh

Ⅰ 出勤状況

直・班・出勤者数	１直　C班　６名	２直　B班　※７名
発電長		
休暇・出張		
代勤・応援		

Ⅱ 引継

引継時刻	０８時　１０分	２１時　５５分
運転用鍵	レ	レ

Ⅲ 運転状況

原子炉熱出力	１４時	燃料交換 MW	２１時	燃料交換 MW	７時	燃料交換 MW
発電機出力	１４時	0 MW	２１時	0 MW	７時	0 MW
原子炉圧力	１４時	－ kg/cm²g	２１時	－ kg/cm²g	７時	－ kg/cm²g
炉心流量	１４時	－ kt/h	２１時	－ kt/h	７時	－ kt/h
海水温度	１４時	－ ℃	２１時	－ ℃	７時	－ ℃
復水器真空度	１４時	－ mmHgabs	２１時	－ mmHgabs	７時	－ mmHgabs
スタックガス放射能	１４時	3.0* cps	２１時	3.0* cps	７時	3.0* cps

Ⅳ 主要運転操作

開始時刻	記事	終了時刻
８００	燃料移動操作（３７６ステップ→４５９ステップ）	完了 １００
１００	保安規定で要求される「原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業」及び「炉心変更」の適用解除	

※ 遡記訂正　2011年2月7日

Ⅴ 定期試験・訓練

開始時刻	記事	終了時刻

Ⅵ 除染依頼（不適合管理票（保修依頼））

発行番号	件名

Ⅶ 特記事項

１．（９：００～１５：３０）赤崎，阿曽モニタリングステーション（高及び低線量）点検（ふげん作業）

Ⅷ 運転実績

発電電力量	0.0 MWh	最大発電電力	0.0 MW	炉水導電率	0.86* μS/cm
送電電力量	0.00 MWh	熱出力量	0 MWh	復水器入口海水温度	－ ℃
受電電力量	73.16 MWh	最大熱出力	0 MW	復水器真空度	－ mmHgabs
所内電力量	73.16 MWh				

図１－１－１　敦賀発電所１号機　運転日誌

■ 内は，個人情報につき公開できません。

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　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，「六 性能維持施設」に示す設備について維持管理する。

（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

管理区域の周辺の区域であって，当該区域の外側のいかなる場所においても，その場所における線量が線量告示に定められた値を超えるおそれのない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。

（６）各建屋の換気系モニタ等の放射線管理上必要なプロセス・モニタ及びエリア・モニタにより，施設内の連続監視を行う。

（７）放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所及び施設の安全管理上必要な箇所について，外部放射線に係る線量当量率，空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度を定期的に測定監視する。

測定は，外部放射線に係る線量当量率については，携帯用の各種サーベイメータ，空気中及び水中の放射性物質濃度については，サンプリングによって測定する。また，表面汚染密度については，サーベイメータ，スミヤ法等を用いて測定する。

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，人の居住を禁止し，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及び表面汚染密度は，線量告示に定める値以下に保つ。

具体的には，管理区域内に遮蔽設備を設けること等により，管理区域の外側において外部放射線に係る線量が，3 か月間について 1.3mSv を超えないように管理する。

また，空気中の放射性物質濃度については，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が容易に流出することのないよう換気系統を維持管理する。

表面汚染密度については，人及び物品の出入管理を十分に行う。

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，線量を測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。

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

工事に伴い発生する放射性気体廃棄物を大気に放出する場合，使用済燃料搬出完了までの間は，希ガス濃度を排気筒モニタにより連続監視し，よう素 131 濃度及び粒子状放射性物質濃度をダストろ紙等により 1 週間に 1 回の頻度で測定する。

使用済燃料搬出後は，粒子状放射性物質濃度を排気筒モニタ又は排気口モニタにより連続監視するとともに，ダストろ紙により 1 週間に 1 回の頻度で測定する。

（２）放射性液体廃棄物

工事に伴い発生する放射性液体廃棄物を管理放出する場合，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

廃止措置中の周辺環境への影響を監視するため，次のような周辺環境試料の放射能監視を行う。

環境試料の種類：海水，海底土，土壌，海洋生物

頻度　　：原則として年に１回から４回とする。

測定核種　　：Ｃｓ－137（核分裂生成物）

Ｃｏ－60（腐食生成物）

（３）異常時における測定

放射性廃棄物の放出は，排気筒モニタ及び排水モニタ等により常に監視し，万一異常があれば適切な措置を講じる。

万一異常放出があった場合は，放射能観測車により敷地周辺の放射能測定を行い，放射性物質による汚染の範囲，程度等の推定を行う。

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「(財) 電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版)」」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，地表沈着物及び放射性雲からの外部被ばく並びに呼吸摂取及び農作物摂取による内部被ばくを対象として評価する。

なお，敦賀発電所周辺には乳用牛が飼育されておらず，乳用牛用の牧草地もないため，畜産物摂取による内部被ばく経路は評価の対象外とする。

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。

また，放射性希ガス及び放射性よう素については，原子炉の運転が終了していること，貯蔵中の使用済燃料に存在する放射能が減衰により大きく低減していることから無視できる。

（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．推定放出量

解体工事に伴う粒子状放射性物質の大気への推定放出量は，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，放射能が比較的大きい場合は，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考慮して求め,「五　１　廃止措置の基本方針」に示す主要な手順ごとの解体工事を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推定放出量を表３－２－４に示す。

ｃ．放出管理目標値

表３－２－４に示す推定放出量から放出による周辺の公衆の線量評価結果を踏まえ，Ｃｏ－60 を評価対象核種とし，原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間の放出管理目標値を，それぞれ5.9×10^{7} Bq／y,2.2×10^{8} Bq／y 及び3.9×10^{7} Bq／y と設定し，これを超えないように努める。

放射性気体廃棄物の放出管理目標値を表３－２－５に示す。

ｄ．気象条件

平常時の線量評価に用いる相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／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）及び相対線量（D／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，地表沈着物及び放射性雲からの外部被ばく並びに呼吸摂取及び農作物摂取による内部被ばくを合算して評価する。

評価対象核種は，評価経路ごとに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％以上となる核種を選定する。

（４）実効線量の評価

ａ．地表沈着物からのガンマ線による外部被ばく

(a)　核種の地表沈着量

$$A_{Gi} = \frac{V_{Gi} \cdot (\chi/Q)_D \cdot Q_i}{\lambda_{Gi}} \cdot \{1 - \exp(-\lambda_{Gi} \cdot t_G)\}$$

ここで,

A_{Gi}　　:核種iの地表沈着量（Bq／m^2）

V_{Gi}　　:核種iの乾燥沈着速度（m／s）

$(\chi/Q)_D$　:地表沈着に関する相対濃度（s／m^3）

Q_i　　:解体工事に伴う核種iの大気への放出率（Bq／s）

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで,

Q_{Ai}　:解体工事に伴う核種iの大気への放出量（Bq）

λ_{Gi}　　:土壌からの核種iの実効除去率（1/s）

$$\lambda_{Gi} = \lambda_i + \lambda_{Si}$$

ここで,

λ_i　　:核種iの崩壊定数（s^{-1}）

λ_{Si}　　:土壌からの核種iの系外除去率（s^{-1}）

t_G　　:粒子状放射性物質の沈着を考慮する期間（s）

なお，系外除去率は考慮しない。

(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　　:地表沈着核種からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

D_{Ai}　　:地表沈着核種iからのガンマ線による実効線量（μSv／y）

K_{Ai}　　:地表沈着核種iからの実効線量換算係数

（（μSv／y）／（Bq／m^2））

A_{Gi}　　:核種iの地表沈着量（Bq／m^2）

b．放射性雲からのガンマ線による外部被ばく

$$D_\gamma = \sum_i D_{\gamma i}$$

$$D_{\gamma i} = (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_i \cdot (3600 \cdot 24 \cdot 365)$$

ここで,

D_γ　　:放射性雲からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

$D_{\gamma i}$　　:核種iに関する放射性雲からのガンマ線による実効線量

（μSv／y）

(D/Q)　:放射性雲に関する相対線量（μSv／Bq／MeV）

E_i　　:核種iのガンマ線実効エネルギー（MeV）

Q_i　　:解体工事に伴う核種iの大気への放出率（Bq／s）

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで,

Q_{Ai}　:解体工事に伴う核種iの大気への放出量（Bq）

c．呼吸摂取による内部被ばく

$$D_B = \sum_i D_{Bi}$$

$$D_{Bi} = B_r \cdot K_{Ri} \cdot (\chi/Q)_B \cdot Q_i \cdot 365$$

ここで,

D_B　　:呼吸摂取による実効線量（μSv／y）

D_{Bi}　　:核種iに関する呼吸摂取による実効線量（μSv／y）

B_r　　:成人の呼吸率（m^3／day）

K_{Ri}　　：呼吸摂取による核種iの実効線量換算係数（μSv／Bq）

$(\chi/Q)_B$：呼吸摂取に関する相対濃度（s／m^3）

Q_i　　：解体工事に伴う核種iの大気への放出率（Bq／s）

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで，

Q_{Ai}　：解体工事に伴う核種iの大気への放出量（Bq）

d．農作物摂取による内部被ばく

放射性核種の地表沈着量は「a．地表沈着物からのガンマ線による外部被ばく」と同じである。

(a)　農作物中の放射性物質濃度（H－3，C－14 以外）

$$C_{Vi} = C_{1Vi} + C_{2Vi}$$

$$C_{1Vi} = \frac{R_{LVi} \cdot F_{EVi}}{\lambda_{EVi} \cdot Y_V} \cdot V_{Gi} \cdot (\chi/Q)_F \cdot Q_i \cdot \{1 - exp(-\lambda_{EVi} \cdot t_v)\}$$

$$C_{2Vi} = \frac{C_{FVi}}{S_V} \cdot A_{Gi}$$

ここで，

C_{Vi}　　：農作物V中の核種iの放射性物質濃度（Bq／kg）

C_{1Vi}　　：葉面沈着による農作物V中の核種iの放射性物質濃度（Bq／kg）

C_{2Vi}　　：経根吸収による農作物V中の核種iの放射性物質濃度（Bq／kg）

R_{LVi}　　：農作物Vに関する核種iの葉面付着割合(乾燥沈着)（－）

F_{EVi}　　：農作物Vに関する核種iの葉面から可食部への移行係数（－）

λ_{EVi}　　：農作物Vからの核種iの実効除去率（s^{-1}）

$$\lambda_{EVi} = \lambda_i + \lambda_{WVi}$$

ここで,

λ_i　:核種iの崩壊定数（s^{-1}）

λ_{WVi} :農作物Vに関する核種iのウェザリング除去率（s^{-1}）

Y_V　:農作物Vの栽培密度（kg／m^2）

V_{Gi}　:核種iの乾燥沈着速度（m／s）

$(\chi/Q)_F$:農作物摂取に関する相対濃度（s／m^3）

Q_i　:解体工事に伴う核種iの大気への放出率（Bq／s）

$$Q_i = \frac{Q_{Ai}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで,

Q_{Ai} :解体工事に伴う核種iの大気への放出量（Bq）

t_v　:農作物Vへの核種iの沈着を考慮する期間（s）

C_{FVi}　:土壌から農作物Vへの核種iの移行割合

（（Bq／kg）／（Bq／kg－soil））

S_V　:農作物Vに関する実効地表面密度（kg／m^2）

A_{Gi}　:核種iの地表沈着量（Bq／m^2）

(b)　農作物中の放射性物質濃度（Ｈ－3，Ｃ－14）

$$C_{HV} = F_{HV} \cdot \frac{(\chi/Q)_F \cdot Q_H}{H_A}$$

$$C_{CV} = F_{CV} \cdot \frac{(\chi/Q)_F \cdot Q_c}{C_A}$$

ここで,

C_{HV}　:農作物V中のＨ－3 濃度（Bq／kg）

F_{HV}　:農作物V中の水素重量割合（kg－Ｈ／kg）

$(\chi/Q)_F$:農作物摂取に関する相対濃度（s／m^3）

Q_H　　:解体工事に伴うＨ－3 の大気への放出率（Bq／s）

$$Q_H = \frac{Q_{AH}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで,

Q_{AH} :解体工事に伴うＨ－3 の大気への放出量（Bq）

H_A　　:空気中の水素重量割合（kg－Ｈ／m^3）

C_{CV}　　:農作物V中のＣ－14 濃度（Bq／kg）

F_{CV}　　:農作物V中の炭素重量割合（kg－Ｃ／kg）

Q_c　　:解体工事に伴うＣ－14 の大気への放出率（Bq／s）

$$Q_C = \frac{Q_{AC}}{3600 \cdot 24 \cdot 365}$$

ここで,

Q_{AC} :解体工事に伴うＣ－14 の大気への放出量（Bq）

C_A　　:空気中の炭素重量割合（kg－Ｃ／m^3）

(c)　農作物摂取による実効線量

$$D_F = \sum_i \sum_V D_{FVi}$$

$$D_{FVi} = K_{Fi} \cdot H_{Vi}$$

$$H_{Vi} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot W_V \cdot C_{Vi} \cdot F_{KV}$$

ここで,

D_F　　:農作物摂取による実効線量（μSv／y）

D_{FVi}　　:核種iに関する農作物V摂取による実効線量（μSv／y）

K_{Fi}　　:経口摂取による核種iの実効線量換算係数（μSv／Bq）

H_{Vi}　　:農作物Vの摂取による核種iの摂取量（Bq／y）

W_V　　:人体の農作物Vの摂取量（g／day）

C_{Vi}　　:農作物V中の核種iの放射性物質濃度（Bq／kg）

F_{KV}　　:農作物Vの市場希釈係数（－）

実効線量の評価に使用するパラメータを表３－２－６，核種の崩壊データを表３－２－７，農作物に関する核種の葉面から可食部への移行係数を表３－２－８，土壌から農作物への核種の移行割合を表３－２－９，地表沈着核種からの実効線量換算係数を表３－２－１０，呼吸摂取による核種の実効線量換算係数を表３－２－１１，経口摂取による核種の実効線量換算係数を表３－２－１２に示す。

（５）実効線量の評価結果

放射性気体廃棄物からの原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間の実効線量は，それぞれ 3.0μSv／y，1.2×10^{1} μSv／y 及び 2.0μSv／y 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３－２－１３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，海上作業中，海浜砂及び陸上作業中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．推定放出量

解体工事に伴う粒子状放射性物質の海洋への推定放出量は，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考慮して求め，放射性気体廃棄物の評価と同様に,主要な手順ごとの解体工事を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３－２－１４，水中浮遊物の発生割合及び除染係数を表３－２－１５，放射性液体廃棄物の推定放出量を表３－２－１６に示す。

ｃ．放出管理目標値

表３－２－１６に示す解体工事に伴う放出量及び原子炉設置許可を受けた維持管理に伴う放出量並びに２号炉の運転に伴う放出量から原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間を通して放出管理目標値を,7.4×10^{10} Bq／y(１号及び２号炉合算)と設定し，

これを超えないように努める。

放射性液体廃棄物の放出管理目標値を表３－２－１７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，海上作業中，海浜砂及び陸上作業中の外部被ばく並びに海産物摂取による内部被ばくを合算して評価する。

評価対象核種は，評価経路ごとに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％以上となる核種を選定する。

（４）実効線量の評価

ａ．海上作業中の外部被ばく

(a)　海水面からのガンマ線による外部被ばく

$$D_1 = \sum_i K_{1i} \cdot C_1 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \cdot t_1$$

ここで,

D_1　　:海水面からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

K_{1i}　　:核種iに関する海水面からのガンマ線による実効線量換算係数（（μSv／h）／（Bq／m^3））

C_1　　:海水面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）

t_1　　:被ばく時間（h／y）

(b)　海中におけるガンマ線による外部被ばく

$$D_2 = \sum_i K_{2i} \cdot C_2 \cdot \frac{Q_{Li}}{w} \cdot t_2$$

ここで,

D_2　　:海中におけるガンマ線による実効線量(μSv／y)

K_{2i}　　:核種iに関する海中におけるガンマ線による実効線量換算係数（（μSv／h）／（Bq／m^3））

C_2　　:海中における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）

t_2　　:被ばく時間（h／y）

b．海浜砂からのガンマ線による外部被ばく

$$D_3 = \sum_i K_{3i} \cdot S_{3i} \cdot t_3$$

$$S_{3i} = F_{3i} \cdot C_3 \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで，

D_3　　:海浜砂からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

K_{3i}　　:核種iに関する海浜砂からのガンマ線による実効線量換算係数（（μSv／h）／（Bq／kg））

S_{3i}　　:核種iに関する海浜砂の汚染密度（Bq／kg）

t_3　　:被ばく時間（h／y）

F_{3i}　　:核種iの海水中から海浜砂への移行係数（m^3／kg）

C_3　　: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。

c．陸上作業中の外部被ばく

(a)　船体からのガンマ線による外部被ばく

$$D_4 = \sum_i K_{4i} \cdot S_{4i} \cdot t_4$$

$$S_{4i} = F_{4i} \cdot C_4 \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで,

D_4　　:船体からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

K_{4i}　　:核種iに関する船体からのガンマ線による実効線量換算係数（（μSv／h）／（Bq／m^2））

S_{4i}　　:核種iに関する船体の汚染密度（Bq／m^2）

t_4　　:被ばく時間（h／y）

F_{4i}　　:核種iの海水中から船体への移行係数（（Bq／m^2）／（Bq／m^3））

C_4　　:船体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）

(b)　魚網からのガンマ線による外部被ばく

$$D_5 = \sum_i K_{5i} \cdot S_{5i} \cdot t_5$$

$$S_{5i} = F_{5i} \cdot C_5 \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで,

D_5　　:魚網からのガンマ線による実効線量（μSv／y）

K_{5i}　　:核種iに関する魚網からのガンマ線による実効線量換算係数（（μSv／h）／（Bq／kg））

S_{5i}　　:核種iに関する魚網の汚染密度（Bq／kg）

t_5　　:被ばく時間（h／y）

F_{5i}　　:核種iの海水中から魚網への移行係数（m^3／kg）

C_5　　:魚網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）

d．海産物摂取による内部被ばく

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

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

$$C_{wki} = K_{Fki} \cdot C_6 \cdot \frac{Q_{Li}}{w}$$

ここで，

D_k　　：海産物摂取による実効線量（μSv／y）

K_{Fi}^{50}　　：経口摂取による核種iの実効線量換算係数（μSv／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）

F_k　　：海産物kの市場希釈係数（－）

W_k　　：海産物kの摂取量（g／day）

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）

$f_{ki} = exp(-\lambda_i \cdot t_k)$（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）

C_6　　：海産物kを採取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，海産物の市場希釈係数は考慮しない。

実効線量評価に使用するパラメータを表３－２－１８，核種の崩壊データを表３－２－７，海水からの移行係数を表３－２－１９，海洋系の外部被ばくに関する実効線量換算係数を表３－２－２０，濃縮係数を表３－２－２１,経口摂取による核種の実効線量換算係数を表３－２－１２に示す。

（５）実効線量の評価結果

放射性液体廃棄物からの原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間の実効線量は，それぞれ 8.2×10^{-4} μSv／y，4.2×10^{-3} μSv／y 及び 5.5×10^{-4} μSv／y 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３－２－２２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うち，Ｌ１を原子炉建物地階に，Ｌ２をタービン建物１階に，Ｌ３及びＣＬ推定物を原子炉建物，タービン建物，廃棄物処理建物，新廃棄物処理建物，焼却炉建物及びサイトバンカ建物に保管する際の放射性固体廃棄物に起因した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３－２－２３，線源想定の設定区域をそれぞれＬ１は図３－２－３，Ｌ２は図３－２－４，Ｌ３及びＣＬ推定物は図３－２－５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，立石方向の空気カーマで年間約19.4μGyとなる。

直接線及びスカイシャイン線による線量の評価結果を表３－２－２４に示

す。

２．２．４　平常時における周辺の公衆の受ける線量

原子炉本体等解体準備期間，原子炉本体等解体期間及び建屋等解体期間における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，それぞれ3.0μSv／y，1.2×10^{1}μSv／y及び2.0μSv／y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19.4μGy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50μGyを下回る。

表３－２－１　解体対象物の残存放射能（１／３）

（単位：Bq）

対象物		解体対象物の核種iの残存放射能（A_{Ri}）	
二次的な汚染によるもの	金属	Ｈ－3	1.4×10^{9}
		Ｃ－14	1.7×10^{10}
		Ｃｌ－36	5.5×10^{8}
		Ｆｅ－55	9.9×10^{13}
		Ｃｏ－60	5.9×10^{13}
		Ｅｕ－152	2.7×10^{9}
		Ｐｕ－238	1.9×10^{9}
		Ｐｕ－239	7.2×10^{9}
		Ｐｕ－240	4.3×10^{9}
		Ｐｕ－241	1.4×10^{11}
	コンクリート	Ｈ－3	5.6×10^{8}
		Ｃ－14	2.8×10^{4}
		Ｃｌ－36	9.3×10^{2}
		Ｆｅ－55	1.4×10^{10}
		Ｃｏ－60	6.2×10^{8}
		Ｅｕ－152	2.6×10^{10}
		Ｐｕ－238	4.9×10^{8}
		Ｐｕ－239	3.6×10^{8}
		Ｐｕ－240	3.0×10^{8}
		Ｐｕ－241	7.4×10^{10}

注　原子炉運転停止後４年（平成 27 年）時点

表３－２－１　解体対象物の残存放射能（２／３）

（単位：Bq）

対象物		解体対象物の核種iの残存放射能（A_{Ri}）	
放射化汚染によるもの	金属	Ｈ－3	3.2×10^{13}
		Ｃ－14	2.4×10^{12}
		Ｃｌ－36	4.8×10^{10}
		Ｆｅ－55	1.1×10^{16}
		Ｃｏ－60	1.3×10^{16}
		Ｅｕ－152	5.6×10^{11}
		Ｐｕ－238	2.8×10^{7}
		Ｐｕ－239	3.5×10^{6}
		Ｐｕ－240	5.4×10^{6}
		Ｐｕ－241	5.8×10^{8}
	コンクリート	Ｈ－3	4.0×10^{12}
		Ｃ－14	1.3×10^{9}
		Ｃｌ－36	1.7×10^{8}
		Ｆｅ－55	2.9×10^{12}
		Ｃｏ－60	2.3×10^{11}
		Ｅｕ－152	2.0×10^{11}
		Ｐｕ－238	1.6×10^{1}
		Ｐｕ－239	1.1×10^{6}
		Ｐｕ－240	4.3×10^{2}
		Ｐｕ－241	1.1×10^{1}

注　原子炉運転停止後４年（平成 27 年）時点

表３－２－１　解体対象物の残存放射能（３／３）

（単位：Bq）

対象物	解体対象物の核種iの残存放射能（A_{Ri}）	
運転中廃棄物金属	Ｈ－3	1.5×10^{15}
	Ｃ－14	1.5×10^{13}
	Ｃｌ－36	1.5×10^{11}
	Ｆｅ－55	2.0×10^{16}
	Ｃｏ－60	2.5×10^{16}
	Ｅｕ－152	9.7×10^{11}
	Ｐｕ－238	1.6×10^{10}
	Ｐｕ－239	1.9×10^{9}
	Ｐｕ－240	3.6×10^{9}
	Ｐｕ－241	3.6×10^{11}

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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」

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
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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」

表３－２－４　放射性気体廃棄物の推定放出量

（単位：Bq）

解体工事に伴う核種iの大気への放出量（Q_{Ai}）					
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	
Ｃ－14	4.3×10^{7}	Ｈ－3	3.6×10^{10}	Ｃ－14	2.9×10^{7}
Ｃｌ－36	1.5×10^{6}	Ｃ－14	7.1×10^{8}	Ｃｌ－36	9.5×10^{5}
Ｆｅ－55	1.6×10^{8}	Ｆｅ－55	6.2×10^{8}	Ｆｅ－55	1.1×10^{8}
Ｃｏ－60	5.9×10^{7}	Ｃｏ－60	2.2×10^{8}	Ｃｏ－60	3.9×10^{7}
Ｐｕ－238	4.3×10^{3}	Ｅｕ－152	1.8×10^{7}	Ｐｕ－238	2.9×10^{3}
Ｐｕ－239	1.3×10^{4}	Ｐｕ－238	6.1×10^{3}	Ｐｕ－239	8.4×10^{3}
Ｐｕ－240	7.7×10^{3}	Ｐｕ－239	2.0×10^{4}	Ｐｕ－240	5.2×10^{3}
Ｐｕ－241	4.2×10^{5}	Ｐｕ－240	1.3×10^{4}	Ｐｕ－241	2.8×10^{5}
		Ｐｕ－241	5.5×10^{5}		
合計	2.7×10^{8}	合計	3.7×10^{10}	合計	1.8×10^{8}

注　評価対象核種はそれぞれの被ばく経路ごとに実効線量へ大きく（90％以上）寄与する核種

表３－２－５　放射性気体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

核種	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
Ｃｏ－60	5.9×10^{7}	2.2×10^{8}	3.9×10^{7}

表３－２－６　実効線量の評価に使用するパラメータ（１／３）

（放射性気体廃棄物）

パラメータ			単位	数値
核種iの崩壊定数（λ_i）			—	表３－２－７
核種iの乾燥沈着速度（V_{Gi}）			m／s	0.01
粒子状放射性物質の沈着を考慮する期間（t_G）		コンクリート	年	1
		金属	年	1
核種iのガンマ線実効エネルギー（E_i）			—	表３－２－７
土壌からの核種iの系外除去率（λ_{Si}）			s^{-1}	0.0
成人の呼吸率（B_r）			m^3／day	22.2
農作物Vに関する核種iの葉面付着割合（乾燥沈着）（R_{LVi}）	葉菜	H－3，C－14	—	—
		その他	—	0.2
	米	H－3，C－14	—	—
		I	—	0.5
		その他	—	0.25
	根菜	H－3，C－14	—	—
		その他	—	0.2
農作物Vに関する核種iの葉面から可食部への移行係数（F_{EVi}）			—	表３－２－８
農作物Vに関する核種iのウェザリング除去率（λ_{WVi}）			s^{-1}	5.7×10^{-7}

注　出典：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表３－２－６　実効線量の評価に使用するパラメータ（２／３）

（放射性気体廃棄物）

パラメータ		単位	データ
農作物Vの栽培密度（Y_V）	葉菜	kg／m^2	2.8
	米	kg／m^2	0.37
	根菜	kg／m^2	2.2
農作物Vへの核種iの沈着を考慮する期間（t_V）	葉菜	s	2.1×10^7
	米	s	1.8×10^7
	根菜	s	1.6×10^7
土壌から農作物Vへの核種iの移行割合（C_{FVi}）		—	表３－２－９
農作物V中の水素重量割合（F_{HV}）	葉菜	kg－H／kg	0.11
	米	kg－H／kg	0.066
	根菜	kg－H／kg	0.10
農作物V中の炭素重量割合（F_{CV}）	葉菜	kg－C／kg	0.028
	米	kg－C／kg	0.41
	根菜	kg－C／kg	0.078
空気中の水素重量割合（H_A）		kg－H／m^3	9.2×10^{-4}
空気中の炭素重量割合（C_A）		kg－C／m^3	1.8×10^{-4}

注　出典：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表３－２－６　実効線量の評価に使用するパラメータ（３／３）

（放射性気体廃棄物）

パラメータ		単位	データ
農作物Vに関する実効地表面密度（S_V）※１	葉菜	kg／m^2	190
	米	kg／m^2	150
	根菜	kg／m^2	280
農作物Vの市場希釈係数（F_{KV}）※１		—	1.0
人体の農作物Vの摂取量（W_V）※１	葉菜	g／day	100
	米	g／day	320
	根菜	g／day	200
地表沈着核種iからの実効線量換算係数（K_{Ai}）※１		—	表３－２－１０
呼吸摂取による核種iの実効線量換算係数（K_{Ri}）※１		—	表３－２－１１
経口摂取による核種iの実効線量換算係数（K_{Fi}）※１		—	表３－２－１２
地表沈着に関する相対濃度（$(\chi/Q)_D$）		s／m^3	1.9×10^{-4}
放射性雲に関する相対線量（(D/Q)）		μSv／Bq／MeV	1.0×10^{-12}
呼吸摂取に関する相対濃度（$(\chi/Q)_B$）		s／m^3	1.9×10^{-4}
農作物摂取に関する相対濃度（$(\chi/Q)_F$）		s／m^3	1.9×10^{-4}

※１　出典：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

表３－２－７　核種の崩壊データ

核種	崩壊定数(s^{-1})	ガンマ線実効エネルギー (MeV)
Ｈ－3	1.8×10^{-9}	0
Ｃ－14	3.8×10^{-12}	0
Ｃｌ－36	7.3×10^{-14}	1.5×10^{-4}
Ｆｅ－55	8.1×10^{-9}	1.7×10^{-3}
Ｃｏ－60	4.2×10^{-9}	2.5
Ｅｕ－152	1.6×10^{-9}	1.2
Ｐｕ－238	2.5×10^{-10}	1.8×10^{-3}
Ｐｕ－239	9.1×10^{-13}	9.1×10^{-4}
Ｐｕ－240	3.3×10^{-12}	1.7×10^{-3}
Ｐｕ－241	1.5×10^{-9}	1.4×10^{-1}

表３－２－８　農作物に関する核種の葉面から可食部への移行係数

核種	葉菜	米	根菜
Ｈ－3	1	0.1	0.1
Ｃ－14	1	0.1	0.1
Ｃｌ－36	1	0.1	0.1
Ｆｅ－55	1	0.1	0.05
Ｃｏ－60	1	0.1	0.05
Ｅｕ－152	1	0.1	0.02
Ｐｕ－238	1	0.1	0.1
Ｐｕ－239	1	0.1	0.1
Ｐｕ－240	1	0.1	0.1
Ｐｕ－241	1	0.1	0.1

表３－２－９　土壌から農作物への核種の移行割合

（単位：(Bq／kg)／(Bq／kg-soil)）

核種	葉菜	米	根菜
Ｈ－3	－	－	－
Ｃ－14	－	－	－
Ｃｌ－36	5.0	6.0	5.0
Ｆｅ－55	6.6×10^{-4}	4.8×10^{-4}	3.0×10^{-4}
Ｃｏ－60	9.4×10^{-3}	1.2×10^{-2}	2.0×10^{-3}
Ｅｕ－152	2.5×10^{-3}	3.6×10^{-3}	3.0×10^{-3}
Ｐｕ－238	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Ｐｕ－239	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Ｐｕ－240	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}
Ｐｕ－241	2.2×10^{-4}	2.6×10^{-4}	1.0×10^{-3}

表３－２－１０　地表沈着核種からの実効線量換算係数

（単位：(μSv／y)／(Bq／m^2)）

核種	実効線量換算係数
Ｈ－3	1.3×10^{-10}
Ｃ－14	9.0×10^{-8}
Ｃｌ－36	5.5×10^{-6}
Ｆｅ－55	0.0
Ｃｏ－60	2.2×10^{-2}
Ｅｕ－152	1.0×10^{-2}
Ｐｕ－238	1.2×10^{-6}
Ｐｕ－239	8.1×10^{-7}
Ｐｕ－240	1.2×10^{-6}
Ｐｕ－241	1.1×10^{-3}

表３－２－１１　呼吸摂取による核種の実効線量換算係数

（単位：μSv／Bq）

核種	実効線量換算係数
Ｈ－3	2.7×10^{-5}
Ｃ－14	6.2×10^{-6}
Ｃｌ－36	7.3×10^{-3}
Ｆｅ－55	7.7×10^{-4}
Ｃｏ－60	3.1×10^{-2}
Ｅｕ－152	4.2×10^{-2}
Ｐｕ－238	1.1×10^{2}
Ｐｕ－239	1.2×10^{2}
Ｐｕ－240	1.2×10^{2}
Ｐｕ－241	2.3

表３－２－１２　経口摂取による核種の実効線量換算係数

（単位：μSv／Bq）

核種	実効線量換算係数
Ｈ－3	4.2×10^{-5}
Ｃ－14	5.8×10^{-4}
Ｃｌ－36	9.3×10^{-4}
Ｆｅ－55	3.3×10^{-4}
Ｃｏ－60	3.4×10^{-3}
Ｅｕ－152	1.4×10^{-3}
Ｐｕ－238	2.3×10^{-1}
Ｐｕ－239	2.5×10^{-1}
Ｐｕ－240	2.5×10^{-1}
Ｐｕ－241	4.8×10^{-3}

表３－２－１３　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：μSv／y）

評価経路	実効線量		
	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
地表沈着物からの 外部被ばく（D_A）	2.3	8.4	1.6
放射性雲からの 外部被ばく（D_γ）	1.5×10^{-4}	5.3×10^{-4}	9.8×10^{-5}
呼吸摂取による 内部被ばく（D_B）	2.8×10^{-1}	6.9×10^{-1}	1.9×10^{-1}
農作物摂取による 内部被ばく（D_F）	3.6×10^{-1}	2.1	2.4×10^{-1}
合計	3.0 （2.7）	1.2×10^{1} （9.6）	2.0 （1.8）

注　（　）内は，Co-60 が寄与する実効線量の値を示す。

それぞれの被ばく経路ごとの実効線量の値は，実効線量へ大きく（90％以上）寄与する核種の合計値

表３－２－１４　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	4.1×10^{10}
		Ｆｅ－55	6.2×10^{12}
		Ｃｏ－60	6.5×10^{12}
		Ｃｓ－134	4.1×10^{7}
	炉心支持構造物（汽水分離器及びドライヤを除く。）	Ｈ－3	3.2×10^{13}
		Ｆｅ－55	1.1×10^{16}
		Ｃｏ－60	1.3×10^{16}
		Ｃｓ－134	1.1×10^{11}
運転中廃棄物		Ｈ－3	1.5×10^{15}
		Ｆｅ－55	2.0×10^{16}
		Ｃｏ－60	2.5×10^{16}
		Ｃｓ－134	1.3×10^{16}

注　原子炉運転停止後４年（平成 27 年）時点

表３－２－１５　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
	Ｈ－3 以外	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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第３次版）」

表３－２－１６　放射性液体廃棄物の推定放出量

（単位：Bq）

解体工事に伴う核種iの海洋への放出量（Q_{Li}）					
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	
Ｆｅ－55	1.5×10^{6}	Ｈ－3	4.6×10^{11}	Ｆｅ－55	9.6×10^{5}
Ｃｏ－60	1.9×10^{6}	Ｆｅ－55	6.8×10^{6}	Ｃｏ－60	1.3×10^{6}
Ｃｓ－134	9.6×10^{5}	Ｃｏ－60	8.0×10^{6}	Ｃｓ－134	6.4×10^{5}
合計	4.3×10^{6}	合計	4.6×10^{11}	合計	2.9×10^{6}

注　評価対象核種はそれぞれの被ばく経路ごとに実効線量へ大きく（90％以上）寄与する核種

表３－２－１７　放射性液体廃棄物の放出管理目標値

（単位：Bq／y）

	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
放射性液体廃棄物 （トリチウムを除く。）	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}	7.4×10^{10}

注　１号及び２号炉合算

表３－２－１８　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）

パラメータ		単位	数値
核種iの崩壊定数（λ_i）※１		—	表３－２－７
海水希釈係数（C_1～C_6）※１		—	1.0
海水からの移行係数（F_{3i}～F_{5i}）※１		—	表３－２－１９
海洋系の外部被ばくに関する実効線量換算係数（K_{1i}～K_{5i}）※１		—	表３－２－２０
被ばく時間※１	海浜砂（t_3）	h／y	500
	海水面（t_1）	h／y	2880
	海中（t_2）	h／y	96
	船体（t_4）	h／y	2880
	漁網（t_5）	h／y	1920
海産物kの市場希釈係数（F_k）※１		—	1.0
核種iの海産物kに対する濃縮係数（K_{Fki}）※１		—	表３－２－２１
海産物kの摂取量（W_k）※１	魚類	g／day	200
	無脊椎動物	g／day	20
	海藻類	g／day	40
海産物の採取から摂取までの時間（t_k）※１		day	0
経口摂取による核種iの実効線量換算係数（K_{Fi}^{50}）※１		—	表３－２－１２
年間の希釈水量（w）※２		m^3	2.0×10^9

※１　出典：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

※２　原子炉設置許可を受けた値

表３－２－１９　海水からの移行係数

核種	海水から海浜砂への移行係数(m^3／kg)	海水から船体への移行係数(m^3／m^2)	海水から漁網への移行係数(m^3／kg)
Ｈ－3	1.0×10^{-3}	0.1	1.0×10^{-3}
Ｆｅ－55	1.0	0.1	1.0
Ｃｏ－60	1.0	0.1	1.0
Ｃｓ－134	1.0×10^{-1}	0.1	1.0

表３－２－２０　海洋系の外部被ばくに関する実効線量換算係数

（１／２）

核種	海浜砂 (μSv／h)／(Bq／kg)	海水面 (μSv／h)／(Bq／m^3)	海中 (μSv／h)／(Bq／m^3)
Ｈ－3	4.3×10^{-12}	5.4×10^{-15}	0.0
Ｆｅ－55	0.0	0.0	9.7×10^{-10}
Ｃｏ－60	4.7×10^{-4}	5.0×10^{-7}	1.4×10^{-6}
Ｃｓ－134	3.1×10^{-4}	3.1×10^{-7}	9.0×10^{-7}

表３－２－２０　海洋系の外部被ばくに関する実効線量換算係数

（２／２）

核種	船体 (μSv／h)／(Bq／m^2)	漁網 (μSv／h)／(Bq／kg)
Ｈ－3	1.4×10^{-11}	1.9×10^{-13}
Ｆｅ－55	0.0	0.0
Ｃｏ－60	3.5×10^{-6}	9.9×10^{-5}
Ｃｓ－134	2.4×10^{-6}	5.9×10^{-5}

表３－２－２１　濃縮係数

核種	魚類 (m^3／kg)	無脊椎動物 (m^3／kg)	海藻類 (m^3／kg)
Ｈ－3	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}
Ｆｅ－55	3.0	2.0×10^{1}	5.0×10^{1}
Ｃｏ－60	1.0×10^{-1}	1.0	1.0
Ｃｓ－134	3.0×10^{-2}	2.0×10^{-2}	3.0×10^{-2}

表３－２－２２　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：μSv／y）

評価経路	実効線量		
	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
海上作業中の 外部被ばく（D_1, D_2）	2.0×10^{-6}	6.3×10^{-6}	1.3×10^{-6}
海浜砂からの 外部被ばく（D_3）	2.2×10^{-4}	9.4×10^{-4}	1.5×10^{-4}
陸上作業中の 外部被ばく（D_4, D_5）	2.4×10^{-4}	7.6×10^{-4}	1.6×10^{-4}
海産物摂取による 内部被ばく（D_k）	3.7×10^{-4}	2.5×10^{-3}	2.5×10^{-4}
合計	8.2×10^{-4}	4.2×10^{-3}	5.5×10^{-4}

注　それぞれの被ばく経路ごとの実効線量の値は，実効線量へ大きく（90％以上）寄与する核種の合計値

表３－２－２３　直接線及びスカイシャイン線の評価条件（１／２）

項目		評価条件
保管場所	Ｌ１	原子炉建物地階
	Ｌ２	タービン建物１階
	Ｌ３ ＣＬ推定物	原子炉建物（地階，１階，２階，３階，４階，５階） タービン建物（１階，２階，３階） 廃棄物処理建物（地階，１階，２階） 新廃棄物処理建物（地階，１階，２階） 焼却炉建物（１階） サイトバンカ建物（地階，１階）
放射性固体廃棄物の仕様	Ｌ１	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）
	Ｌ２	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１m）
	Ｌ３ ＣＬ推定物	容器寸法：1.35 m×1.35 m×1.1 m 核種　　：Ｃｏ－60 線量率　：2 mSv／h（表面） 100 μSv／h（表面より１m）
評価地点	立石方向	タービン建物中心からの距離：約 640 m 高さ　　：約 30 m
	浦底方向	タービン建物中心からの距離：約 670 m 高さ　　：約 10 m
各建物の天井		考慮せず
各建物の中間壁，機器等		考慮せず

表３－２－２３　直接線及びスカイシャイン線の評価条件（２／２）

対象廃棄物	保管場所		線源の設定条件
	建物名称	階数	
Ｌ１	原子炉建物	地階	約　5,210 m^3，容器換算：約 1,270 箱※
Ｌ２	タービン建物	１階	約　5,900 m^3，容器換算：約 1,430 箱※
Ｌ３・ＣＬ推定物	原子炉建物	地階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
		１階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
		２階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
		３階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
		４階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
		５階	約　3,580 m^3，容器換算：約 1,790 箱※
	タービン建物	１階	約 10,260 m^3，容器換算：約 5,130 箱※
		２階	約　4,910 m^3，容器換算：約 2,455 箱※
		３階	約　6,700 m^3，容器換算：約 3,385 箱※
	廃棄物処理建物	地階	約　1,360 m^3，容器換算：約　680 箱※
		１階	約　2,700 m^3，容器換算：約 1,350 箱※
		２階	約　1,690 m^3，容器換算：約　845 箱※
	新廃棄物処理建物	地階	約　2,820 m^3，容器換算：約 1,410 箱※
		１階	約　1,010 m^3，容器換算：約　505 箱※
		２階	約　3,010 m^3，容器換算：約 1,505 箱※
	焼却炉建物	１階	約　810 m^3，容器換算：約　405 箱※
	サイトバンカ建物	地階	約　230 m^3，容器換算：約　115 箱※
		１階	約　230 m^3，容器換算：約　115 箱※

※　容器体積をＬ１及びＬ２は 4.1 m^3，Ｌ３・ＣＬ推定物は 2 m^3として計算

注　各保管場所における線源の配置は，図３－２－３～５に示すとおりである。

表３－２－２４　直接線及びスカイシャイン線による線量の評価結果

（単位：年間μＧｙ）

対象廃棄物	保管場所	評価点	
		立石方向	浦底方向
Ｌ１	原子炉建物地階	3.3×10^{0}	4.9×10^{0}
Ｌ２	タービン建物１階	1.9×10^{0}	1.3×10^{0}
Ｌ３ ＣＬ推定物	原子炉建物	4.6×10^{-1}	6.2×10^{-1}
	タービン建物	5.7×10^{0}	3.4×10^{0}
	廃棄物処理建物	3.4×10^{0}	3.5×10^{0}
	新廃棄物処理建物	3.6×10^{0}	8.3×10^{-1}
	焼却炉建物	8.6×10^{-1}	1.7×10^{-1}
	サイトバンカ建物	2.5×10^{-1}	3.4×10^{-2}
合計		1.94×10^{1}	1.46×10^{1}

注　端数処理のため合計が一致しないことがある。

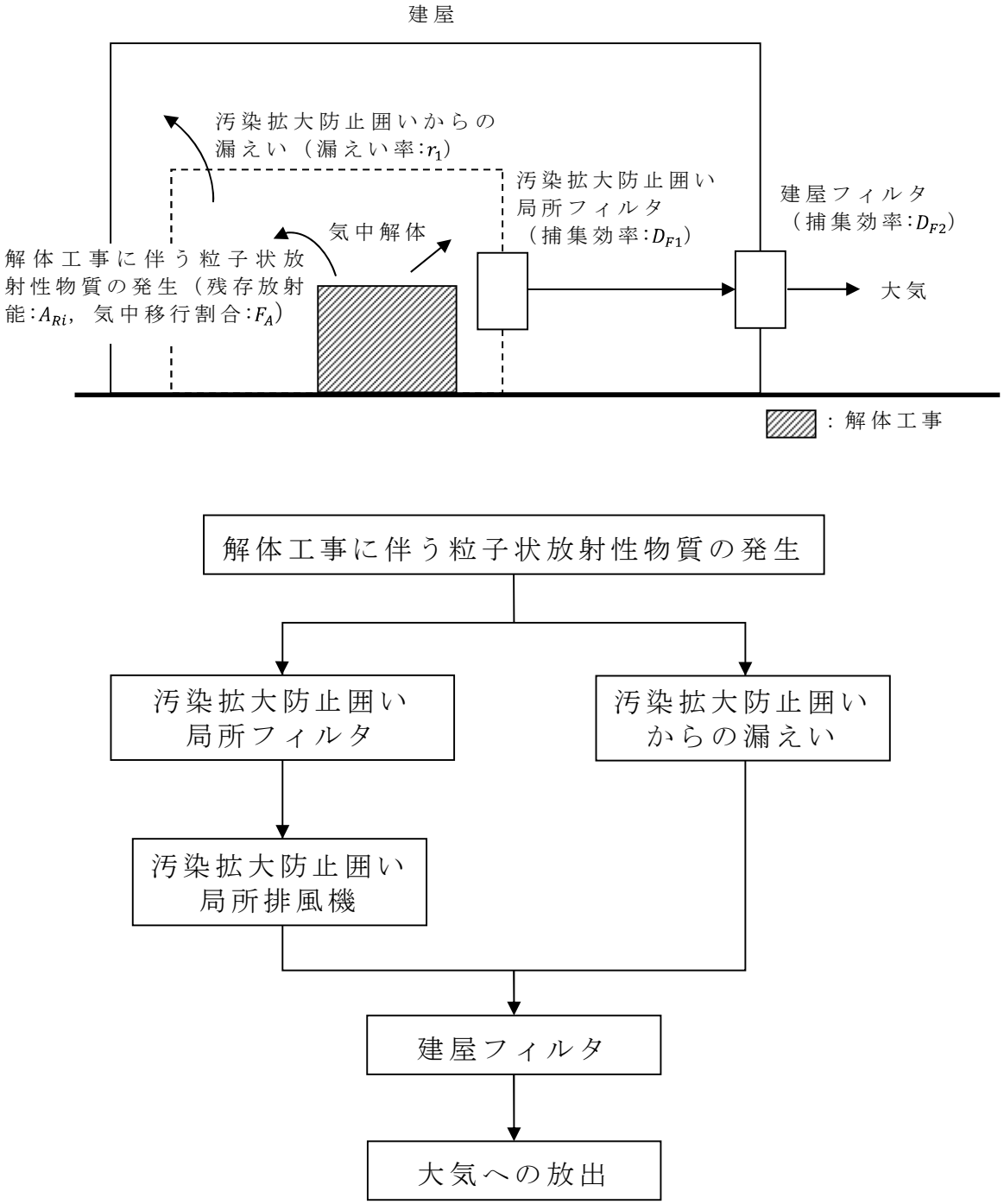
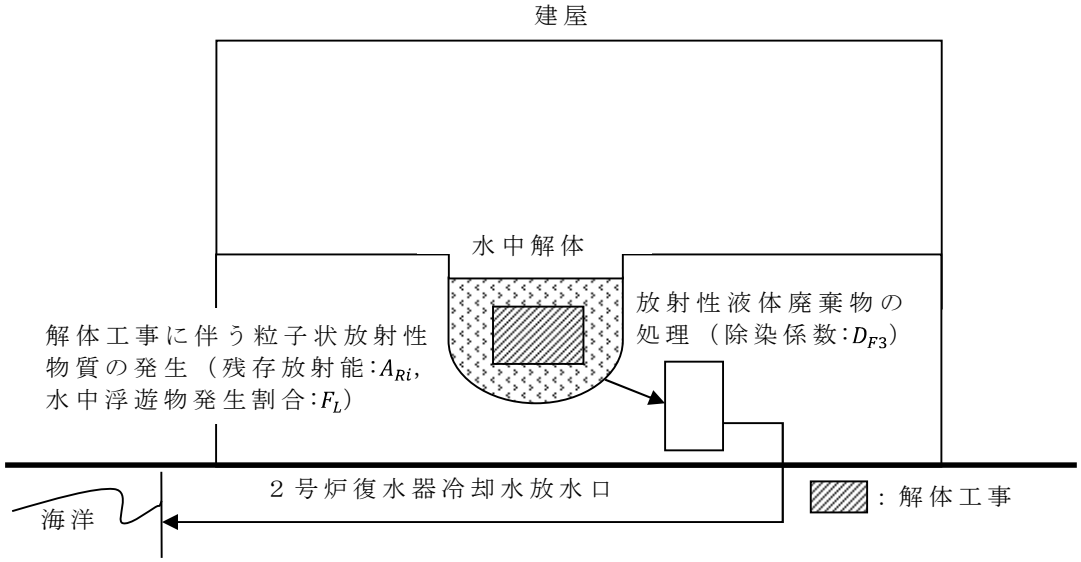


図３－２－１　解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の大気への想定移行フロー



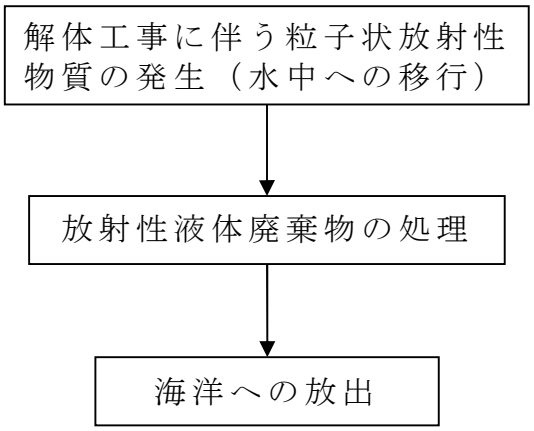


図３－２－２　解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の海洋への想定移行フロー

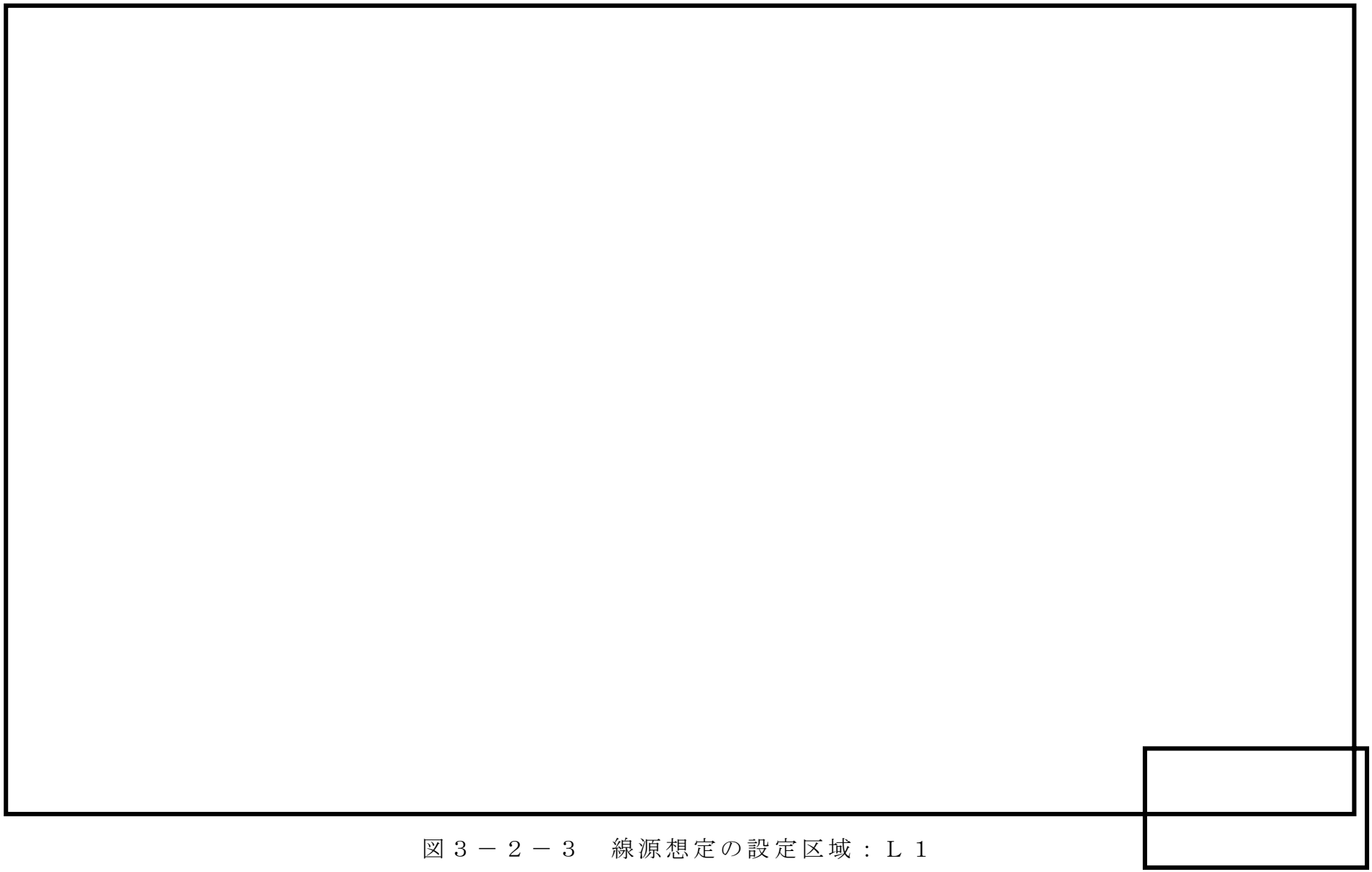


図３－２－３　線源想定の設定区域：Ｌ１

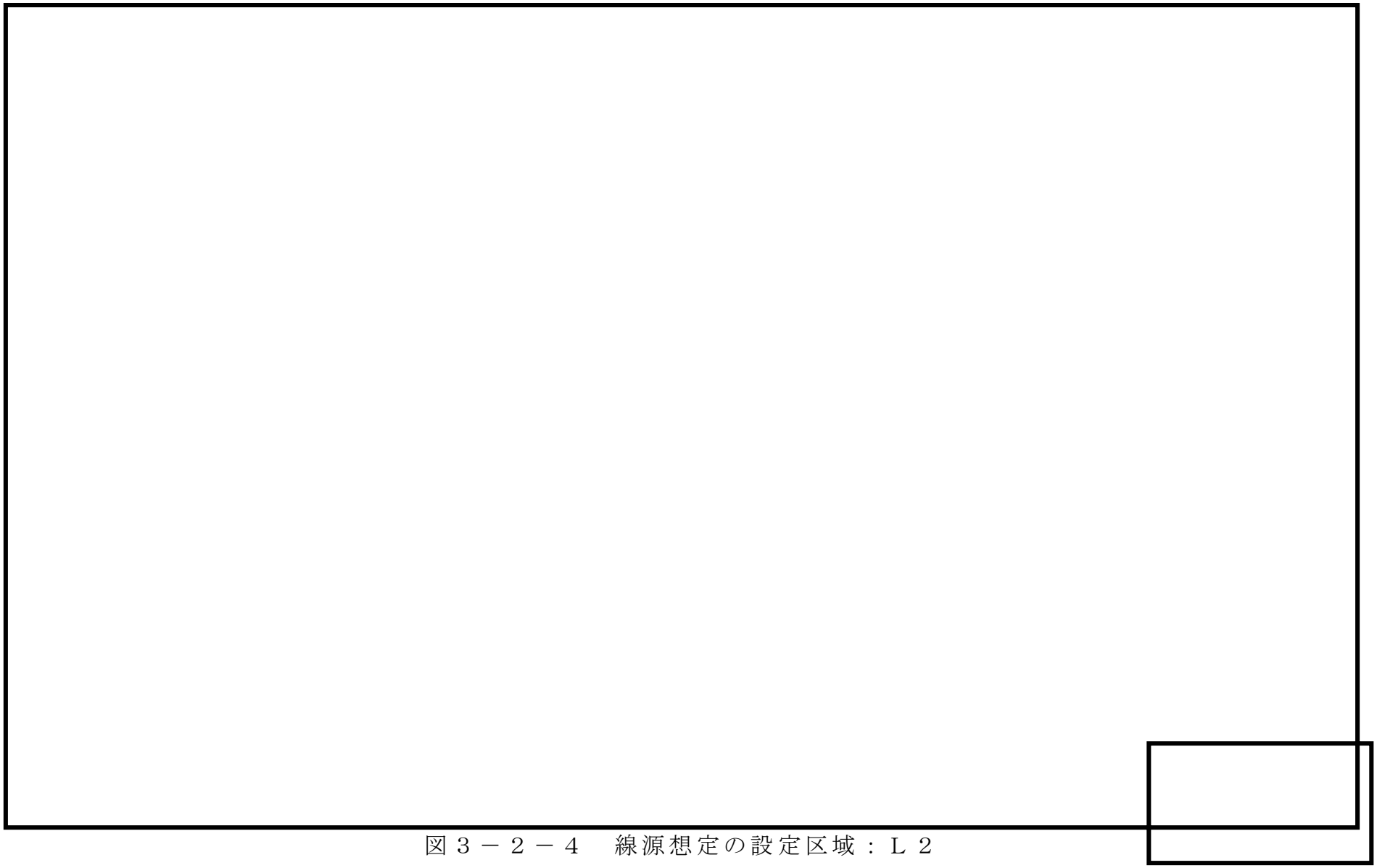


図３－２－４　線源想定の設定区域：Ｌ２



図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１／１５）

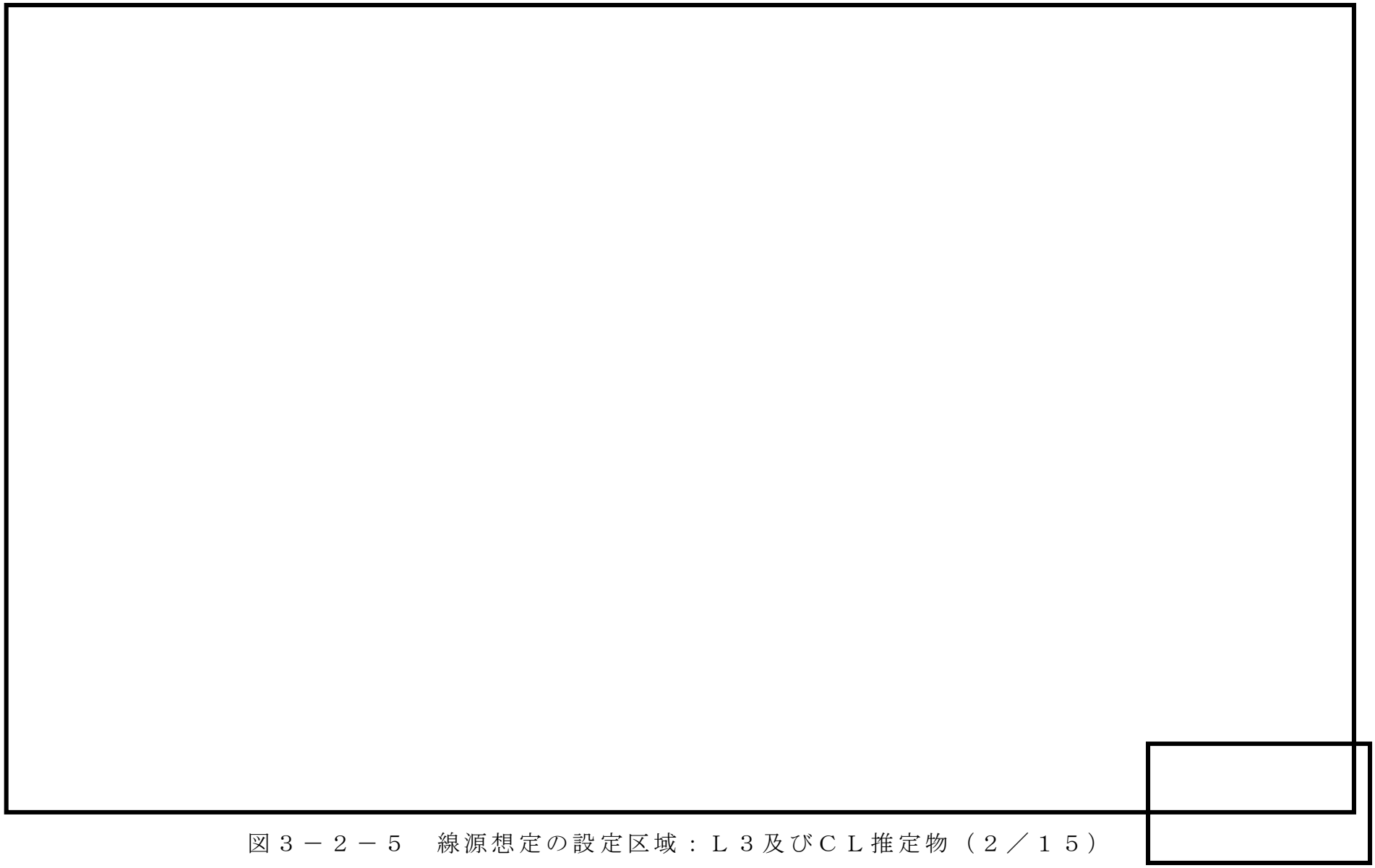


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（２／１５）

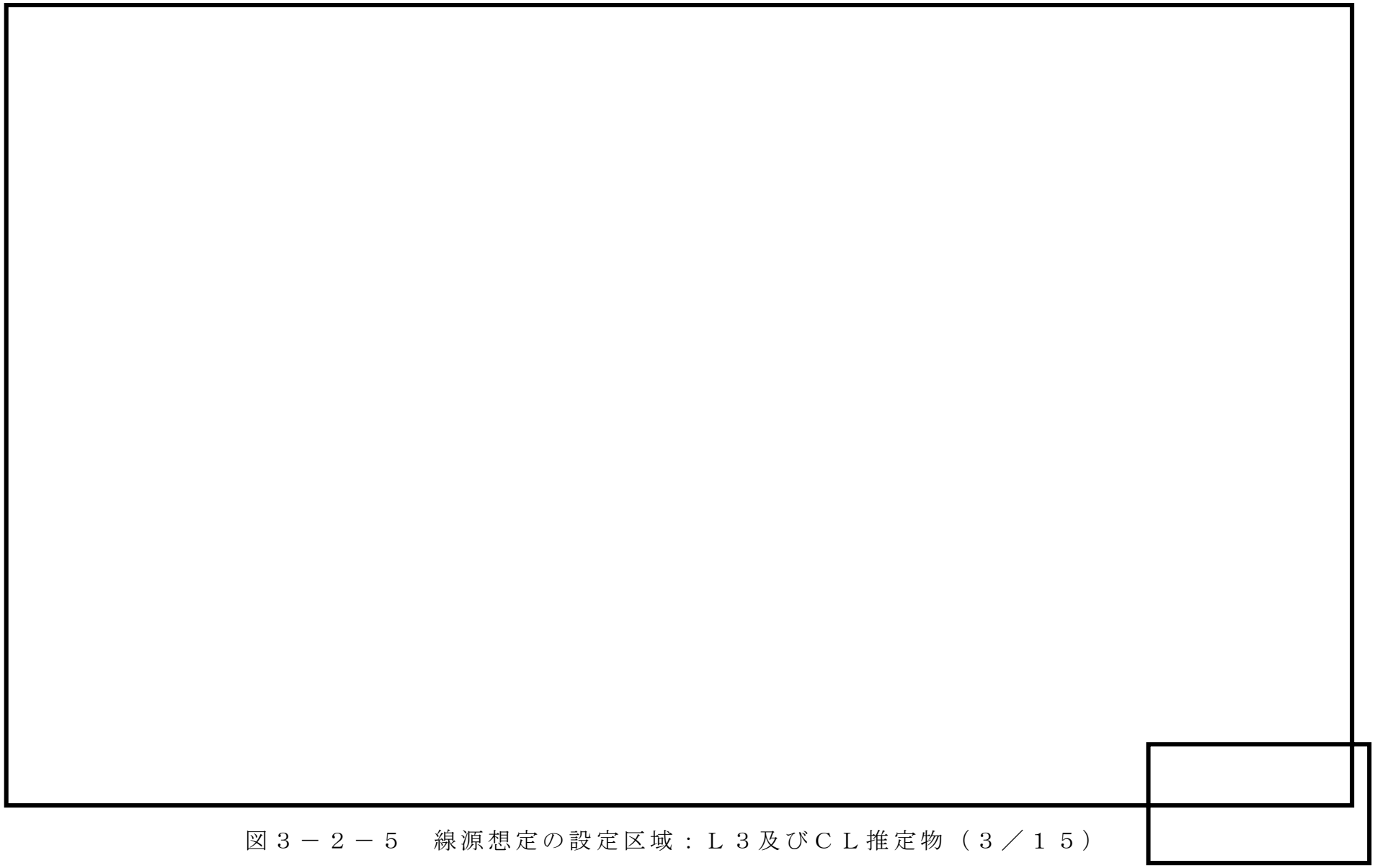


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（３／１５）

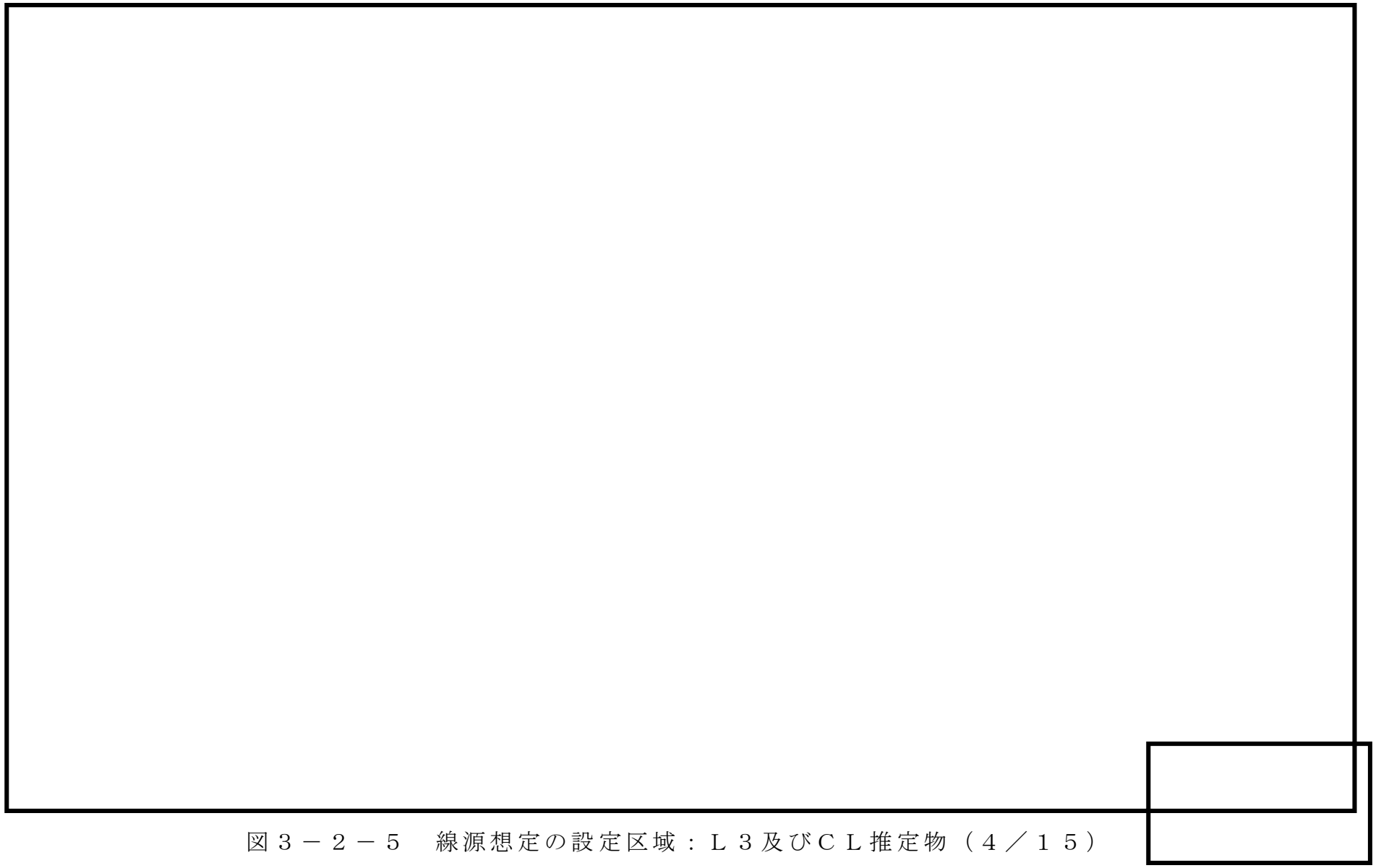


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（４／１５）

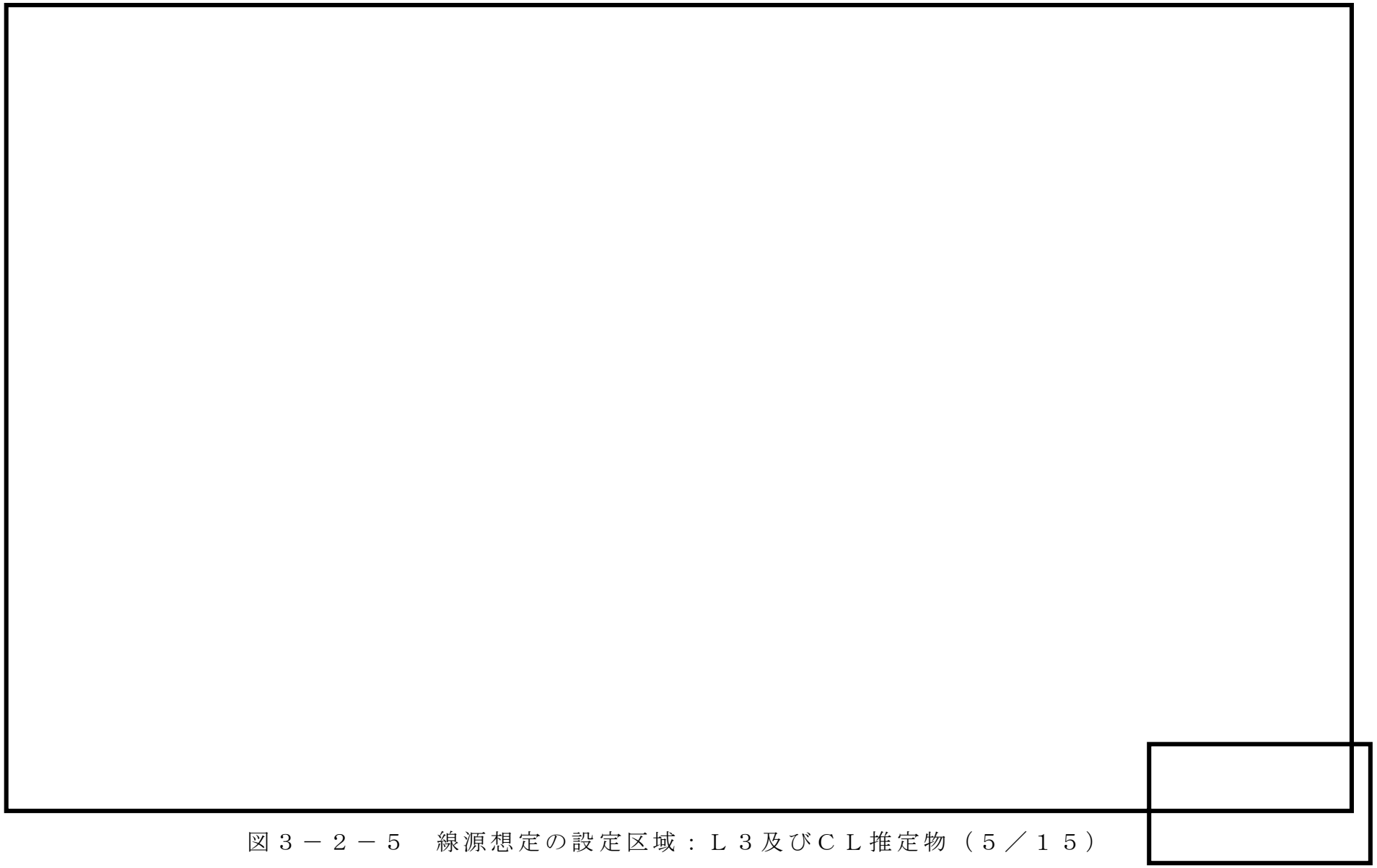


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（５／１５）

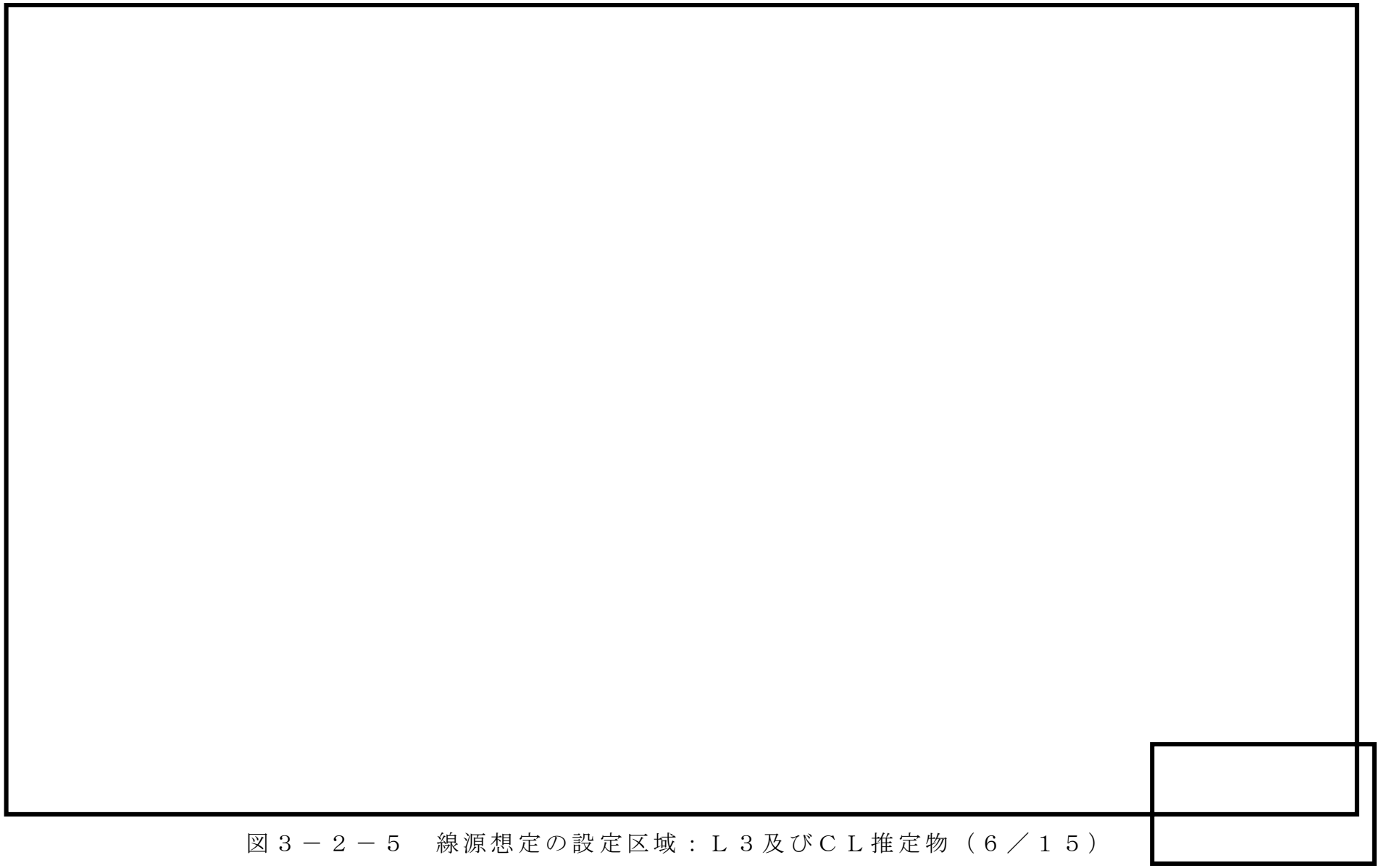


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（６／１５）

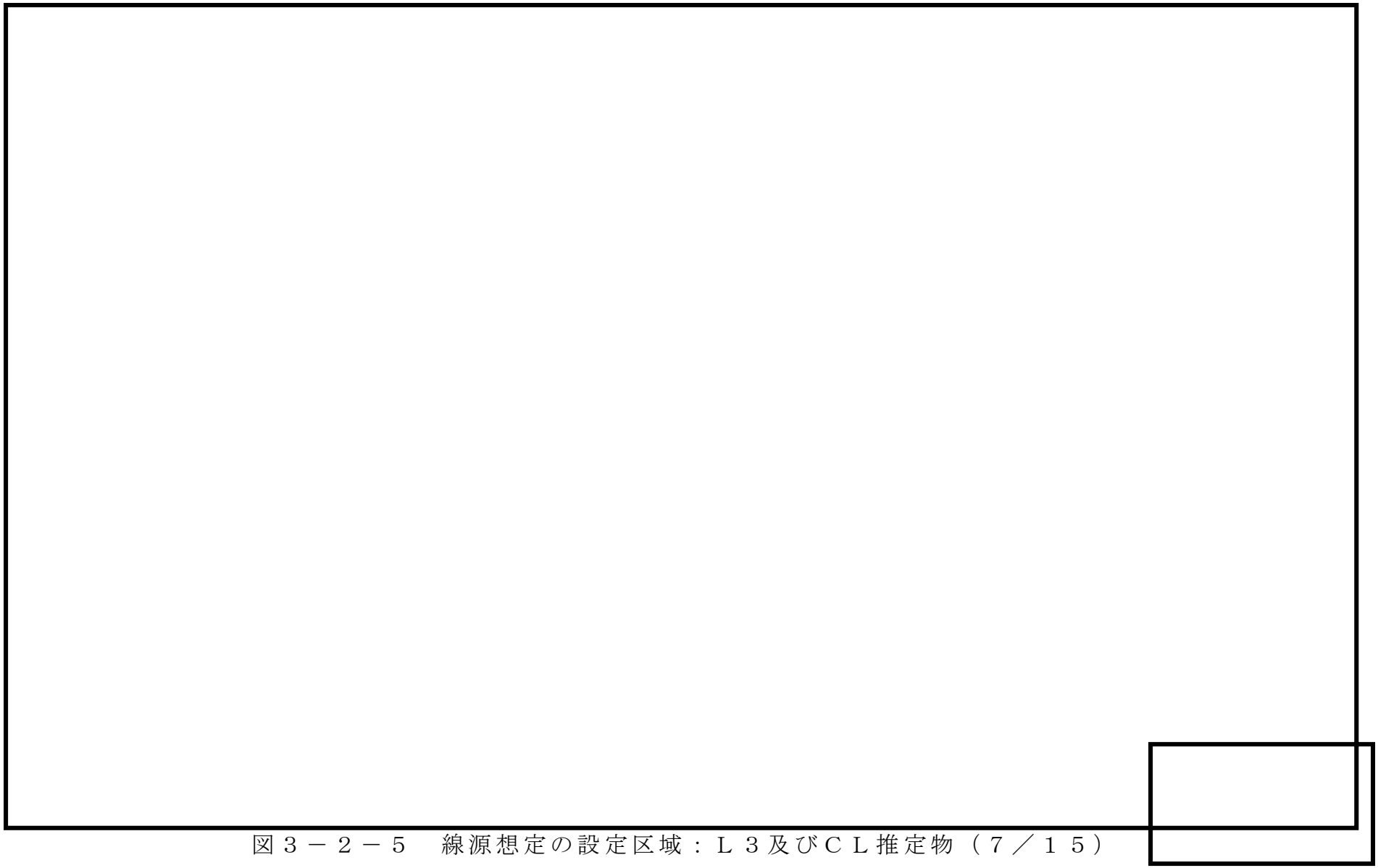


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（７／１５）

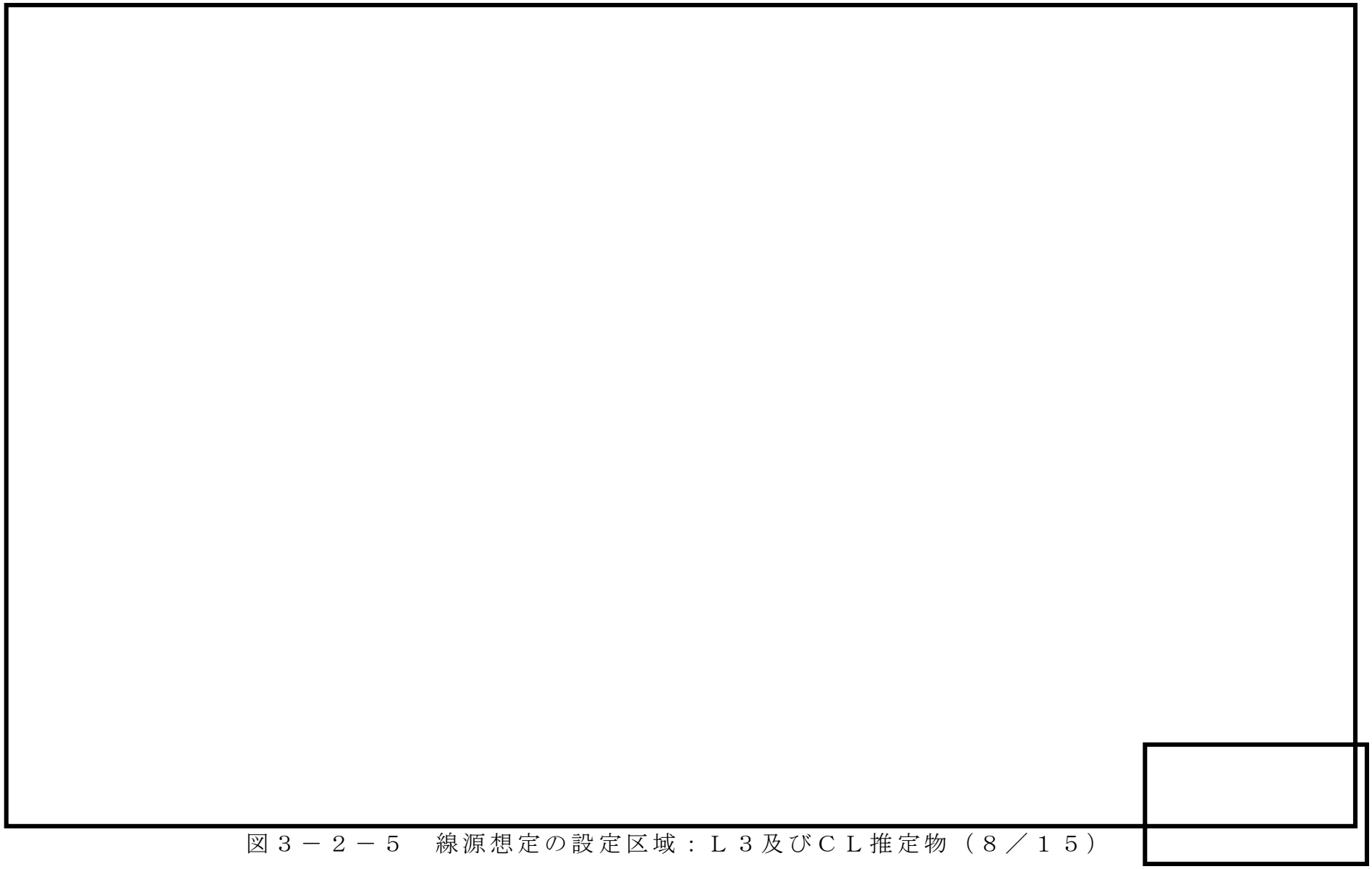


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（８／１５）

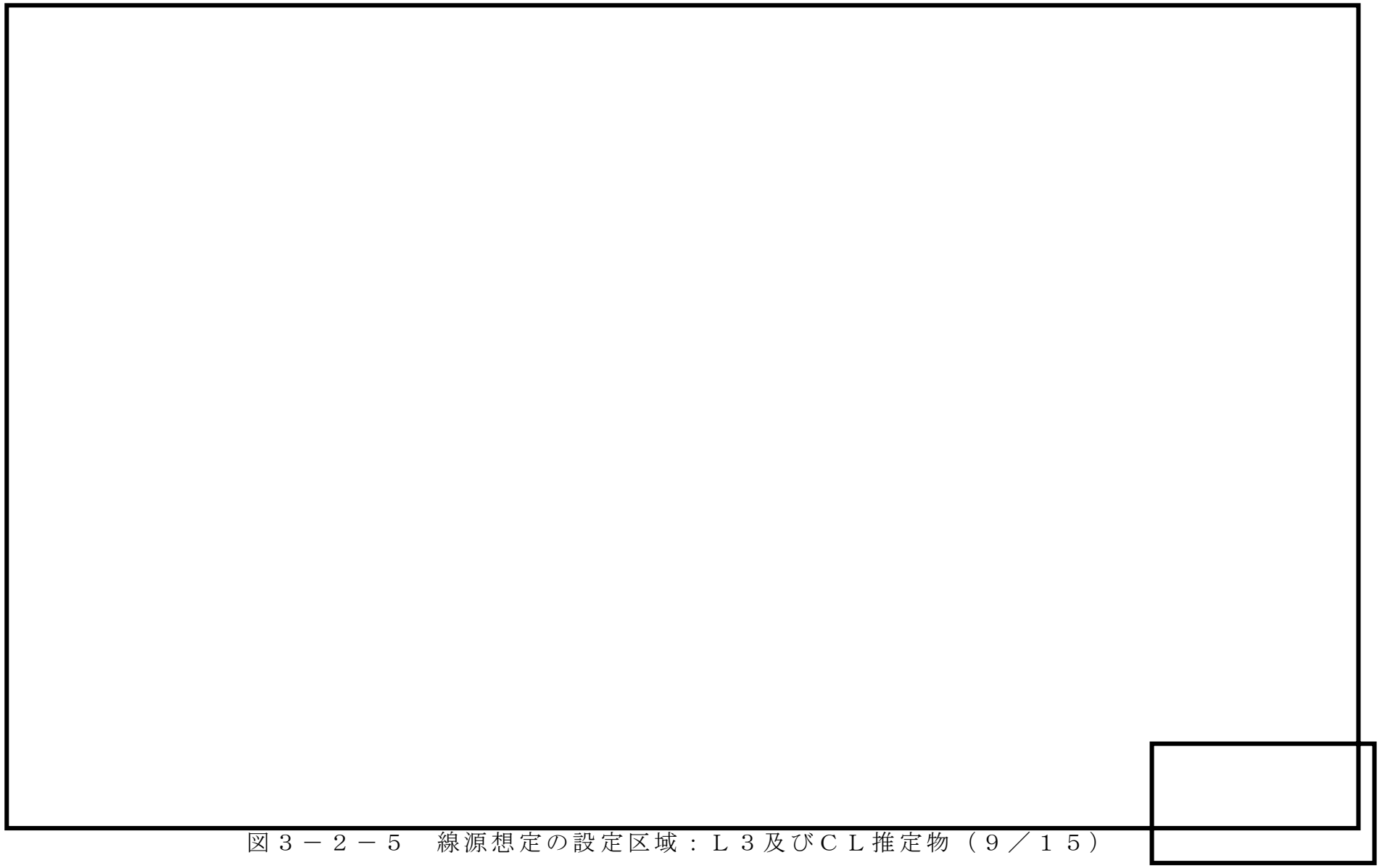


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（９／１５）

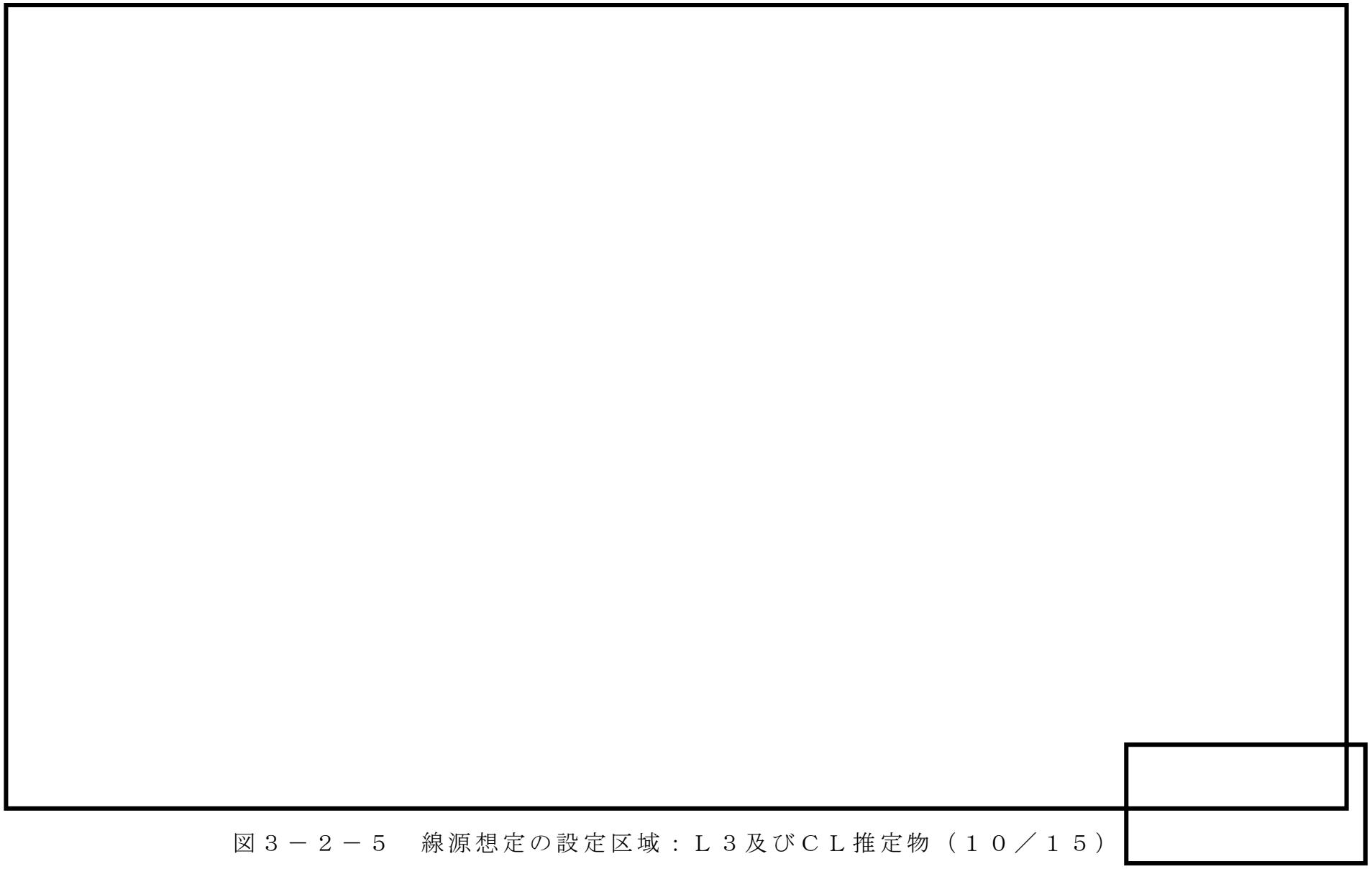


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１０／１５）



図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１１／１５）

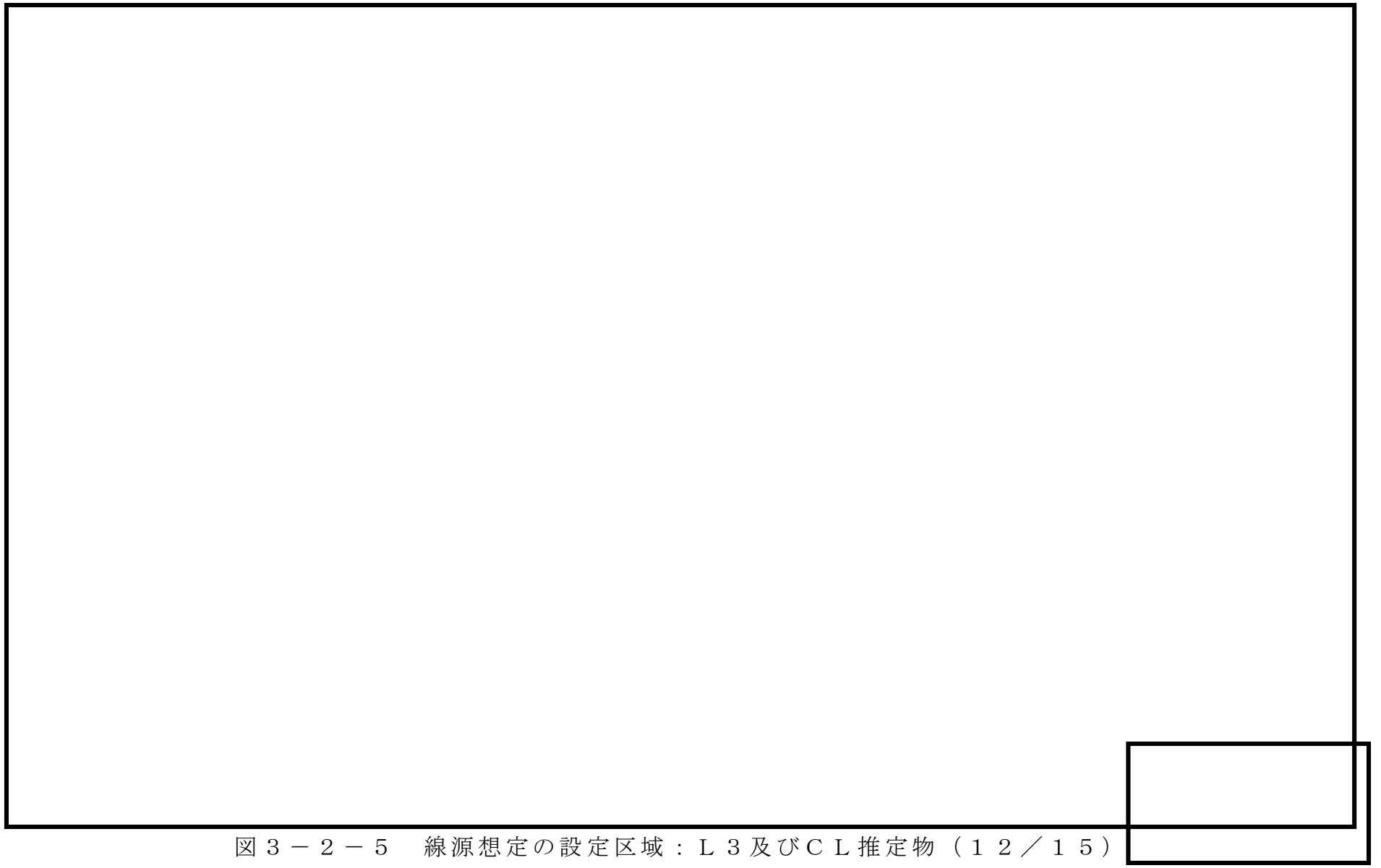


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１２／１５）

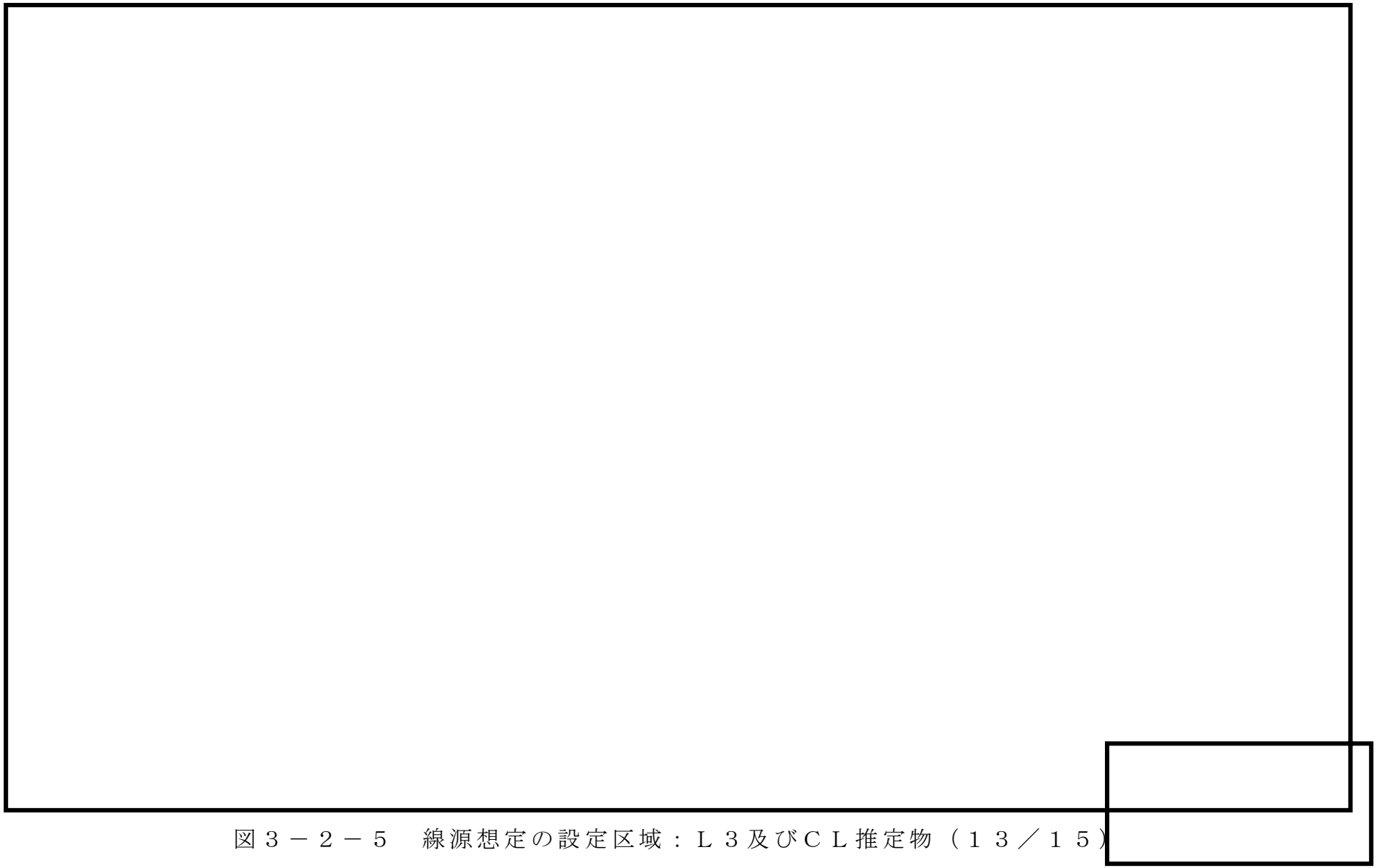


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１３／１５）

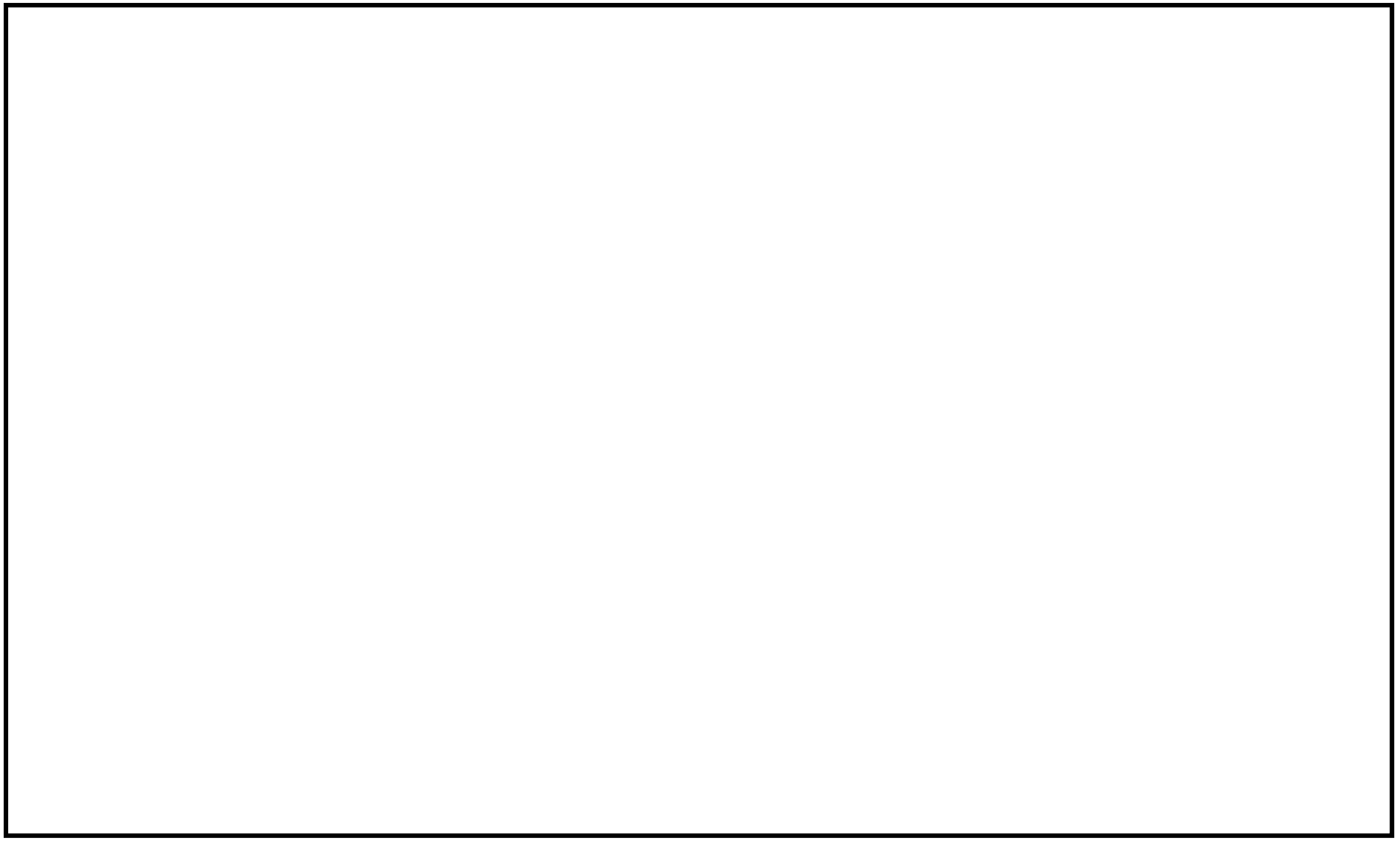


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１４／１５）

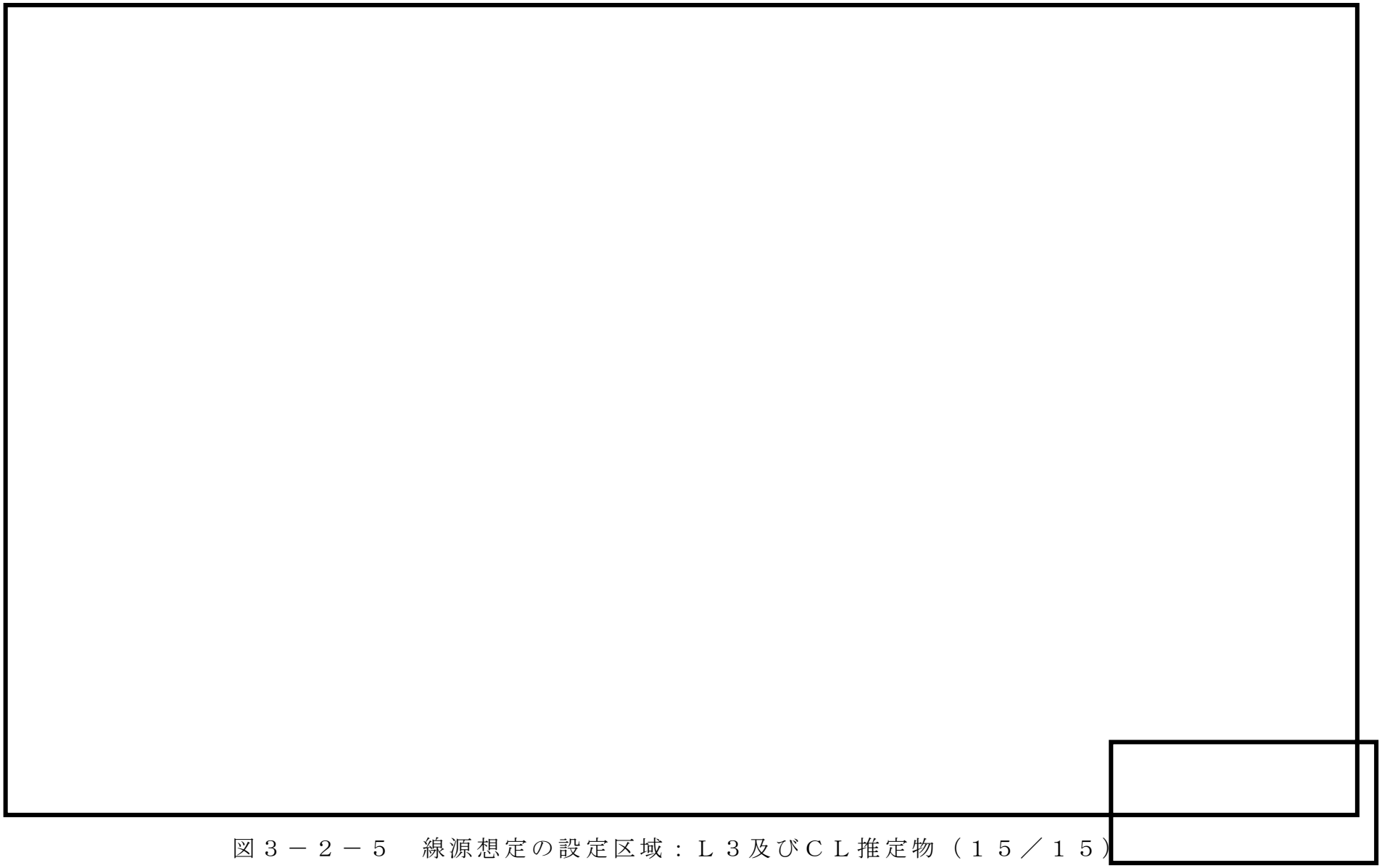


図３－２－５　線源想定の設定区域：Ｌ３及びＣＬ推定物（１５／１５）

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）（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 3 次版）」

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，事故事象を想定し，事故時の大気への放出が多くなると考えられる事象を抽出する。

抽出した結果は以下のとおりである。

（１）火災

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。

なお，廃止措置対象施設は，不燃性又は難燃性の材質を用いる等の防火対策を実施していることから，事故時の大気への放出が多くなる火災には至らない。

（２）爆発

解体工事において，使用する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。

なお，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，事故時の大気への放出が多くなる爆発には至らない。

（３）落下

解体工事において，核燃料物質によって汚染された物が万一何らかの原因で落下して破損すること及びフィルタ交換作業において，粒子状放射性物質が蓄積したフィルタが万一何らかの原因で落下して破損することを想定する。

また，使用済燃料取扱作業において，万一何らかの原因で燃料集合体が落下して破損することを想定する。

（４）衝突

解体工事において，核燃料物質によって汚染された物が万一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及びフィルタ交換作業において，粒子状放射性物質が蓄積したフィルタが万一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。

（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，動的機器である局所排風機が万一何らかの原因により停止して，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，動的機器である局所排風機のバウンダリを構成する弁が万一何らかの原因により誤って開放されて,拡散防止措置が損なわ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，誤った切断によって，拡散防止措置が損なわれることを想定する。

（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，外部電源の喪失により局所排風機が停止して，拡散防止措置が損なわれることを想定する。

（９）自然災害等

想定を超える自然災害等の事象については，「添付書類六　性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書」に示すとおり，使用済燃料貯蔵設備から冷却水が大量に漏えいし，使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が喪失する事象における影響を確認している。

上記で抽出した事象から，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事象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よう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よう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大気へ放出される。

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

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

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（μSv／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_{il}）	－	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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

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（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_∞）	μSv／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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

※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のガンマ線実効エネルギ（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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

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：μSv／Bq）

パラメータ	核種	数値	備考
核種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：（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第3次版）」

※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）

事故事象	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}

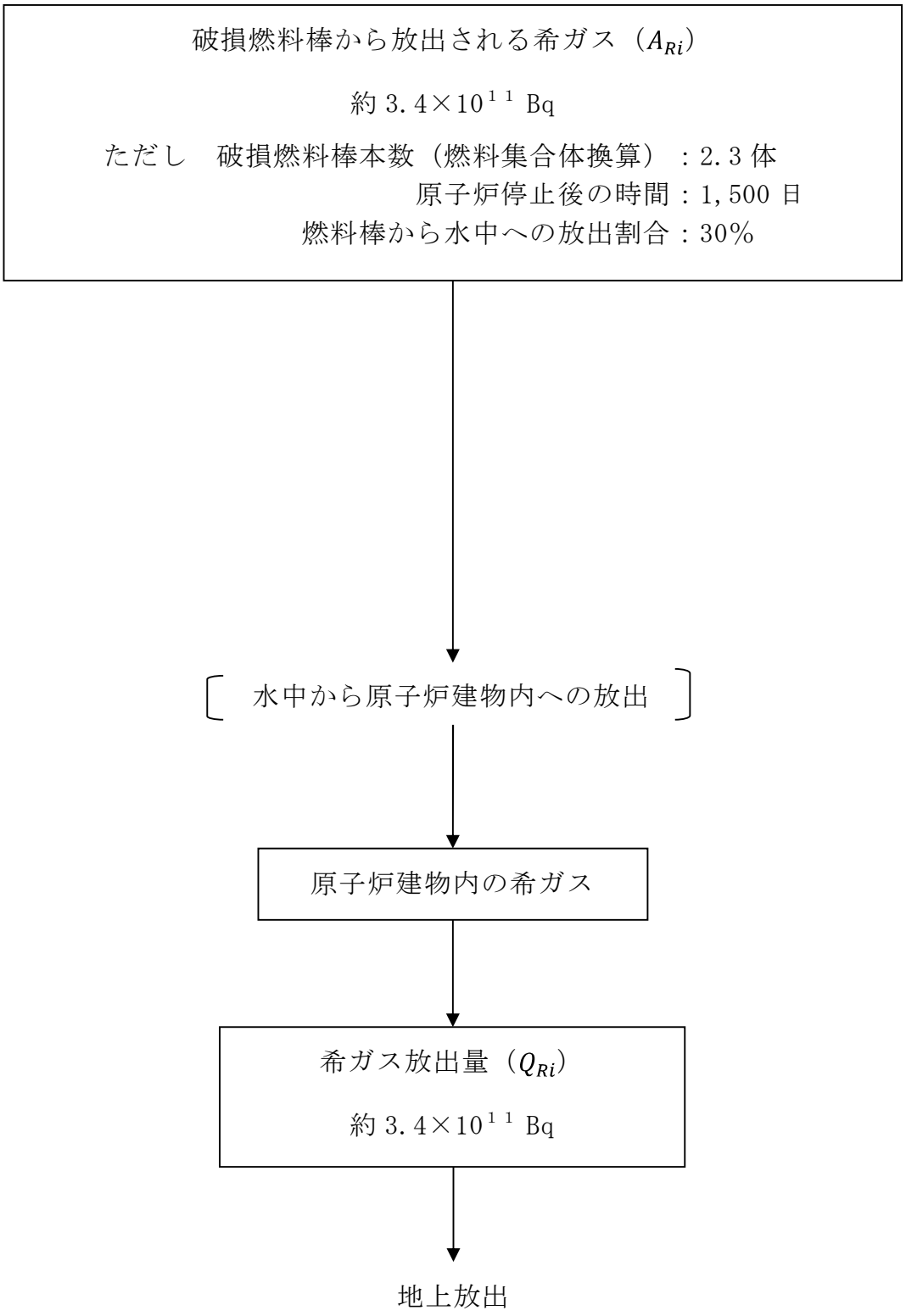


図４－４－１　燃料集合体の落下事故における希ガスの大気への放出過程

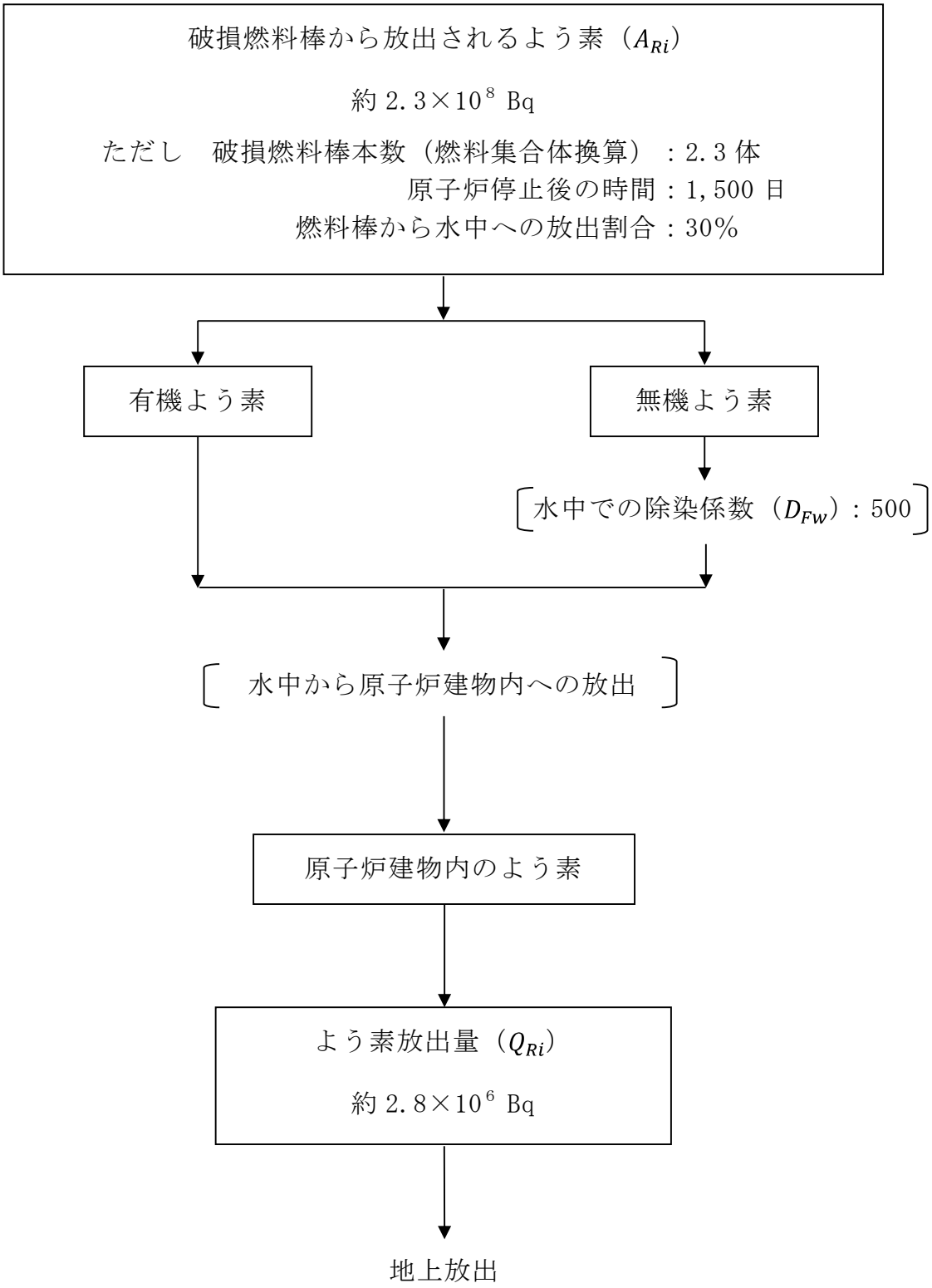


図４－４－２　燃料集合体の落下事故におけるよう素の大気への放出過程

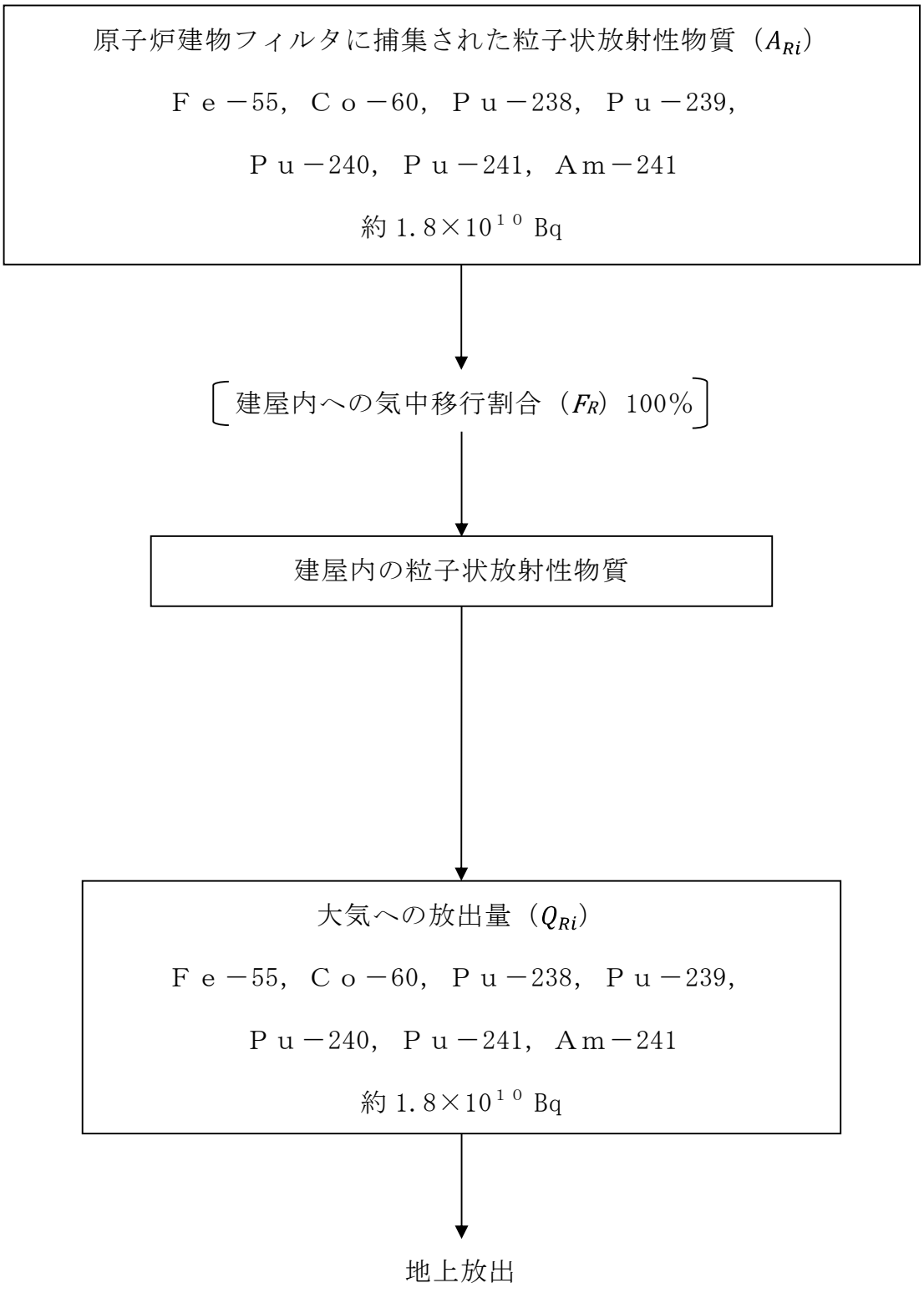


図４－４－３　原子炉建物フィルタの火災，爆発又は落下による破損事故における粒子状放射性物質の大気への放出過程

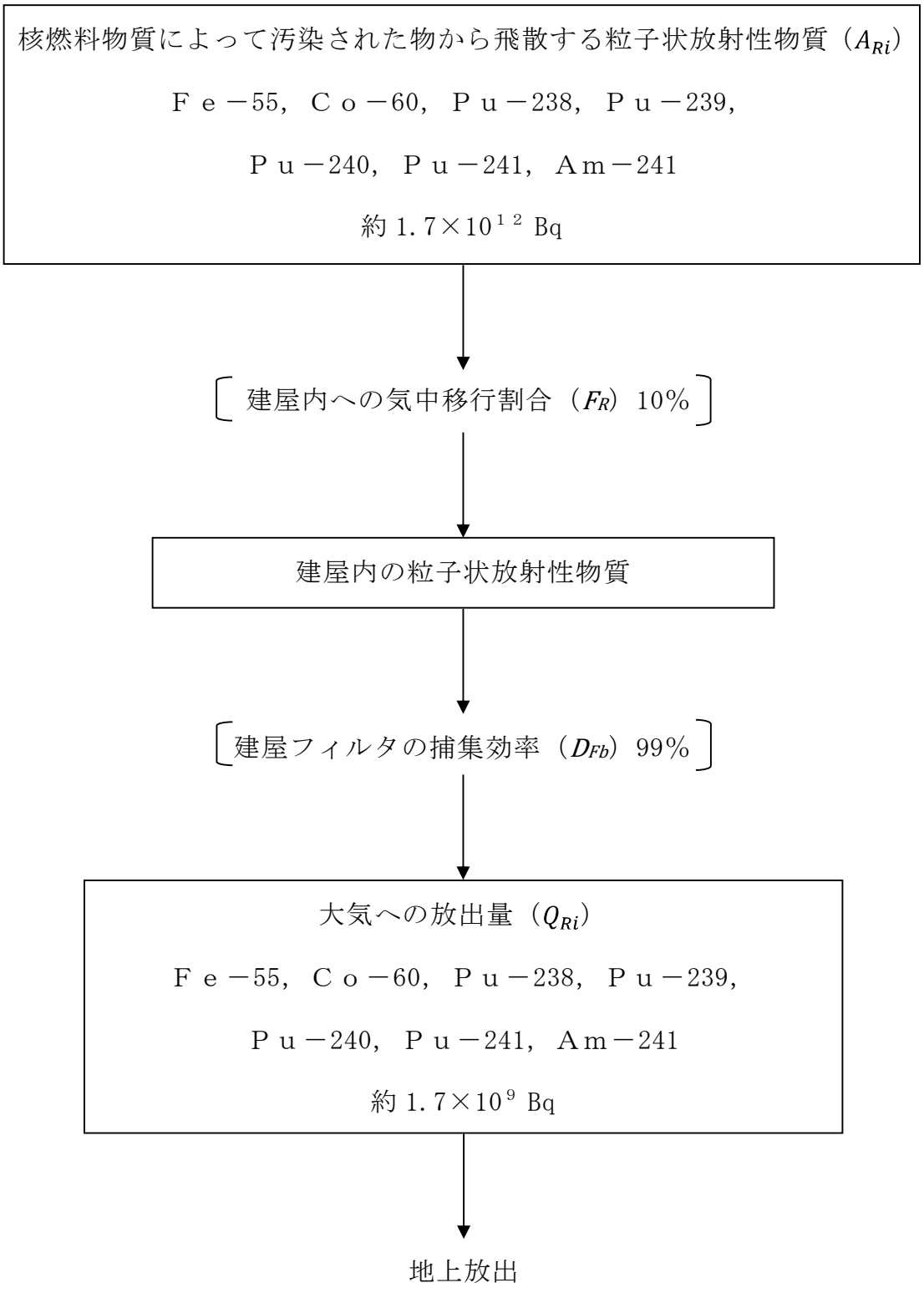


図４－４－４　核燃料物質によって汚染された物の衝突による破損事故における粒子状放射性物質の大気への放出過程

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，線量告示等に示される核種の中から，半減期が 30 日以上の核種を選択し,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，使用済制御棒等を評価する。

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，既に示した図４－６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	Ｌｉ	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	Ｃｌ	1.0×10^{-3}	7.0×10^{-3}	4.0×10^{-3}	9.1×10^{-3}
20	Ｃａ	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	2.2×10^{-3}	1.2×10^{1}
21	Ｓｃ	5.1×10^{-5}	2.0×10^{-5}	5.9×10^{-5}	1.0×10^{-3}
26	Ｆｅ	6.5×10^{1}	7.0×10^{1}	9.9×10^{1}	2.9×10^{0}
27	Ｃｏ	2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}
28	Ｎｉ	1.4×10^{1}	9.0×10^{0}	1.2×10^{-2}	3.0×10^{-3}
30	Ｚｎ	5.4×10^{-1}	3.8×10^{-2}	2.9×10^{-3}	3.2×10^{-2}
40	Ｚｒ	6.6×10^{-6}	4.6×10^{-5}	3.0×10^{-6}	1.2×10^{-2}
41	Ｎｂ	8.0×10^{-3}	2.8×10^{-4}	1.3×10^{-4}	6.4×10^{-4}
42	Ｍｏ	2.2×10^{0}	2.2×10^{-2}	8.0×10^{-3}	6.1×10^{-4}
47	Ａｇ	3.9×10^{-5}	1.1×10^{-3}	4.0×10^{-5}	4.3×10^{-5}
51	Ｓｂ	1.4×10^{-3}	1.2×10^{-3}	7.3×10^{-4}	1.8×10^{-4}
52	Ｔｅ	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-5}
55	Ｃｓ	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	9.3×10^{-6}	3.6×10^{-4}
56	Ｂａ	4.9×10^{-6}	3.9×10^{-5}	1.0×10^{-3}	2.2×10^{-2}
63	Ｅｕ	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}	9.4×10^{-5}
65	Ｔｂ	4.9×10^{-6}	5.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}	5.8×10^{-5}
73	Ｔａ	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
1	Ｈ－3
2	Ｂｅ－10
3	Ｃ－14
4	Ｎａ－22
5	Ｓｉ－32
6	Ｓ－35
7	Ｃｌ－36
8	Ａｒ－37
9	Ａｒ－39
10	Ａｒ－42
11	Ｋ－40
12	Ｃａ－41
13	Ｃａ－45
14	Ｓｃ－46
15	Ｖ－49
16	Ｖ－50
17	Ｍｎ－54
18	Ｆｅ－55
19	Ｆｅ－59
20	Ｃｏ－58
21	Ｃｏ－60
22	Ｎｉ－59
23	Ｎｉ－63
24	Ｚｎ－65
25	Ｓｅ－75
26	Ｓｅ－79
27	Ｋｒ－81
28	Ｋｒ－85
29	Ｒｂ－87
30	Ｓｒ－85
31	Ｓｒ－89
32	Ｓｒ－90
33	Ｙ－91
34	Ｚｒ－93
35	Ｚｒ－95
36	Ｎｂ－91
37	Ｎｂ－92
38	Ｎｂ－93m
39	Ｎｂ－94
40	Ｎｂ－95
41	Ｍｏ－93
42	Ｔｃ－97
43	Ｔｃ－97m
44	Ｔｃ－98
45	Ｔｃ－99

番号	核種
46	Ｒｕ－103
47	Ｒｕ－106
48	Ｒｈ－102
49	Ｐｄ－107
50	Ａｇ－108m
51	Ａｇ－110m
52	Ｃｄ－109
53	Ｃｄ－113
54	Ｃｄ－113m
55	Ｃｄ－115m
56	Ｉｎ－114m
57	Ｉｎ－115
58	Ｓｎ－113
59	Ｓｎ－119m
60	Ｓｎ－121m
61	Ｓｎ－123
62	Ｓｎ－126
63	Ｓｂ－124
64	Ｓｂ－125
65	Ｔｅ－121m
66	Ｔｅ－123
67	Ｔｅ－123m
68	Ｔｅ－125m
69	Ｔｅ－127m
70	Ｔｅ－129m
71	Ｉ－125
72	Ｉ－129
73	Ｘｅ－127
74	Ｃｓ－134
75	Ｃｓ－135
76	Ｃｓ－137
77	Ｂａ－133
78	Ｌａ－137
79	Ｌａ－138
80	Ｃｅ－139
81	Ｃｅ－141
82	Ｃｅ－144
83	Ｎｄ－144
84	Ｐｍ－145
85	Ｐｍ－146
86	Ｐｍ－147
87	Ｐｍ－148m
88	Ｓｍ－145
89	Ｓｍ－146
90	Ｓｍ－147

番号	核種
91	Ｓｍ－148
92	Ｓｍ－151
93	Ｅｕ－149
94	Ｅｕ－150
95	Ｅｕ－152
96	Ｅｕ－154
97	Ｅｕ－155
98	Ｇｄ－152
99	Ｇｄ－153
100	Ｔｂ－157
101	Ｔｂ－160
102	Ｄｙ－159
103	Ｈｏ－163
104	Ｈｏ－166m
105	Ｔｍ－170
106	Ｔｍ－171
107	Ｙｂ－169
108	Ｌｕ－176
109	Ｌｕ－177m
110	Ｈｆ－175
111	Ｈｆ－178m
112	Ｈｆ－181
113	Ｈｆ－182
114	Ｔａ－180m
115	Ｔａ－182
116	Ｗ－181
117	Ｗ－185
118	Ｗ－188
119	Ｒｅ－187
120	Ｏｓ－185
121	Ｏｓ－194
122	Ｉｒ－192
123	Ｉｒ－192m
124	Ｉｒ－194m
125	Ｐｔ－190
126	Ｐｔ－193
127	Ｈｇ－203
128	Ｔｌ－204
129	Ｐｂ－205
130	Ｐｂ－210
131	Ｂｉ－208
132	Ｂｉ－210m
133	Ｐｏ－210
134	Ｒａ－226
135	Ｒａ－228

番号	核種
136	Ａｃ－227
137	Ｔｈ－228
138	Ｔｈ－229
139	Ｔｈ－230
140	Ｔｈ－232
141	Ｐａ－231
142	Ｕ－232
143	Ｕ－233
144	Ｕ－234
145	Ｕ－235
146	Ｕ－236
147	Ｕ－238
148	Ｎｐ－235
149	Ｎｐ－236
150	Ｎｐ－237
151	Ｐｕ－236
152	Ｐｕ－237
153	Ｐｕ－238
154	Ｐｕ－239
155	Ｐｕ－240
156	Ｐｕ－241
157	Ｐｕ－242
158	Ｐｕ－244
159	Ａｍ－241
160	Ａｍ－242m
161	Ａｍ－243
162	Ｃｍ－241
163	Ｃｍ－242
164	Ｃｍ－243
165	Ｃｍ－244
166	Ｃｍ－245
167	Ｃｍ－246
168	Ｃｍ－247
169	Ｃｍ－248
170	Ｃｍ－250
171	Ｂｋ－249
172	Ｃｆ－249
173	Ｃｆ－250
174	Ｃｆ－251
175	Ｃｆ－252
176	Ｃｆ－254
177	Ｅｓ－254
178	Ｅｓ－255

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	ドライウェル	ドライウェル内構造物等※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	Ｃｌ－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ェルに設置された機器及び使用済燃料プール構造物をいう。

※３　ドライウェ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	ドライウェル内構造物	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	Cl－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　ドライウェ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	Ｃｌ－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	Ｌ１	約 40	0	約 40
	Ｌ２	約 1,400	約 600	約 1,990
	Ｌ３	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　放射性廃棄物でない廃棄物の推定発生量は，約 176,000 t である。

注２　放射能レベル区分値は，以下のとおり

・Ｌ１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

・Ｌ１とＬ２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

・Ｌ２とＬ３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３　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４　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。

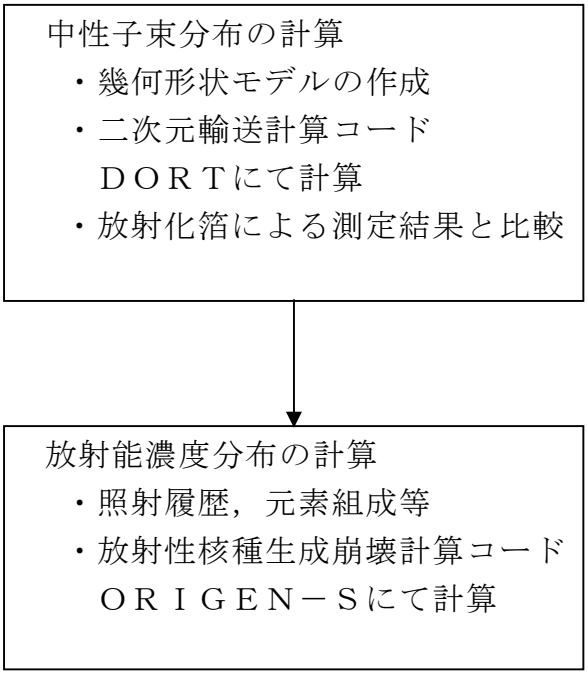


図５－２－１　放射化汚染の放射能の評価手順

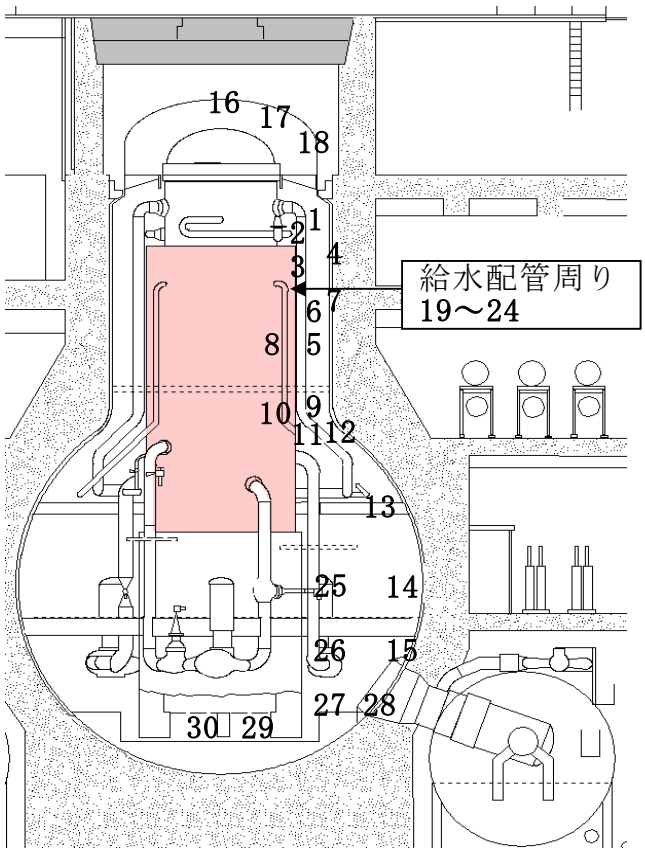


図５－２－２　放射化箔を用いて中性子束分布を測定した位置

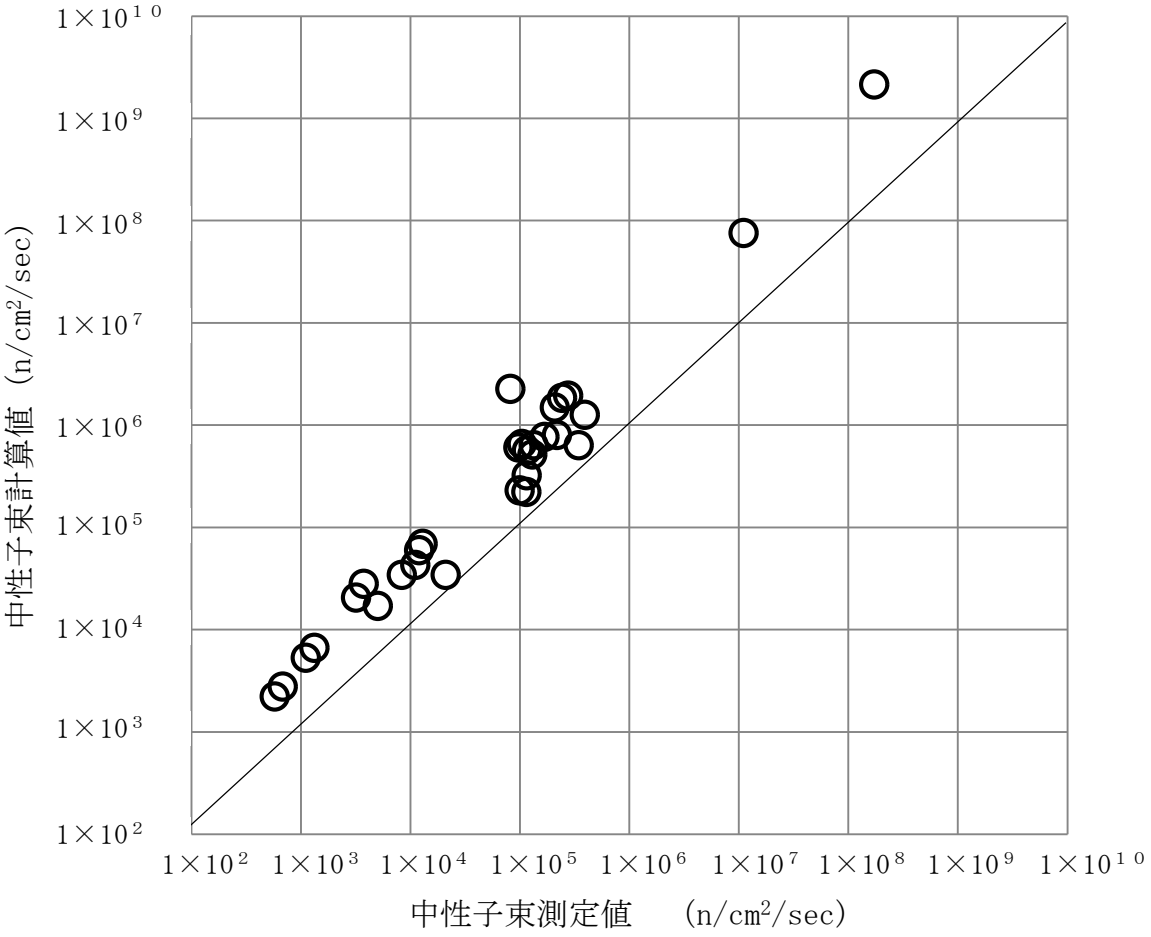


図５－２－３　中性子束分布の計算結果と測定結果の比較

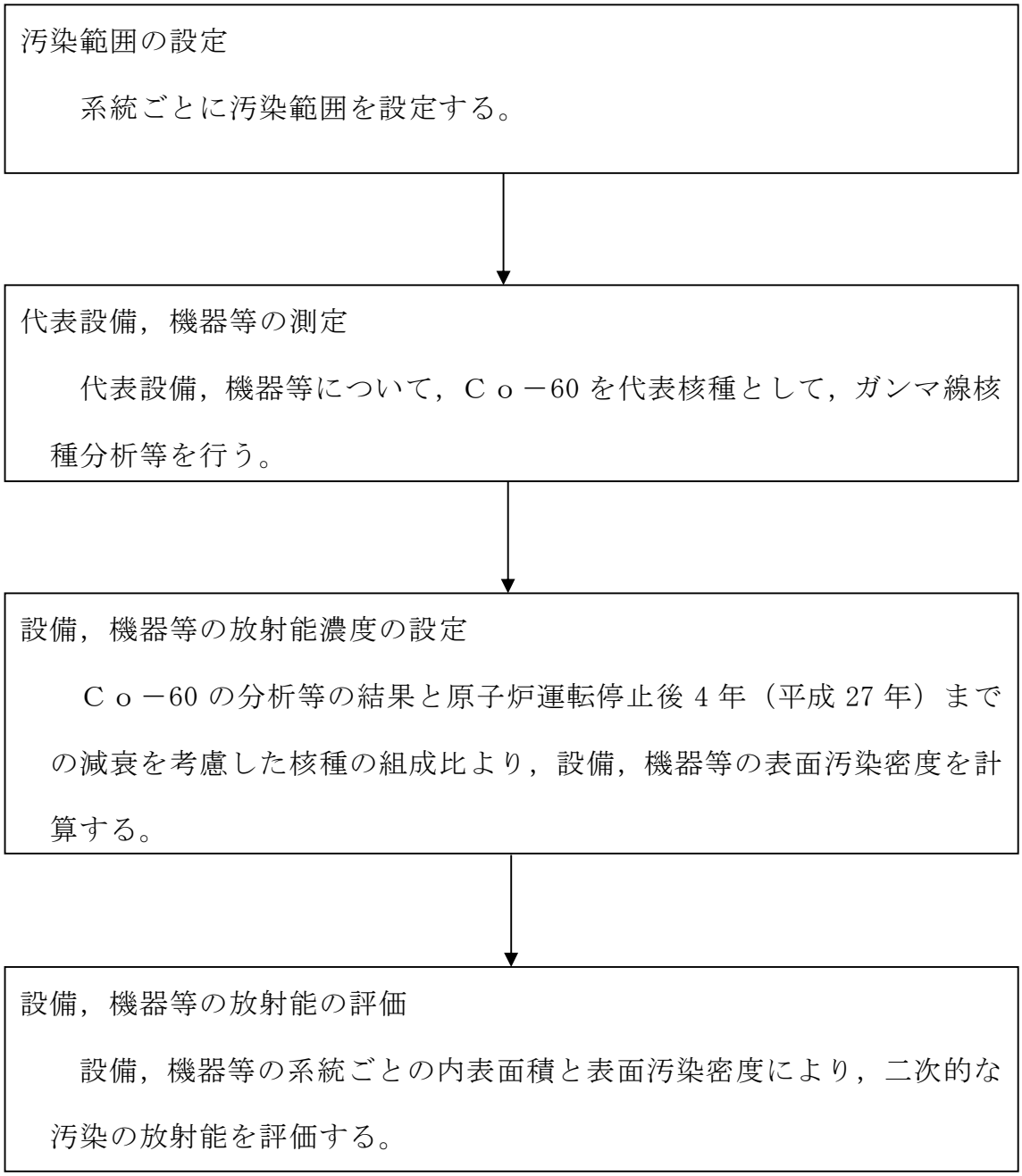


図５－２－４　二次的な汚染の放射能の評価手順（設備，機器等）

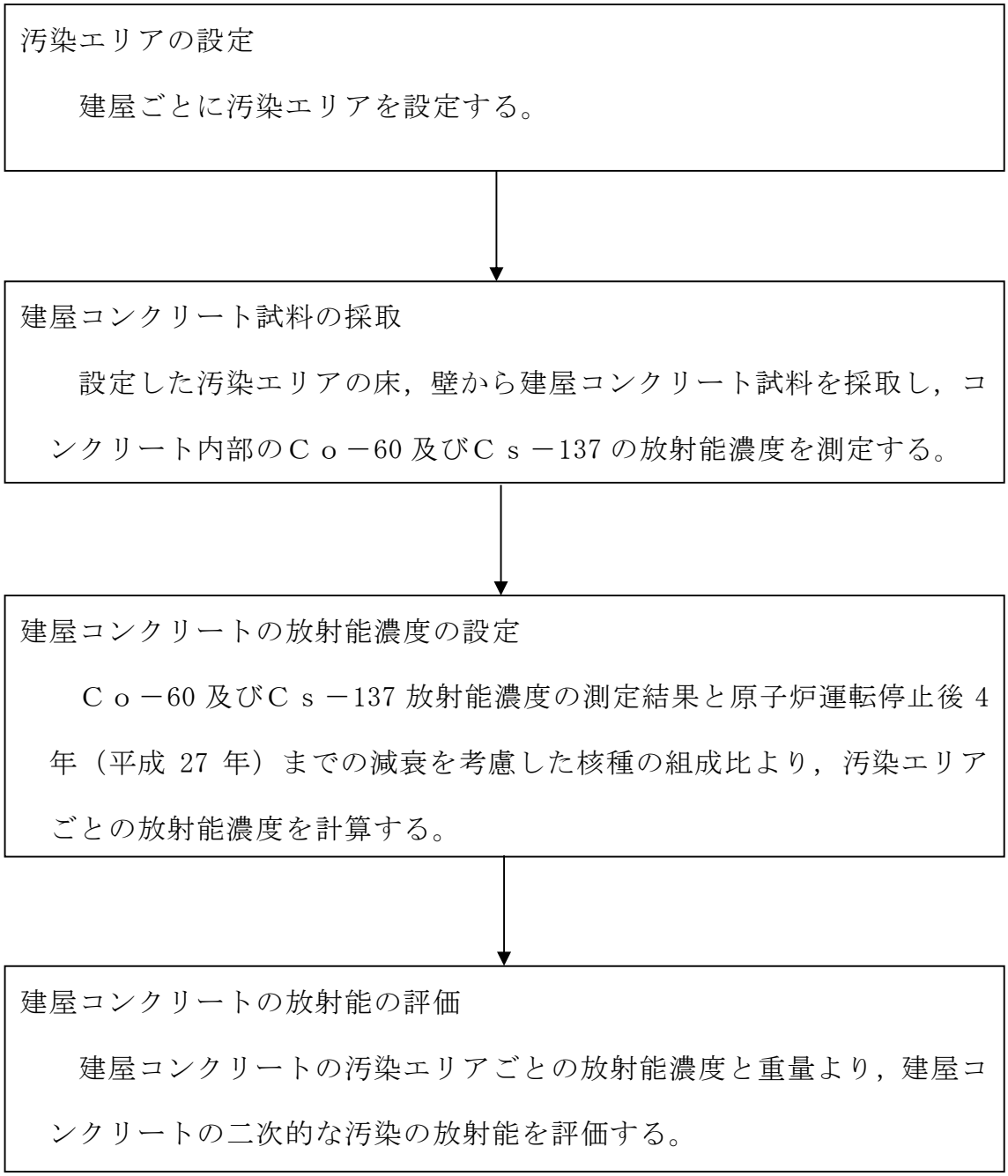


図５－２－５　二次的な汚染の放射能の評価手順（建屋コンクリート）

添付書類　六

性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

１　概要

廃止措置の段階に応じて性能維持施設に要求される機能を考慮した，性能維持施設が維持すべき性能及びその性能を維持すべき期間について示す。

２　廃止措置期間中に維持管理すべき施設

性能維持施設は,「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」に基づき，周辺公衆及び放射線業務従事者の被ばくの低減を図るとともに，使用済燃料の貯蔵のための管理，汚染の除去工事，解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄等の各種作業の実施に対する安全の確保のために，必要な期間中において，必要な機能及び性能を維持管理する。

３　性能維持施設の機能及びその性能

（１）建屋・構築物等

廃止措置では，放射性物質が管理されない状態で外部へ漏えいすることを防ぐ必要があるため，放射性物質の外部への「放射性物質漏えい防止機能」を有する設備を維持管理する。

また，廃止措置では，周辺公衆及び放射線作業従事者の受ける被ばくを低減するため,「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
放射性物質漏えい防止機能	原子炉建物 廃棄物処理建物 新廃棄物処理建物
放射線遮蔽機能	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 廃棄物処理建物 新廃棄物処理建物

なお，廃止措置段階では非常用ガス処理系を用いなくても環境に与える影響は小さいと評価しているため，原子炉建物は原子炉建物通常換気系を用いた「放射性物質漏えい防止機能」を維持し，非常用ガス処理系による気密性能は維持しない。

建屋・構築物等の性能は，以下のとおり。

- 原子炉建物，廃棄物処理建物，及び新廃棄物処理建物は，外部へ放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること。
- 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，廃棄物処理建物，及び新廃棄物処理建物は，放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。

（２）核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

ａ．核燃料物質取扱設備

廃止措置では，燃料集合体を運搬又は搬出の際に取り扱う必要があることから，「燃料取扱機能」，「臨界防止機能」，「燃料落下防止機能」，「除熱

機能」，「密封機能」，及び「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
燃料取扱機能 臨界防止機能 燃料落下防止機能	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）
燃料取扱機能	キャスク除染設備（１号炉原子炉建物内）
臨界防止機能 除熱機能 密封機能 放射線遮蔽機能	使用済燃料輸送容器

なお，廃止措置段階では炉心－使用済燃料プール間の燃料移送機能は必要ないため，維持しない。

核燃料物質取扱設備の性能は，以下のとおり。

- 燃料取扱装置（１号炉原子炉建物内）は，新燃料又は使用済燃料を取扱い中，動力電源及び空気源が喪失した場合に新燃料又は使用済燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また，取扱い中に新燃料及び使用済燃料が破損しないよう正常に動作する状態であること。
- 原子炉建物クレーン（１号炉原子炉建物内）は，新燃料を取扱い中，動力電源が喪失した場合に新燃料が停止した位置にて保持される状態であること。また，取扱い中に新燃料等が破損しないよう正常に動作する状態であること。
- キャスク除染設備（１号炉原子炉建物内）は，キャスクの除染に影響

するような有意な損傷がない状態であること。

- 使用済燃料輸送容器は，使用済燃料の運搬及び放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること。

b．核燃料物質貯蔵設備

廃止措置では，燃料集合体を運搬又は搬出するまで貯蔵する必要があることから，「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」，「浄化機能」及び「使用済燃料プール水補給機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
臨界防止機能	新燃料貯蔵設備 １号炉使用済燃料ラック（２号炉原子炉建屋内）
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 浄化機能	使用済燃料プール（１号炉原子炉建物内） 水位警報装置 漏水検知装置 燃料プール冷却系
使用済燃料プール水補給機能	復水貯蔵タンク

なお，使用済燃料を使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している間において，使

用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象等を考慮しても，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の重大事故等対処設備は不要である。重大事故等対処設備が不要であることの評価については，添付書類六　追補１にて補足する。

核燃料物質貯蔵設備の性能は，以下のとおり。

- 新燃料貯蔵設備は，新燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。
- １号炉使用済燃料ラック（２号炉原子炉建屋内）は，使用済燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。
- 使用済燃料プール（１号炉原子炉建物内）は，新燃料及び使用済燃料が臨界に達するような変形等の有意な損傷がない状態であること。新燃料及び使用済燃料等の放射線を遮蔽するために必要な量の水が維持できる状態であること。
- 水位警報装置は，使用済燃料プールの水位が計測でき，水位低の警報が発信できる状態であること。
- 漏水検知装置は，使用済燃料プールライナーの漏えいが検知できる状態であること。
- 燃料プール冷却系は，使用済燃料の被覆が著しく腐食するおそれがある場合に使用済燃料プール水を浄化フィルタに通水できる状態であること。
- 復水貯蔵タンクは，内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。

（３）放射性廃棄物の廃棄施設

ａ．気体廃棄物の廃棄設備

廃止措置では，放射性気体廃棄物を処理することから，「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
放射性廃棄物処理機能	排気筒（排気口）

なお，排気筒は原子炉本体等解体期間中に解体するため，排気筒を解体した以降は，放射性気体廃棄物は排気口から大気へ管理放出する。

気体廃棄物の廃棄設備の性能は，以下のとおり。

- 放射性気体廃棄物の放出に影響するような有意な損傷がない状態であること。

ｂ．液体廃棄物の廃棄設備

廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物は，廃液の性状に応じた設備で処理し，放射性物質の濃度を低減して環境へ放出することから，性状に応じた「放射性廃棄物処理機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設	
放射性廃棄物処理機能	機器ドレン系	機器ドレン収集タンク 電磁ろ過器供給タンク

		超ろ過器供給タンク 処理水タンク 機器ドレンサンプルタンク ろ過装置 脱塩器
	床ドレン系	床ドレン収集タンク 床ドレン受タンク 復水受タンク 床ドレンサンプルタンク 蒸発濃縮装置 脱塩器
	再生廃液系	廃液中和タンク 中和廃液タンク 蒸発濃縮装置
	クラッドスラリ系	クラッドスラリドレンタンク
	フィルタスラッジ系	フィルタスラッジドレンタンク

液体廃棄物の廃棄設備の性能は，以下のとおり。

- 各タンクは，内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。
- ろ過装置，脱塩器，及び蒸発濃縮装置は，放射性液体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。

ｃ．固体廃棄物の廃棄設備

廃止措置では，放射性固体廃棄物を処理・貯蔵することから，「放射性廃棄物処理・貯蔵機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
放射性廃棄物貯蔵機能	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 サイトバンカ
放射性廃棄物処理機能	アスファルト固化装置 圧縮減容装置

固体廃棄物の廃棄設備の性能は，以下のとおり。

- 各タンク及びサイトバンカは，内包する放射性物質が漏えいするようなき裂，変形等の有意な欠陥がない状態であること。
- アスファルト固化装置及び圧縮減容装置は，放射性固体廃棄物を処理する能力を有する状態であること。

（４）放射線管理施設

ａ．原子炉施設内外の放射線監視

廃止措置では，原子炉施設の放射線を管理する必要があるため，原子炉施設の放射線を監視する「放射線監視機能」を有する設備を維持管理する。

（ａ）固定エリア・モニタ

固定エリア・モニタについては，「原子力発電所放射線モニタリング指針（ＪＥＡＧ4606-2003）」で示された以下の３つの観点から選定した固定エリア・モニタを維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設	ＪＥＡＧ 4606-2003
放射線監視機能	燃料取替床ヘッドエリア（高レンジ，低レンジ） 燃料取替床南側アクセス 新燃料貯蔵エリア 地下階段廻りエリア 高電導度ドレンサンプエリア 床・機器ドレンサンプエリア ドラム除染エリア サイトバンカー作業エリア 排ガス減衰タンクアクセス ドラム搬出口 フィルタポンプ室 サンプ室	変動

	サンプルタンク室	
	アスファルト固化操作エリア 廃棄物処理制御室	人が駐在
	燃料冷却池ポンプ室 補機冷却水熱交エリア 電磁ろ過器バルブ室入口 廃棄物貯蔵室	作業等の立ち入り

固定エリア・モニタの性能は，以下のとおり。

- 線量当量率を測定できる状態であること。警報設定値において警報が発信できる状態であること。

（b）プロセスモニタ

原子炉を運転しないことによって環境への放出管理に係らないプロセスモニタは不要となるため，維持が必要な設備はない。

b．環境への放射性物質の放出管理

廃止措置では，放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理水を環境へ放出することから，「放射線監視機能」及び「管理放出機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
放射線監視機能	排気筒モニタ

管理放出機能	補機冷却海水系モニタ 排水のサンプリング・モニタ設備

環境への放射性物質の放出管理の設備の性能は，以下のとおり。

- 排気筒モニタ及び補機冷却海水系モニタは，放射性物質の濃度を測定できる状態であること。警報設定値において警報が発信できる状態であること。
- 排水のサンプリング・モニタ設備は，放射性物質の濃度を測定できる状態であること。

c．管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理

廃止措置では，管理区域内で作業を行うため，「放射線監視機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，以下のとおり。

機能	性能維持施設
放射線監視機能	半固定放射線検出器

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設備の性能は，以下のとおり。

- 汚染の管理ができる状態であること。

（5）解体中に必要なその他の施設

a．換気系

廃止措置では，燃料集合体の貯蔵管理，運搬及び搬出作業，施設内で発生する放射性廃棄物の処理，並びに放射性粉じんの発生の可能性がある解

体作業等において，空気浄化が必要となる可能性があるため，「換気機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
換気機能	原子炉建物通常用換気系 タービン建物換気系 サービス建物換気系 廃棄物処理建物換気系

換気系の性能は，以下のとおり。

- 放射線障害を防止するために必要な換気ができる状態であること。

b．非常用電源設備

解体中の原子炉施設の安全確保上，商用電源が喪失した際に必要となる性能維持施設に対して「電源供給機能」を有する設備を維持する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
電源供給機能	蓄電池

非常用電源設備の性能は，以下のとおり。

- 直流電源母線に接続している性能維持施設へ電源を供給できる状態であること。

c．その他の安全確保上必要な設備

商用電源の喪失時においても作業者が廃止措置対象施設内から安全に避難できるよう「照明機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
照明機能	非常用照明

その他の安全確保上必要な設備の性能は，以下のとおり。

- 非常用照明が点灯できる状態であること。

（６）検査・校正

性能維持施設に対する検査・校正については，保安規定に管理の方法を定め，実施する。

（７）その他の安全対策

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

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。管理区域は壁，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。これら管理区域の区分，立入制限及び保安のために必要な措置については，原子炉運転中と同様に，保安規定に定め，実施する。

b．原子炉施設からの放出管理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

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。放射性廃棄物の放出に当たっては，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放射線監視を行う。これら廃止措置期間中の原子炉施設からの放出管理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については，原子炉運転中と同様に，保安規定に定め，実施する。

c．原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置

原子炉施設への第三者の不法な接近を防止するため，境界に柵又は標識を設ける等の方法によって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．火災防護

廃止措置では，火気作業や可燃物を取り扱うことから，「消火機能」を有する設備を維持管理する。具体的な性能維持施設は，下表のとおり。

機能	性能維持施設
消火機能	消火栓 消火配管

	ディーゼル駆動の消火ポンプ 移動型のCO_2消火設備

なお，可燃性物質が保管される場所にあっては，火災が生ずることのないよう適切な防護措置を講じることが必要とされている。このため，火災防護のための措置を定め，実施する。

火災防護の設備の性能は，以下のとおり。

- 消火栓，噴射ヘッドから放水，放出できる状態であること。

4　性能維持施設の維持期間

廃止措置の進捗により性能維持施設は段階的に縮小されていく。このため性能維持施設に要求される機能に対して,機能及び性能を維持すべき期間を,廃止措置期間全体を見通し，設備ごとに定める。

（1）建屋・構築物等

原子炉建物，廃棄物処理建物及び新廃棄物処理建物の「放射性物質漏えい防止機能」及び性能は，管理区域解除まで維持管理する。

原子炉容器外側の壁，ドライウェル外周の壁及び原子炉建物外壁の「放射線遮蔽機能」及び性能は，放射能レベルが高い物（炉心支持構造物）の搬出完了まで維持管理する。

廃棄物処理建物及び新廃棄物処理建物の「放射線遮蔽機能」及び性能は，管理区域解除まで維持管理する。

（2）核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

ａ．核燃料物質取扱設備

核燃料物質取扱設備の「燃料取扱機能」及び性能，「臨界防止機能」

及び性能，「燃料落下防止機能」及び性能，「除熱機能」及び性能，「密封機能」及び性能，並びに「放射線遮蔽機能」及び性能は，取扱対象である１号炉の新燃料及び使用済燃料の運搬又は搬出が完了するまで維持する。

ｂ．核燃料物質貯蔵設備

核燃料物質貯蔵設備のうち，１号炉に貯蔵してある使用済燃料の貯蔵に必要な「臨界防止機能」及び性能，「浄化機能」及び性能，「使用済燃料プール水補給機能」及び性能，「水位の監視機能」及び性能，「漏えいの監視機能」及び性能，並びに「放射線遮蔽機能」及び性能は，貯蔵対象である使用済燃料の運搬が完了するまで維持する。また，新燃料の貯蔵に必要な「臨界防止機能」及び性能は，新燃料の搬出が完了するまで維持する。

２号炉に貯蔵してある使用済燃料の貯蔵に必要な「臨界防止機能」及び性能は，貯蔵対象である使用済燃料の搬出が完了するまで維持する。

（３）放射性廃棄物の廃棄施設

ａ．気体廃棄物の廃棄設備

気体廃棄物の廃棄設備の「放射性廃棄物処理機能」及び性能は，管理区域解除まで維持管理する。

ｂ．液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備の「放射性廃棄物処理機能」及び性能は，放射性液体廃棄物（機器ドレン廃液，床ドレン廃液，再生廃液，クラッドスラリ廃液，フィルタスラッジ廃液）の処理が完了するまで維持管理する。

ｃ．固体廃棄物の廃棄設備

固体廃棄物の廃棄設備のうち，「放射性廃棄物処理機能」及び性能は，

処理対象となる廃棄物の処理完了まで維持管理する。「放射性廃棄物貯蔵機能」及び性能は，貯蔵している固体廃棄物の抜出完了まで維持管理する。

（４）放射線管理施設

放射線管理施設の「放射線監視機能」及び性能，並びに「管理放出機能」及び性能は,それぞれの関連する設備の供用が終了するまで維持管理する。

（５）解体中に必要なその他の施設

ａ．換気系

換気系のうち，原子炉建物通常用換気系の「換気機能」及び性能は，関連する設備の供用の終了まで維持管理する。

タービン建物換気系，サービス建物換気系，及び廃棄物処理建物換気系の「換気機能」及び性能は，管理区域解除まで維持管理する。

ｂ．非常用電源設備

非常用電源設備の「電源供給機能」及び性能は，使用済燃料運搬完了まで維持する。

ｃ．その他安全上必要な設備

非常用照明の「照明機能」及び性能は，関連する設備の供用の終了まで維持する。

（６）火災防護

消火装置の「消火機能」及び性能は，関連する設備の供用の終了まで維持する。

追　　補

（添付書類　六）

目　　次

追補１　「３　性能維持施設の機能及びその性能」の追補

追補１　「３　性能維持施設の機能及びその性能」の追補

添付書類六　「３　性能維持施設の機能及びその性能」の記述に次のとおり追補する。

目　　次

１　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における
　　燃料の評価について

２　使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

３　使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性評価について

４　使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線
　　による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

1　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における燃料の評価について

1．1　はじめに

「発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準（平成 25 年 11 月 27 日　原管廃発第 13112716 号　原子力規制委員会決定)」の「Ⅲ．２．（１）解体対象となる施設及びその解体の方法」において，「使用済燃料貯蔵施設に使用済燃料が存在する間は，使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象等を考慮し，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の必要な設備等の重大事故対策設備の解体について，その機能を維持管理する期間が適切に評価されていること。あるいは，その設備が不要であることが適切に評価されていること。」を要求されている。

1．2　燃料集合体の健全性評価について

敦賀発電所１号炉（この資料においては「敦賀１号炉」という。）の使用済燃料貯蔵設備（この資料においては「使用済燃料プール」という。）には，最終サイクル※1で取り出した使用済燃料を含む 314 体の使用済燃料が貯蔵されている。

このうち，最も発熱量が高い燃料集合体を対象として自然対流による空気冷却条件で燃料被覆管表面温度の評価を行った。

評価の結果，敦賀１号炉の燃料集合体の燃料被覆管表面温度は，最高でも 340℃以下である。この燃料被覆管表面温度においては，原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料プール水が全て喪失した空気中での酸化減肉を考慮しても，燃料被覆管のクリープ歪は１年後においても約 0.2%であり，クリープ変形による破損は発生せず燃料集合体の健全性は保たれる。

※１：原子炉停止日　平成 23 年 1 月 26 日

１．３　未臨界性の評価について

敦賀１号炉の使用済燃料プールには，現在使用済燃料（314 体）及び新燃料（36 体）が貯蔵されている。未臨界性評価は，廃止措置計画認可以降において，ラックセル内に燃料集合体の最大数が配置された状態で，使用済燃料プールの水密度が低い蒸気条件においても臨界を防止できることを確認するため，使用済燃料プール全体の水密度を一様に 0.0～1.0g／cm^3まで変化させた条件で実効増倍率の評価を行った。

評価の結果，実効増倍率は不確定性を考慮しても最大で 0.921 であり，水密度が減少する事象が生じた場合でも臨界を防止できることを確認した。

１．４　重大事故対策設備の必要性について

燃料集合体の健全性評価及び未臨界性評価結果から使用済燃料プール水が全て喪失した場合でも，燃料集合体の健全性が保たれ，臨界を防止できることを確認した。

以上のことから，使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵している間において，使用済燃料プールから冷却水が大量に漏えいする事象を考慮しても，燃料被覆管表面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，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の重大事故対策設備は不要である。

２　使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

２．１　使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性について

２．１．１　はじめに

本資料は，使用済燃料を使用済燃料プールに貯蔵している間において，使用済燃料プール水が大量に漏えいする事象を考慮しても，燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはないことを説明するものである。

２．１．２　貯蔵中の使用済燃料

現在，敦賀１号炉の使用済燃料プールには，314 体の使用済燃料が貯蔵されている。

これらの使用済燃料の平均燃焼度は約 30,000MWd／t，原子炉停止日は平成 23 年 1 月 26 日，評価時点は平成 27 年 12 月 1 日である。

これら使用済燃料の総発熱量は，83kW，貯蔵中の燃料集合体 1 体あたりの最大発熱量及び平均発熱量は，それぞれ以下に示すとおりである。

・最大発熱量 0.470kW　（平均発熱量　約 0.264kW）

２．１．３　燃料被覆管表面温度の計算

使用済燃料プール水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について，評価を行った。

主な計算条件，計算結果等を以下に示す。

（１）主な計算条件

○使用済燃料プール水は全て喪失していると仮定する。

○原子炉建物は健全だが換気は考慮しない（密閉状態）。

○使用済燃料からの発熱は，原子炉建物内空気及び原子炉建物の天井を通

して外気に放熱されることにより除熱される。

○計算に用いた主要な入力パラメータは，表４のとおりである。

（２）計算結果

使用済燃料の健全性の評価手順としては，①原子炉建物からの放熱計算，②自然対流熱伝達の計算，③燃料被覆管表面温度計算の順序で，使用済燃料集合体からの発熱量により燃料被覆管表面温度を求める。

① 原子炉建物からの放熱計算

使用済燃料プール水が全て喪失し，使用済燃料の発熱による原子炉建物内の室内温度が定常状態となる場合において，外気温度を境界条件として，原子炉建物内空気の最高温度を求める。原子炉建物からの放熱モデルを図 1 に示す。

平衡状態にある場合の原子炉建物天井の壁を通して伝わる熱流束 q″は，

$$q'' = Q_{total} / A_{roof} \quad [1]$$

Q_{total}：使用済燃料の総発熱量（kW）

A_{roof}：天井面積（m^2）

このとき，ニュートンの冷却法則により表される熱伝達式は以下のようになる。

$$q'' = h \ (T_{in-air} - T_{out-air}) \quad [2]$$

$$1/h = \{1/h_1 + t_{con}/\lambda_{con} + 1/h_2\} \quad [3]$$

h：熱伝達係数（W／（m^2・K））

T_{in-air}：室内温度（℃）

$T_{out-air}$：外気温度（℃）※

※太陽の輻射熱を考慮し，保守的に夏場の日中における天井壁

の外面温度が継続するものとして，同温度を相当外気温度とする。

h_1：内表面熱伝達率（W／（m^2・K））

h_2：外表面熱伝達率（W／（m^2・K））

t_{con}：天井のコンクリート厚さ（m）

λ_{con}：コンクリートの熱伝導率（W／（m・K））

[2]，[3]より，

$$T_{in\text{-}air} = q'' \{1／h_1 + t_{con}／\lambda_{con} + 1／h_2\} + T_{out\text{-}air} \quad (℃) \qquad [4]$$

よって，室内温度として，外気温度を境界条件とした原子炉建物内空気温度を求めると，表1のとおりとなる。

② 自然対流熱伝達の計算

燃料集合体は図2に示すとおり，[redacted]間隔（例；77体貯蔵ラックの11列方向）の格子ピッチが確保された状態で貯蔵されているが，ここでは保守的に燃料ラックセル間の領域は無視し，ラックセル内のチャンネルボックスの正方形断面を実効的な流路と考え，自然対流による空気の流速と燃料被覆管表面の熱伝達率を求める。

ラック下部の構造は，使用済燃料プール底面にラックベースが設置され，ラックベースから約[redacted]上にラック底板が設置されている。使用済燃料プール底面の空気はラック側板の複数の孔により，ラックベースとラック底板の空間に取り入れられ，ラックに貯蔵された各燃料集合体に供給される。

本手法では，図3のとおり，空気の横流れ現象を保守的に無視し，燃料集合体の冷却は空気流量を一定として，全てが燃料集合体下部から流入する前

提としている（一点近似）。

Q：燃料集合体1体の発熱（W）・・・燃料集合体の最大発熱量

A：流路面積（m^2）

L_f：摩擦損失計算濡れぶち長さ（m）

L_h：伝熱計算用濡れぶち長さ（m）

L：発熱長さ（m）

d_{ef}：流れの等価直径（ ＝4A／L_f ）（m）

d_{eh}：熱の等価直径（ ＝4A／L_h ）（m）

空気の燃料集合体内の流れを一点近似で考える。

ρ ：空気の密度（kg／m^3）

k_a：空気の熱伝導率（W／（m・K））

u：空気流速（m／s）

Cp：定圧比熱（J／（kg・K））

β ：体膨張係数（1／K）

g ：重力加速度（m／s^2）

T_e：出口空気温度（℃）

T_i：入口空気温度（℃）

T_a：燃料集合体中間の空気温度（℃）

h_a：燃料集合体中間の空気熱伝達率（W／（m^2・K））

ν ：動粘性係数（m^2／s）

流れている空気への伝熱より，

$$Q = \rho \, uCp \, (T_e - T_i) \, A \qquad [5]$$

空気に働く浮力をF_Bとすると，

$$F_B = \rho g \beta \ (T_a - T_i) \ LA \qquad [6]$$

燃料集合体表面に働く摩擦力F_τは，管摩擦係数をλ，局所圧力損失をζとして，

$$F_\tau = \frac{1}{2}\rho u^2\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta\right)A \qquad [7]$$

燃料集合体中心部温度T_aは，入口と出口の平均で与えられるため，

$$T_a = \frac{1}{2}(T_i + T_e) \qquad [8]$$

[6]式と[7]式はつりあっている状態で流れるため，次式が得られる。

$$\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta\right)u^2 = g\beta\,(T_e - T_i)L \qquad [9]$$

上式に[5]式を代入して整理すると，

$$u = \left(\frac{Qg\beta L}{\rho CpA\left(\frac{\lambda L}{d_{ef}} + \zeta\right)}\right)^{1/3} \qquad [10]$$

管摩擦係数のλは，層流域（$Re < 2,300$）なら次式で与えられる。

$$\lambda = \frac{64}{Re} \qquad [11]$$

$$Re = \frac{ud_{ef}}{\nu} \qquad [12]$$

上記の条件で収束計算を行うと，燃料集合体の発熱量（最大発熱量） Q によって，出口空気温度T_eは表 2 のような結果になる。なお，入口空気温度T_iは，①で計算した建物内空気温度（室内温度）$T_{in\text{-}air}$とする。

③ 燃料被覆管表面温度計算

管内層流における気体単相の Nu 数（熱流束一定）を，

$$Nu=4.36=\frac{h_a d_{eh}}{k_a} \qquad [13]$$

として，熱伝達率 h_a は，

$$h_a=\frac{k_a}{d_{eh}}\times 4.36 \qquad [14]$$

のように求められる。

燃料集合体１体の発熱量 Q（W）から，

$$q''=\frac{Q}{L_h L} \quad (W/m^2) \qquad [15]$$

また，運転中の燃料集合体毎のピーキングファクター最大値を PF として，

$$q''=q''\times PF \quad (W/m^2) \qquad [16]$$

燃料被覆管の表面温度を T_{co} とすると，図 4 のとおり，

$$q''=h_a\ (T_{co}-\ T_a) \qquad [17]$$

T_a の代わりに保守側に T_e を用いて評価すると，

$$T_{co}=T_e+q''/h_a \quad (℃) \qquad [18]$$

すなわち，燃料被覆管の表面は，空気温度よりも q''/h_a （℃）上昇することになる。

図 4 のとおり，燃料集合体の入口空気温度 T_i は，保守側に原子炉建物天井の温度 $T_{in\text{-}air}$ に等しいとして計算した出口空気温度 T_e と，燃料集合体の最大発熱量 Q の計算結果から，燃料被覆管表面温度 T_{co} は，表 3 のとおりとなり，最高でも 337℃となる。

なお，原子炉運転中の酸化及び使用済燃料プール水が全て喪失した空気中

での酸化により生成した酸化皮膜内での温度上昇については，0.01℃程度と評価され，表 3 の結果に影響しない。また，燃料中心温度は 338℃であり，燃料被覆管表面温度よりも１℃上昇する程度である。

２．１．４　結論

使用済燃料プール水が全て喪失し，原子炉建物は健全であるが換気系は停止している状態を仮定すると，使用済燃料は室内空気の自然対流により冷却される。

敦賀１号炉の使用済燃料は，原子炉停止以降，約 5 年冷却されており，自然対流による冷却によって，燃料被覆管表面温度は最高でも 340℃以下に保たれる。

340℃以下では，ジルコニウム合金である燃料被覆管の酸化反応速度は小さく，燃料被覆管の酸化減肉による燃料健全性への影響はほとんどない〔3〕。

上記の燃料被覆管表面温度（340℃以下）における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した燃料被覆管周方向応力は，「２．２　使用済燃料のクリープ歪の評価について」に示すとおり［　　］であり，未照射の燃料被覆管の降伏応力（約［　　］）を十分下回っている。

また，この燃料被覆管表面温度では，原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料プール水が全て喪失した空気中での酸化減肉を考慮しても，燃料被覆管のクリープ歪は「２．２　使用済燃料のクリープ歪の評価について」に示すとおり，1 年後においても約 0.2%であり，クリープ変形による破損は発生せず，燃料健全性に影響を与えるまでに十分な時間があり，その間に必要な措置を講じることができる。

以上のことから，使用済燃料プール水が全て喪失しても燃料被覆管表面温度は 340℃以下に保たれ，酸化反応が促進されることはなく，燃料被覆管表面温度

の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはないと考える。

表 1　外気温度を境界条件とした原子炉建物内空気温度

室内温度 T_{in-air}（℃）
84

表 2　燃料集合体の最大発熱量と出口空気温度

燃料集合体の最大発熱量 Q（W）	出口空気温度 T_e（℃）
470	326

表 3　被覆管表面最大温度上昇，出口空気温度及び燃料被覆管表面温度

被覆管表面最大温度上昇 $q''／h_a$（℃）	出口空気温度 T_e（℃）	燃料被覆管表面温度 T_{co}（℃）
12	326	337

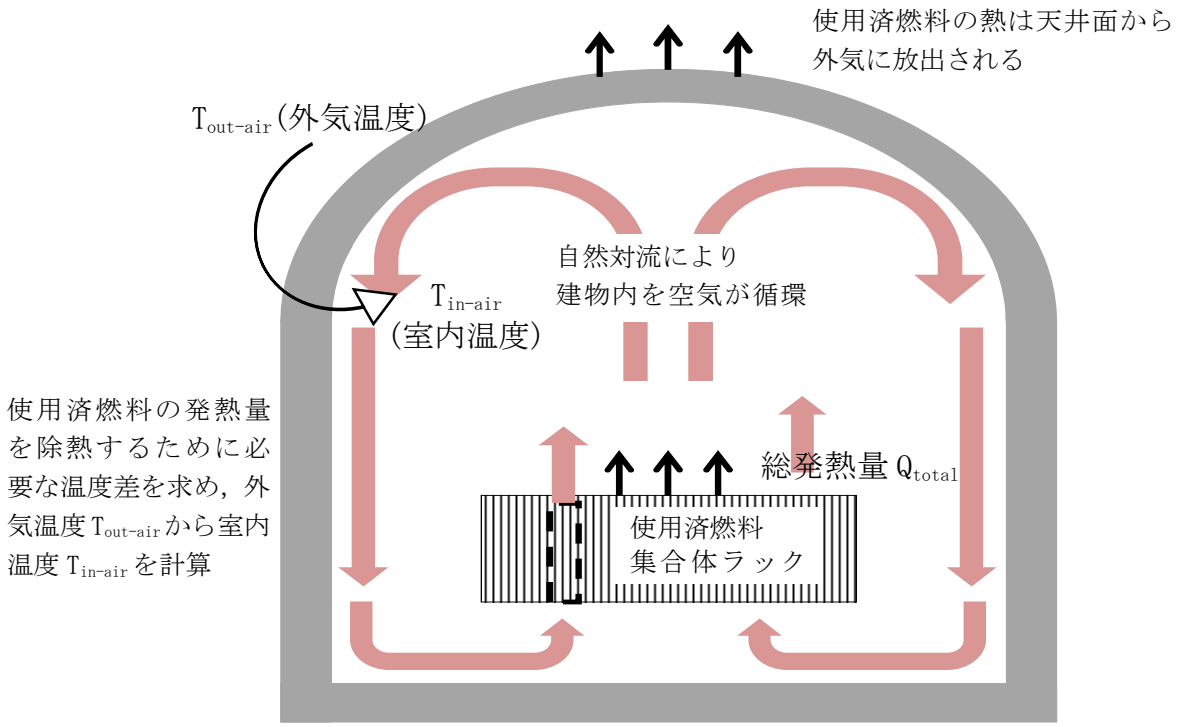


図 1　原子炉建物からの放熱

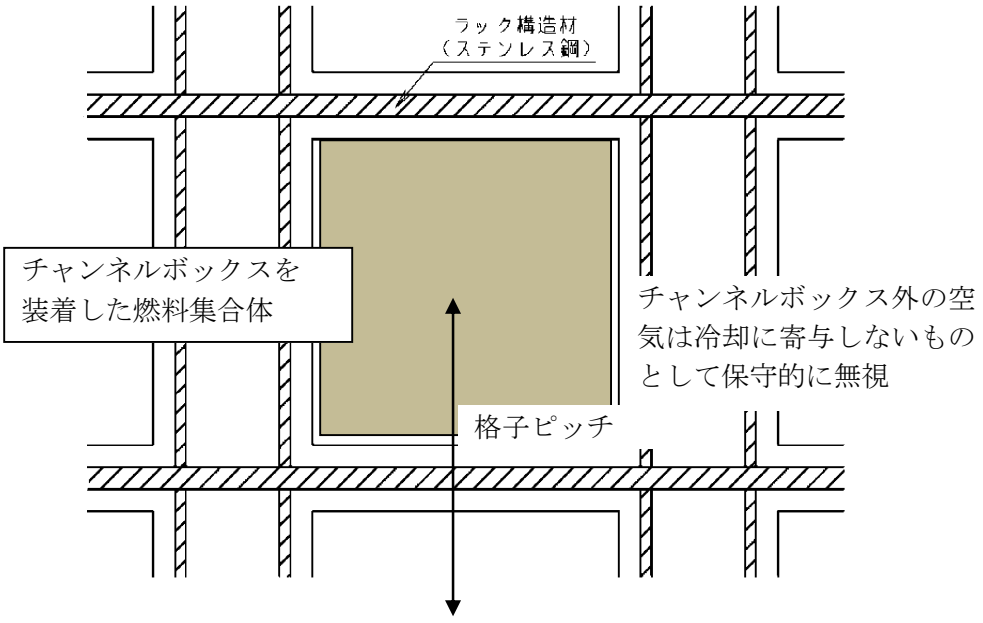


図 2　使用済燃料ラック内での燃料集合体配置（77 体貯蔵ラック）

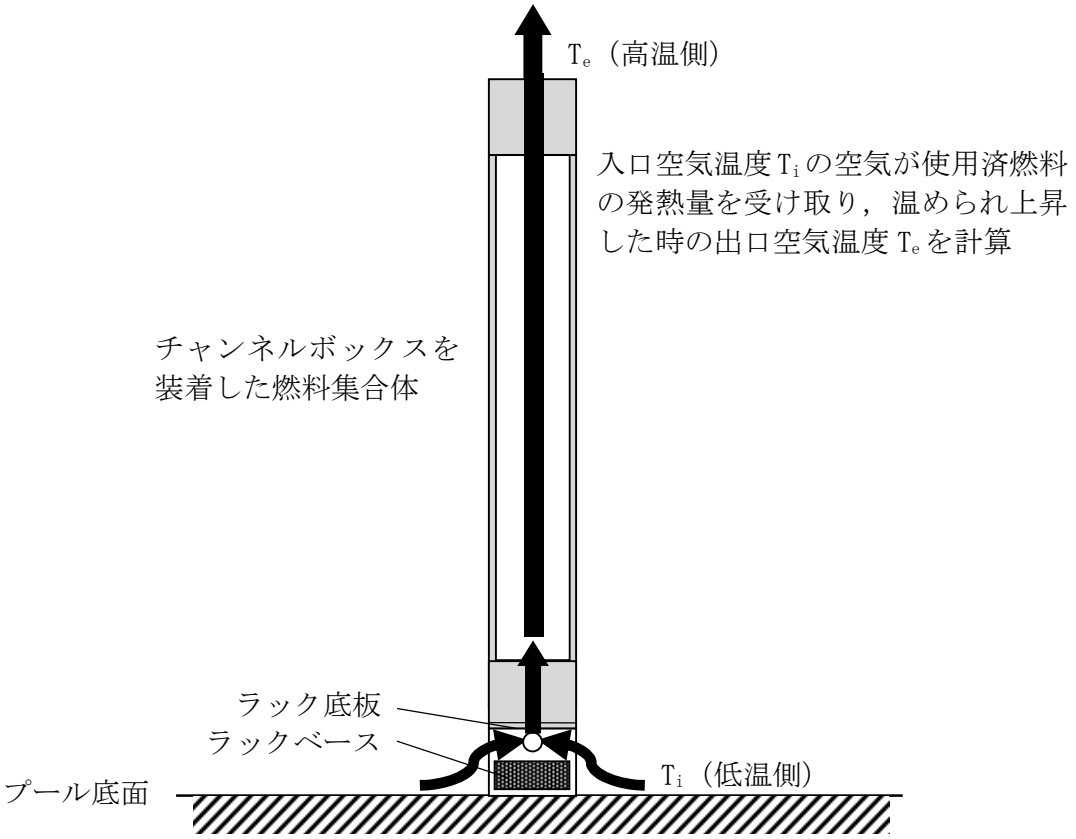


図３　燃料集合体内温度上昇の計算（イメージ図）

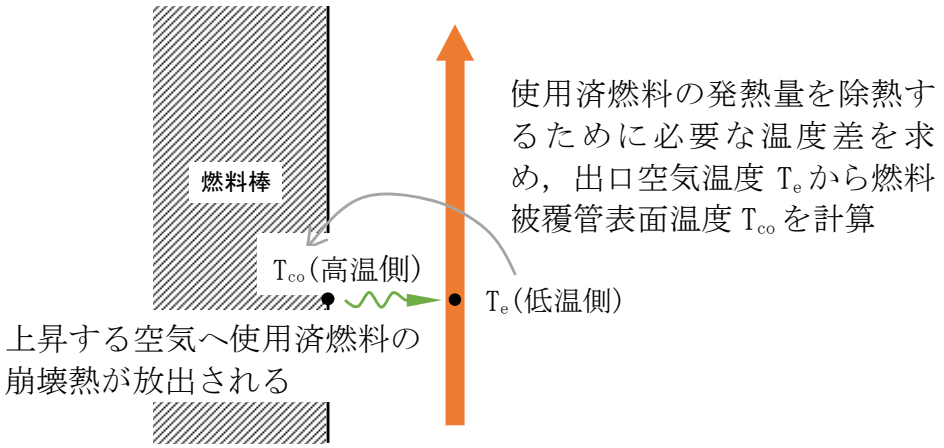


図４　燃料被覆管表面温度の計算

表４　燃料健全性評価における主要な入力パラメータの値と根拠

計算手順	主要な入力パラメータ	値	根　　拠
① 建物からの放熱計算	使用済燃料の総発熱量 Q_{total}	83kW	ＯＲＩＧＥＮ２にて崩壊熱を計算(平成27年12月1日時点)
	天井面積 A_{roof}	[redacted]	伝熱面積として全天井面積を設定（原子炉建物のドーム部の内表面積)
	内表面熱伝達率 h_1	9W／（m^2・K)	建築分野で標準的に用いられる値を設定〔5〕
	天井コンクリートの厚さ t_{con}	[redacted]	建物図面より設定（原子炉建物のドーム部の天井の厚さ)
	コンクリートの熱伝導率 λ_{con}	2.6W／（m・K)	コンクリートの一般的な物性値を設定〔4〕
	外表面熱伝達率 h_2	23W／（m^2・K)	建築分野で標準的に用いられる値を設定〔5〕
	外気温度 $T_{out-air}$	70℃	相当外気温度として70℃と設定（外気温度約40℃＋太陽の輻射効果約30℃)
② 自然対流熱伝達の計算	燃料集合体１体の最大発熱量 Q	0.470kW	ＯＲＩＧＥＮ２にて崩壊熱を計算(平成27年12月1日時点)
	流路面積 A	[redacted]	チャンネルボックスに囲まれる面積－（燃料棒＋ウォータロッド）に囲まれる面積
	流れの等価直径 d_{ef}	[redacted]	d_{ef}＝4×A／L_f（A と摩擦損失計算用濡れ縁長さ L_f より算出)
	局所圧力損失係数ζ	[redacted]	単相での燃料集合体局所圧損係数（＝ｋ（下部タイプレート）＋ｋ（スペーサ）×7＋ｋ（上部タイプレート)）を基に計算流路全体の局所圧損係数を設定
③ 燃料被覆管表面温度計算	熱の等価直径 d_{eh}	[redacted]	d_{eh}＝4×A／L_h（A と伝熱計算用濡れ縁長さ L_h より算出)
	発熱長さ L	[redacted]	燃料棒有効長を設定
	ピーキングファクターPF	2.6	運転中の最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比を設定

【参考文献】

〔1〕「原子炉の理論と解析」JJ. ドゥデルスタット, LJ.ハミルトン著, 成田正邦, 藤田文行共訳, 現代工学社

〔2〕「伝熱工学資料」改訂第5版, 日本機械学会, 丸善株式会社

〔3〕“Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32

〔4〕「コンクリート標準示方書」土木学会

〔5〕「最新建築環境工学」田中俊六 他共著, 井上書院

２．２　使用済燃料のクリープ歪の評価について

敦賀１号炉の使用済燃料プールから使用済燃料プール水が全て喪失し，燃料被覆管表面温度が上昇した状態におけるクリープ歪を以下のとおり評価し，燃料健全性が維持されることを確認した。

２．２．１　評価条件

評価条件を以下のとおり設定した。

○燃料被覆管表面温度：340℃

○燃料被覆管周方向応力σ：[　　]

$$P = \frac{T_i}{T_i'} p$$

$$\sigma = \frac{P \times D}{2t}$$

P：評価に用いる燃料棒内圧（MPa）

p：運転時の燃料棒内圧（MPa）（＝[　　]；設置変更認可記載値（運転中末期）に保守性を持たせた値）

T_i：評価に用いる燃料被覆管表面温度（K）（＝613.15K）

T'_i：寿命末期の燃料被覆管表面温度（K）（＝[　　]）

D：燃料被覆管平均径（m）（燃料被覆管外径及び内径の平均）

（＝[　　]）　*1

t：燃料被覆管肉厚（ライナ厚さを除く）（m）（＝[　　]）　*1

*1 原子炉運転中の酸化減肉量（約 10%）を考慮した。

２．２．２　評価手法

ＢＷＲの未照射燃料被覆管クリープ式〔6〕，〔7〕を用いて，使用済燃料プ

ール水が全て喪失した空気中での燃料被覆管の 1 年後におけるクリープ歪を評価する。計算の過程では，使用済燃料プール水喪失以降の気中酸化による燃料被覆管の減肉の影響（1 年後の酸化減肉量は約 2%）も考慮する。

なお，(1)の評価条件（燃料棒内圧，燃料被覆管減肉等）に含まれる保守性により，以下の計算式に係る不確かさ*2は既に評価結果に包含されている。

*2 文献〔6〕においては，以下の評価式の不確かさを考慮して，評価式から得られる値を 1.43 倍することとされている。

クリープ歪(－)：$\varepsilon = \varepsilon_p^s \left(1 - \exp\left(-\beta\left(\dot{\varepsilon}_s \cdot t\right)^{0.61}\right)\right) + \dot{\varepsilon}_s \cdot t$

二次クリープ速度(1／h)：

$$\dot{\varepsilon}_s = 2.1 \times 10^9 \cdot \left(\frac{E}{T}\right) \cdot \exp\left(\frac{2880\,\sigma_\theta}{E}\right) \cdot \exp\left(-\frac{53600}{RT}\right)$$

飽和一次クリープ歪(－)：

$$\varepsilon_p^s = 5.0 \times 10^{-10} \cdot \exp\left(0.0428T\right) \cdot \left(\dot{\varepsilon}_S\right)^{0.00543T - 2.603}$$

（但し，$\varepsilon_p^s \leq 0.06$）

$$\beta = 2.24 \times 10^{10} \cdot \exp\left(-0.0275T\right) \cdot \exp\left(-1200\left(\frac{\sigma_\theta}{E}\right)\right)$$

ここで，t：時間（h）

E：ヤング率（kg／mm^2）

σ_θ：燃料被覆管の周方向応力　（kg／mm^2）

R：気体定数（cal／(mol・K)）

T：燃料被覆管の絶対温度（K）

２．２．３　評価結果

原子炉運転中の酸化減肉及び使用済燃料プール水が全て喪失した空気中での酸化減肉を考慮した上記評価条件での燃料被覆管のクリープ歪は１年後においても約 0.2%であり，クリープ歪の制限値 1%〔6〕を十分下回っており，使用済燃料プール水が喪失してから１年後においてもクリープ変形による破断は発生せず，燃料健全性が維持される。

また，当該評価モデル式の適用範囲について，今回の評価において想定される温度，応力の範囲は含まれており，当該評価モデル式の適用は可能と判断した。

【参考文献】

〔6〕「日本原子力学会標準　使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」2010 年 7 月，　社団法人　日本原子力学会

〔7〕「04-基炉報-0001　平成15年度　リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書)」（平成16年6月　独立行政法人原子力安全基盤機構）

3　使用済燃料プール水大規模漏えい時の未臨界性評価について

敦賀１号炉の使用済燃料プールでは，ステンレス鋼製及びアルミニウム合金製ラックセルに燃料が貯蔵されている。

臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として 1.30 を仮定している。燃料配置については，廃止措置計画認可以降において，ラックセル内に貯蔵する燃料集合体（350 体）に加え，保守的に 4 体の燃料集合体の追加配置を想定して評価を行っている。また，プール水温，ラック製造公差，セル間ピッチ（セル内幅）それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している（表１，図１）。

仮に使用済燃料プール水が沸騰や喪失した場合を想定し，使用済燃料プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある一方で，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の２つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，敦賀１号炉の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に 0.0～1.0g／cm^3と変化させて実効増倍率を計算した。

解析結果を図 2 に示す。

実効増倍率が最も厳しくなるのは低水密度状態（水密度 0.7g／cm^3）0.921※1であり，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されること

を確認した。燃料の貯蔵管理は，図 1(5)の燃料配置の範囲内で行うものとする。

なお，解析には米国オークリッジ国立研究所（ORNL）により米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用に作成されたモンテカルロ法に基づく３次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。

解析フロー図を図3に示す。

※１：最も評価結果が厳しくなる，ラック製造公差，ラックセル内燃料偏心配置，統計誤差（標準偏差の3倍（3σ））を考慮した値。

なお，モンテカルロ法では，手法に特有な計算誤差が現れてくる。臨界安全ハンドブックでは，「モンテカルロ法により計算する場合には平均中性子増倍率に標準偏差の3倍(3σ)を加える」としている。

表１　使用済燃料貯蔵ラックの主要寸法，材料

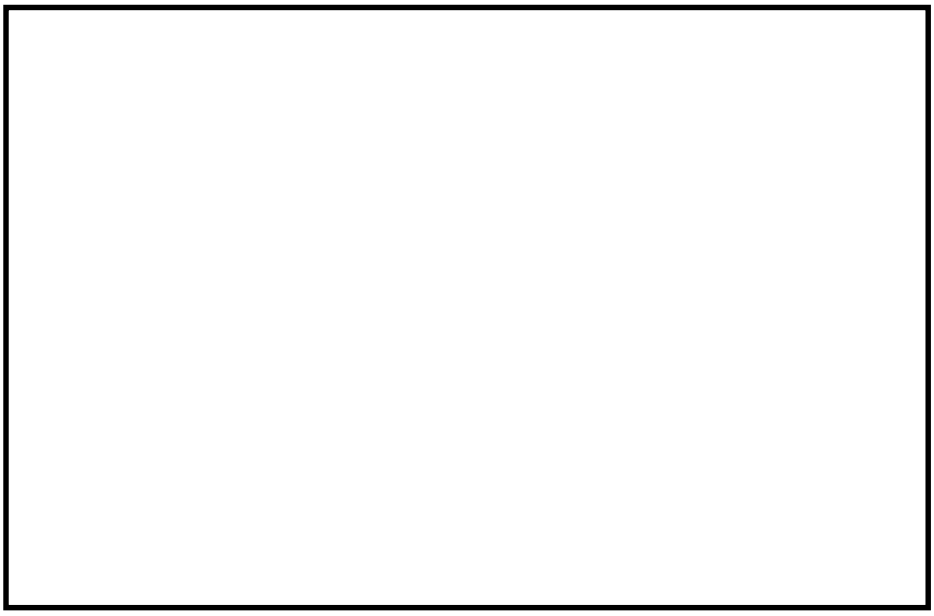


図 1(1)　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系
（ステンレス鋼製 77 体貯蔵ラック）

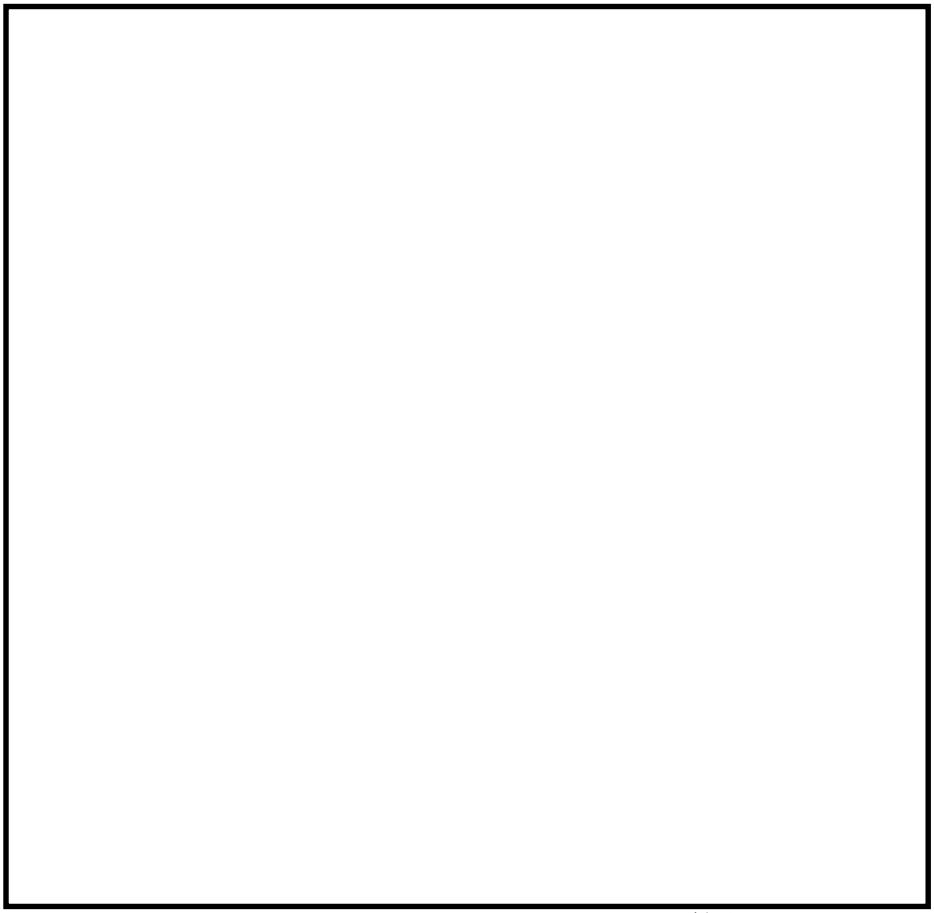


図 1(2)　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系
（アルミニウム合金製 20 体貯蔵ラック）



図 1(3)　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系
（アルミニウム合金製 10 体貯蔵ラック）

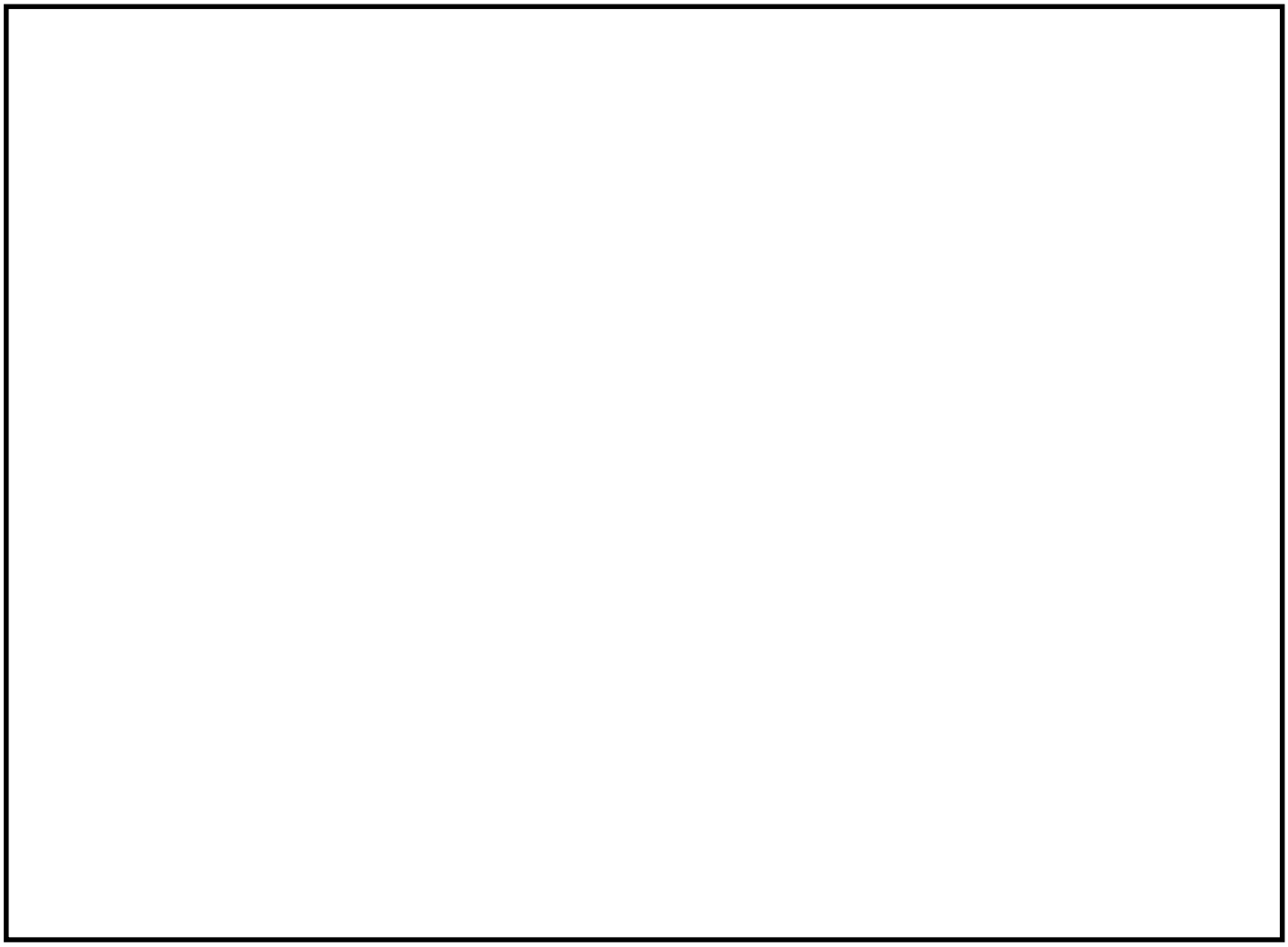


図 1(4)　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系（全体）

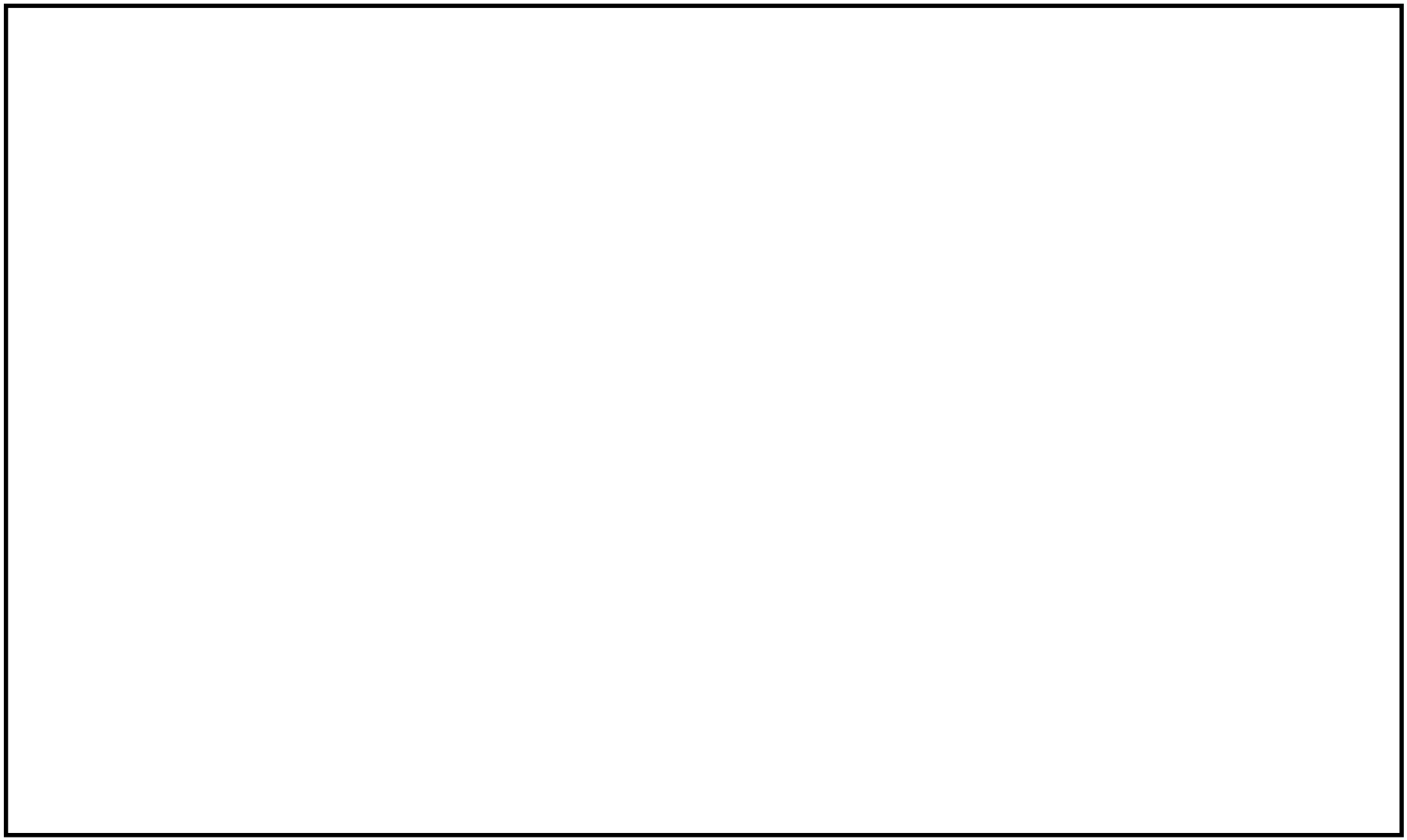


図 1(5)　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系（廃止措置計画認可以降の最大の燃料配置）

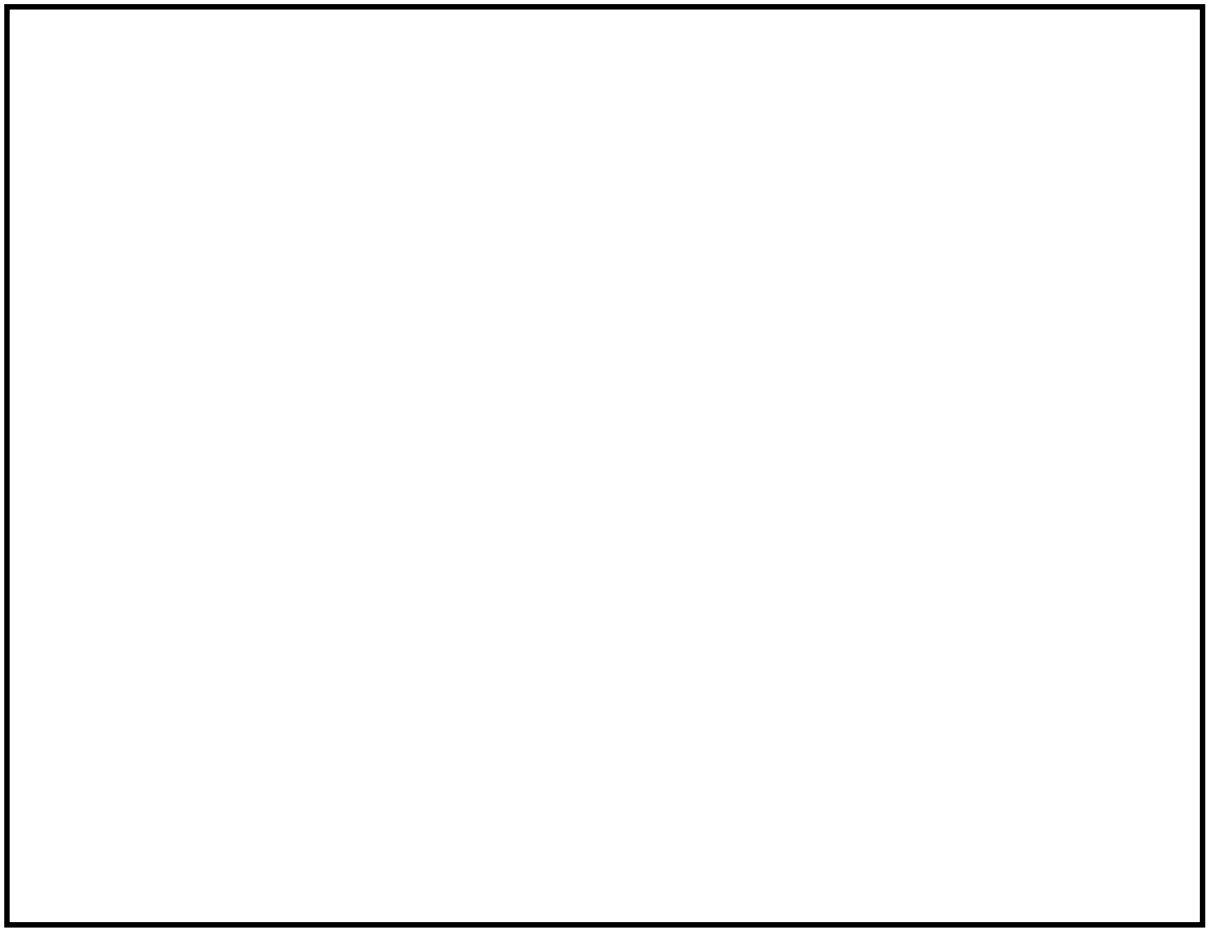


図 2　実効増倍率の水密度依存性

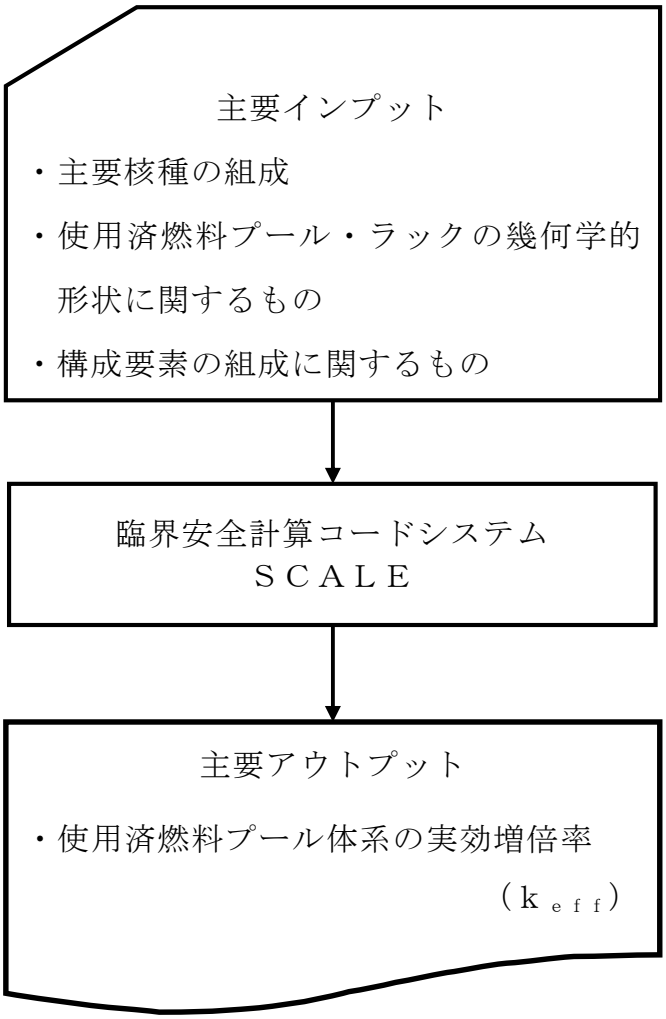

主要インプット
・主要核種の組成
・使用済燃料プール・ラックの幾何学的形状に関するもの
・構成要素の組成に関するもの
臨界安全計算コードシステム
ＳＣＡＬＥ
主要アウトプット
・使用済燃料プール体系の実効増倍率
（ｋｅｆｆ）

図 3　解析フロー

４　使用済燃料プール水大規模漏えい時の使用済燃料からのスカイシャイン線による周辺公衆の放射線被ばくへの影響について

４．１　想定事象

敦賀１号炉の使用済燃料プールにおいて，冷却水が全て喪失した場合を想定する。ただし，使用済燃料プールのある原子炉建物及び使用済燃料プール壁面等の周囲の構造物は健全であり，使用済燃料からの放射線を遮蔽する効果は維持されるとして，露出された使用済燃料からのスカイシャイン線による敷地境界上の評価地点における実効線量を評価する。

４．２　評価条件

（１）線源の条件

使用済燃料プール水が全喪失した場合の使用済燃料の健全性は維持されるものとし，使用済燃料の線源強度をＯＲＩＧＥＮ－ＡＲＰコードにて表１の条件にて算出した。線源となる貯蔵中の使用済燃料は，燃焼履歴及び冷却年数を考慮する。

使用済燃料プール水は全て喪失しているものとし，水遮蔽の効果は見込まない。

なお，使用済燃料の貯蔵体数に加え，使用済燃料プールに貯蔵されている使用済制御棒の影響も考慮する。

（２）計算モデル

計算モデルでは使用済燃料プール及び原子炉建物の形状，コンクリート厚さをモデル化した。

スカイシャイン線の評価に当たっては，実績のあるＭＣＮＰコ

ード（モンテカルロコード）を使用した。なお，ＭＣＮＰコードの特性として，スカイシャイン線と同時に直接線も評価されるが，使用済燃料プール壁のコンクリート厚が十分あるため直接線による線量は無視できる。

スカイシャイン線の評価条件を表２に，評価モデルを図１に示す。

（３）評価地点

スカイシャイン線による実効線量の評価は，一般公衆が居住する可能性のある敷地境界上で，使用済燃料プールからの距離が最も短く，実効線量が最大となる地点について実施する。表３に評価地点の条件，図２に評価地点の概略図を示す。

なお，過去の敦賀１号炉の原子炉設置許可の事故時の評価については，海側方位を除く敷地境界を評価地点としている。しかし，今回の線量評価は，使用済燃料プール水が全量漏えいする過酷な条件であり，敷地外は現実的に一般公衆の居住する可能性がある方位（立石，浦底方面）について実施する。なお，敦賀１号炉から見て西側の社有地については，敦賀発電所３号炉及び４号炉の増設の原子炉設置変更許可申請で発電所敷地としており，ここに一般公衆が居住する可能性はなく，また，社有地境界外までは十分な離隔距離があり線量が低くなることから，評価方位から除外する。

４．３　使用済燃料プールからのスカイシャイン線による実効線量評価結果

使用済燃料プールの使用済燃料及び使用済制御棒の全放射能強度を

考慮し，使用済燃料プール水が全て喪失した状態を想定して，スカイシャイン線による周辺公衆の実効線量を評価した結果，評価地点において約 2.4μSv／h である。

また，原子炉建物は鉄筋コンクリート造で頑健性を有した構造ではあるものの更に厳しい評価を行うため，原子炉建物運転階以上（図 1 の EL31.030m より上の部分）の遮蔽がない条件を仮定して計算を行った結果は，評価地点において約 13μSv／h であり，保安規定に基づき整備している体制に従い使用済燃料プールに注水する等の措置を講じる時間を十分確保できることから，周辺公衆の放射線被ばくへの影響は小さい。

表 1　線源強度の設定条件

使用済燃料	仕　様	９×９燃料
	燃焼条件	51GWd／t
	冷却期間	4 年
	貯蔵体数	314 体
使用済制御棒	仕　様	B_4C型制御棒
	照射条件	1.5snvt（1.5×10^{21}個／cm^2）
	冷却期間	20 年
	貯蔵体数	42 体

表２　スカイシャイン線の評価条件

遮蔽材	原子炉建物：コンクリート 地面：コンクリート（γ線と地面との反射・吸収を考慮） 使用済燃料：二酸化ウラン，ジルコニウム合金 使用済制御棒：B_4C，ＳＵＳ その他：空気
検出器	ポイントディテクタエスティメータ（評価地点高さ＋1m）
ライブラリ	Mcplib04
γ線束－線量換算係数	NCRP-38, ANSI/ANS-6.1.1-1977
γ線輸送の物理モデル	simple physics treatment
γ線の輸送下限	10keV
γ線発生数	1×10^9個
分散低減法	Weight window 法
計算収束方法	Weight window parameter をコードで自動生成 Weight window parameter 評価のためのメッシュを適切に設定し誤差を低減
判定基準	評価結果の統計誤差（1σ）が 5%未満 Weight window を更新した８回の計算結果の中で，収束に関する警告数の少ない計算結果を選定

表３　評価地点の条件

敷地境界評価地点 EL.	110m
敦賀１号炉原子炉建物からの距離	580m

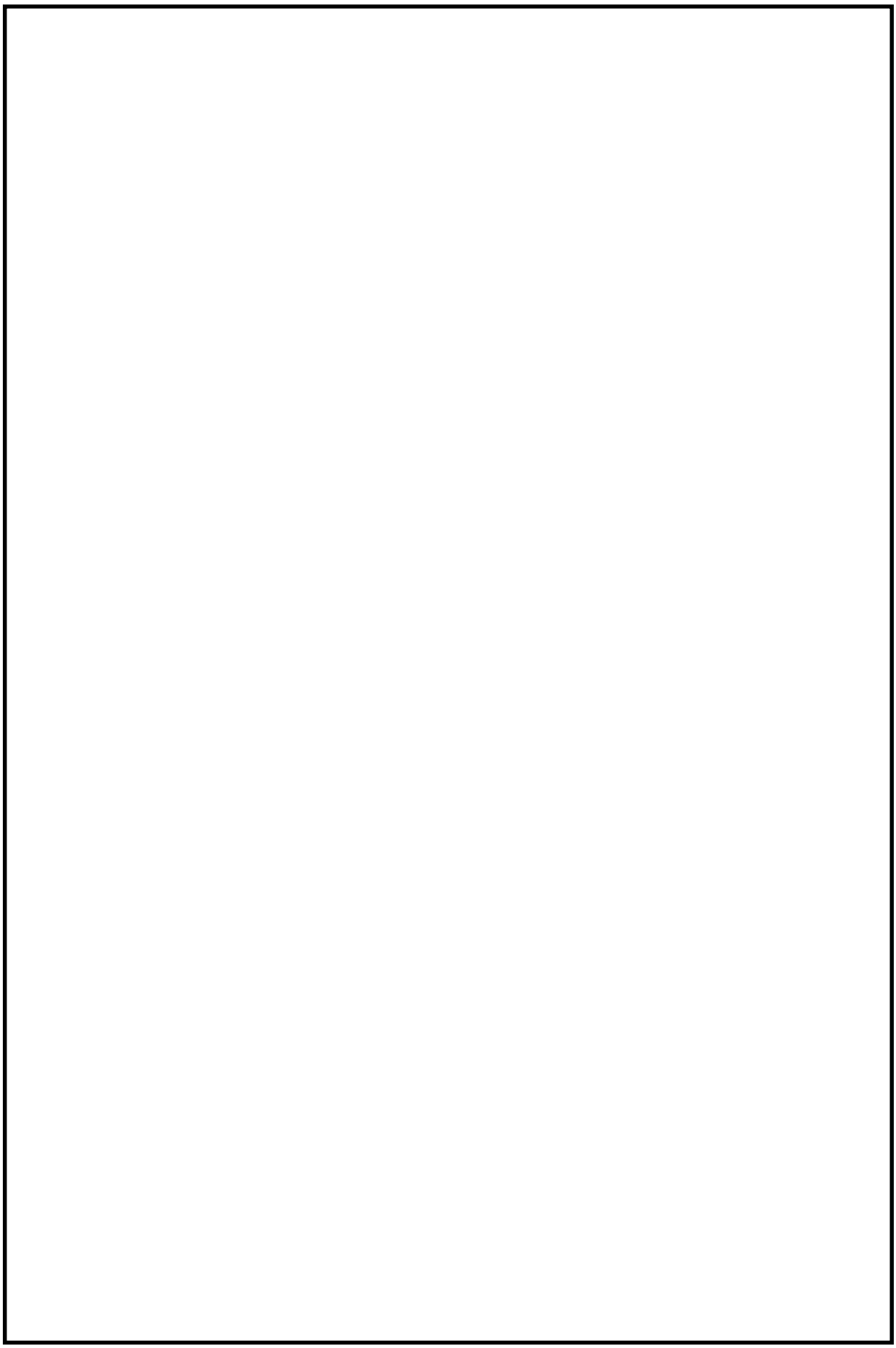


図１　評価モデル

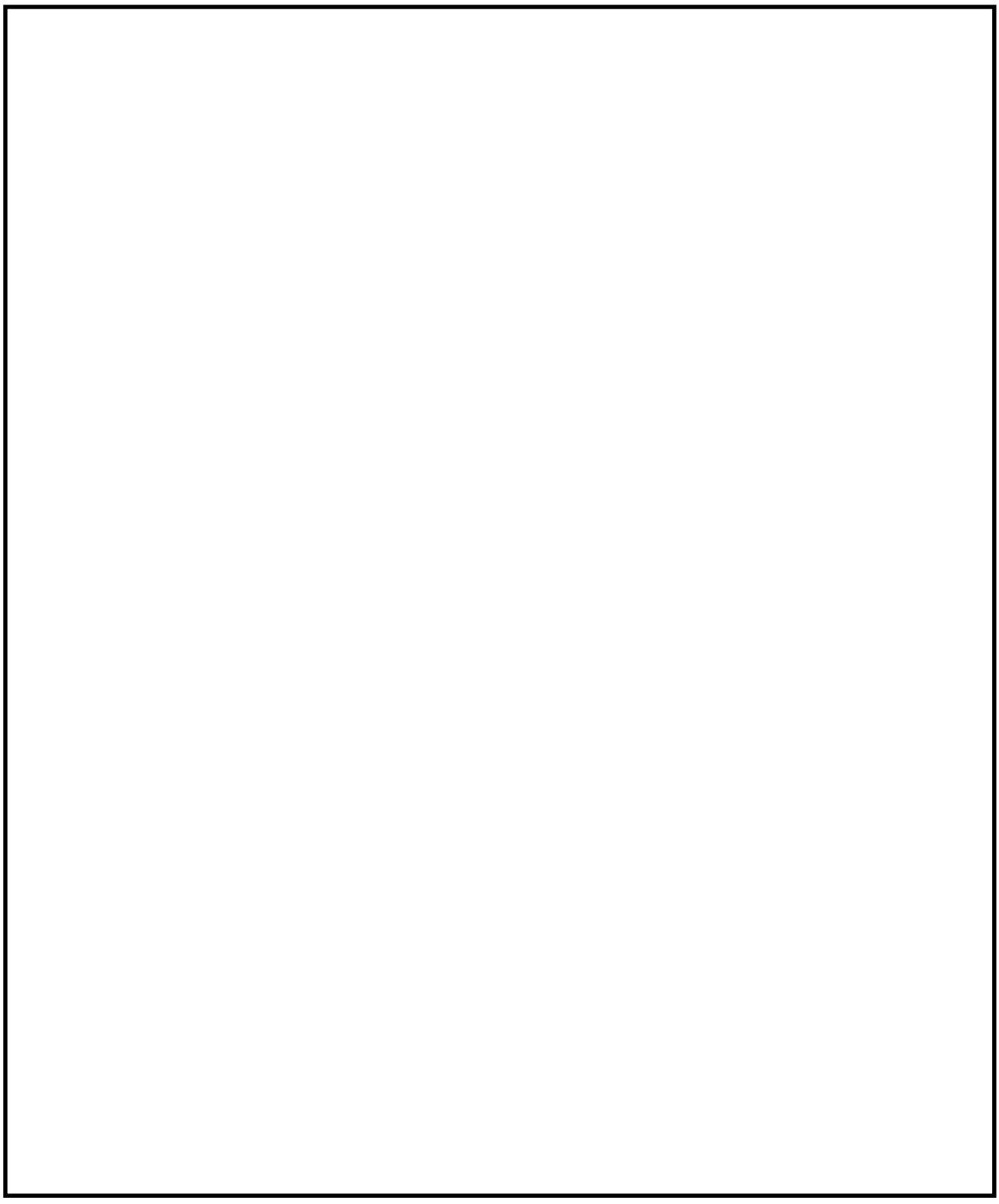


図 2　評価地点の概略図

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

廃止措置に要する費用は，全額自己資金により賄う。なお，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，設備点検等の施設管理，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

廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書

1．概要

廃止措置期間中における敦賀発電所１号炉の安全を達成・維持・向上させるため，敦賀発電所設置変更許可申請（１号炉）本文第十一号の「発電用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」に基づき，廃止措置に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを構築し，保安規定の品質マネジメントシステム計画に定めている。

品質マネジメントシステム計画では，社長をトップマネジメントとし品質マネジメントシステムを定め，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，効果的に運用することにより，原子力安全の達成・維持・向上を図る。

また，品質マネジメントシステムのもとで性能を維持すべき施設及びその他の施設の施設管理等の廃止措置に係る業務を実施する。

2．品質マネジメントシステム

(1) 組織は，品質マネジメントシステム計画に従って，品質マネジメントシステムを確立し，実施するとともに，その実効性を維持するため，その改善を継続的に行う。

(2) 組織は，品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに，そのプロセスを組織に適用することを決定し，次に掲げる業務を行う。

a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を文書で明確にする。

b) プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。

c) プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定

基準を明確に定める。

なお，保安活動指標には，安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含む。

d）プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。

e）プロセスの運用状況を監視測定し分析する。ただし，監視測定することが困難である場合は，この限りでない。

f）プロセスについて，意図した結果を得，及び実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。

g）プロセス及び組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。

h）原子力の安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には，原子力の安全が確保されるようにする。これには，セキュリティ対策が原子力の安全に与える潜在的な影響と原子力の安全に係る対策がセキュリティ対策に与える潜在的な影響を特定し，解決することを含む。

(3) 組織は，健全な安全文化を育成し，及び維持する。これは，技術的，人的，組織的な要因の相互作用を適切に考慮して，効果的な取組みを通じて，次の状態を目指していることをいう。

a）原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。

b）風通しの良い組織文化が形成されている。

c）要員が，自ら行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し，その業務に責任を持っている。

d）全ての活動において，原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。

e）要員が，常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち，原子力の安全に

対する自己満足を戒めている。

f）原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され，報告された問題が対処され，その結果が関係する要員に共有されている。

g）安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し，安全文化を改善するための基礎としている。

h）原子力の安全にはセキュリティが関係する場合があることを認識して，要員が必要なコミュニケーションを取っている。

(4) 組織は，機器等又は個別業務に係る要求事項（関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。）への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは，当該プロセスが管理されているようにする。

(5) 組織は，保安活動の重要度に応じて，資源の適切な配分を行う。

3．経営責任者等の責任

社長は，原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し，責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ，実施させるとともに，その実効性を維持していることを，次に掲げる業務を行うことによって実証する。

a）品質方針を定めること

b）品質目標が定められているようにすること

c）要員が，健全な安全文化を育成し，及び維持することに貢献できるようにすること（要員が健全な安全文化を育成し，維持する取組に参画できる環境を整えていることをいう。）

d）マネジメントレビューを実施すること

e）資源が利用できる体制を確保すること

f）関係法令を遵守することその他原子力の安全を確保することの重要性を要員に周知すること

g）保安活動に関する担当業務を理解し，遂行する責任を有することを，要員に認識させること

h）全ての階層で行われる決定が，原子力の安全の確保について，その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにすること

4．個別業務に関する計画，実施，評価及び改善

4.1　個別業務に必要なプロセスの計画

(1) 組織は，個別業務に必要なプロセスについて，計画を策定するとともに，そのプロセスを確立する。

(2) 組織は，(1)の計画と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。

(3) 組織は，個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）を行うに当たり，次に掲げる事項を明確にする。

a）個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果（当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析及び評価並びに当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。）

b）機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項

c）機器等又は個別業務に固有のプロセス，品質マネジメント文書及び資源

d）使用前事業者検査等，検証，妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準

e）個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録

(4) 組織は，策定した個別業務計画を，その個別業務の作業方法に適したもの

とする。

4.2 個別業務の実施

組織は，個別業務計画に基づき，個別業務を次に掲げる事項（当該個別業務の内容等から該当しないと認められるものを除く。）に適合するように実施する。

a) 原子炉施設の保安のために必要な情報（保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性及び当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果を含む。）が利用できる体制にあること

b) 手順書等が必要な時に利用できる体制にあること

c) 当該個別業務に見合う設備を使用していること

d) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり，かつ，当該設備を使用していること

e) 監視測定を実施していること

f) 本品質マネジメントシステム計画に基づき，プロセスの次の段階に進むことの承認を行っていること

4.3 評価及び改善

4.3.1 監視測定，分析，評価及び改善

組織は，監視測定，分析，評価及び改善に係るプロセス（取り組むべき改善に関係する組織の管理者等の要員を含め，組織が当該改善の必要性，方針，方法等について検討するプロセスを含む。）を計画し，実施する。

4.3.2 不適合の管理

(1) 組織は，個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され，又は個別業

務が実施されることがないよう，当該機器等又は個別業務を特定し，これを管理する（不適合が確認された機器等又は個別業務が識別され，不適合が全て管理されていることをいう。）。

(2) 組織は，次に掲げる方法のいずれかにより，不適合を処理する。

a) 発見された不適合を除去するための措置を講ずること

b) 不適合について，あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響について評価し，機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行うこと

c) 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずること

d) 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については，その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずること

(3) 組織は，(2)a)の措置を講じた場合においては，個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

4.3.3 改善

組織は，品質マネジメントシステムの継続的な改善（品質マネジメントシステムの実効性を向上させるための継続的な活動をいう。）を行うために，品質方針及び品質目標の設定，マネジメントレビュー及び内部監査の結果の活用，データの分析並びに是正処置及び未然防止処置の評価を通じて改善が必要な事項を明確にするとともに，当該改善の実施その他の措置を講じる。

5. 廃止措置に係る業務

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。廃止措置に係る工事等の業務，性能維持施設の施設管理

等の廃止措置計画に基づく活動は，品質マネジメントシステム計画の下で実施する。