

東海発電所発電用原子炉施設
廃止措置実施方針

令和6年4月

日本原子力発電株式会社

東海発電所発電用原子炉施設は、「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18年3月10日に廃止措置計画認可申請を行い、平成18年6月30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、認可された東海発電所廃止措置計画は、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
本文十一 廃止措置期間中に性能を維	本文六 性能維持施設

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
持すべき発電用原子炉施設（実用炉規則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	— (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は，別紙1のとおり。)
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2のとおり。)

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

1 廃止措置に要する費用

「原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施及び廃炉の推進に関する法律」に基づき、使用済燃料再処理・廃炉推進機構（以下、「機構」という）が、廃炉推進業務に必要な費用を当社の廃止措置に要する費用を含めて算定する。

なお、原子力発電施設解体引当金制度（令和6年4月1日に廃止）に基づいて当社が算定していた原子力発電施設解体に要する費用の総見積額は、令和5年度末時点において、東海発電所で約822億円である。

2 資金調達計画

廃止措置に要する費用に相当する額が、各年度、機構から当社に支払われる。

なお、当社は機構の廃炉推進業務に必要な費用に相当する額を、各年度、機構に対して廃炉拠出金として納付する。

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	平成 31 年 3 月 14 日	廃止措置工程の変更	原子炉領域解体工事に伴い発生する廃棄物を収納する容器の仕様等の決定に時間を要するため
3	令和 2 年 4 月 27 日	解体対象施設の変更	取水路及び放水路の一部を閉塞し，当該部分を解体対象施設から除外するため
4	令和 3 年 5 月 12 日	法令改正に伴う変更，原子炉建屋排気筒短尺化に伴う線量評価の見直し及び廃止措置の進捗に伴う性能維持施設の見直し	新たな検査制度（原子力規制検査）の実施のため 原子炉建屋排気筒の短尺化のため 廃止措置の進捗に伴い性能維持施設を見直すため

5	令和5年12月21日	廃止措置工程の変更, 他に変更を要する事項は無し	原子炉領域解体工事に伴い発生する廃棄物を収納する容器の仕様等の決定に時間を要するため 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
6	令和6年4月1日	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の変更	原子力発電施設解体引当金制度の廃止に伴う見直し

以上

東海発電所廃止措置計画認可申請書

完 本

令和5年12月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

東海発電所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 18 年 6 月 30 日	平成 18・03・10 原第 4 号
2	平成 22 年 7 月 30 日（届出）	—
3	平成 25 年 3 月 8 日	原管廃収第 130131007 号
4	平成 25 年 12 月 19 日（届出）	—
5	平成 27 年 7 月 8 日（届出）	—
6	平成 29 年 9 月 21 日（届出）	—
7	平成 31 年 2 月 28 日（届出）	—
8	平成 31 年 3 月 14 日（届出）	—
9	令和 02 年 3 月 26 日	原規規発第 2003263 号
10	令和 03 年 3 月 31 日	原規規発第 2103313 号
11	令和 05 年 12 月 21 日（届出）	—

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 東 海 発 電 所
所 在 地 茨城県那珂郡東海村大字白方 1 番の 1

三 廃止措置の対象となる原子炉の名称

名 称 東海発電所原子炉

四 廃止措置対象施設及びその敷地

東海発電所（電気出力 16.6 万 kW）は、天然ウラン・黒鉛減速・炭酸ガス冷却式原子炉であり、昭和 34 年 12 月 14 日に原子炉設置許可を受け（原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯を表 4-1 に示す。）、昭和 40 年 5 月 4 日に原子炉の試運転を開始した。その後、約 33 年間に亘って、施設内外に放射性物質の汚染を生じるような事故を起こすことなく、安全に原子炉を運転し、平成 10 年 3 月 31 日に最終停止した。

その後東海発電所は、全ての燃料の搬出を経て、平成 13 年 10 月 4 日に、平成 17 年法律第 44 号（平成 17 年 5 月 20 日公布「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律」）による法改正前の「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 38 条第 1 項の規定に基づき、「東海発電所原子炉解体届」（以下「解体届」という。）を経済産業大臣に提出し（解体届及び解体届変更の経緯を表 4-2 に示す。）、同年 12 月 4 日から解体工事を実施している。

1 廃止措置対象施設及びその敷地の範囲

東海発電所の廃止措置対象施設の範囲は、原子炉本体、熱交換器等の原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉並びにその附属施設及びタービン、屋外開閉所等その他の施設である。廃止措置対象施設を表 4-3 に示す。

東海発電所の敷地面積は、約 10 万 m^2 である。東海発電所の敷地及び廃止措置対象施設の配置を図 4-1 に示す。

2 廃止措置対象施設及びその敷地の状況

東海発電所は、平成 10 年 3 月 31 日に原子炉を停止するとともに、使用済燃料は、平成 13 年 3 月 29 日までに原子炉から全て取り出され、同年 6 月 21 日には廃止措置対象施設から全ての燃料の搬出が完了している。

東海発電所は、原子炉内で核分裂連鎖反応が発生することはなく、かつ、使用済燃料の冷却も不要であるため、原子炉施設は静的で安全水準が高い状態にある。

東海発電所は、約 33 年間の運転により設備及び建屋の一部が放射化し、又は放射性物質で汚染されている。

原子炉からの中性子による放射化により、原子炉領域（原子炉本体、生体遮へい体及び生体遮へい体内のガスダクトを含む領域をいう。以下同じ。）には、放射能レベルが比較的高い汚染がある。炭酸ガス冷却炉であるため、軽水炉に比べて原子炉冷却系統に放射性腐食生成物が少なく、設備及び建屋の放射能レベルは低い。また、原子炉冷却系ガス圧力より二次冷却系水圧が高いため、熱交換器冷却細管漏えい等によるタービン系等の二次系統への汚染は生じない構造となっている。

これらのことから、廃止措置対象施設の汚染は原子炉建屋、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋、サイトバンカ建屋等の建屋内に限られ、それら建屋を囲む区域を管理区域とし、汚染のないタービン建屋や屋外開閉所等は管理区域外としている。なお、管理区域内の屋外については、汚染のおそれのない管理区域としている。

東海発電所の廃止措置計画認可申請時点の管理区域全体図を図 4-2 に示す。

東海発電所では、施設の汚染状況を把握するため、原子炉運転期間中から

中性子フルエンス率の測定やサンプリング等の調査を実施している。解体届の提出に当たって、それらの調査結果を用いて、放射化計算と合わせて施設の汚染推定評価を行っている。

東海発電所の主な廃止措置対象施設の推定汚染分布を図4-3に示す。

廃止措置計画認可申請時点において、解体届に基づき、原子炉領域は、放射能を減衰させるために安全貯蔵措置中である。また、解体届の工程に従い、原子炉建屋内の機器（燃料取替機、非常用予備発電装置、給水ポンプ、補助ボイラ等）、使用済燃料冷却池建屋内の機器（スキップ、スプリッタ取外機等）、タービン建屋内の機器（蒸気タービン、発電機、復水器、復水ポンプ、炭酸ガス貯蔵タンク、炭酸ガス気化器、蓄電池等）及び屋外の機器（ステーション変圧器、ユニット所内変圧器、屋外開閉所、冷却水ポンプ、前処理装置、中和タンク、冷却水スクリーン室等）等の解体撤去工事が終了している。また、原子炉建屋内の機器（破損燃料検出装置、非常用炭酸ガス貯蔵タンク、原子炉補機冷却水機器等）については、解体撤去中である。

解体撤去工事の実施に当たっては、工事対象範囲の汚染状況等の確認を行って、その結果に基づき放射性物質の拡散防止対策及び被ばく低減対策を定めて実施することで、環境への放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努めている。

これまでの解体撤去工事の実績として、施設内外に放射性物質の汚染を生じるような事故を起こすことなく、安全確実に解体を進めており、廃止措置技術及び経験が蓄積されてきている。

原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物及び既に実施済の解体工事（「既に実施済の解体工事」とは、東海発電所廃止措置計画認可申請時点（平成18年3月）までに実施された解体工事をいう。以下同じ。）で

発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質は，その性状に応じてドラム缶に封入する等して，ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫（東海第二発電所と共用。以下「固体廃棄物貯蔵庫」という。）等の放射性廃棄物貯蔵庫に保管している。放射性固体廃棄物の保管状況を表 4-4 に示す。

表 4 - 1 原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可の経緯

許可年月日	許可番号	備 考
昭和 34 年 12 月 14 日	34 原第 3763 号	昭和 34 年 3 月 16 日申請
昭和 39 年 12 月 8 日	39 原第 3693 号	原子炉施設の変更 (使用済燃料運搬装置の型式, 制御棒, 廃棄物処理設備の型式 等)
昭和 43 年 4 月 10 日	43 原第 1948 号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 43 年 11 月 1 日	43 原第 4595 号	原子炉施設の変更 (緊急停止機構)
昭和 47 年 2 月 28 日	47 原第 1730 号	原子炉施設の変更 (燃料最高燃焼度)
昭和 52 年 8 月 15 日	52 安 (原規) 第 184 号	原子炉施設の変更 (高放射性固体廃棄物貯蔵庫の 増設, 東海第二発電所設備の一 部共用)
昭和 56 年 2 月 3 日	55 資庁第 14962 号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 57 年 7 月 6 日	57 資庁第 3391 号	原子炉施設の変更 (蒸発固化設備の設置, 東海第 二発電所設備の一部共用)
昭和 61 年 12 月 15 日	61 資庁第 7505 号	原子炉施設の変更 (黒鉛スリーブ貯蔵庫の増設)
平成 2 年 10 月 5 日	2 資庁第 3246 号	原子炉施設の変更 (燃料スプリッタ貯蔵庫の増 設)
平成 15 年 7 月 17 日	平成 14・12・26 原第 3 号	原子炉施設の変更 (セメント混練固化装置及び雑 固体減容処理設備の増設, 東海 第二発電所と共用等)

表 4-2 解体届及び解体届変更の経緯

届出年月日	届出番号	備 考
平成 13 年 10 月 4 日	総室発第 162 号	・解体届の届出
平成 13 年 10 月 31 日	総室発第 176 号	・解体届の一部補正
平成 14 年 3 月 27 日	総室発第 280 号	・先行解体（その 1）工程表の変更
平成 14 年 5 月 9 日	総室発第 15 号	・住所の変更
平成 14 年 12 月 26 日	総室発第 167 号	・解体の方法及び工事工程表の変更
平成 15 年 3 月 25 日	総室発第 232 号	・解体の方法及び工事工程表の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更
平成 15 年 3 月 27 日	総室発第 235 号	・変更届の一部補正
平成 15 年 9 月 19 日	総室発第 152 号	・解体の方法の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更
平成 16 年 4 月 14 日	総室発第 10 号	・解体の方法及び工事工程表の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更
平成 16 年 7 月 1 日	総室発第 47 号	・代表者の氏名の変更
平成 16 年 9 月 1 日	総室発第 95 号	・解体の方法及び工事工程表の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更
平成 17 年 6 月 24 日	総室発第 39 号	・解体の方法及び工事工程表の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更
平成 17 年 10 月 27 日	総室発第 105 号	・解体の方法及び工事工程表の変更 ・核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の処分の方法の変更

表 4-3 廃止措置対象施設 (1/2)

(1) 原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた施設

建屋名称※3		設備名称※3
原子炉建屋	<原子炉室>	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内挿入物(制御棒, 緊急時停止機構(以下「緊急時停止装置」という。)) ・原子炉本体(減速材/反射材(以下「黒鉛ブロック」という。), 圧力容器) ・冷却用ダクト(以下「ガスダクト」という。)(生体遮へい体の内側) ・生体遮蔽装置(以下「生体遮へい体」という。) ・燃料取かえ装置(以下「燃料取替機」という。)*1
	<原子炉サービス建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・送風機(以下「生体遮へい冷却空気排風機」という。) ・ディーゼル発電機(以下「非常用予備発電装置」という。)*1 ・可変および一定低周波発生装置(以下「制御棒駆動装置」という。) ・中性子測定(以下「核計測装置」という。) ・蓄電池(正常時, 非常時) ・地震検知装置 ・排気筒モニタ
	<燃料取扱建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・破損燃料検出器(以下「破損燃料検出装置」という。)*2 ・ガス純化設備(以下「冷却材清浄装置」という。) ・核計測装置 ・地震検知装置 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫(以下「黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-1]」という。) ・固体廃棄物貯蔵庫(以下「固体廃棄物貯蔵庫 [E]」という。) ・燃料スワロー貯蔵庫
	<熱交換器建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器 ・ガスダクト(生体遮へい体の外側) ・ガス循環機(駆動装置及び緊急駆動装置を含む。)(以下「炭酸ガス循環機」という。) ・煙突(以下「排気筒」という。)
使用済燃料冷却池建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却池 ・サイトバンカ(ロ) ・燃料スプリッタ貯蔵庫 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫(以下「黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-2]」という。) 	
放射性廃液処理設備建屋(以下「放射性廃液処理建屋」という。)	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料冷却水処理系 ・雑廃液処理系 ・洗濯廃液処理系 	
固化処理建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸発固化装置 	
サイトバンカ建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・サイトバンカ(イ) 	
燃料倉庫(以下「燃料貯蔵倉庫」という。)	—	
ドラム貯蔵庫	—	
タービン建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・液体炭酸ガスタンク(以下「炭酸ガス貯蔵タンク」という。)*1 ・蒸発器(以下「炭酸ガス気化器」という。)*1 ・蓄電池(正常時)*1 	
<屋外設備>	<ul style="list-style-type: none"> ・ステーション変圧器*1 ・ユニット所内変圧器*1 	
東海第二発電所との共用施設	<ul style="list-style-type: none"> ・雑固体廃棄物焼却設備 ・雑固体減容処理設備 ・セメント混練固化装置 ・固体廃棄物貯蔵庫 A ・固体廃棄物貯蔵庫 B ・固体廃棄物作業建屋 ・モニタリングポスト ・試料放射能測定装置 ・気象観測設備 	

※1 解体撤去済み

※2 解体撤去中

※3 建屋名称及び設備名称の< >内の名称は, 解体届で用いた名称。

表 4-3 廃止措置対象施設 (2/2)

(2) その他の主要な施設

建屋名称		主要設備名称
原子炉建屋	原子炉室	・燃料取替機トランスポータ
	原子炉サービス建屋	・給水ポンプ※ ¹
	燃料取扱建屋	・補助ボイラ※ ¹ ・非常用炭酸ガス貯蔵タンク※ ² ・原子炉補機冷却水機器※ ² ・燃料装填準備装置 ・燃料分離設備
使用済燃料冷却池建屋		・スキップトランスポータ ・スキップ※ ¹ ・スプリッタ取外機※ ¹
固化処理建屋		・廃液受入設備 ・モルタル充填装置
サイトバンカ建屋		・クレーン
燃料貯蔵倉庫		・ホイスト
サービス建屋		・洗濯設備
ホットワークショップ建屋		・クレーン
空調機械建屋		・保修用空気圧縮機※ ¹
保修機材倉庫		—
第3号補助ボイラ建屋		・補助ボイラ
タービン建屋		・蒸気タービン※ ¹ ・発電機※ ¹ ・復水設備（復水器，復水ポンプ）※ ¹
屋外設備		・屋外開閉所（しゃ断器，断路器）※ ¹ ・冷却水ポンプ※ ¹ ・前処理装置※ ¹ ・中和タンク※ ¹ ・取水路（冷却水スクリーン室※ ¹ を含む。） ・放水路
東海第二発電所との共用施設		・サーバイメータ ・ホールボディカウンタ ・電子式個人線量計

※¹ 解体撤去済み

※² 解体撤去中

表 4 - 4 放射性固体廃棄物の保管状況

(単位：トン)

	運転中に発生した 放射性固体廃棄物	既の実施済みの解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質
ドラム貯蔵庫	0	約 310
固体廃棄物貯蔵庫[A,B]	約 2,970	約 1,470
黒鉛スリーブ貯蔵庫[C-1,2]	約 830	0
固体廃棄物貯蔵庫[E]	約 20	0
燃料スプリッター貯蔵庫 [H-1,2,3]	約 70	0
燃料スワラー貯蔵庫	約 50	0
貯蔵孔	約 1	0
スラッジ貯蔵タンク	約 80	0
合 計*	約 4,100	約 1,800

注) 解体届の中で、制度整備されるまで低レベル放射性廃棄物と同等の管理を行うとした放射性物質として扱う必要のない物を含む。

※ 合計値については、百トン単位で切り上げ（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）。



図 4 - 1 東海発電所の敷地及び廃止措置対象施設の配置

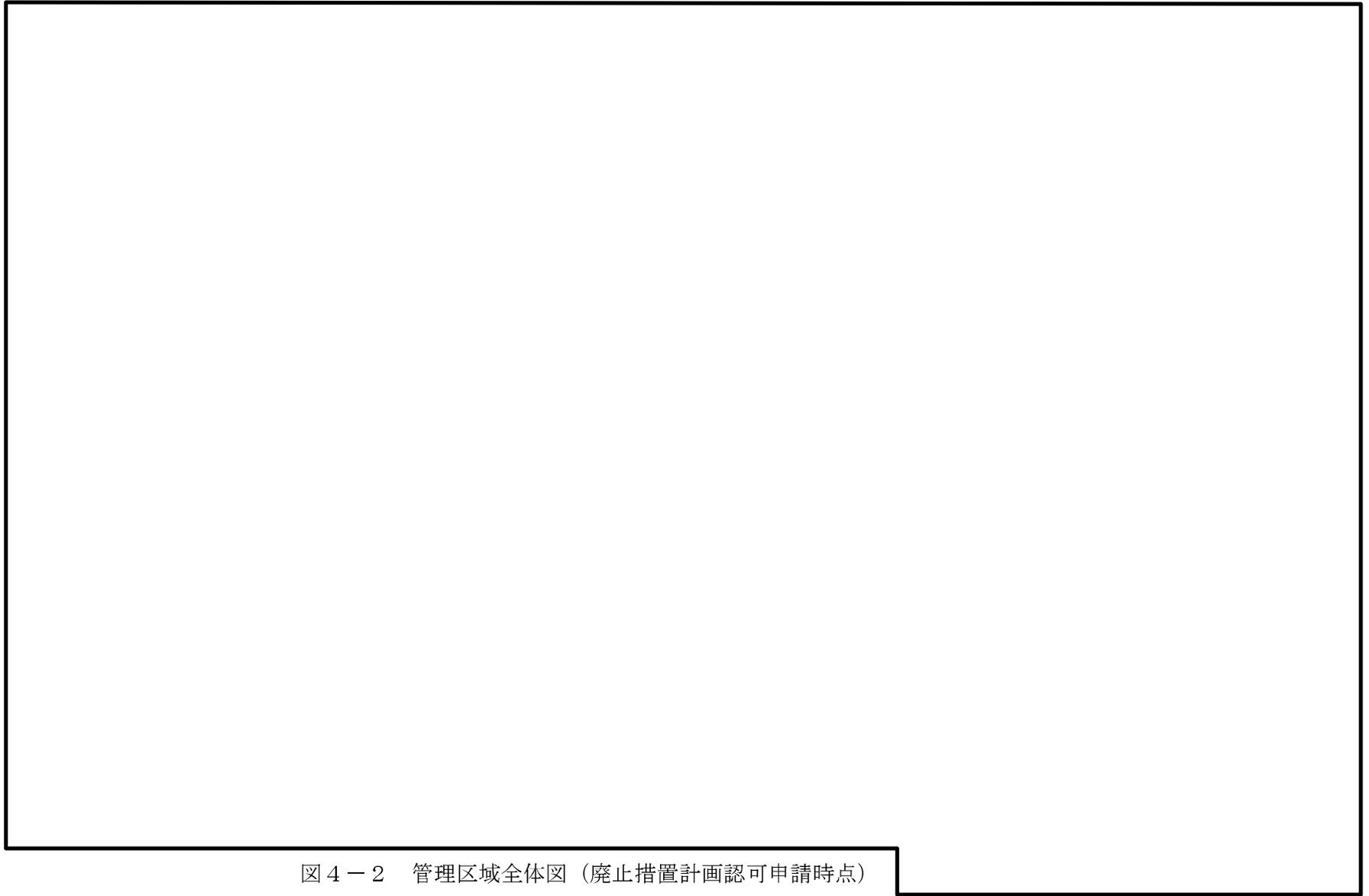


図 4 - 2 管理区域全体図 (廃止措置計画認可申請時点)

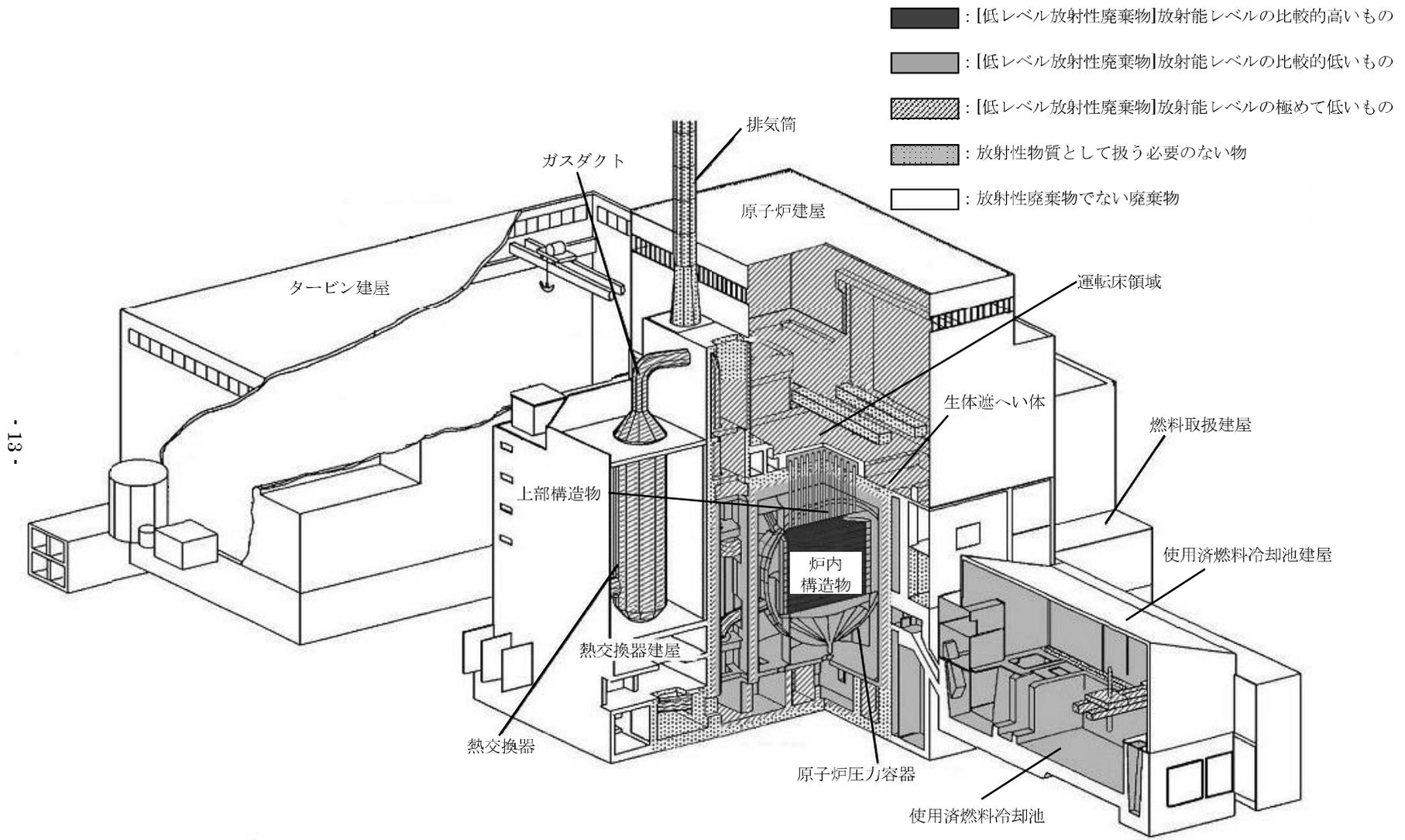


図4-3 主な廃止措置対象施設の推定汚染分布

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

東海発電所の廃止措置は、次の基本方針に基づいて実施する。

東海発電所の廃止措置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（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」、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」等関係法令及び「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」等関係告示の要求を満足するとともに、原子力安全委員会決定「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）に適合するようにする。

東海発電所の廃止措置計画は、公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくを低減するように、適切な解体撤去工法及び解体撤去手順を策定することとする。さらに、解体中において保安のために必要な原子炉施設を適切に維持管理するとともに、放射線管理及び放射性廃棄物管理は、運転期間中と同様に関連法令及び告示を遵守する。廃止措置工事を安全・確実に実施するために各種装置を導入する場合は、それらの機器・装置の機能等に応じて日本産業規格等の規格及び基準に準拠する。

廃止措置の実施に当たっては、これらの管理の運用について東海発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に定めて、これに基づき適切な品質マネジメントシステムのもと実施する。

廃止措置対象施設のうち解体の対象とする施設は、廃止措置対象施設の全て（東海第二発電所との共用施設、汚染のない建屋地下部及び基礎並びに取水路及び放水路の一部は除く。）である。解体対象施設を図5-2に示す。

なお、東海発電所敷地内で東海第二発電所に係る工事、廃止措置対象外の東海第二発電所との共用設備に係る工事又は土地の有効利用を図る等の廃止措

置に係らない工事（東海第二発電所のために実施するものに限る。）を実施する場合には、事前に廃止措置対象施設の保安のために必要な維持すべき機能等に影響を与えないことを確認した上で、東海第二発電所の設備に係る工事として実施する。

廃止措置対象施設の解体は、次の方法に基づいて実施する。

東海発電所は炭酸ガス冷却炉であることから、軽水炉のような放射性腐食生成物が原子炉冷却系統を循環・付着することがなく、原子炉冷却系統の汚染が少なく、系統除染は実施しない。

（１）放射能レベルの比較的高い原子炉領域（安全貯蔵対象）の設備・機器の解体

放射能レベルの比較的高い部分は、原子炉領域（「図 5 - 1 安全貯蔵対象範囲」に示す原子炉本体、生体遮へい体及び生体遮へい体内のガスダクトを含む領域）に限定されている。そこで、原子炉領域は放射能を減衰させるために、原子炉本体に接続されている系統の全ての弁等を閉止し、原子炉領域解体撤去の開始まで安全貯蔵する。なお、安全貯蔵の完了要件は約 10 年間であり、平成 23 年 3 月で満足する。

原子炉領域にある設備・機器は、原子炉領域安全貯蔵期間終了後、熱的切断装置又は機械的切断装置で切断等して、取り出すことにより解体撤去を実施する。手順としては、炉内挿入物（制御棒、緊急停止装置等）の撤去を行った後、原子炉本体及び生体遮へい体解体撤去等比較的大規模な解体撤去工事を行う。

これら安全貯蔵対象設備の設備・機器の解体撤去工事に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減のために、遠隔操作装置及びサンプル採取装置等を導入するとともに、解体撤去物を適切に処理・搬出するために、解

体撤去物等搬出装置等を導入する。さらに、工事に伴う環境への放射性物質の放出を抑制するために、高性能粒子フィルタ装置や必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排風機等を導入する。各種装置の導入に当たっては、放射能レベルの比較的高い汚染物を取扱う等の使用状況や据え付け状況に応じて、必要な安全確保対策を講じる。

(2) 放射能レベルの比較的低い設備・機器（安全貯蔵対象外）の解体

安全貯蔵対象外である放射能レベルの比較的低い設備・機器は、原子炉領域安全貯蔵期間中に、原子炉領域解体撤去で発生する解体撤去物の搬出ルート確保、資機材置場確保、廃止措置工事に関する経験の蓄積及び作業量の平準化を考慮して、工具等を用いて分解・取り外し、熱的切断装置もしくは機械的切断装置で切断又はブレーカ等で破碎等することにより、解体撤去を実施する。原子炉領域安全貯蔵期間中には、熱交換器解体撤去等比較的中規模な解体撤去工事を行う。原子炉領域安全貯蔵期間中に実施する工事は、安全貯蔵中の設備、構築物に影響がないように実施する。

原子炉領域安全貯蔵期間終了後は、作業量の平準化を考慮して、残りの設備・機器を前述同様の方法で順次解体撤去を実施する。

これらの工事に伴う環境への放射性物質の放出を抑制するために、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排風機等を導入する。

(3) 建屋及び構築物の解体

汚染設備の撤去後、建屋に残っている汚染をはつり装置によるはつり等の方法で除去する。施設内の汚染を除去した後、汚染状況を確認した上で全ての管理区域を解除する。

汚染のない建屋も含めて廃止措置対象施設は全て（東海第二発電所との共用施設、汚染のない建屋地下部及び基礎並びに取水路及び放水路の一部は除く。）大型ブレーカ等の重機を用いて解体撤去する。なお、廃止措置対

象施設解体撤去後の敷地は、隣接の東海第二発電所の周辺監視区域として継続管理する。廃止措置終了後の状態を図5-3に示す。

(4) 解体撤去物等の扱い

放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、法令及び告示に基づいて適切に処理を行って、管理放出する。

放射性固体廃棄物は、放射能レベル区分や性状に応じて順次放射性廃棄物処理設備等で処理を行い、廃止措置期間終了までに原子炉等規制法で廃棄の事業の許可を受けた者（以下「廃棄事業者」という。）の廃棄施設に廃棄する。放射性廃棄物の処理に当たっては、分別処理や除染・減容等を行って、放射性廃棄物の発生量の合理的な低減に努める。また、解体工事の実施に当たっては、工事で発生する解体撤去物を放射能レベル区分や性状別に管理できるよう、解体手順を策定する。

放射性物質として扱う必要のない物については、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再生利用に供することとする。管理区域内の解体撤去で発生する放射性廃棄物でない廃棄物については、施設から搬出し、可能な限り再生利用に供することとする。

解体撤去物及び放射性廃棄物を適切に処理・管理するために、放射性廃液処理装置、放射能濃度確認用放射線測定装置、除染装置及び小型可搬式廃棄物処理装置等を導入する。

以上のとおりの解体方法を基本として廃止措置を実施する計画であるが、実施に当たっては、安全を最優先することとする。工事の実施においては保安規定に従って、保安管理体制を整備し、品質マネジメントシステムのもと実施することとする。なお、廃止措置期間を通して「六 性能維持施設」及び「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」に基づき必要な期間その性能を維持することとする。

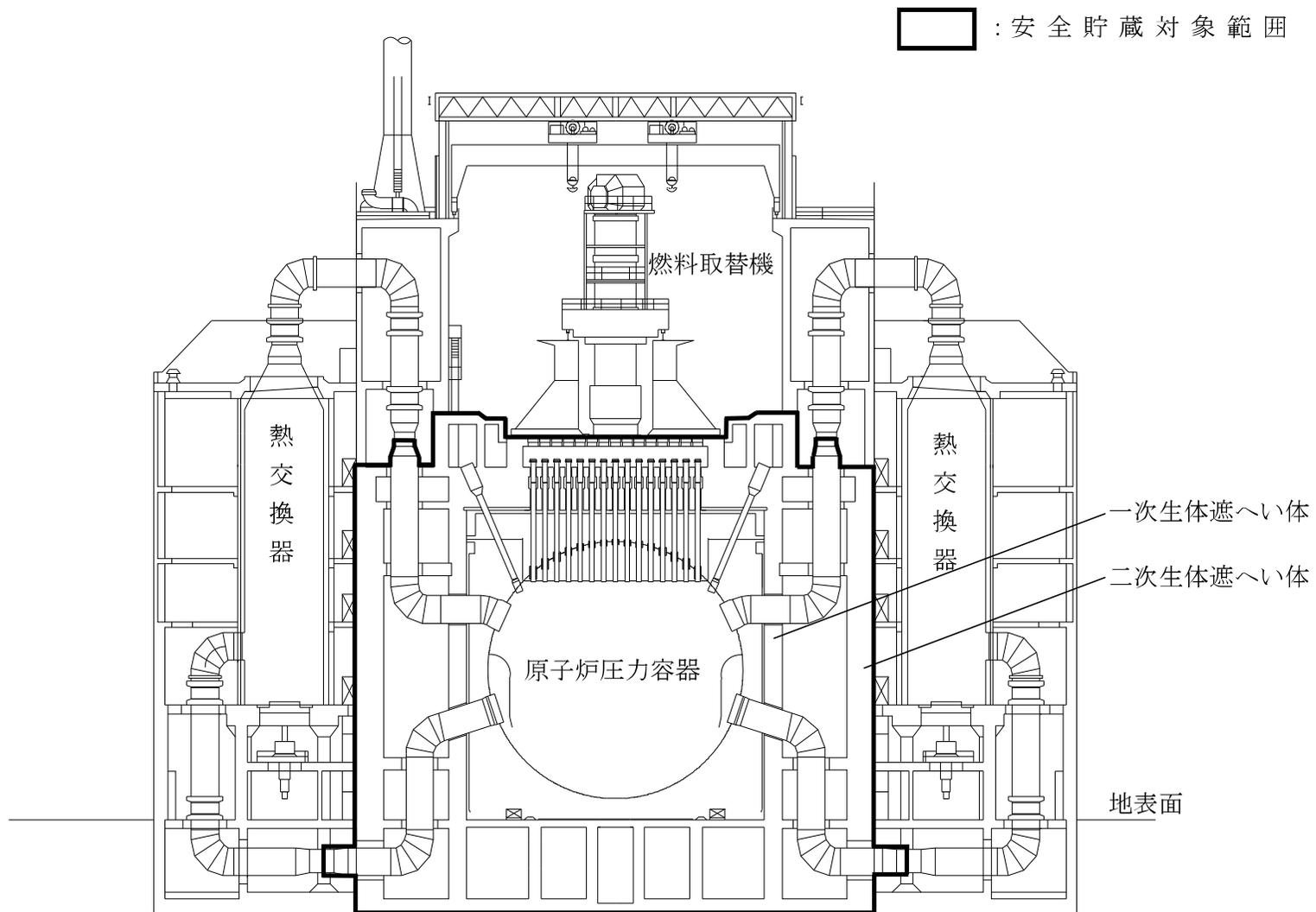


図 5 - 1 安全貯蔵対象範囲

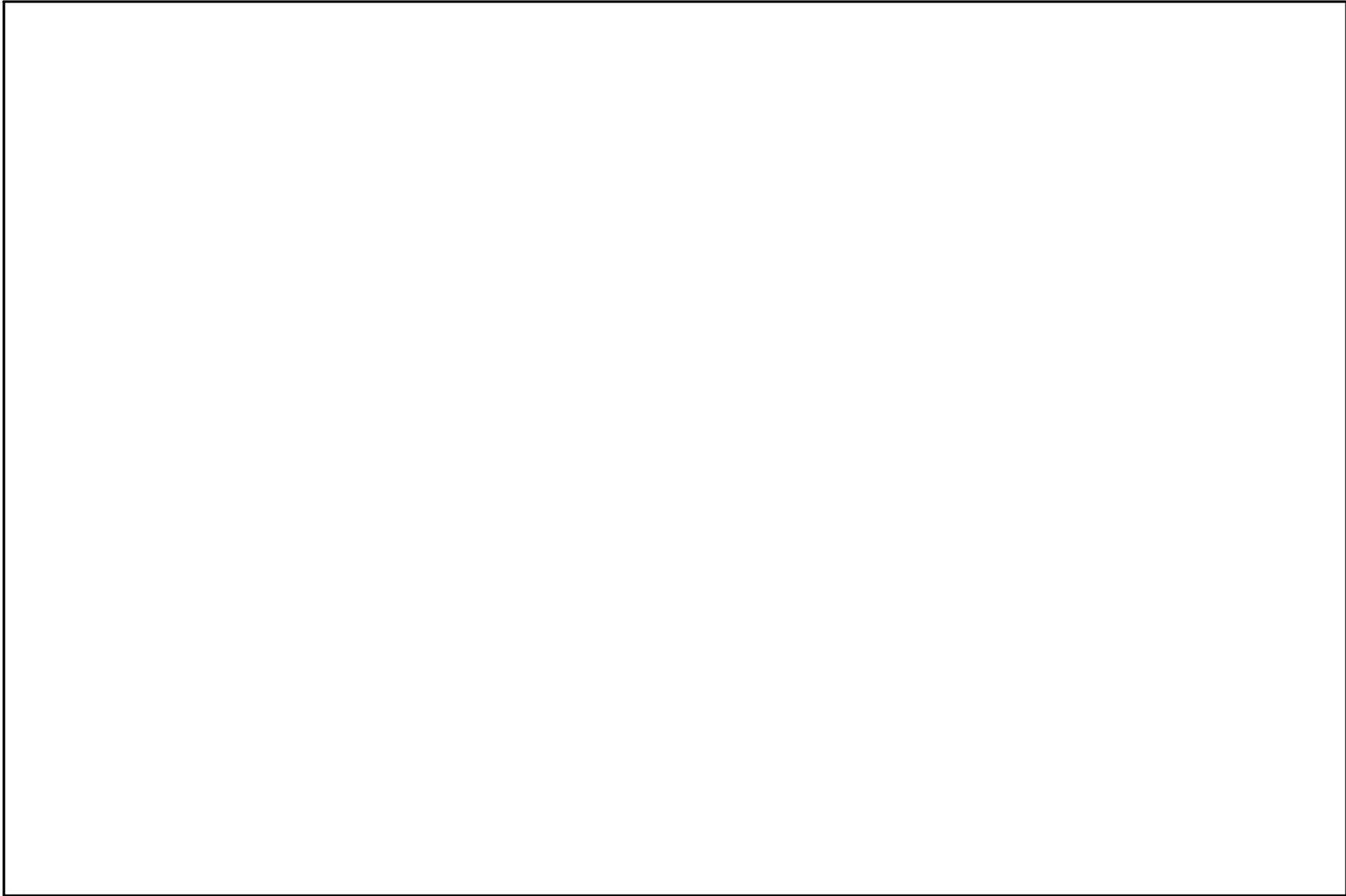


図5－2 解体対象施設図

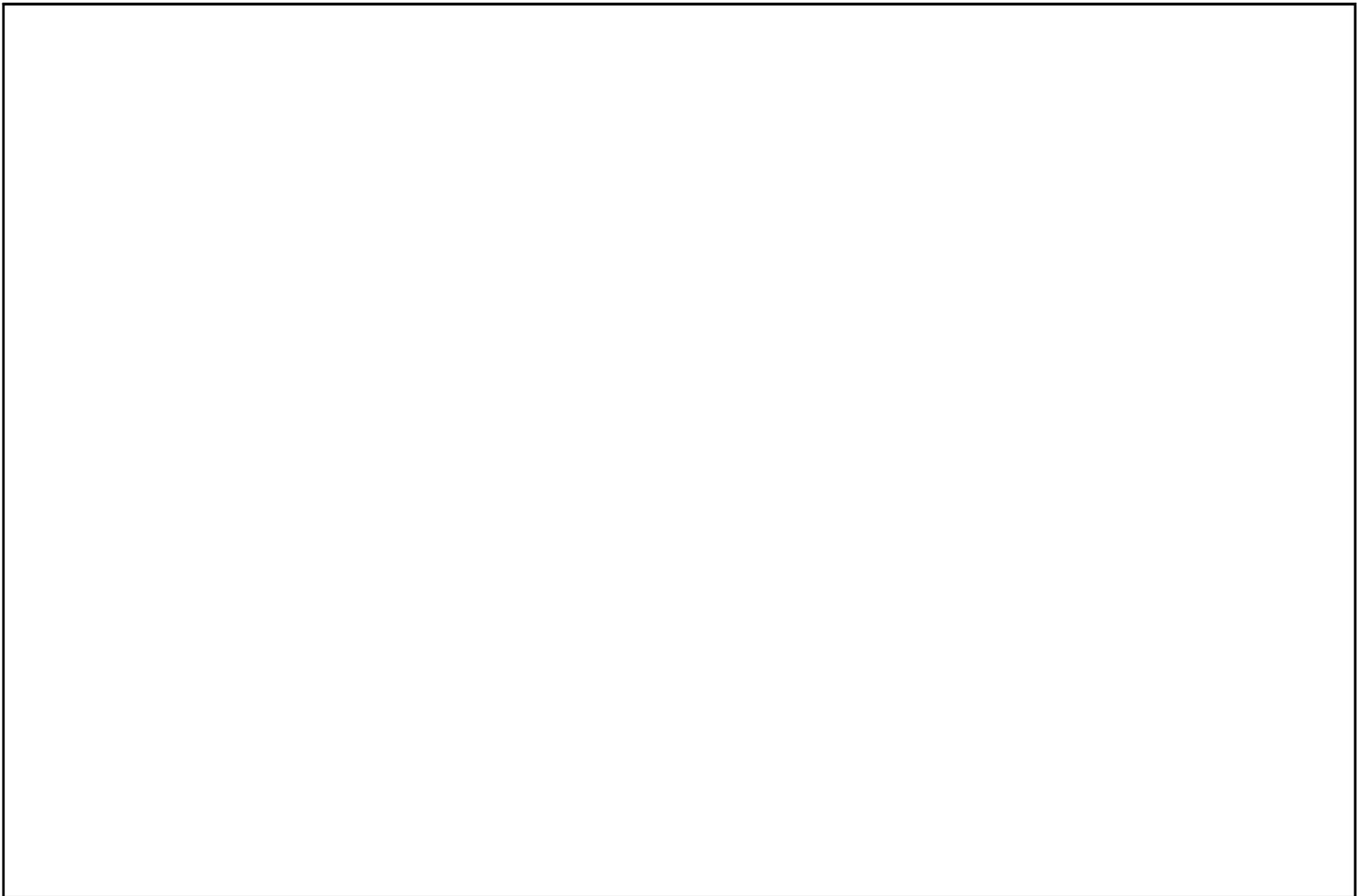


図 5 - 3 廃止措置終了後の状態

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機器を収納する建屋・構築物等、放射性廃棄物処理設備、放射性廃棄物貯蔵設備、換気設備、換気設備のフィルタ、消火設備を廃止措置の進捗に応じて維持管理していく。東海第二発電所との共用施設については、東海第二発電所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機器を収納する建屋・構築物等について、各建屋は当該建屋の内包する汚染を除去するまでの期間、原子炉本体(圧力容器)は原子炉領域安全貯蔵が終了するまでの期間、放射性物質閉じ込めの機能及び性能を維持管理する。

排気筒は、原子炉領域解体撤去が終了するまでの期間、排気経路構成機能及び性能を維持管理する。

生体遮へい体は、原子炉本体等解体撤去工事が終了するまでの期間、放射線遮へいの機能及び性能を維持管理する。

取水路及び放水路について、取水路は希釈取水の機能及び性能を、放水路は希釈放流の機能及び性能を管理区域解除工事が終了するまでの期間、維持管理する。

(2) 放射性廃棄物処理設備について、使用済燃料冷却水処理系のスラッジ貯蔵タンクは保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまでの期間、使用

済燃料冷却水処理系のディレイタンク，雑廃液処理系，及び洗濯廃液処理系は原子炉領域解体撤去及び原子炉領域以外の解体撤去が終了するまでの期間，放射性廃棄物を貯留し，汚染拡大を防止する機能及び性能を維持管理する。

放射性液体廃棄物希釈水ポンプは，原子炉領域解体撤去及び原子炉領域以外の解体撤去が終了するまでの期間，希釈放流の機能及び性能を維持管理する。

(3) 放射性廃棄物貯蔵設備については，保管している全ての放射性廃棄物の搬出までの期間，汚染拡大防止及び放射線遮への機能及び性能を維持管理する。

(4) 換気設備については，当該設備が設置されている建屋内の汚染の除去までの期間，放射性物質拡散防止の機能及び性能を維持管理する。

(5) 換気設備のフィルタについて，原子炉建屋のフィルタは高性能粒子フィルタ装置の導入までの期間，粉じんの除去の機能及び性能を維持管理する。

その他換気設備のフィルタは，当該設備が設置されている建屋内の汚染の除去までの期間，放射性粉じんの除去の機能及び性能を維持管理する。

(6) 消火設備について，当該設備が設置されているエリアの解体前までの期間，消火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及び表6-2に示す。

廃止措置の進捗に応じて，表6-1及び表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（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）（1/2）

施設区分	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					
建屋・構築物等	1.原子炉建屋	1 式	種類 鉄筋コンクリート造一部鉄骨造 地下1階，地上9階	放射性物質閉じ込め機能（常温，常圧）	原子炉建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。	当該建屋の内包する汚染を除去するまで	
	2.原子炉本体（圧力容器）	1 基	既許認可通り		圧力容器内の放射性物質の漏えいを防止できること。		原子炉領域安全貯蔵が終了するまで
	3.排気筒	1 基	設置場所 原子炉建屋屋上 地上高さ 約 53m	排気経路構成機能	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。	原子炉領域解体撤去が終了するまで	
	4.生体遮へい体	1 式	既許認可通り	放射線遮へい機能（常温，常圧）	原子炉領域からの放射線を遮へいできること。	原子炉本体等解体撤去工事が終了するまで	
放射性廃棄物処理設備	1.使用済燃料冷却水処理系 a.スラッジ貯蔵タンク	4 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工	放射性廃棄物を貯留し，汚染拡大を防止する機能	使用済砂及び樹脂を貯留できること。	保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまで	
	b.ディレイタンク	2 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工		放射性液体廃棄物を貯留できること。		原子炉領域解体撤去及び原子炉領域以外の解体撤去が終了するまで
	2.雑廃液処理系 a.再生廃液レシービングタンク	1 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工		雑廃液を貯留できること。		
	b.レシービングタンク	1 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工		雑廃液を貯留できること。		
	3.洗濯廃液処理系 a.レシービングタンク	2 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工		洗濯廃液を貯留できること。		
	b.ディレイタンク	3 基	既許認可通り 最小壁厚 0.45m FRP ライニング施工		放射性液体廃棄物を貯留できること。		

注) 東海第二発電所との共用施設は，維持管理の対象から除く。

表6-1 性能維持施設（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）（2/2）

施設区分	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					
放射性廃棄物貯蔵設備	1.黒鉛スリーブ貯蔵庫（C-1）	1基	既許認可通り 最小壁厚 0.3m（貯蔵庫間）, 1.0m（外面）	汚染拡大を防止し、放射線を遮へいする機能	黒鉛スリーブを保管できること。	保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまで	
	2.黒鉛スリーブ貯蔵庫（C-2）	1基	既許認可通り		黒鉛スリーブを保管できること。		
	3.固体廃棄物貯蔵庫（E）	1基	既許認可通り 最小壁厚 0.3m（貯蔵庫間）, 1.5m（外面）		雑固体廃棄物を保管できること。		
	4.燃料スワラー貯蔵庫	1基	既許認可通り 最小壁厚 0.6m		制御棒、チャージシュート等を保管できること。		
	5.サイトバンカ（イ）	2基	既許認可通り 最小壁厚 0.6m		雑固体廃棄物を保管できること。		
	6.燃料スプリッタ貯蔵庫 (1)燃料スプリッタ貯蔵庫（H-1）	1基	既許認可通り		使用済燃料スプリッタを保管できること。		
	(2)燃料スプリッタ貯蔵庫（H-2）	1基	既許認可通り		使用済燃料スプリッタを保管できること。		
	(3)燃料スプリッタ貯蔵庫（H-3）	1基	既許認可通り		使用済燃料スプリッタを保管できること。		
7.ドラム貯蔵庫	1基	既許認可通り 遮蔽壁厚 0.18m, 0.30m	放射性固体廃棄物を保管できること。				
換気設備	1.原子炉建屋換気設備 (1)生体遮へい冷却空気排風機	4台	既許認可通り	放射性物質拡散防止機能	原子炉建屋内を換気できること。	当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで	
換気設備のフィルタ	1.原子炉建屋換気設備（生体遮へい冷却空気排風機）	2個	既許認可通り	粉じんを除去する機能	原子炉建屋内の粉じんを除去できること。	高性能粒子フィルタ装置の導入が終了し、フィルタ装置の使用が可能となるまで	

注) 東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

表6-2 性能維持施設（廃止措置を実施するために必要な主要施設）（1/5）

施設区分	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	種類					
建屋・構築物等	1.使用済燃料冷却池建屋	1式	種類 鉄筋コンクリート造 一部鉄骨造 地上1階	放射性物質閉じ込め機能（常温、常圧）	使用済燃料冷却池建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。	当該建屋の内包する汚染を除去するまで		
	2.放射性廃液処理建屋	1式	種類 鉄筋コンクリート及び鉄骨造 地下1階、地上2階		放射性廃液処理建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。			
	3.固化処理建屋	1式	種類 鉄筋コンクリート造 地上2階		固化処理建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。			
	4.サービス建屋	1式	種類 鉄筋コンクリート造 地上3階		サービス建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。			
	5.ホットワークショップ建屋	1式	種類 鉄骨造 地上1階		ホットワークショップ建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。			
	6.取水路*1	1式	種類 コンクリートカルバート構造	希釈取水機能	希釈水が取水できること。		管理区域解除工事が終了するまで	
	7.放水路*1	1式	種類 コンクリートカルバート構造	希釈放流機能	希釈放流水が放流できること。			
放射性廃棄物処理設備	1.放射性液体廃棄物希釈設備 a.放射性液体廃棄物希釈水ポンプ	1台	既許認可通り	希釈放流機能	放射性液体廃棄物を希釈放流できること。	原子炉領域解体撤去及び原子炉領域以外の解体撤去が終了するまで		
放射性廃棄物貯蔵設備	1.貯蔵孔	24個	既許認可通り 遮蔽壁厚 約 1.33m（最小遮蔽距離）	汚染拡大を防止し、放射線を遮へいする機能	制御棒等を保管できること。	保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまで		

注）東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

※1：東海第二発電所の津波浸水対策として流動化処理土による閉塞を行う区間及び更なる地盤の安全性を確保するため、自主的に閉塞を行う区間を除く。

表6-2 性能維持施設（廃止措置を実施するために必要な主要施設）（2/5）

施設区分	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				
換気設備	1.使用済燃料冷却池建屋換気設備 (1)主冷却池換気設備排風機	1台	位置 使用済燃料冷却池建屋上 種類 軸流送風機 容量 730m ³ /min	放射性物質拡散防止機能	使用済燃料冷却池建屋内を換気できること。	当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで
	(2)フラスコ装荷室換気設備 a.フラスコ装荷室換気設備排風機	1台	位置 使用済燃料冷却池建屋上 種類 遠心式 容量 160m ³ /min		フラスコ装荷室内を換気できること。	
	b.フラスコ装荷室換気設備送風機	1台	位置 使用済燃料冷却池建屋上 種類 遠心式 容量 150m ³ /min		フラスコ装荷室内に空気を送風できること。	
	2.放射性廃液処理建屋換気設備 (1)放射性廃液処理建屋排風機（MF-2, F-3, F-4）	3台	位置 放射性廃液処理建屋内 種類 遠心式 容量 300m ³ /min, 60m ³ /min, 60m ³ /min		放射性廃液処理建屋内を換気できること。	
	3.固化処理建屋換気設備 (1)固化処理建屋排風機	2台	既許認可通り		固化処理建屋内を換気できること。	
	(2)固化処理建屋送風機	1台	既許認可通り		固化処理建屋内に空気を送風できること。	
	4.黒鉛スリーブ貯蔵庫及び燃料スプリッタ貯蔵庫換気設備 (1)黒鉛スリーブ貯蔵庫（C-2）及び燃料スプリッタ貯蔵庫（H-3）換気設備排風機	3台	既許認可通り		貯蔵庫内を換気できること。	
	(2)燃料スプリッタ貯蔵庫（H-1, 2）換気設備排風機	2台	位置 スプリッタ貯蔵庫上 種類 遠心式 容量 20m ³ /min, 20m ³ /min		貯蔵庫内を換気できること。	
	5.サイトバンカ（イ）A, Bバンカ換気設備 (1)サイトバンカ（イ）排風機	1台	既許認可通り		バンカ内を換気できること。	

注) 東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

表6-2 性能維持施設（廃止措置を実施するために必要な主要施設）(3/5)

施設区分	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					
換気設備	6.放射性廃液処理建屋連絡通路[A]換気設備 (1)排風機	1台	位置 蒸発固化処理建屋-放射性廃液処理建屋間連絡歩廊内 種類 軸流送風機 容量 73m ³ /min	放射性物質拡散防止機能	通路内を換気できること。	当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで	
	7.放射性廃液処理建屋連絡通路[B]換気設備 (1)排風機	1台	位置 放射性廃液処理建屋-使用済燃料冷却池建屋間連絡歩廊内 種類 軸流送風機 容量 38m ³ /min		通路内を換気できること。		
	8.放射性廃液処理建屋連絡通路[C]換気設備 (1)排風機	1台	位置 使用済燃料冷却池建屋-ホットワークショップ建屋間連絡歩廊内 種類 軸流送風機 容量 38m ³ /min		通路内を換気できること。		
	9.ホットワークショップ建屋換気設備 (1)ホットワークショップ建屋排風機	1台	位置 ホットワークショップ建屋内 種類 遠心式 容量 8350m ³ /h		建屋内を換気できること。		
	10.サービス建屋2階換気設備 (1)ホット系排気処理装置	1台	位置 サービス建屋内 種類 遠心式 容量 600m ³ /min		ホット系を換気できること。		
	(2)乾燥機系排気処理装置	1台	位置 サービス建屋内 種類 遠心式 容量 200m ³ /min		乾燥機系を換気できること。		

注) 東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

表6-2 性能維持施設（廃止措置を実施するために必要な主要施設）（4/5）

施設区分	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				
換気設備のフィルタ	1.使用済燃料冷却池建屋換気設備 (1)主冷却池換気設備	1個	既許認可通り	放射性情粉じんを除去する機能	使用済燃料冷却池建屋内の放射性情粉じんを除去できること。 プラスチック装荷室内の放射性情粉じんを除去できること。 放射性情廃液処理建屋内の放射性情粉じんを除去できること。 固化処理建屋内の放射性情粉じんを除去できること。 貯蔵庫内の放射性情粉じんを除去できること。 貯蔵庫内の放射性情粉じんを除去できること。 バンカ内の放射性情粉じんを除去できること。 通路内の放射性情粉じんを除去できること。 通路内の放射性情粉じんを除去できること。 通路内の放射性情粉じんを除去できること。 建屋内の放射性情粉じんを除去できること。	当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで
	(2)プラスチック装荷室換気設備	1個	既許認可通り			
	2.放射性情廃液処理建屋換気設備（MF-2, F-3, F-4）	3個	位置 放射性情廃液処理建屋内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上			
	3.固化処理建屋換気設備	2個	既許認可通り			
	4.黒鉛スリーブ貯蔵庫及び燃料スプリッタ貯蔵庫換気設備 (1)黒鉛スリーブ貯蔵庫（C-2）換気設備	1個	既許認可通り			
	(2)燃料スプリッタ貯蔵庫（H-1, 2, 3）換気設備	3個	既許認可通り			
	5.サイトバンカ（イ）A, Bバンカ換気設備	1個	既許認可通り 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上			
	6.放射性情廃液処理建屋連絡通路[A]換気設備	1個	位置 蒸発固化処理建屋ー放射性情廃液処理建屋間連絡歩廊内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上			
	7.放射性情廃液処理建屋連絡通路[B]換気設備	1個	位置 放射性情廃液処理建屋ー使用済燃料冷却池建屋間連絡歩廊内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上			
	8.放射性情廃液処理建屋連絡通路[C]換気設備	1個	位置 使用済燃料冷却池建屋ーホットワークショップ建屋間連絡歩廊内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上			
9.ホットワークショップ建屋換気設備	1個	位置 ホットワークショップ建屋内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上				
10.サービス建屋2階換気設備	2個	位置 サービス建屋内 種類 高性能粒子フィルタ 能力 0.3 ミクロン粒子に対して99.97%以上	ホット系、乾燥機系の放射性情粉じんを除去できること。			

注) 東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

表 6 - 2 性能維持施設（廃止措置を実施するために必要な主要施設）（5/5）

施設区分	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					
消火設備	1.消火栓	一式	種類 地上式消火栓若しくは ホース格納型消火栓 水圧 0.25MPa 以上	消火機能	消火設備が使用できる状態であること。	当該設備が設置されているエリアの 解体前まで	
	2.消火器	一式	種類 粉末消火器, 強化液消火 器, 二酸化炭素消火器				

注) 東海第二発電所との共用施設は、維持管理の対象から除く。

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

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 及び表 6－2 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。

こ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 及び表 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。

八 核燃料物質の管理及び譲渡し

「四 2 廃止措置対象施設及びその敷地の状況」に記したとおり，廃止措置対象施設から全ての燃料を搬出済みであり，廃止措置対象施設内には燃料は存在しない。また，今後も廃止措置対象施設内には燃料を持ち込まない。

九 核燃料物質による汚染の除去

1 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の方法と手順

汚染している施設の解体撤去は、廃止措置の基本方針に基づき、公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくを低減するように、適切な解体撤去工法及び解体手順を策定して行う。

核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の対象施設は、表 9-1 に示す廃止措置対象施設であって、管理区域内の全ての施設である。

東海発電所の汚染状況は図 4-3 に示すように原子炉領域には放射能レベルが比較的高い汚染がある。そこで、原子炉領域の設備・機器は安全貯蔵後、遠隔操作装置を用いて熱的切断装置又は機械的切断装置で切断等して、取り出すことで解体撤去する。原子炉領域以外の設備・機器については、工具等を用いて分解・取り外し、熱的切断装置もしくは機械的切断装置で切断又はブレーカ等で破砕等することにより、解体撤去する。汚染のある建屋・構築物については、はつり装置によるはつり等の方法で汚染を除去する。

各工事は、作業区域の線量当量率や対象施設の汚染の程度に応じて次項に記す安全確保対策を講じた上で、表 9-2 に示した核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法により、図 9-1 に示した汚染の除去及び解体撤去の工事等の主要な手順に沿って実施する。

2 安全確保対策

各工事の実施に当たっては、廃止措置中の基本方針に基づき、安全確保対策として以下の放射性物質の拡散防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じることを基本とし、工事件名ごとに各工事対象範囲の汚染状況の確

認を行った上で、具体的な工事の計画及び安全確保に係る事項を保安規定に定めそれらに基づいて実施することとする。廃止措置工事を安全・確実に実施するために各種装置の導入に当たっては、必要な性能を有するものにするとともに、使用状況及び据え付け状況に応じて拡散防止対策、被ばく低減対策及び事故発生防止対策を講じたものとする。

2. 1 拡散防止対策

気体状の放射性物質に対して、既存の建屋・構築物及び換気設備により施設外への拡散防止機能を維持するとともに、この機能が損なわれないように工事方法を計画する。既存の建屋・構築物及び換気設備を解体撤去する場合など、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ及び局所排風機等の施設外への拡散防止機能を持った装置を導入する。このようにして、工事の実施に当たっては、施設外への拡散防止機能を維持するようにする。放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、工事に伴う粉じんの飛散を考慮して、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機を設置する等により施設内の汚染拡散防止を図ることとする。

液体状の放射性物質に対しても同様に、既存の放射性廃液処理設備を用いて処理を行うことで施設外への拡散防止機能を維持するように工事方法を計画する。既存の放射性廃液処理設備を解体撤去する場合など、必要に応じて放射性廃液処理装置等の施設外への拡散防止機能を持った装置を導入する。このようにして、工事の実施に当たっては、施設外への拡散防止機能を維持するようにする。

2. 2 被ばく低減対策

工事の実施に当たっては、当該工事対象範囲の表面汚染密度、線

量当量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮して、下記の措置を講じることにより、合理的に可能な限り被ばく低減に努めることとする。

放射能を減衰させるため、放射能レベルの比較的高い原子炉領域を安全貯蔵した後に解体撤去する工程とする。

外部被ばく低減のため、放射線レベルの高い区域で作業を行う場合は、遠隔操作装置、遮へい等を用いることとする。

さらに、内部被ばく低減のため、放射性粉じんの発生を抑制する工法を採用するとともに、放射能レベルの高い区域で作業を行う場合は、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機、保護マスク等の防護具等を用いる。

また、工事の実施に当たっては、必要に応じて作業目標線量を設定し、実績線量と比較し改善策を検討するなどして、被ばく低減に努める。また、作業区域内の放射線環境に応じてサーベイメータ等により線量当量率を測定するとともに、線量当量率が著しく変動するおそれのある工事については、可搬式エリアモニタ装置等を用いて、作業中の線量当量率を監視する。

放射能レベルの比較的高い汚染物を取扱う遠隔操作装置及び解体撤去物等搬出装置の導入に当たっては、放射線業務従事者の被ばく低減を考慮して、作業区域内の空間線量率に応じて適切に遮へい設計を行う。

2. 3 事故防止対策

工事に当たっては、爆破工法を採用しない等周辺設備及び東海第二発電所等への影響を回避する工事方法を計画する。地震、台風等

の自然事象に備え、内包する有意な汚染を除去するまで既存の建屋を維持するよう努める。火災、爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として、難燃性の資機材の使用、爆破工法の不採用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重装置の使用等の措置を講じる。

遠隔操作装置及び解体撤去物等搬出装置の導入に当たっては、汚染物の落下防止対策及び衝突防止対策を講じる。放射能レベルの比較的高い汚染物を取扱う装置で、閉じ込め機能の機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のある部分は、必要に応じて耐震重要度Bクラス相当の耐震設計を行うこととする。

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こととする。

なお、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、閉所・酸欠防止対策、振動対策、騒音対策等を講じる。

表 9-1 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の対象施設（1 / 2）

(1) 原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた施設

建屋名称※ ¹ （対象施設）		設備名称※ ¹	備考
原子炉建屋	<原子炉室>	<ul style="list-style-type: none"> ・<炉内挿入物>（制御棒，緊急時停止装置） ・原子炉本体（黒鉛ブロック，圧力容器） ・ガスダクト（生体遮へい体の内側） ・生体遮へい体 	管理区域
	<原子炉サービス建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・生体遮へい冷却空気排風機 ・制御棒駆動装置 ・核計測装置 ・蓄電池（正常時，非常時） ・地震検知装置 ・排気筒モニタ 	
	<燃料取扱建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・破損燃料検出装置 ・冷却材清浄装置 ・核計測装置 ・地震検知装置 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-1] ・固体廃棄物貯蔵庫 [E] ・燃料スワラー貯蔵庫 	
	<熱交換器建屋>	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器 ・ガスダクト（生体遮へい体の外側） ・炭酸ガス循環機 ・排気筒 	
使用済燃料冷却池建屋		<ul style="list-style-type: none"> ・冷却池 ・サイトバンカ（ロ） ・燃料スプリッタ貯蔵庫 ・黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-2] 	
放射性廃液処理建屋		<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料冷却水処理系 ・雑廃液処理系 ・洗濯廃液処理系 	
固化処理建屋		<ul style="list-style-type: none"> ・蒸発固化装置 	
サイトバンカ建屋		<ul style="list-style-type: none"> ・サイトバンカ（イ） 	
燃料貯蔵倉庫		—	
ドラム貯蔵庫		—	

※1 建屋名称及び設備名称の< >内の名称は，解体届で用いた名称。

表9-1 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の対象施設（2/2）

(2) その他の主要な施設

建屋名称（対象施設）		主要設備名称	備考
原子炉建屋	原子炉室	・燃料取替機トランスポータ	管理区域
	燃料取扱建屋	・非常用炭酸ガス貯蔵タンク ・原子炉補機冷却水機器 ・燃料装填準備装置 ・燃料分離設備	
使用済燃料冷却池建屋		・スキップトランスポータ	
固化処理建屋		・廃液受入設備 ・モルタル充填装置	
サイトバンカ建屋		・クレーン	
燃料貯蔵倉庫		・ホイスト	
サービス建屋		・洗濯設備	
ホットワークショップ建屋		・クレーン	
空調機械建屋		—	
保修機材倉庫		—	
第3号補助ボイラ建屋		・補助ボイラ	

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(1/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
(1)原子炉領域安全貯蔵措置	・原子炉建屋	・原子炉本体 ・生体遮へい体 ・ガスダクト(生体遮へい体の内側)	—	<p>原子炉本体に接続されている弁等を閉止して原子炉領域安全貯蔵範囲を安全貯蔵する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉本体に接続されている系統の全ての弁等(原子炉圧力容器スタンドパイプの閉止蓋, 原子炉冷却系主ガス弁, 原子炉冷却系主ガス弁のバイパス弁, 破損燃料検出装置のサンプリングガス元弁, 原子炉エアページ元弁及び原子炉計測系元弁)を全て閉止し, 原子炉領域安全貯蔵対象範囲を安全貯蔵する。 ・安全貯蔵期間中に, 原子炉内の環境を把握するため, 炉内の湿分を測定する。 ・原子炉内の汚染・放射化状況等をより精度良く把握するため, 黒鉛ブロック等の炉内サンプル採取を必要に応じ実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・サンプル採取は, 黒鉛ブロック等の炉内構造物のサンプル採取区域に, 汚染拡大防止囲いを設置し, 局所排風機, 局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・サンプル採取は, 遮へい付きのサンプル採取装置を用いて遠隔採取により被ばく低減を図る。 ・原子炉建屋, 生体遮へい体, 放射性廃棄物処理設備, 放射線管理設備, 換気設備, 放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉領域安全貯蔵対象範囲について約10年間の安全貯蔵が完了すること。(平成23年3月)

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(2/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
(2)原子炉領域以外の解体撤去 a.燃料取扱建屋領域機器解体撤去工事	・燃料取扱建屋	<p><南側機器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラ燃料補機ポンプ ・非常用炭酸ガス貯蔵タンク ・原子炉補機冷却水機器 ・破損燃料検出装置 ・冷却材清浄装置(原子炉冷却材乾燥器他) ・非常用炭酸ガス系配管 ・核計測装置(検出器を除く。) ・保温材他 <p><北側機器></p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助ボイラ燃料補機ポンプ ・保温材他 	—	<p>燃料取扱建屋領域機器を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設置し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、放射性廃液処理建屋、ホットワークショップ建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取扱建屋領域機器の解体を完了すること。(燃料分離設備及び燃料装填準備装置等を除く。)

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (3/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
b.燃料取替機等解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉室 原子炉サービスマン建屋 ホットワークショップ建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機トランスポータ 	—	<p>燃料取替機トランスポータを解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機トランスポータは、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断し、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機トランスポータの切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 原子炉建屋、生体遮へい体、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機トランスポータの解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(4/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
c. 熱交換器等解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器建屋 ・ホットワークショップ建屋 	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器 ・ガスダクト(生体遮へい体の外側) ・炭酸ガス循環機 ・配管, タンク, ポンプ, 保温材他 	—	<p>熱交換器及び熱交換器建屋の機器を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器以外の機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・熱交換器は、汚染拡大防止囲い内にて、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断し、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・ホットワークショップ建屋に解体撤去物を除染するための除染装置(ブラスト等)を導入する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・熱交換器の切断作業区域に、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、生体遮へい体、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・熱交換器、ガスダクトの一部及び熱交換器の周辺機器の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (5/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
d. 解体撤去物等搬出準備工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉室 燃料取扱建屋 使用済燃料冷却池建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料分離設備 燃料装填準備装置 燃料取扱治具類 スキップトランスポート 燃料取扱建屋内の間仕切り壁 使用済燃料冷却池建屋の間仕切り壁・床他 	—	<p>解体撤去物等搬出装置を導入するエリアを確保するために、燃料取扱建屋等の機器を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 解体撤去物の搬出ルートを確保するための燃料取扱建屋及び使用済燃料冷却池建屋の間仕切り壁・床等の汚染されたコンクリートの解体撤去は、ブレーカ・はつり装置等により破碎・はつり等を行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 解体撤去物を搬出するために、解体撤去物等搬出装置（細断装置、搬送装置、コンクリート・モルタル混練装置、廃棄体検査装置等で構成）を導入する。 	<ul style="list-style-type: none"> 汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 汚染されたコンクリートは、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 原子炉建屋、生体遮へい体、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去物等搬出装置の導入エリアが確保されること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (6/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
e. 原子炉領域解体準備工事	・原子炉サービス建屋	・生体遮へい冷却空気排風機フィルタ室間仕切り壁 ・粒子フィルタ他	—	放射性粉じんの拡散を防止する高性能粒子フィルタ装置を導入するエリアを確保するために、粒子フィルタ等の必要な解体撤去工事を行う。 ・既存の生体遮へい冷却空気排風機フィルタ室を拡張するため、間仕切り壁を撤去する。汚染されたコンクリートの解体撤去は、ブレーカ等により破碎し、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・工具等を用いて粒子フィルタの取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・高性能粒子フィルタ装置を導入する。	・汚染されたコンクリートは、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備等を維持管理する。	・高性能粒子フィルタ装置の導入エリアが確保されること。
f. 原子炉サービス建屋領域機器解体撤去工事	・原子炉サービス建屋	・制御棒駆動装置 ・核計測装置他	—	原子炉サービス建屋領域機器を解体撤去する。 ・機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。	・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。	・原子炉サービス建屋領域の機器の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(7/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
g. 各建屋附帯設備等解体撤去工事	・各建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・換気設備(排気設備を含む。) ・補助ボイラ ・地震検知装置 ・蓄電池 ・排気筒モニタ ・ホイスト ・クレーン ・電源盤, ケーブル他 	—	<p>各建屋附帯設備等の機器を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋、サービス建屋、ホットワークショップ建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・各建屋内の附帯設備の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(8/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
<p>(3)原子炉領域解体撤去</p> <p>a. 炉内挿入物取出撤去工事</p>	<p>・原子炉室</p>	<p>・炉内挿入物(制御棒, 緊急時停止装置他)</p>	<p>・原子炉領域安全貯蔵措置を完了すること。</p> <p>・解体撤去物等搬出装置を導入すること。(ただし, 炉内挿入物取出装置設置期間は除く。)</p> <p>・高性能粒子フィルタ装置を導入すること。(ただし, 炉内挿入物取出装置設置期間は除く。)</p> <p>・燃料取替機等解体撤去工事を完了すること。</p>	<p>原子炉領域の炉内挿入物を取り出し撤去する。</p> <p>・運転床に遠隔操作の炉内挿入物取出装置を導入する。</p> <p>・炉内挿入物取出装置を用いて, 炉内挿入物を取り出し, 運転床領域に導入された解体撤去物等搬出装置にて, 必要に応じて熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断し, 容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。</p>	<p>・作業区域に, 汚染拡大防止囲いを設営し, 局所排風機, 局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。</p> <p>・遠隔操作装置, 遮へいを用いて被ばく低減を図る。</p> <p>・炉内挿入物取出装置の把持部には落下防止策を講じる。</p> <p>・解体撤去物等搬出装置には, リミッタ等の衝突防止対策を講じる。</p> <p>・放射線防護上必要な場合は, 保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。</p> <p>・原子炉建屋, 放射性廃棄物処理設備, 放射線管理設備, 換気設備, 使用済燃料冷却池建屋, 放射性廃液処理建屋等を維持管理する。</p>	<p>・炉内挿入物取り出しを完了すること。</p>

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (9/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
b.原子炉本体等解体撤去工事	・原子炉室	<ul style="list-style-type: none"> ・ガスダクト (生体遮へい体の内側) ・黒鉛ブロック ・圧力容器他 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉内挿入物取出撤去工事を完了すること。 	<p>原子炉領域の原子炉本体の黒鉛ブロックを取出し、圧力容器等を切断取り出して撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・遠隔操作装置を導入するため原子炉本体上部の上部生体遮へい体を解体撤去して、遮へい機能を備えた遠隔操作装置操作床を導入する。 ・黒鉛ブロックは、遠隔操作装置に黒鉛ブロック把持装置を取り付けて、運転床領域に取り出し、容器に収納して解体撤去物等搬出装置に搬送し、機械的切断装置 (バンドソー切断等) にて細断して、容器に収納して搬送する。 ・圧力容器等は、遠隔操作装置に切断装置を取り付けて、熱的切断装置 (プラズマアーク切断等) 又は機械的切断装置により気中にて切断撤去し、容器に収納して解体撤去物等搬出装置に搬送し、必要に応じて熱的切断装置又は機械的切断装置にて細断して、容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・作業区域に、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線レベルの高い区域では、遠隔操作装置、遮へいを用いて被ばく低減を図る。 ・黒鉛ブロック把持装置及び切断装置の把持部に落下防止対策を講じる。 ・解体撤去物等搬出装置には、リミッタ等の衝突防止対策を講じる。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉本体等の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法(10/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
c. 生体遮へい体解体撤去工事	・原子炉室	・生体遮へい体	・原子炉本体解体撤去工事を完了すること。	<p>原子炉領域の生体遮へい体を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・生体遮へい体コンクリートは、機械的切断装置(湿式ワイヤーソー切断)等により切断撤去し、容器に収納して解体撤去物等搬出装置に搬送し、必要に応じて破碎して、容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・湿式ワイヤーソー切断に伴い発生した廃液は、放射性廃液処理装置(加圧式ろ過処理等)を導入して、放射性液体廃棄物として処理する。 ・放射性廃液処理装置により発生する固体状のスラッジ等は、放射性固体廃棄物として処理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・作業区域に、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線レベルの高い区域では、遮へいを用いて被ばく低減を図る。 ・解体撤去物等搬出装置には、リミッタ等の衝突防止対策を講じる。 ・放射性廃液処理装置設置区域には、せき又は溢水防止設備等を設置して汚染拡大防止を図る。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、換気設備、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。 	・生体遮へい体の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (11/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
(4)建屋等解体撤去 a.原子炉建屋換気設備解体撤去工事	・原子炉サービス建屋	・生体遮へい冷却空気排風機他	・原子炉領域解体撤去を完了すること。	原子炉建屋換気設備の機器を解体撤去する。 ・機器の解体撤去に当たっては、原則として非汚染機器から汚染機器の順に解体する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから実施する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断、もしくは、工具等を用いた取り外しを行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。	・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物処理設備、放射線管理設備、放射性廃液処理建屋等を維持管理する。	・原子炉建屋換気設備の解体を完了すること。
b.放射性廃棄物処理設備等解体撤去工事	・使用済燃料冷却池建屋 ・放射性廃液処理建屋 ・固化処理建屋 ・サービス建屋 ・ドラム貯蔵庫	・使用済燃料冷却水処理系 ・雑廃液処理系 ・洗濯廃液処理系 ・蒸発固化装置 ・廃液受入設備 ・モルタル充填装置 ・洗濯設備他	・原子炉建屋換気設備解体撤去工事を完了すること。 ・原子炉領域以外の解体撤去を完了すること。	放射性廃棄物処理設備等の機器を解体撤去する。 ・放射性廃棄物処理設備等の解体撤去に当たっては、小型可搬式の廃棄物処理装置を導入する。 ・汚染機器は、熱的切断装置又は機械的切断装置により気中にて切断し、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。	・汚染機器の切断作業区域に、放射線防護上必要な場合は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物貯蔵設備、換気設備、放射線管理設備、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋、サービス建屋、ドラム貯蔵庫等を維持管理する。	・放射性廃棄物処理設備等の機器の解体を完了すること。

表9-2 核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法 (12/12)

工事件名	場 所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
c. 管理区域 解除工事	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋 ・使用済燃料冷却池建屋 ・放射性廃液処理建屋 ・固化処理建屋 ・サイトバンカ建屋 ・燃料貯蔵倉庫 ・サービス建屋 ・ドラム貯蔵庫 ・ホットワークショップ建屋 ・空調機械建屋 ・保修機材倉庫 ・第3号補助ボイラ建屋 	<ul style="list-style-type: none"> ・各建屋の汚染されたコンクリート等（黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-1], 固体廃棄物貯蔵庫 [E], 燃料スワラー貯蔵庫, 冷却池, サイトバンカ (イ), サイトバンカ (ロ), 燃料スプリッタ貯蔵庫, 黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-2], 排気筒を含む。） 	<ul style="list-style-type: none"> ・各建屋内の機器の解体撤去工事を完了すること。 	<p>各建屋に残った汚染されたコンクリート等の汚染を除去して、すべての管理区域を解除する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・汚染されたコンクリート等は、はつり装置によるはつり等を行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡散防止措置を講じて搬送する。 ・汚染の除去を行った後、汚染の状況を確認（経済産業大臣の定める管理区域の設定基準を超えないこと及び放射性物質についての放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものとして経済産業省令で定める基準を超えないことの確認）した上で管理区域を解除する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染されたコンクリート等は、汚染拡大防止囲いを設営し、局所排風機、局所フィルタ等により放射性粉じんの区域外拡散を防止する。 ・放射線防護上必要な場合は、保護マスク等の着用により放射性粉じんの吸い込みを防止する。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物貯蔵設備、放射線管理設備、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋、ドラム貯蔵庫、サービス建屋、ホットワークショップ建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・管理区域の解除が完了すること。

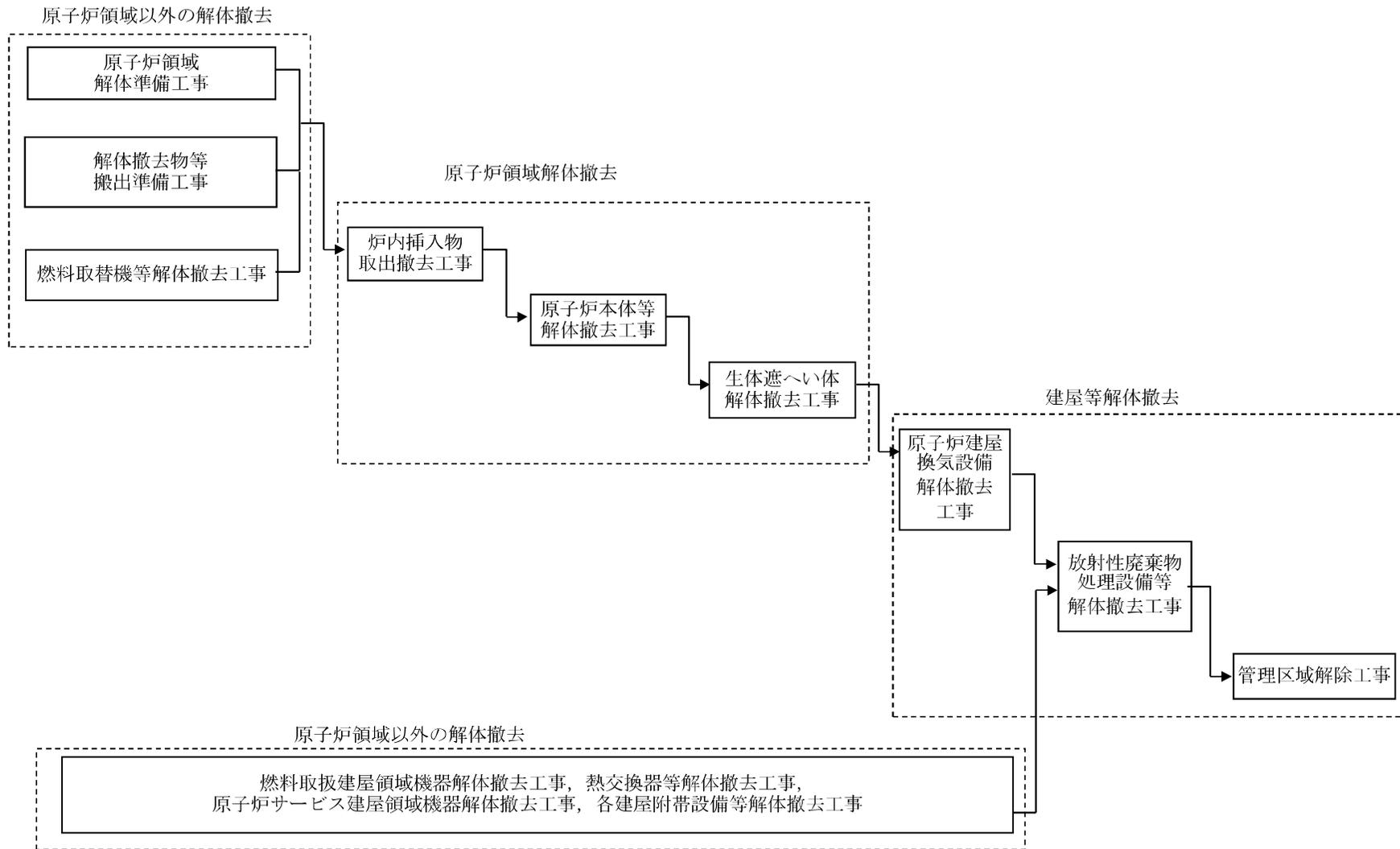


図 9-1 汚染の除去及び解体撤去の工事等の主要な手順

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

1 放射性気体廃棄物

放射性気体廃棄物は、廃止措置の基本方針に基づき、法令及び告示に基づいて適切に処理を行って管理放出する。

1. 1 放射性気体廃棄物の種類

原子炉の運転中及び既に実施済の解体工事で発生した放射性気体廃棄物は全て処分済みである。

廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物は、放射化金属の切断、黒鉛ブロックの切断、汚染金属の切断、放射化コンクリートの切断、汚染コンクリートの表面はつり及び原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理に伴う放射性粉じんである。なお、廃止措置対象施設から全ての燃料が搬出されているため、放射性よう素及び放射性希ガスは発生しない。

1. 2 放射性気体廃棄物の処理処分の方法

放射性気体廃棄物の処理フローを図10-1に示す。

廃止措置期間中に発生する放射性気体廃棄物については、表9-2に示した核燃料物質による汚染の除去及び解体撤去の工事方法に基づき、汚染拡大防止囲いを用い、局所フィルタ等を通した後、既設建屋換気系を經由して排気筒又は排気口から大気へ放出する。なお、安全貯蔵期間終了後においては、原子炉建屋換気系に高性能粒子フィルタ装置を導入して、放射性気体廃棄物の放出量を低減させる。

既設の建屋換気系が設置されていない場合及び建屋換気系を解体撤去する場合には、必要に応じて汚染拡大防止囲いを用い、局所フィルタ等を通した後、大気へ放出する。

1. 3 放射性気体廃棄物の推定放出量

廃止措置期間中の放射性気体廃棄物の推定放出量を表 10-1 に示す。

1. 4 放射性気体廃棄物の放出管理

放射性気体廃棄物の放出に当たっては、排気筒及び排気口等において、粒子状放射性物質濃度を測定監視し、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という。）に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないように管理する。

放射性気体廃棄物の放出管理は、廃止措置工事に伴って発生すると想定される放射性気体廃棄物の放出による一般公衆への影響評価結果を踏まえ、日常的に測定管理可能な観点から、 γ 線放出核種（Co-60 及び Cs-137）を対象として行う。廃止措置期間中においては、表 10-1 に示す放出管理目標値（合計）を超えないように努める。

2 放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物は、廃止措置の基本方針に基づき、法令及び告示に基づいて適切に処理を行って管理放出する。

2. 1 放射性液体廃棄物の種類

原子炉の運転中及び既に実施済の解体工事で発生した放射性液体廃棄物は全て処分済みである。

廃止措置期間中に発生する放射性液体廃棄物は、生体遮へい体解体工事時の放射化コンクリートの湿式ワイヤーソー切断に伴う廃液、

管理区域内作業で使用した防護服等の洗濯に伴い発生する洗濯廃液、保護マスク、靴等の洗浄に伴い発生する洗浄水及び機器ドレン等である。

2. 2 放射性液体廃棄物の処理処分の方法

放射性液体廃棄物の処理フローを図10-2に示す。

生体遮へい体解体撤去工事に伴い発生する放射化コンクリートの湿式切断に伴う廃液は、放射性廃液処理装置でろ過処理及び中和処理をした後、洗濯廃液処理系で処理し、処理後の廃液は、放射性物質濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を超えないことを確認して、放水口から海洋に放出する。また、ろ過処理により発生する固体状のスラッジは、解体撤去物等搬出装置で固体状物質として処理する。

管理区域内作業で使用した防護服等の洗濯に伴い発生する洗濯廃液等は洗濯廃液処理系で、また、保護マスク、靴等の洗浄に伴い発生する洗浄水及び機器ドレン等は雑廃液処理系で処理し、処理後の廃液は、放射性物質濃度が線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を超えないことを確認して、放水口から海洋に放出する。

2. 3 放射性液体廃棄物の推定放出量

廃止措置期間中の放射性液体廃棄物の最大年間推定放出量を表10-2に示す。

2. 4 放射性液体廃棄物の放出管理

放射性液体廃棄物の放出に当たっては、ディレイタンクに一時貯留した後、放射性物質の濃度を測定し、線量告示に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度を超えないように管理する。

放射性液体廃棄物の放出管理は、廃止措置工事に伴って発生すると想定される放射性液体廃棄物の放出による一般公衆への影響評価結果を踏まえ、日常的に測定管理可能な観点から、 γ 線放出核種（Co-60, Cs-137, Eu-152 及び Eu-154）を対象として行う。廃止措置期間中においては、表 10-2 に示す年間放出管理目標値（合計）を超えないように努める。

3 核燃料物質によって汚染された固体状物質

放射性固体廃棄物は、廃止措置の基本方針に基づき、分別処理や除染・減容等を行って、放射性廃棄物の発生量の合理的な低減に努めつつ、放射能レベル区分や性状に応じた処理を行って、廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。放射性廃棄物の事業所内及び事業所外における輸送は、関連法令に基づき実施する。

放射性物質として扱う必要のない物は、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て、施設から搬出し、可能な限り再生利用に供する。

3. 1 核燃料物質によって汚染された固体状物質の種類

(1) 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物

原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物（原子炉運転停止後、解体届に基づく解体工事開始までに発生した放射性固体廃棄物を含む。）の種類と保管状況は、以下のとおりである。

a. 雑固体廃棄物

ドラム缶又は鉄箱に封入し、ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫に合わせて約 2,670 トン保管している。

b. 蒸発固化体

ドラム缶に封入し, 固体廃棄物貯蔵庫に約 310 トン保管している。

c. 黒鉛スリーブ

燃料取扱建屋の黒鉛スリーブ貯蔵庫[C-1]及び使用済燃料冷却池建屋の黒鉛スリーブ貯蔵庫[C-2]に合わせて約 820 トン保管している。

d. 使用済砂及び樹脂

スラッジ貯蔵タンクに約 80 トン保管している。

e. 使用済燃料スプリッタ

燃料スプリッタ貯蔵庫に約 70 トン保管している。

f. 制御棒, チャージシュート等

燃料スワラー貯蔵庫等に約 80 トン保管している。

(2) 既の実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質

既の実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質（解体届の中で、制度整備されるまで低レベル放射性廃棄物と同等の管理を行うとした放射性物質として扱う必要のない物を含む。）の種類と保管状況は、以下のとおりである。

a. 雑固体廃棄物

雑固体廃棄物には、燃料取扱建屋領域機器及び燃料取替機等の解体撤去により発生した金属、保温材等があり、放射性物質として扱う必要のない物と推定されるものを分別した上でドラム缶又は鉄箱に封入し、ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫に合わせて約 1,800 トン（解体撤去工事に伴う付随廃棄物を含む。）保管している。

(3) 廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質

廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質は、以下のとおりである。

a. 雑固体廃棄物

雑固体廃棄物として、次のものが発生する。

- ・ 熱交換器及び原子炉圧力容器等設備の解体撤去により発生する金属，保温材等
- ・ 使用済燃料冷却池壁，床面のはつり及び生体遮へい体等建屋・構築物の解体撤去により発生するコンクリート
- ・ 炉内構造物の解体撤去により発生する黒鉛等

3. 2 核燃料物質によって汚染された固体状物質の処理処分の方法

(1) 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物

原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物は、その性状及び汚染レベルに応じて、放射能レベルの比較的高い低レベル放射性廃棄物（余裕深度処分対象。以下「L1」という。）又は放射能レベルの比較的低い低レベル放射性廃棄物（ピット処分対象。以下「L2」という。）として、以下のとおり処理する。原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理フローを図10-3に示す。

雑固体廃棄物のうち可燃性のものは、雑固体廃棄物焼却設備（東海第二発電所と共用）で焼却し、焼却灰は不燃性の雑固体廃棄物として処理する。

不燃性の雑固体廃棄物（黒鉛スリーブ，使用済燃料スプリッタ，制

御棒，チャージシュート等含む。)のうちL1に相当するものは，解体撤去物等搬出装置で必要に応じて処理を行い，廃棄体の基準に応じて処分容器に封入する。L2に相当するものは，必要に応じて雑固体減容処理設備（東海第二発電所と共用）で処理し，ドラム缶に固型化するか，解体撤去物等搬出装置で必要に応じて処理を行い，廃棄体の基準に応じて処分容器に固型化する。

放射性液体廃棄物の処理の結果発生した蒸発固化体は，セメント混練固化装置（東海第二発電所と共用）でドラム缶に固化する。

放射性液体廃棄物の処理の結果発生した使用済砂及び樹脂は，スラッジ貯蔵タンクから取り出した後，セメント混練固化装置でドラム缶に固化する。

以上の処理を行い，放射性固体廃棄物は，ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫で搬出までの間一時的に保管する。

使用済燃料冷却池内に，運転中の廃棄物の処理に伴って発生した固体廃棄物を処理の一環として仮置することがある。なお，仮置の最大数量は，直接線量及びスカイシャイン線量評価に用いた評価条件を満足する数量とする（処分容器の場合300体）。また，固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアには，固体廃棄物貯蔵庫に保管したドラム缶を含めて，固体廃棄物を詰めたドラム缶（処分容器等を含む。）を，廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り，保管する。

放射性固体廃棄物を保管又は仮置する際は，表面線量率がドラム貯蔵庫で0.5 mSv/h，使用済燃料冷却池建屋，固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋で2 mSv/hを超えないように管理する。

上記の放射性固体廃棄物は、廃止措置期間終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

(2) 既に実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質

既に実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質は、ドラム缶又は鉄箱から取り出した後、その性状及び汚染レベルに応じて区分し、以下のとおり処理する。既に実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質の処理フローを図10-4に示す。

雑固体廃棄物のうち可燃性のものは、雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰は不燃性の雑固体廃棄物として処理する。

雑固体廃棄物のうち不燃性のものの処理は以下のとおり行う。

放射性物質として扱う必要のない物については、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再生利用に供することとする。

L2に相当するものは、必要に応じて雑固体減容処理設備で処理し、ドラム缶に固型化するか、解体撤去物等搬出装置で必要に応じて処理を行い、廃棄体の基準に応じて処分容器に固型化する。

放射性液体廃棄物の処理の結果発生した蒸発固化体は、セメント混練固化装置でドラム缶に固化する。

放射能レベルの極めて低い低レベル放射性廃棄物(トレンチ処分対象。以下「L3」という。)に相当するものは、鉄箱又はフレキシブルコンテナ等に収納する。

以上の処理を行い、放射性固体廃棄物は、ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫で搬出までの間一時的に保管する。

使用済燃料冷却池内に、廃止措置工事に伴って発生した固体廃棄物を処理の一環として仮置することがある。なお、仮置の最大数量は、直接線量及びスカイシャイン線量評価に用いた評価条件を満足する数量とする（処分容器の場合300体）。また、固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアには、固体廃棄物貯蔵庫に保管したドラム缶を含めて、固体廃棄物を詰めたドラム缶（処分容器等を含む。）を、廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り、保管する。

放射性固体廃棄物を保管又は仮置する際は、表面線量率がドラム貯蔵庫で0.5 mSv/h、使用済燃料冷却池建屋、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋で2 mSv/hを超えないように管理する。

上記の放射性固体廃棄物は、廃止措置期間終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

（3）廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質

廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質は、その性状及び汚染レベルに応じて分別管理して、以下のとおり処理する。廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質の処理フローを図10-5に示す。

L1に相当するものは、解体撤去物等搬出装置で必要に応じて処理を行い、廃棄体の基準に応じて処分容器に封入する。

雑固体廃棄物のうち可燃性のものは、雑固体廃棄物焼却設備で焼却

し、焼却灰は不燃性の雑固体廃棄物として処理する。

雑固体廃棄物のうち不燃性のものの処理は以下のとおり行う。

放射性物質として扱う必要のない物については、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再生利用に供することとする。

L 2（固体状のスラッジを含む。）に相当するものは、必要に応じて雑固体減容処理設備で処理し、ドラム缶に固型化するか、解体撤去物等搬出装置で必要に応じて処理を行い、廃棄体の基準に応じて処分容器に固型化する。

放射性液体廃棄物の処理の結果発生した蒸発固化体は、セメント混練固化装置でドラム缶に固化する。

L 3に相当するものは、鉄箱又はフレキシブルコンテナ等に収納する。

以上の処理を行い、放射性固体廃棄物は、ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫で搬出までの間一時的に保管する。

使用済燃料冷却池内に、廃止措置工事に伴って発生した固体廃棄物を処理の一環として仮置することがある。なお、仮置の最大数量は、直接線量及びスカイシャイン線量評価に用いた評価条件を満足する数量とする（処分容器の場合300体）。また、固体廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアには、固体廃棄物を詰めたドラム缶（処分容器等を含む。）を、廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り、保管する。

放射性固体廃棄物を保管又は仮置する際は、表面線量率がドラム貯蔵庫で0.5 mSv/h、使用済燃料冷却池建屋、固体廃棄物貯蔵庫及

び固体廃棄物作業建屋で 2 mSv/h を超えないように管理する。

上記の放射性固体廃棄物は、廃止措置期間終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

廃止措置期間を通して放射性固体廃棄物の保管量は、ドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫の保管容量を超えないように管理する。安全貯蔵期間終了時におけるドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫保管量の推定量評価結果を表 10-3 に示す。

放射性固体廃棄物は、廃止措置期間終了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄するものとし、原子炉領域解体撤去工程前までに廃棄先を確定する。原子炉領域解体撤去工程前に廃棄先を確定できない場合は、原子炉領域解体撤去工程に着手せず、安全貯蔵期間を延長するよう、廃止措置計画を変更することとする。

3. 3 核燃料物質によって汚染された固体状物質の推定発生量

核燃料物質によって汚染された固体状物質の既保管量及び今後の推定発生量を表 10-4 に示す。

4 管理の方法

放射性気体廃棄物を適切に処理するために、既存の建屋、構築物及び換気施設を維持管理する。必要に応じて、汚染拡大防止囲い、局所排風機、局所フィルタ及び局所排気装置等を導入する。放射性気体廃棄物の放出管理を行うため、排気筒及び排気口等において粒子状放射性物質濃度を測定するとともに、測定に必要な放出管理用計測器を維持管理する。

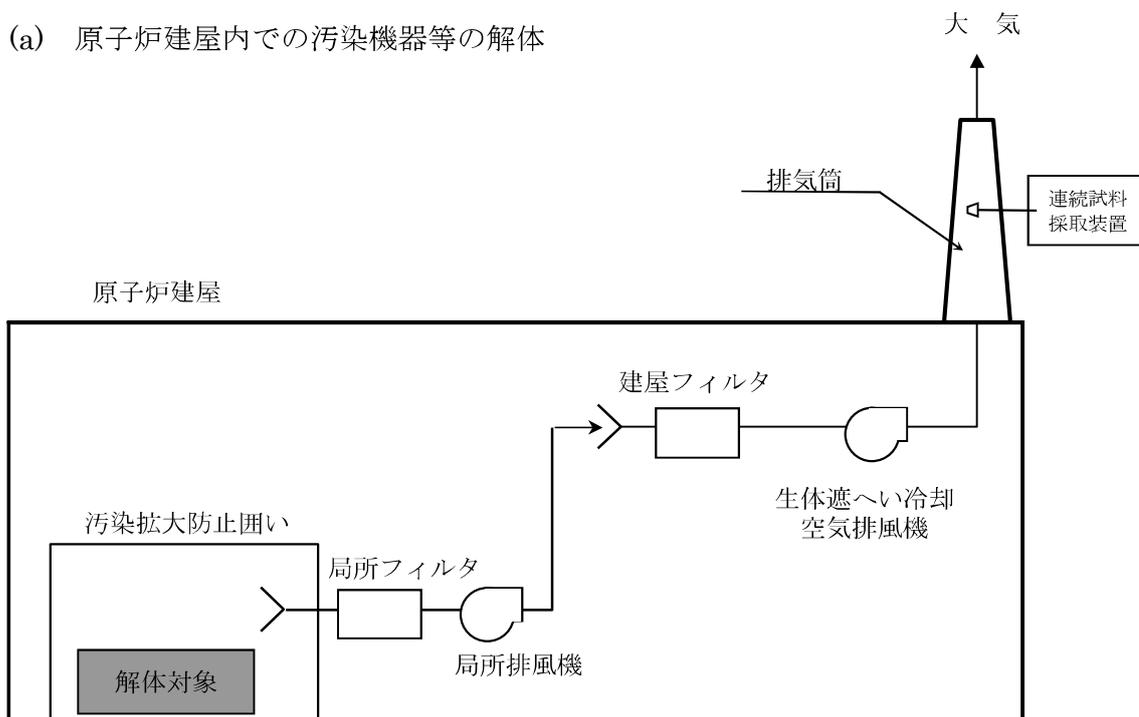
放射性液体廃棄物を適切に処理するために、既存の放射性廃液処理設備を維持管理する。必要に応じて、放射性廃液処理装置等を導入する。放射性液

体廃棄物の放出管理を行うため、ディレイタンク等において放射性物質濃度を測定するとともに、測定に必要な放出管理用計測器を維持管理する。

放射性固体廃棄物を適切に処理するために、既存の雑固体減容処理設備等の廃棄物処理施設を維持管理する。必要に応じて、解体撤去物等搬出装置、除染装置及び可搬式廃棄物処理装置等を導入する。放射性固体廃棄物の処理に当たっては、放射能レベル区分及び性状別に区分し、区分外のものが混入しないよう管理するとともに、除染・減容等により、放射性廃棄物発生量の合理的な低減に努める。放射性固体廃棄物の貯蔵保管に当たっては、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、適切に管理する。放射性固体廃棄物を適切に貯蔵保管するために、既存の固体廃棄物貯蔵庫等の廃棄物貯蔵設備を維持管理する。

これら核燃料物質によって汚染された物の管理及びその処理処分の実施に当たっては、保安規定にその方法を定め、それに基づき実施することとする。

(a) 原子炉建屋内での汚染機器等の解体



(b) その他の建屋内での汚染機器等の解体

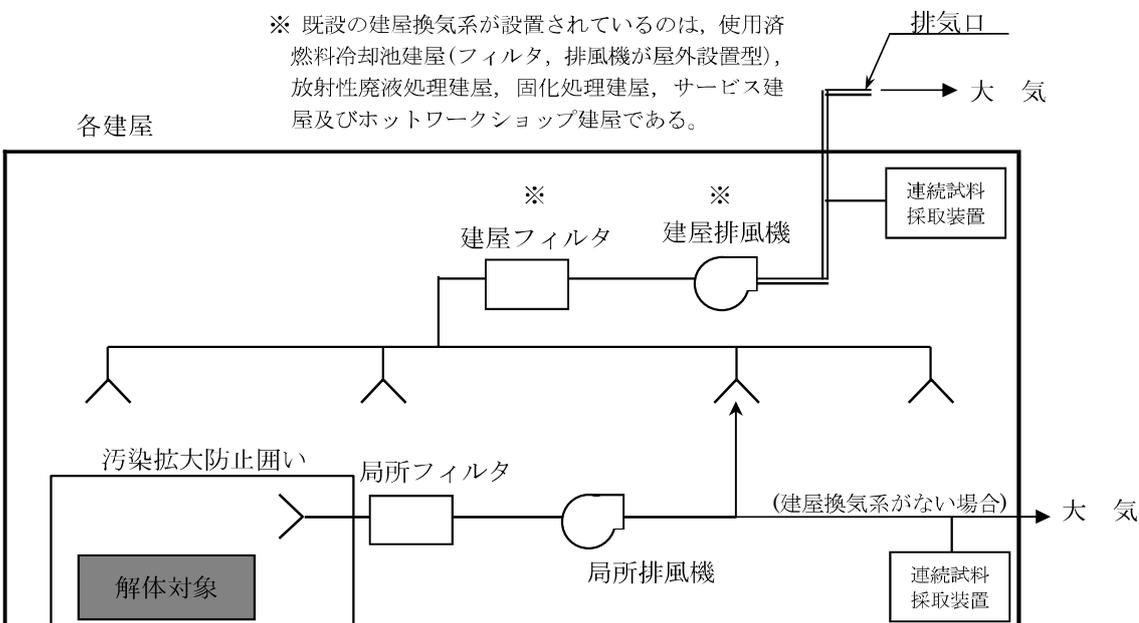


図 10-1 放射性気体廃棄物の処理フロー

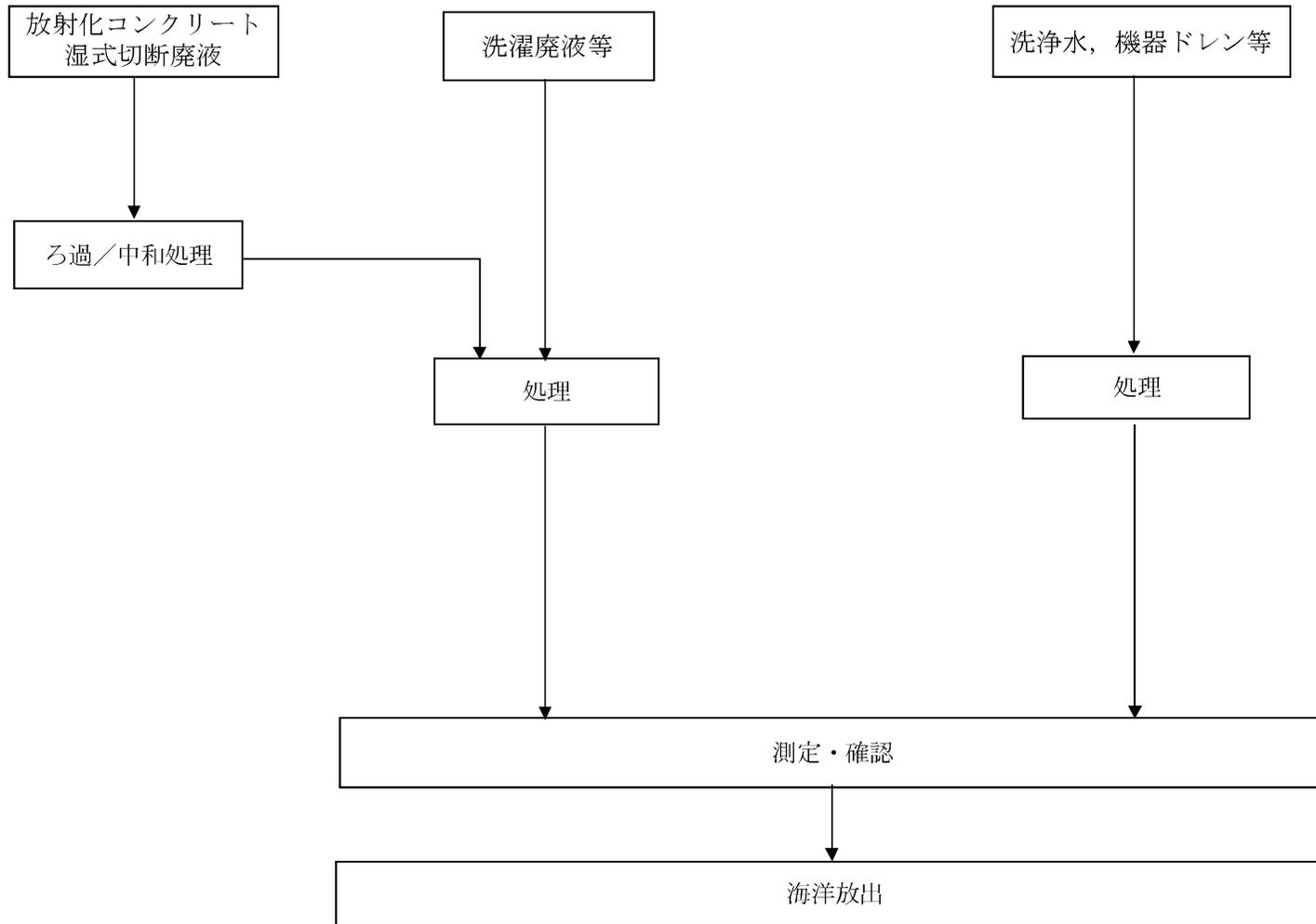


図 1 0 - 2 放射性液体廃棄物の処理フロー

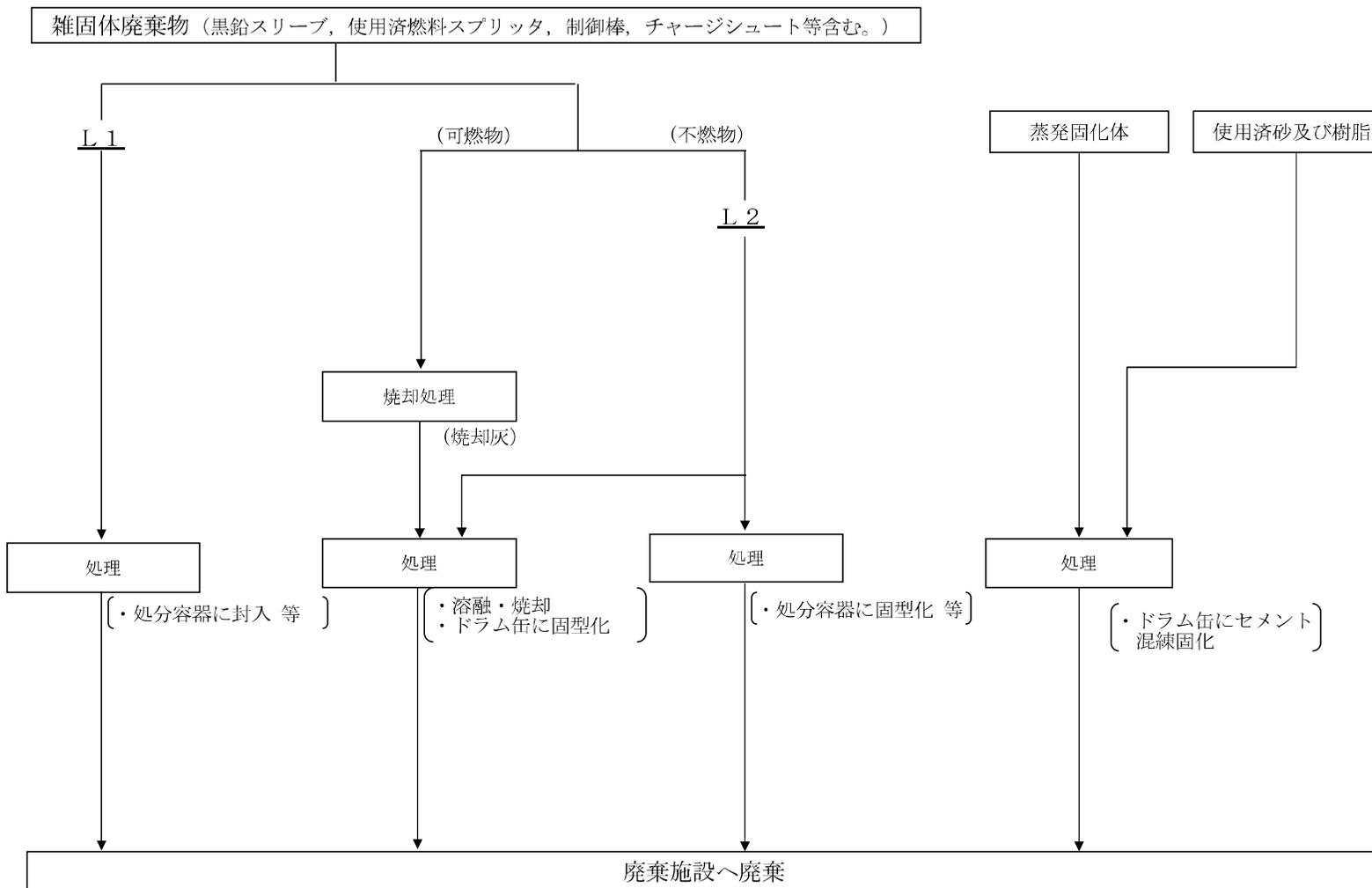


図10-3 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理フロー

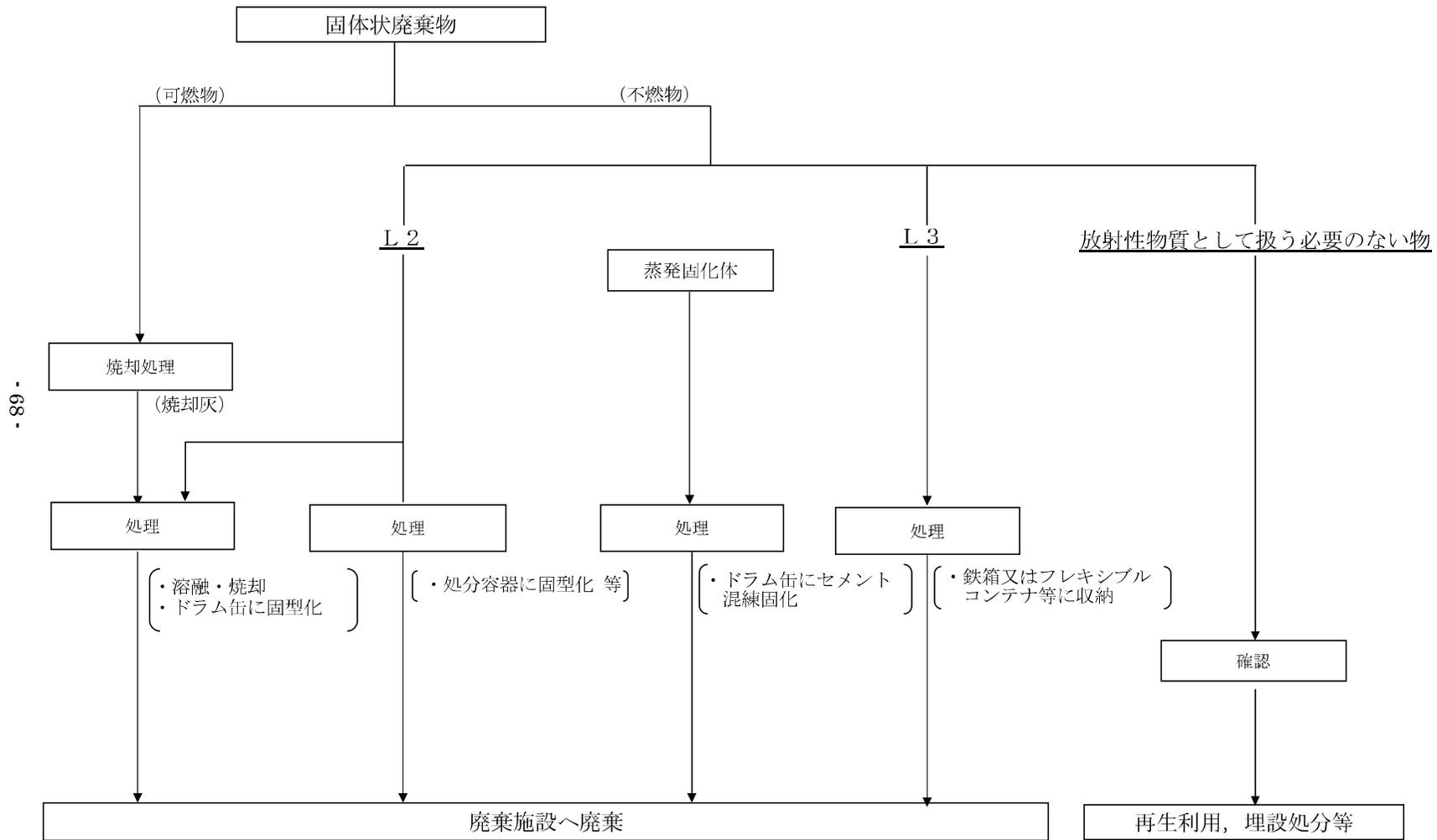


図 10-4 既に実施済の解体工事で発生した核燃料物質によって汚染された固体状物質の処理フロー

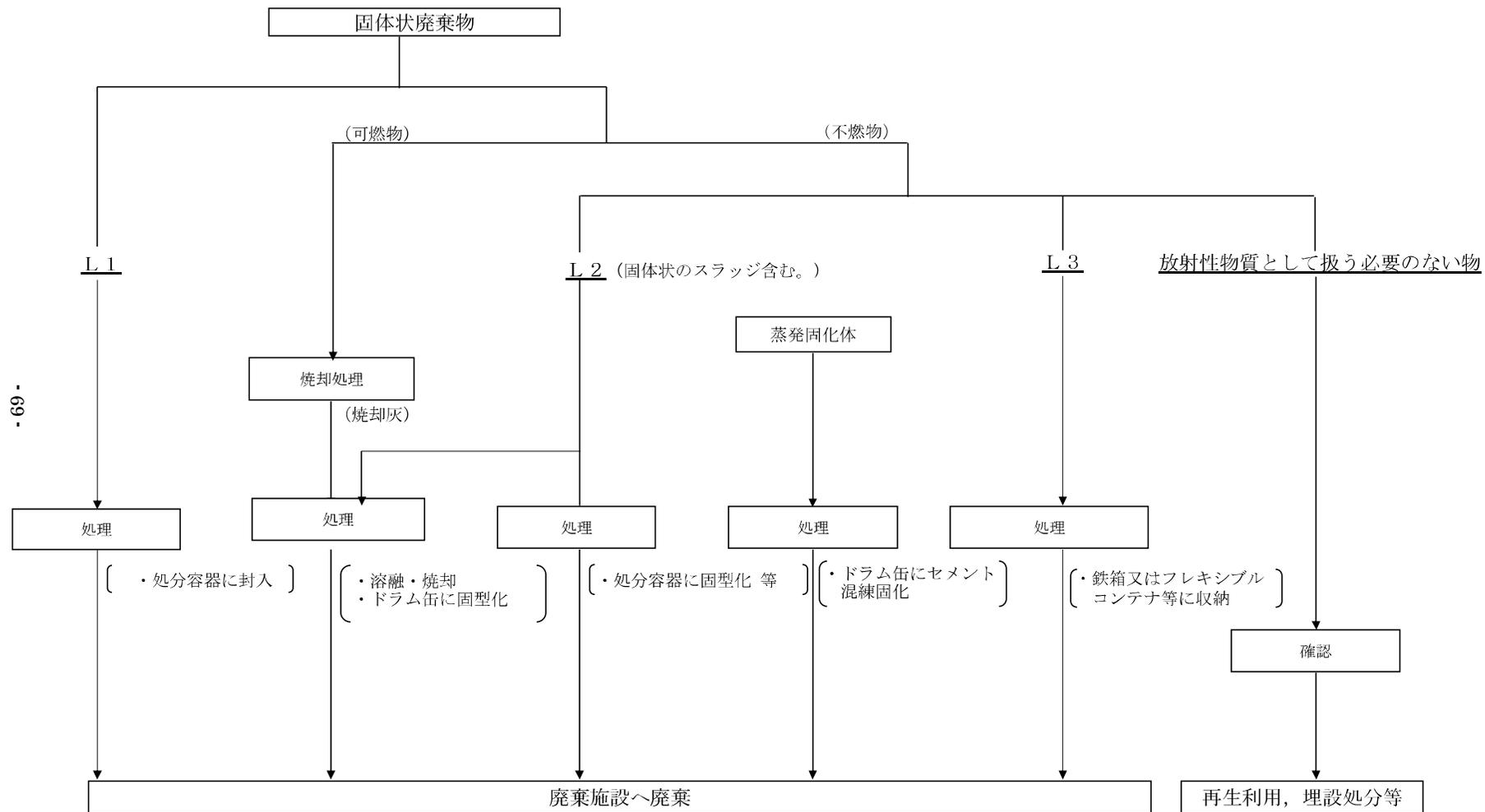


図 10-5 廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質の処理フロー

表 1 0 - 1 放射性気体廃棄物の推定放出量

(単位 : Bq)

放射性核種	廃止措置期間中における推定放出量
Co-60	1.1×10^{10}
Cs-137	3.6×10^8
放出管理目標値 (合計)	1.1×10^{10}

表 1 0 - 2 放射性液体廃棄物の最大年間推定放出量

(単位 : Bq/y)

放射性核種	廃止措置期間中における 最大年間推定放出量
H-3	3.8×10^{11}
C-14	6.5×10^7
Fe-55	2.1×10^7
Co-60	9.4×10^6
Cs-137	2.9×10^6
Eu-152	2.0×10^7
Eu-154	1.2×10^6
Pu-241	1.9×10^6
全 α	1.6×10^5
放出管理目標値 (合計) ※	3.4×10^7

※ γ 線放出核種 (Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154) の合計とする

表 10-3 安全貯蔵期間終了時におけるドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫保管量の推定量

(単位：本^{※1})

		安全貯蔵期間終了時における ドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫推定保管量
ドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫保管量		47,400
内 訳	1. 東海発電所分	28,400
	2. 東海第二発電所分	19,000
ドラム貯蔵庫及び固体廃棄物貯蔵庫保管容量 ^{※2}		74,600

※1 単位は、200Lドラム缶換算の場合の本数

※2 保管容量は、ドラム貯蔵庫(1,600本)、固体廃棄物貯蔵庫A(25,000本)、B(48,000本)の合計値

表 10-4 核燃料物質によって汚染された固体状物質の既保管量及び
今後の推定発生量

(単位：トン)

放射能レベル区分		既保管量(付随含む)		今後の 推定発生量	合計※
		原子炉の運転中に 発生した放射性 固体廃棄物	既の実施済の解 体工事で発生し た核燃料物質に よって汚染され た固体状物質	廃止措置期間中 に発生する核燃 料物質によって 汚染された固体 状物質	
低レベル 放射 廃棄物	放射能レベルの 比較的高いもの (L 1)	30	0	1,540	約 1,600
	放射能レベルの 比較的低いもの (L 2)	3,980	380 [370]	10,360 [8,580]	約 14,800 [約 13,000]
	放射能レベルの 極めて低いもの (L 3)	—	240 [10]	12,380 [12,220]	約 12,700 [約 12,300]
放射性物質として扱う必要 のない物		—	1,170 [1,410]	37,690 [39,640]	約 38,900 [約 41,100]
合 計 *		約 4,100	約 1,800	約 62,000	約 67,800

(評価条件：原子炉停止 13 年後基準)

注) [] は、解体後除染処理後の物量を示す。

なお、今後の推定発生量には付随廃棄物を含んでいない。

1. 放射能レベル区分値については、以下のとおり。

- ・ L 1 の区分値の上限値は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」第 31 条第 2 項に定める放射能濃度
- ・ L 1 と L 2 の区分値は、国内で操業されているコンクリートピット埋設施設の埋設許可条件と同等の最大放射能濃度
- ・ L 2 と L 3 の区分値は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」第 31 条第 1 項に定める「固体状の物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 の濃度
- ・ 放射性物質として扱う必要のない物の区分値は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 61 条の 2 第 4 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

2. 廃止措置期間中に発生する「放射性廃棄物でない廃棄物」の量は約 128,700 トンである。

※ 合計値については、百トン単位で切り上げ（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）

十一 廃止措置の工程

東海発電所の廃止措置は、平成 17 年法律第 44 号（平成 17 年 5 月 20 日公布「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律」）による法改正により、この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、2035 年度までに終了する。廃止措置工程を表 1 1 - 1 に示す。

なお、廃止措置は長期にわたるものであるため、表 1 1 - 1 の工程表の終了時期以外の時間軸については、図 9 - 1 に記載した工事の順序を遵守して、2 ～ 3 年の幅で管理しつつ工事を実施していく。

表 1 1 - 1 廃止措置工程

1998年度	1999年度	2000年度	2001年度	2002年度	2003年度	2004年度	2005年度	2006年度	2007年度	2008年度	2009年度	2010年度	2011年度	2012年度	2013年度	2014年度	2015年度	2016年度	2017年度	2018年度	2019年度	2020年度	2021年度	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度	2026年度	2027年度	2028年度	2029年度	2030年度	2031年度	2032年度	2033年度	2034年度	2035年度	
			▽解体工事着手(2001年12月4日)																																			
(原子炉内燃料取出)			原子炉領域安全貯蔵																										原子炉領域解体撤去									
燃料搬出																													炉内挿入物取出撤去工事									
																													原子炉本体等解体撤去工事									
																													生体近へい体解体撤去工事									
			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																																			
			燃料取扱機等解体撤去工事												熱交換器等解体撤去工事																							
															解体撤去物等搬出準備工事												原子炉領域解体準備工事											
															原子炉サービス建屋領域機器解体撤去工事																							
															各建屋附帯設備等解体撤去工事																							
															放射性廃棄物処理設備等解体撤去工事																							
															建屋等解体撤去																							
															原子炉建屋換気設備解体撤去工事																							
																											管理区域解除工事											
															建屋解体撤去工事^(注)																							
			放射性廃棄物の処理処分																																			
			解体届 廃止措置計画																																			

※ 汚染のない建屋(非管理区域の建屋及び管理区域解除後の建屋)の解体工程を示す。

凡例 : 廃止措置工程
 : 参考工程(廃止措置工事の目安工程)

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東海発電所の安全を達成・維持・向上させるため、東海発電所設置変更許可申請本文第十一号の「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東海発電所の安全の達成、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 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

添付書類 一

既に使用済燃料を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

使用済燃料は 2001 年 3 月 29 日に原子炉の炉心から取り出しを完了し、「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」第 7 条の規定に基づく記録である「東海発電所 運転日誌」（2001 年 3 月 30 日作成）において，原子炉から全ての燃料取出が終了したことを記載した。

保安に関する記録・運転管理の記録	
作成年月日	平成13年 3月30日
保存期間	1年間

SI単位換算係数
1mmAq=9.80665Pa

東海発電所 運転日誌

確認 原子炉 主任技師者	確認 発電室長	確認 発電課長	発電室平成13年 3月30日報告 発電長

13年 3月 29日 木曜日 天候 雨				
I 出 勤 状 況	直・班・出勤者数	1直 E 班 3名	2直 F 班 3名	3直 A 班 3名
	発電長			
	休憩・出張			
	代勤・応援			
II 引 継	引継時間	8時 20分	15時 10分	21時 40分
	運転用鍵	レ	レ	レ
III 運 転 状 況	記録時刻	14時 21時 7時		
	原子炉熱出力	0 W	0 W	0 W
	原子炉内圧力	106 mmAq	186 mmAq	112 mmAq
	原子炉冷却回路	No 1	No 1	No 1
	燃料最高指示温度	(T/CNo R) ℃	(T/CNo R) ℃	(T/CNo R) ℃
	CGO最高指示温度	(T/CNo R-306) 11 ℃	(T/CNo R-306) 11 ℃	(T/CNo R-306) 11 ℃
	黒鉛最高指示温度	(T/CNo R-171) 11 ℃	(T/CNo R-171) 11 ℃	(T/CNo R-171) 11 ℃
	引抜き制御棒S/P	14 - 48	14 - 48	14 - 48
		05 - 45	05 - 45	05 - 45
		16 - 48	16 - 48	16 - 48
原子炉内湿分	(9 時)	15	ppm (手分析値)	
IV 主 要 運 転 操 作	開始時刻	記 事		終了時刻
	9 35	No 2 非常用ディーゼル発電機起動 (定期試験)		停止 10 49
	14 00	燃料取出開始		終了 14 15

V 定期試験 / 切替 ・ 訓練	開始時刻	項 目	終了時刻
	9 29	非常用ディーゼル発電機手動起動試験 (No 2)	10 55
	10 00	固体廃棄物貯蔵庫ファントリップ警報試験	10 15
VI 保 修 ・ 除 染 依 頼	発行番号	件 名	
VII 特 記 事 項	1. 14時15分 原子炉から全ての燃料取出終了		
VIII 燃料取出関係		IX 発電所運転実績	
燃料取出実績 1 CH			
S/P	CH		
14 - 48	13	累積燃料取出CH数	2048 CH
-		所内電力量	20.400 MWh

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

2・1

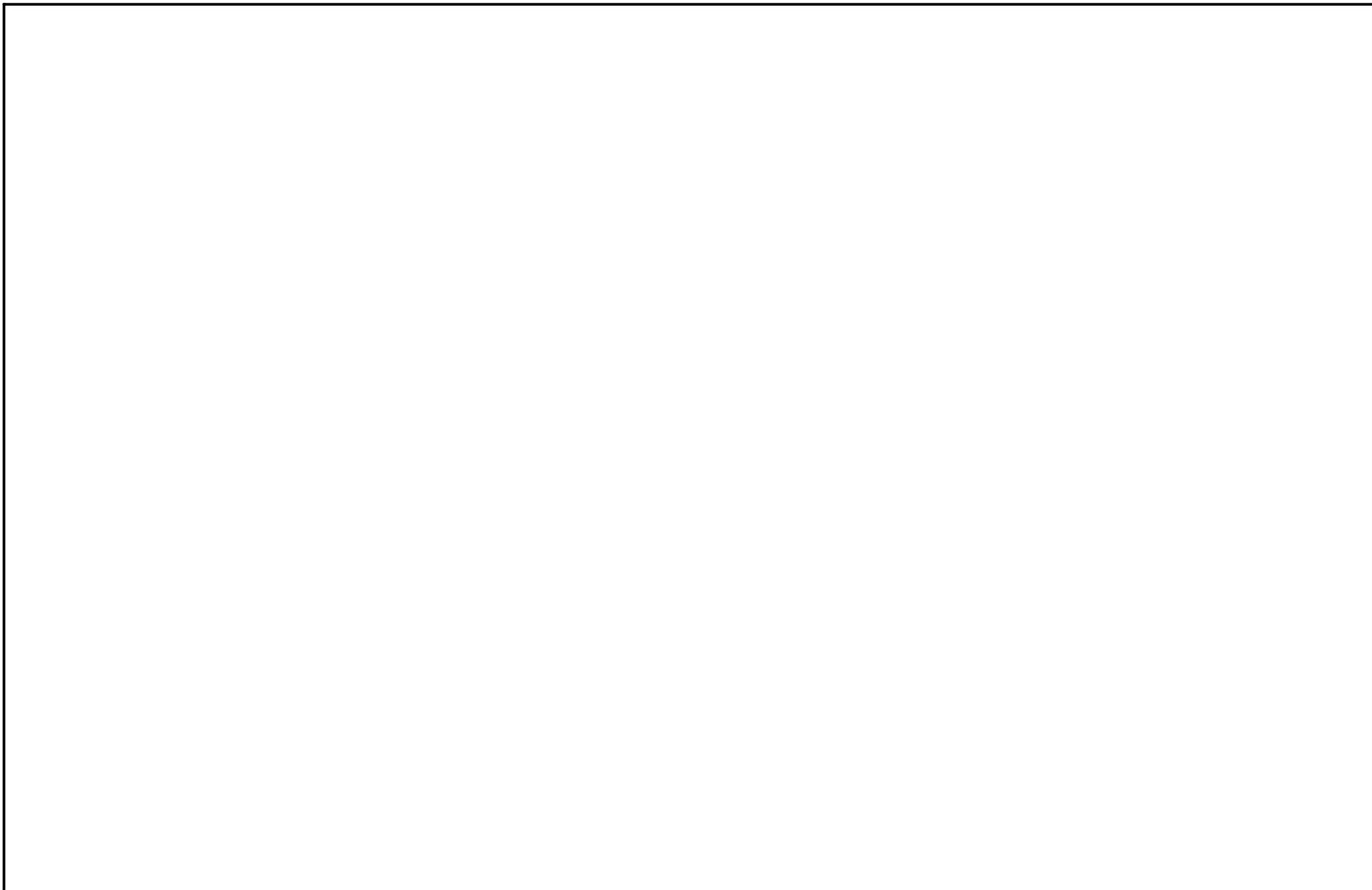


図 2 - 1 - 1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

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

東海発電所の廃止措置中における放射線管理の方法を示すとともに、廃止措置計画書に基づく廃止措置工事によって生じると想定される被ばく線量評価を実施することにより、東海発電所の廃止措置に伴う被ばくが合理的に達成可能な限り低いことを確認する。

1 放射線管理

廃止措置中の基本方針に基づき、全ての管理区域解除までの期間、放射線管理は運転中と同様に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等関係法令及び関係告示を遵守し、本施設に起因する放射線被ばくから周辺監視区域外の公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者を防護するため、十分な放射線防護対策を講じる。なお、放射線管理の運用については、東海発電所原子炉施設保安規定に定めてこれに基づいて実施する。また、これらの放射線管理の実施に必要な設備・機器は、必要な期間維持することとする。

具体的方法を以下に記す。

1. 1 管理区域及び周辺監視区域の設定

(1) 管理区域

法令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。設定した管理区域が法令の基準値以下であると確認した場合は管理区域を解除する。上記管理区域外において一時的に法令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。

東海発電所の廃止措置計画認可申請時点の各建屋のフロアごとの管理区域図を図3-1-1に示す。

設定した管理区域は法令に定める措置を講じる。

(2) 周辺監視区域

東海発電所の廃止措置計画認可申請時点の周辺監視区域図を図3-1-2に示す。

設定した周辺監視区域は法令に定める措置を講じる。

1. 2 管理区域内の管理

(1) 線量当量等の測定

放射線業務従事者が頻繁に立入りする場所については、定期的に外部放射線に係る線量当量、空気中の放射性物質濃度及び表面汚染密度の測定を行う。

(2) 管理区域の区分

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（汚染のおそれのない管理区域）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（汚染のおそれのある管理区域）に区分する。

(3) 人の出入管理

放射線業務従事者に対して、事前に管理区域に立入る許可を与えるとともに、管理区域内の遵守事項を徹底する。

管理区域に立入る者は、個人線量計及び必要に応じて保護衣を着用させる。汚染のおそれのある管理区域から退出するときは、モニタ等で身体及び身体に着用している物等の汚染検査を行う。汚染が検出された場合は、汚染除去等の措置を講じる。

(4) 物品の出入管理

管理区域から物品を搬出する場合は、当該物品の表面汚染密度を測定し、法令に定める搬出基準を超えないようにする。

(5) 作業管理

管理区域の作業は、放射線業務従事者の被ばく線量を合理的に達成できる限り低減することとし、次のとおり行う。

- ・ 事前に作業環境に応じて保護衣の着用等必要な条件を定め、合理的な作業計画を立てる。
- ・ 作業中には、適宜、表面汚染密度、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、必要に応じて、遮へいの設置等を行い、作業環境の改善に努める。

2 平常時の線量評価

東海発電所は、原子炉の運転がなく、使用済燃料も全て搬出済であることから、運転中の平常時の線量評価対象核種である放射性希ガスについての放出はない。廃止措置工事に伴って放出される放射性気体廃棄物は、工事に伴う放射性粉じんのみであり、東海発電所の廃止措置が既存の建屋・構築物を維持するなど、適切に施設外への拡散防止機能を維持して工事を行う計画であることから、十分低く抑えられる。なお、工事に伴う放射性粉じんについては、運転中にも機器の取替え工事等で発生するものの、運転中の放射性希ガスの影響に比べて小さいために、運転中の平常時の線量評価対象外としている。

廃止措置工事に伴って放出される放射性液体廃棄物についても、東海発電所の廃止措置が既存の放射性廃液処理設備を維持するなど、適切に施設外への拡散防止機能を維持して工事を行う計画であることから、十分低く抑えられる。

以上のことから、東海発電所の廃止措置に伴う線量が合理的に達成可能な限

り低いことを確認する観点より、東海発電所の廃止措置工事に伴って発生すると想定される放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出による発電所周辺の一般公衆への影響について、最も線量寄与の大きい経路についての被ばく線量を評価する。また、廃止措置工事のうち、放射線業務従事者の受ける線量が多いと想定される代表的な工事について、放射線業務従事者の受ける線量を評価する。

2. 1 平常時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

廃止措置工事に伴う放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の環境への放出量、それらによる影響のうち最も線量寄与の大きい経路について発電所周辺の一般公衆の受ける線量並びに直接線及びスカイシャイン線による空間放射線量を評価する。発電所周辺の一般公衆の受ける線量は、東海発電所廃止措置の計画が既存の建屋・構築物、換気設備及び放射性廃液処理設備を維持して廃止措置を実施する計画であることから、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の環境への放出経路は運転中と同じ経路であり、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量評価指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下「一般公衆線量評価」という。）及び「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。）に準拠して評価する。ただし、東海発電所の廃止措置期間中に放出される放射性気体廃棄物は、原子炉の運転がなく、全ての核燃料も搬出済みであることから、解体撤去工事に伴う放射性粉じんのみである。そのため、東海発電所をはじめとして国内の実用発電用原子炉施設の廃止措置計画を前提として放出量及び線量の評価方法をまとめた（財）電力中央研究所：「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の調査研究）⁽¹⁾の添付「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第2次版）」（以下「ハンドブック」という。）を参考に発電所周辺の一般公衆の受ける線量を評価する。ここで、東海発電所の廃止措置は、ハンドブックで前提とした標準的な解体工法等に沿って計画していることから、対象物の発生形態及び移行経路等ハンドブックの条件等は適用可能と判断する。なお、放出量評価のパラメータについては、東海発電所の解体対象機器をモデルとした（財）原子力発電技術機構の試験結果等の成果も取り入れている。

2. 1. 1 放射性気体廃棄物に起因する実効線量

(1) 放射性気体廃棄物の発生源

廃止措置工事は「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」、「九 核燃料物質による汚染の除去」及び「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」に記す方法に従って実施する計画である。それら工事によって発生する放射性気体廃棄物としては、下記の作業に伴う放射性粉じんを想定する。

- ・ 放射化金属の切断
- ・ 黒鉛ブロックの切断
- ・ 汚染金属の切断
- ・ 放射化コンクリート（生体遮へい体）の切断
- ・ 汚染コンクリートの表面はつり
- ・ 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理

(2) 評価対象核種

評価対象核種は、線量評価指針と同様の考え方にに基づき、線量評価結果

に対する寄与の大きい主要核種を選定する。具体的には、ハンドブックの考え方を参考に、放射性気体廃棄物に含まれる 55 核種のうち、評価被ばく経路における線量評価に対して寄与の大きい核種から選定する。⁽¹⁾

以上のことから、放射性気体廃棄物に含まれる核種のうち、評価被ばく経路における線量評価に対する寄与割合が 90%以上となる Co-60 を評価対象核種として選定する。

(3) 環境放出量評価

工事に伴い発生する放射性気体廃棄物の環境放出量は、ハンドブックで用いた評価式を参考に、解体対象物の放射性物質質量に解体に伴う放射性粉じんの気中移行割合を乗じて、又は放射能濃度に解体に伴い飛散する放射性粉じん量を乗じて得られる気中への放射性物質の移行量に、排気系フィルタの捕集効率等を考慮して、次式により求める。⁽¹⁾

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot r_1 [(1 - r_2) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_2 \{ (1 - r_3) \cdot (1 - D_{F2}) + r_3 \}]$$

又は、

$$Q_{Ai} = C_{Ri} \cdot W \cdot r_1 [(1 - r_2) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_2 \{ (1 - r_3) \cdot (1 - D_{F2}) + r_3 \}]$$

ここで、

Q_{Ai} : 解体による核種 i の環境への放射性気体廃棄物放出量 (Bq)

A_{Ri} : 解体対象とする構造物の核種 i の放射性物質質量 (Bq)

F_A : 粉じんの気中移行割合 (—)

D_{F1} : 汚染拡大防止囲い内局所フィルタの捕集効率 (—)

D_{F2} : 建屋フィルタの捕集効率 (—)

r_1 : 汚染拡大防止囲い内で粉じんが付着／沈着を逃れる割合 (—)

r_2 : 汚染拡大防止囲いの漏洩率 (—)

r_3 : 建屋の漏洩率 (—)

C_{ri} : 解体対象とする建造物の核種 i の放射能濃度 (Bq/kg)

W : 放射性粉じん飛散量 (kg)

なお、本評価においては、放射性気体廃棄物放出量を多めに評価するよう、汚染拡大防止囲い内での粉じんが付着／沈着を逃れる割合は 100%とする。また、建屋の漏洩率は、既設の建屋を活用して工事をすることから 0%とする。

a. 解体対象物の放射性物質質量

解体対象物の放射性物質質量は、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において評価した結果を用いて、原子炉領域解体撤去等の各工程開始時点における解体対象物の放射性物質質量とし、表 3-1-1 に示す。

b. 放射性物質の気中への移行

解体に伴い発生する放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量は、解体対象物の材質、形状及び切断条件により様々な値となる。

そこで、東海発電所の解体対象物の材質、形状及び切断条件を模擬して実施した試験結果^{(2)~(4)}を踏まえ、廃止措置工事計画に基づき、各々の対象物に対する放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量の設定方法を表 3-1-2 のとおりとする。なお、黒鉛スリーブについては取り出し作業を模擬した試験を実施し、その結果をもとに放射性粉じん飛散量を設定している(表 3-1-3 参照)。以上の設定方法により求めた放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量を表 3-1-4 に示す。

c. 汚染拡大防止囲い内及び建屋のフィルタの捕集効率

「九 核燃料物質による汚染の除去」に示されているように、生体遮へい体冷却空気排風機の粒子フィルタを高性能粒子フィルタへ変更した後、炉内構造物等の原子炉領域機器を解体撤去する計画である。また、既設の建屋換気系は工事工程に応じて維持され、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋及び固化処理建屋での機器解体工事においては、建屋フィルタにて気体廃棄物を処理した後に放出される。それら廃止措置の計画に基づく、各工事における換気設備の建屋フィルタの捕集効率は、表 3-1-5 に示すとおりとする。

なお、汚染拡大防止囲い設置時の汚染拡大防止囲い内局所フィルタの捕集効率については表 3-1-6 に示すとおりとする。

d. 大気への放出方法

各工事で発生した放射性気体廃棄物の大気への放出方法を表 3-1-5 に示す。原子炉建屋内（燃料取扱建屋領域、原子炉サービス建屋領域を除く。）での工事に伴う放出は排気筒より、それ以外の工事については各建屋排気口より行う。なお、排気筒の実効線量の評価においては保守的に放出位置を地上と仮定する。

e. 環境への放射性気体廃棄物の放出量評価結果

以上の方法により評価した廃止措置の各工程における環境への放射性気体廃棄物の放出量を表 3-1-7 に示す。ここで、各工程の放出量は、工程内に実施する各工事に伴う放出量の合計である。なお、線量評価においては、上記の各工程からの放射性気体廃棄物が 1 年間で放出したと保守的に仮定して評価を行う。

(4) 放射性気体廃棄物の被ばく経路

放射性気体廃棄物の放出に伴う発電所周辺の一般公衆の被ばく経路は、放射性雲又は地表沈着した放射性物質からの外部被ばく、放射性物質の呼

吸摂取，食物の経口摂取による内部被ばく等が考えられる。本評価では，線量評価指針と同様の考え方にに基づき，線量評価結果に対する寄与が大きい主要経路を選定する。具体的には，廃止措置に伴う線量が合理的に達成可能な限り低いことを確認する観点から，放出された放射性粉じんによる線量への寄与が最も大きい被ばく経路を選定する。⁽¹⁾ ハンドブックでは，全ての被ばく経路を保守的に評価して，最も線量評価への寄与の大きい地表沈着物による外部被ばくを選定しており，本評価においても，地表沈着物による外部被ばくについて評価する。

(5) 放射性気体廃棄物による実効線量

発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量は，ハンドブックの評価式と同様に以下の評価式で計算する。⁽¹⁾

a. 核種の地表沈着量

$$A_{Gi} = \frac{V_{Gi} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i}{\lambda_{Gi}} \cdot [1 - \exp\{-\lambda_{Gi} \cdot (3600 \cdot 24 \cdot 365) \cdot t_G\}]$$

ここで，

A_{Gi} : 核種 i の地表沈着量 (Bq/m²)

V_{Gi} : 核種 i の乾燥沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

Q_i : 放射性気体廃棄物中の核種 i の年間平均の放射能放出率 (Bq/s)

λ_{Gi} : 土壌からの核種 i の実効除去率 (s⁻¹)

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

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 : 核種の沈着を考慮する期間 (y)

b. 地表沈着物からの γ 線による外部被ばく

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

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

ここで、

D_A : 地表沈着物からの γ 線による実効線量 (μ Sv/y)

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

K_{Ai} : 地表沈着核種 i からの実効線量換算係数 ($(\mu$ Sv/y)/(Bq/m²))

使用したパラメータを表 3-1-8 に示す。

c. 気象条件

平常時の線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q) は、東海発電所に設置されている気象観測塔の標高 18 m で連続観測した 2005 年 4 月から 2006 年 3 月までの 1 年間の気象データを使用して、気象指針に従い、年間の平均値として方位別の着目地点について求める。そして、将来の集落の形成を考慮した陸側において相対濃度 (χ/Q) が最大となる地点を評価地点とする。このように求めた平常時の線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q) は、表 3-1-9 のとおりである。なお、上記の気象データは、近年の 10 年間 (2009 年度～2018 年度) の気象資料を用いた異常年検定により、観測年 (2005 年度) に異常がないことを確認している。

(6) 評価結果

以上の方法により評価した廃止措置の各工程で放出される放射性気体廃棄物の地表沈着による発電所周辺の一般公衆の受ける外部被ばく線量を表 3-1-10 に示す。廃止措置期間中において放出する放射性気体廃棄物を保守的に 1 年間で放出したと仮定すると、上記の線量は年間約 5 μ Sv となる。

2. 1. 2 放射性液体廃棄物に起因する実効線量

(1) 放射性液体廃棄物の発生源

廃止措置工事は「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」、「九 核燃料物質による汚染の除去」及び「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」に記す方法に従って実施する計画である。それら工事によって発生する放射性液体廃棄物としては、下記を想定する。

- ・ 生体遮へい体解体撤去工事時の放射化コンクリートの湿式切断に伴う廃液
- ・ 管理区域内作業で使用した防護服等の洗濯に伴い発生した洗濯廃液

(2) 評価対象核種

評価対象核種は、線量評価指針と同様の考え方にに基づき、線量評価結果に対する寄与の大きい主要核種を選定する。具体的には、ハンドブックの考え方を参考に、放射性液体廃棄物に含まれる 55 核種のうち、評価被ばく経路に対して寄与の大きい核種から選定する。⁽¹⁾

以上のことから、放射性液体廃棄物に含まれる核種のうち、評価被ばく経路における線量評価に対する寄与割合が合計で 90%以上となるよう、放射化コンクリートの湿式切断に伴う廃液については H-3, C-14, Fe-55 及び Eu-152, 洗濯廃液については C-14, Fe-55, Co-60, Pu-241 及び全 α を評価対象核種として選定する。

(3) 環境放出量評価

放射化コンクリートの湿式切断に伴い放出される放射性液体廃棄物の環境放出量は、ハンドブックで用いた評価式と同様に、解体対象物の放射性物質質量に解体に伴う懸濁物及び水中溶解物の発生割合を乗じ、液体廃棄

物処理設備の除去効率を考慮して、次式により求める。⁽¹⁾

$$Q_{Li} = A_{Ri} \cdot F_{Li} \cdot \{(1 - D_{F1i}) \cdot (1 - D_{F2i})\}$$

ここで、

Q_{Li} : 解体による核種 i の環境への放射性液体廃棄物放出量 (Bq)

A_{Ri} : 解体対象とする構造物の核種 i の放射性物質質量 (Bq)

F_{Li} : 解体による懸濁物、水中溶解物中への核種 i の発生割合 (—)

D_{F1i} : 加圧式ろ過処理装置の核種 i の除去効率 (—)

D_{F2i} : 既設液体廃棄物処理設備の核種 i の除去効率 (—)

なお、本評価においては、既設の液体廃棄物処理設備でろ過等の除去処理をしないため、既設液体廃棄物処理設備の核種の除去効率は 0% とする。

洗濯廃液として放出される放射性液体廃棄物は、工程から評価した作業員等の年間の立入回数に、1985 年度から 1990 年度の東海発電所の定期検査時における放出実績と汚染管理区域立入回数から求めた立入あたりの放出量の最大値である約 100 Bq/回を乗じて算出する。また、核種組成については、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において評価した作業で取り扱う解体対象物の核種組成を割り付けた。

a. 放射化コンクリートの放射性物質質量

放射化コンクリートの放射性物質質量は、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において評価した結果を用いて、生体遮へい体解体撤去工事開始時点における放射性物質質量とし、表 3-1-11 に示す。

b. 放射性物質の廃液への移行

(財) 原子力発電技術機構の試験結果⁽²⁾における放射化コンクリート

の総量に対する切削欠損，切削欠損部分に対する切断廃液への移行割合から，放射性物質の廃液への発生割合は，表 3-1-12 のとおりとする。

c. 加圧式ろ過処理装置の除去効率

「九 核燃料物質による汚染の除去」に示されているように，放射化コンクリート湿式切断廃液は，加圧式ろ過処理装置により前処理する計画である。加圧式ろ過処理装置の除去効率は，(財)原子力発電技術機構の試験結果⁽⁴⁾から設定する。放射性液体廃棄物の処理フローと除去効率を図 3-1-3 に示す。

d. 環境への放射性液体廃棄物の放出量評価結果

以上の方法により評価した環境への放射性液体廃棄物の放出量を表 3-1-13 に示す。ここで，放射化コンクリートの湿式切断に伴う廃液については，廃止措置期間中に最大放出量となる生体遮へい体解体撤去工事を 1 年間で実施すると仮定する放出量であり，洗濯廃液は廃止措置期間中の年間平均の洗濯廃液量に生体遮へい体解体撤去工事に伴う洗濯廃液量を加えた放出量である。

(4) 放射性液体廃棄物の被ばく経路

放射性液体廃棄物の放出に伴う発電所周辺の一般公衆の被ばく経路としては，海浜砂又は海表面，海中等に移行した放射性物質からの外部被ばく，海産物の経口摂取による内部被ばく等が考えられる。本評価では，線量評価指針と同様の考え方にに基づき，線量評価結果に対する寄与が大きい主要経路を選定する。具体的には，廃止措置に伴う線量が合理的に達成可能な限り低いことを確認する観点から，放出された廃液による線量への寄与が最も大きい被ばく経路を選定する。⁽¹⁾そこで，本評価では，ハンドブ

ックの結果に基づき、放出された廃液による被ばく経路のうち、最も線量評価への寄与が大きい海産物の経口摂取による内部被ばくについて評価する。

(5) 放射性液体廃棄物による実効線量

発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量は、線量評価指針の評価式と同様に以下の評価式で計算する。

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

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

$$C_{wki} = K_{Fki} \cdot K_k \cdot \frac{Q_i}{W}$$

ここで、

D_K : 海産物摂取による実効線量 (μ Sv/y)

K_{50Fi} : 核種 i の経口摂取による実効線量換算係数 (μ Sv/Bq)

H_{ki} : 核種 i の海産物 k による摂取量 (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

M_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{Ri}} t_k\right) \quad (\text{海藻類以外の海産物の場合})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{Ri}}{0.693 \times 365} \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693}{T_{Ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}\right) \right\} \quad (\text{海藻類の場合})$$

ここで、

T_{Ri} : 核種 i の物理的半減期 (d)

t_k : 海産物 k の採取から摂取までの時間 (d)

K_{Fki} : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 ((Bq/kg)/(Bq/m³))

K_k : 海産物 k を採取する地点の海水希釈係数

Q_i : 核種 i の年間放出量 (Bq/y)

W : 年間の希釈水量 (m³/y)

使用したパラメータを表 3-1-14~17 に示す。

(6) 評価結果

以上の方法により評価した放出される放射性液体廃棄物の海産物の経口摂取による発電所周辺の一般公衆の受ける内部被ばく線量を表 3-1-18 に示す。これらの結果から、廃止措置期間のうちでの最大の線量は、生体遮へい体解体撤去工事期間中の年間約 7 μ Sv となる。

2. 1. 3 直接線及びスカイシャイン線による発電所周辺の一般公衆の受ける線量

廃止措置工事は「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」、「九 核燃料物質による汚染の除去」及び「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」に記す方法に従って実施する計画である。原子炉領域の設備・機器等の解体撤去工事においては、既設の建屋・構築物を維持して実施するとともに、遠隔操作装置を導入する際には適切な遮へいを考慮することとしている。

以上のことから、廃止措置工事における直接線及びスカイシャイン線の影響を考慮する必要のあ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ついて評価する。

ここで、原子炉本体等解体撤去工事において発生する放射性固体廃棄物は、処分容器に収納し、ドラム貯蔵庫、固体廃棄物貯蔵庫又は固体廃棄物作業建屋への保管の際及び廃棄施設への搬出の際に使用済燃料冷却池建屋

に一時保管することから、使用済燃料冷却池建屋からの直接線量及びスカイシャイン線量を評価する。

評価に当たっては、「工場又は事業所における核燃料物質等の運搬に関する措置に係る技術的細目等を定める告示」に定められている運搬容器の表面における線量当量率の制限値に相当する線源強度を処分容器の値として設定する。

評価地点は、直接線及びスカイシャイン線による空間放射線量が最も大きくなる使用済燃料冷却池建屋の放射性固体廃棄物一時保管場所から最も近い国道 245 号方向の周辺監視区域境界（使用済燃料冷却池建屋の壁面からの距離：約 660 m）とする。

評価の条件を表 3-1-19 に示す。

(1) 直接線量の評価

使用済燃料冷却池建屋内の処分容器に収納された放射性固体廃棄物からの直接線量を建物の壁厚を考慮して点減衰核積分コード「QAD コード」⁽⁵⁾により計算する。

計算の結果、評価地点における直接線による空間放射線量は、空気カーマで年間約 $1 \times 10^{-8} \mu\text{Gy}$ となる。

(2) スカイシャイン線量の評価

使用済燃料冷却池建屋内の処分容器に収納された放射性固体廃棄物からのスカイシャイン線量を一次元 Sn 輸送計算コード「ANISN コード」⁽⁶⁾及びガンマ線 1 回散乱線計算コード「G-33 コード」⁽⁵⁾により計算する。なお、評価に当たっては天井厚を考慮しない。

計算の結果、評価地点におけるスカイシャイン線による空間放射線量は、空気カーマで年間約 $7 \mu\text{Gy}$ となる。

(3) 直接線及びスカイシャイン線による発電所周辺の一般公衆の受ける線量

廃止措置期間中の使用済燃料冷却池建屋内の処分容器に収納された放射性固体廃棄物による評価地点における直接線及びスカイシャイン線による空間放射線量の合計は、空気カーマで年間約 $7\mu\text{Gy}$ である。なお、東海発電所の他の建屋からの直接線量及びスカイシャイン線量は、十分小さく無視できる程度である。

また、東海第二発電所との共用施設からの直接線及びスカイシャイン線による空間放射線量は、東海第二発電所原子炉設置許可申請等で東海発電所寄与分を確認している。

2. 1. 4 平常時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量

放射性気体廃棄物の放出に伴う発電所周辺の一般公衆の受ける最も線量評価への寄与の大きい被ばく経路である地表沈着物による外部被ばくの実効線量は、廃止措置期間中に放出される放射性粉じんが1年で全て放出されると仮定した保守的な評価の結果、年間約 $5\mu\text{Sv}$ である。

放射性液体廃棄物の放出に伴う発電所周辺の一般公衆の受ける最も線量評価への寄与の大きい被ばく経路である海産物の経口摂取による内部被ばくの実効線量は、生体遮へい体解体撤去工事を1年間で実施すると仮定した放出量と廃止措置期間中の年間平均の洗濯廃液量を加えた保守的な評価の結果、年間約 $7\mu\text{Sv}$ である。

直接線及びスカイシャイン線による敷地境界における空間放射線量の評価結果は空気カーマで年間約 $7\mu\text{Gy}$ である。

以上の評価の結果、東海発電所の廃止措置期間中の一般公衆の被ばく線量は、法令に定められた線量限度を十分下回るよう措置が講じられて

いる。また、これら評価には、汚染拡大防止囲い、排気フィルタ等放射性物質除去装置の機能等、被ばく低減対策を考慮していることから、これら被ばく線量は合理的に達成可能な限り低いものとする。

2. 2 廃止措置期間中における放射線業務従事者の受ける線量

廃止措置工事の実施においては、「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」及び「九 核燃料物質による汚染の除去」に基づき、放射線業務従事者の被ばく低減のため、工事ごとに対策を施す。工事の方法の選定においても、遠隔操作装置等の方法を採用することで、放射線業務従事者の受ける線量は低減される。それらの対策の結果として、放射能レベルの比較的高い原子炉領域（安全貯蔵対象）の設備・機器の解体工事（原子炉本体等及び生体遮へい体解体撤去工事）における放射線業務従事者の受ける線量の合計は、約 1.5 人・Sv と評価する。

参考文献

- (1) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究）（平成13年度経済産業省委託調査）」（平成14年3月）
- (2) (財) 原子力発電技術機構：「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成9年度」（平成10年3月）
- (3) (財) 原子力発電技術機構：「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成10年度」（平成11年3月）
- (4) (財) 原子力発電技術機構：「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成11年度」（平成12年3月）
- (5) Sakamoto, Y., et al., “QAD-CGGP2 and G33-GP2 : Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP (Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents)” ,JAERI-M 90-110 (1990)
- (6) W.W.Engle, Jr., "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," K-1693(March 1967)

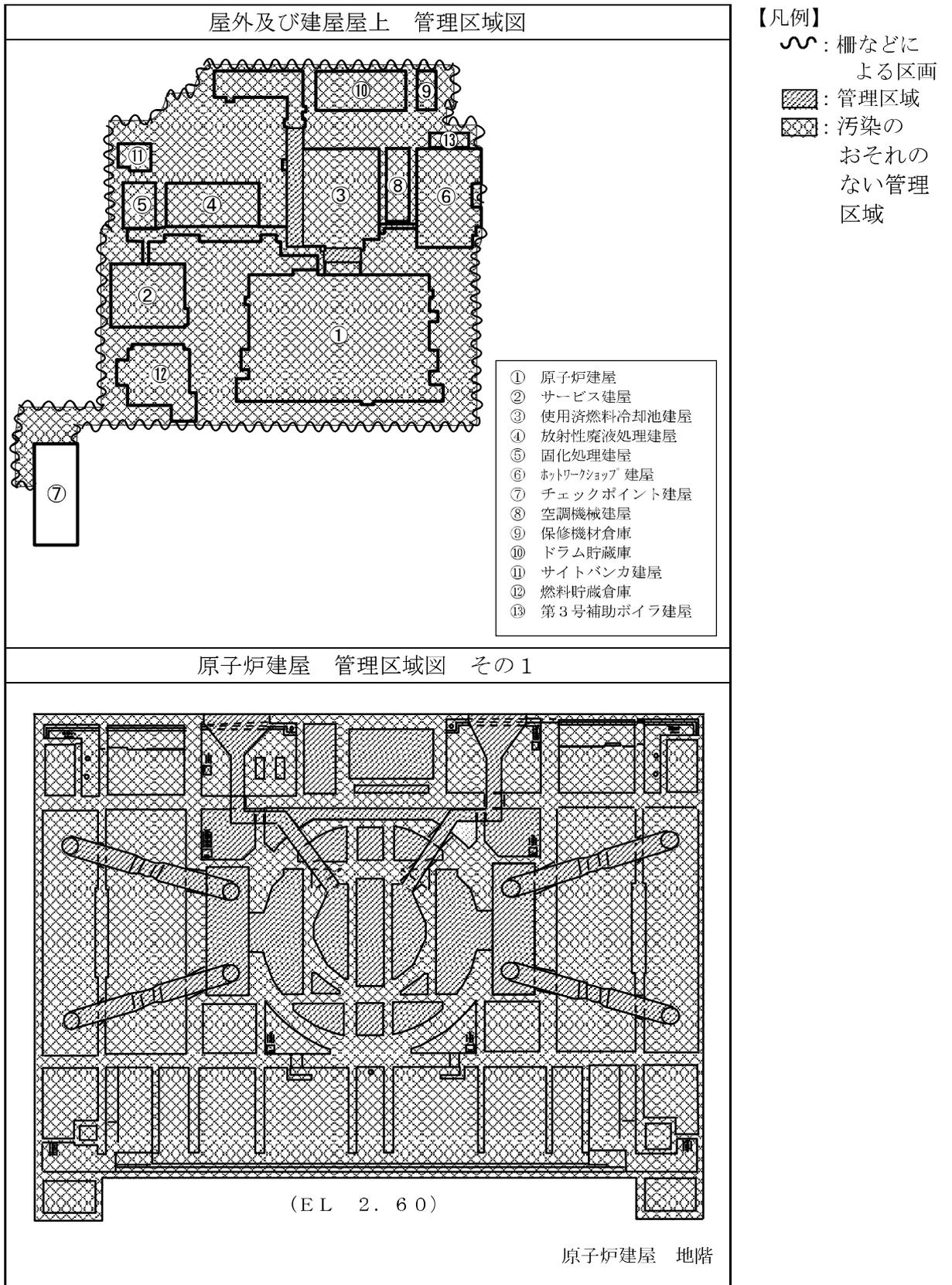
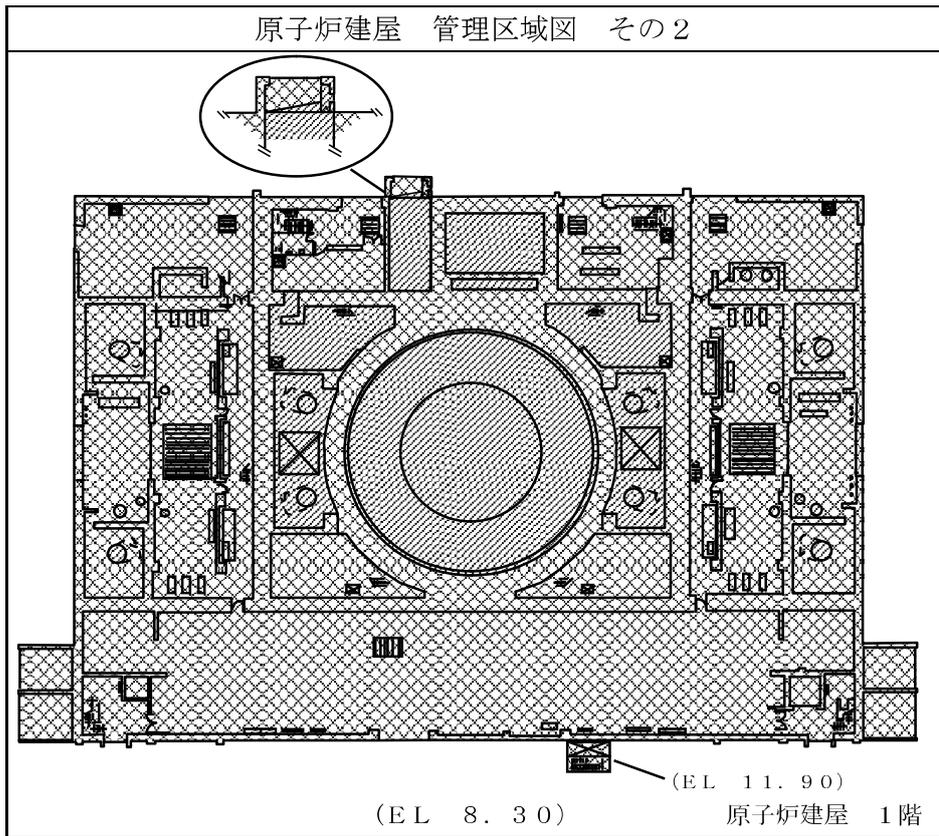


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（1/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

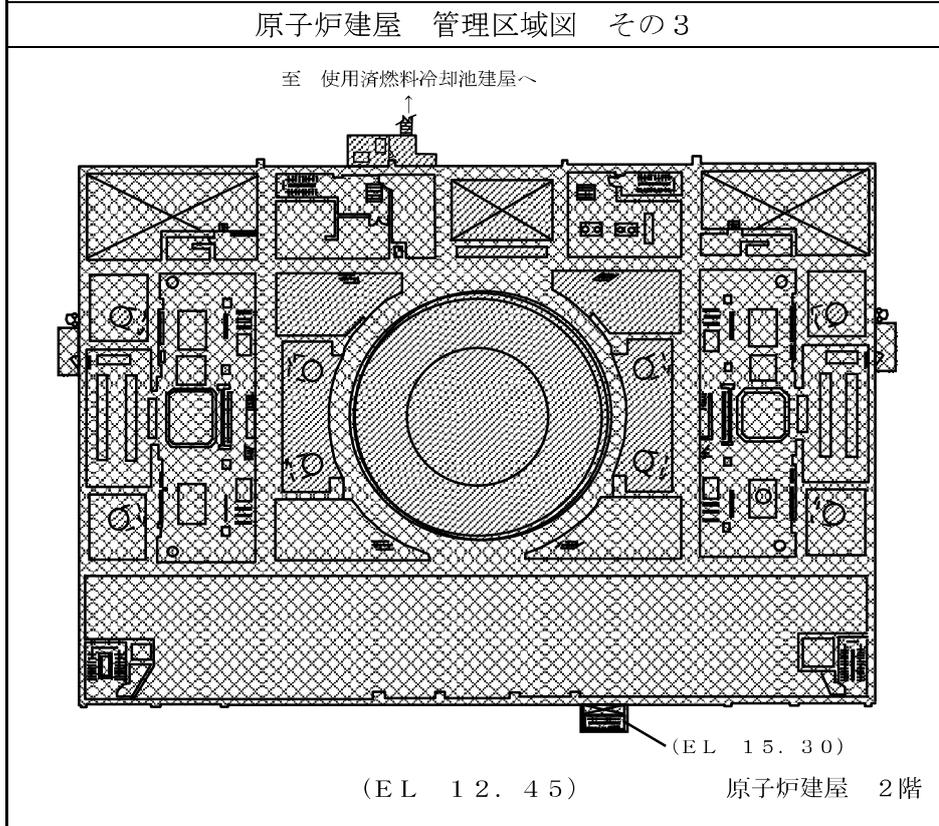
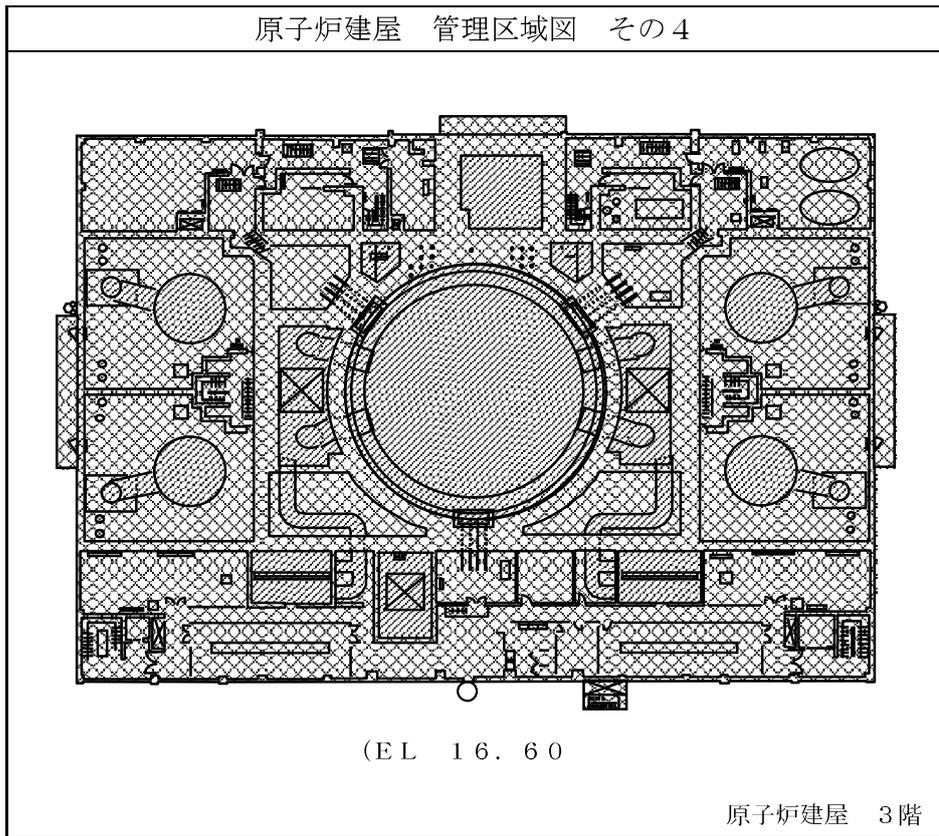


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（2/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ⊗ : 汚染のおそれのない管理区域

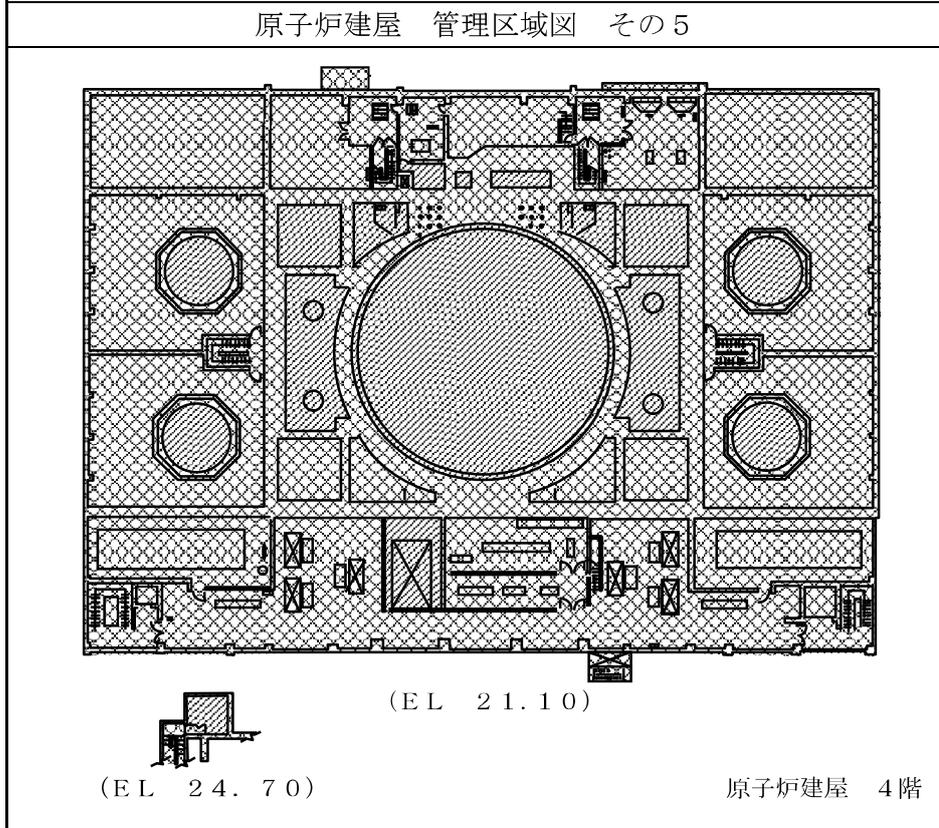
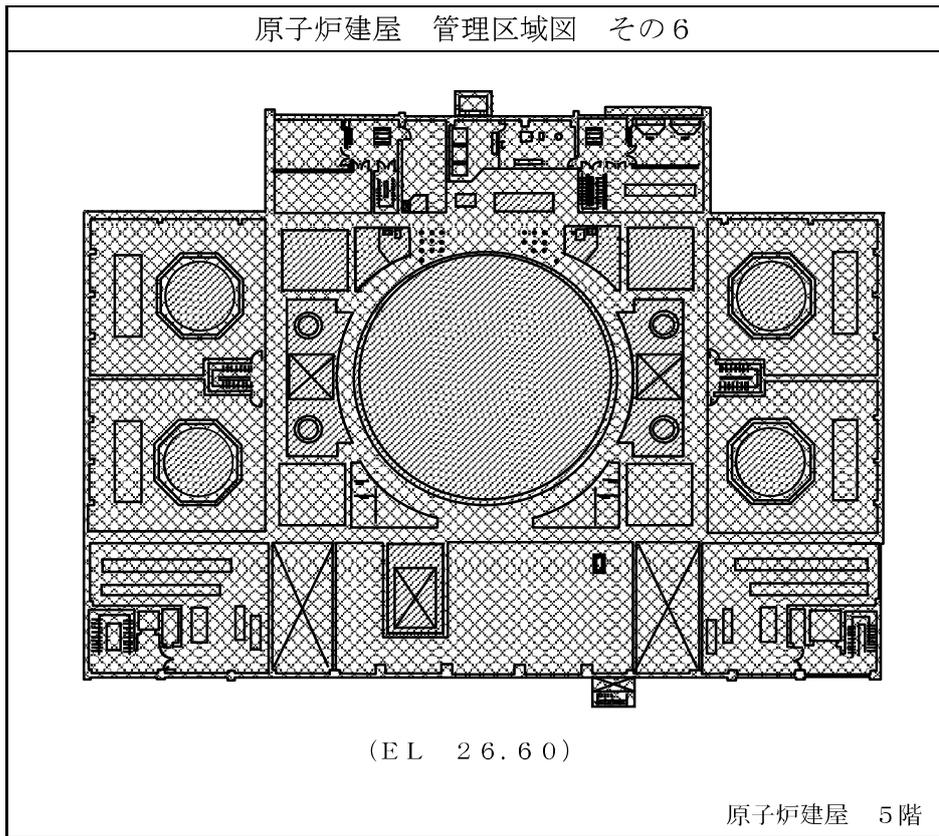


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（3/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ⊗ : 汚染のおそれのない管理区域

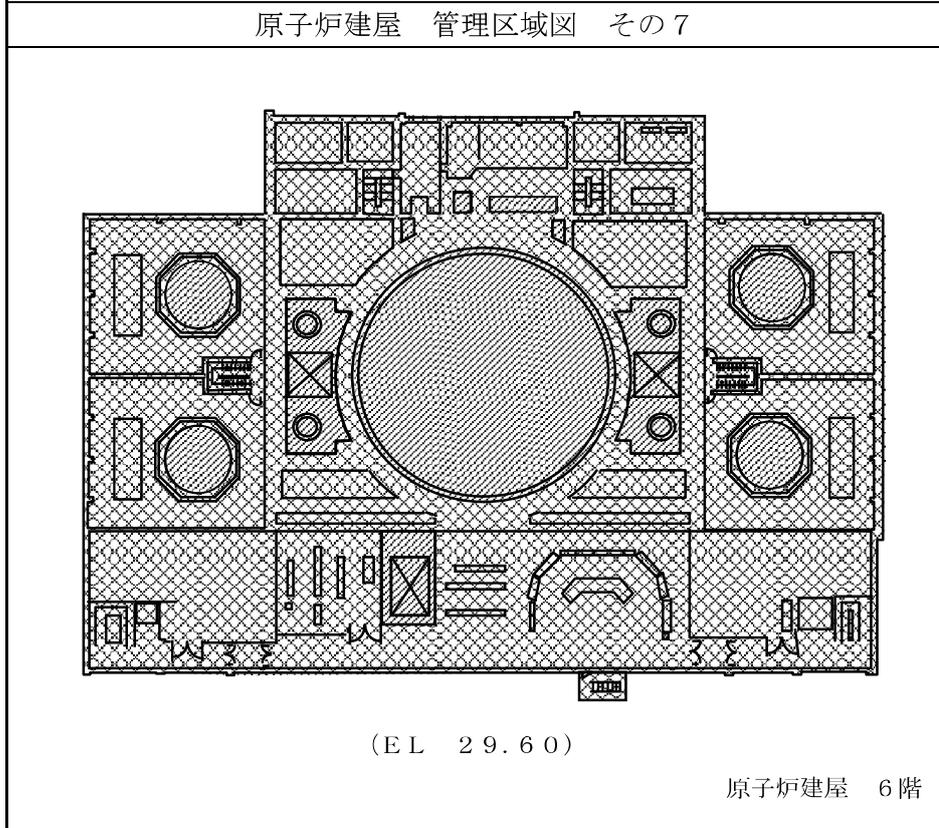
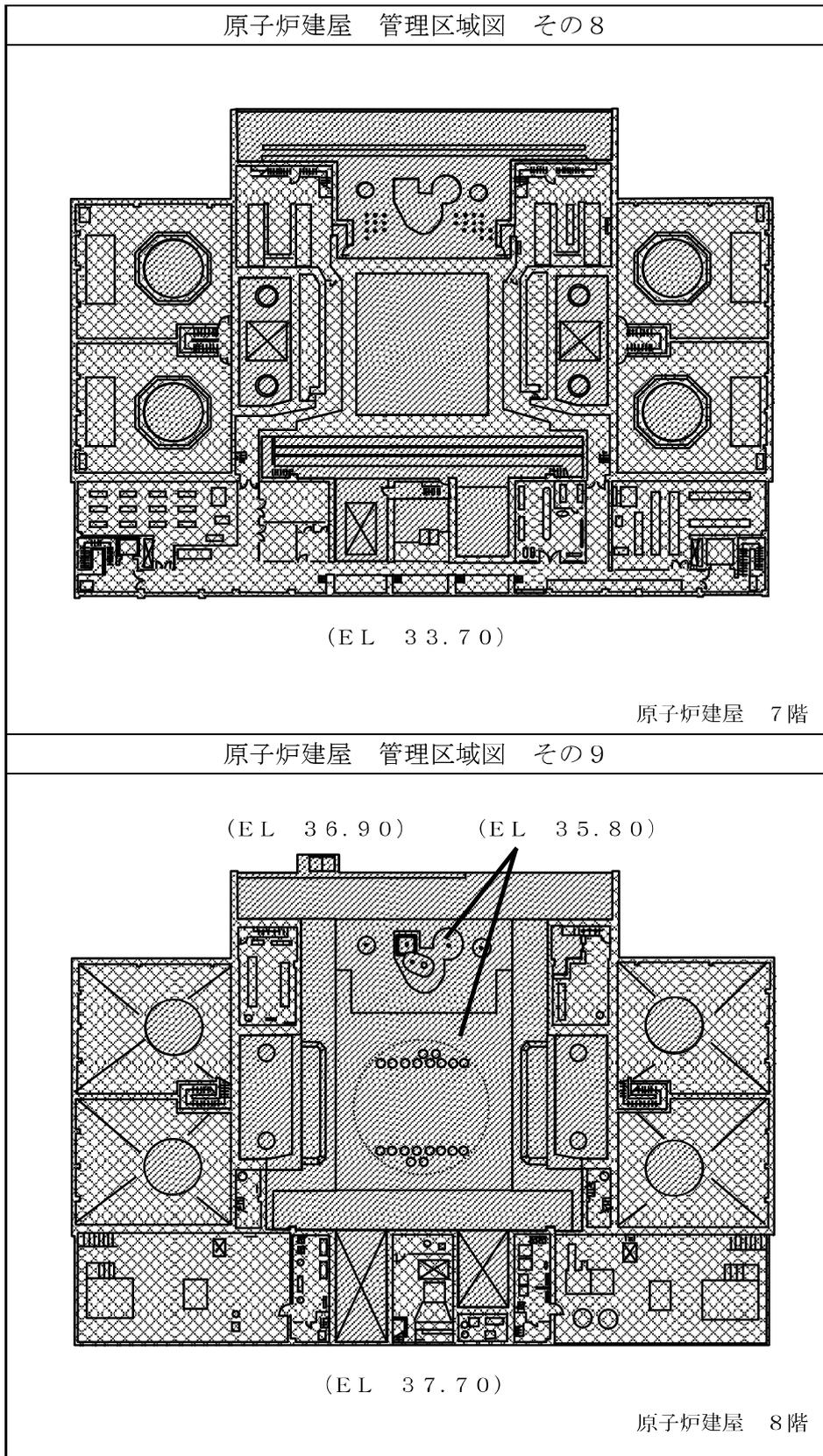
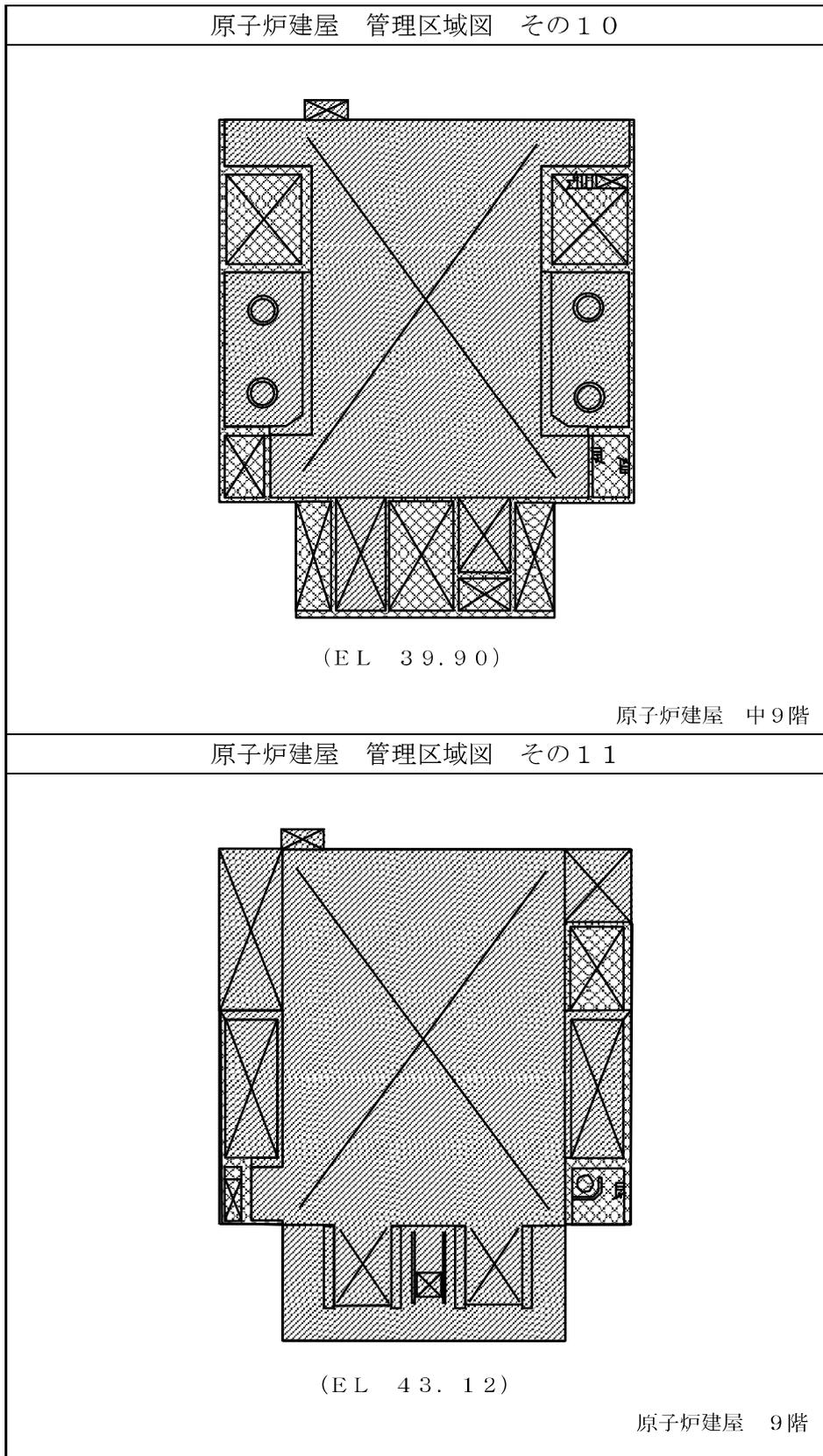


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（4/17）



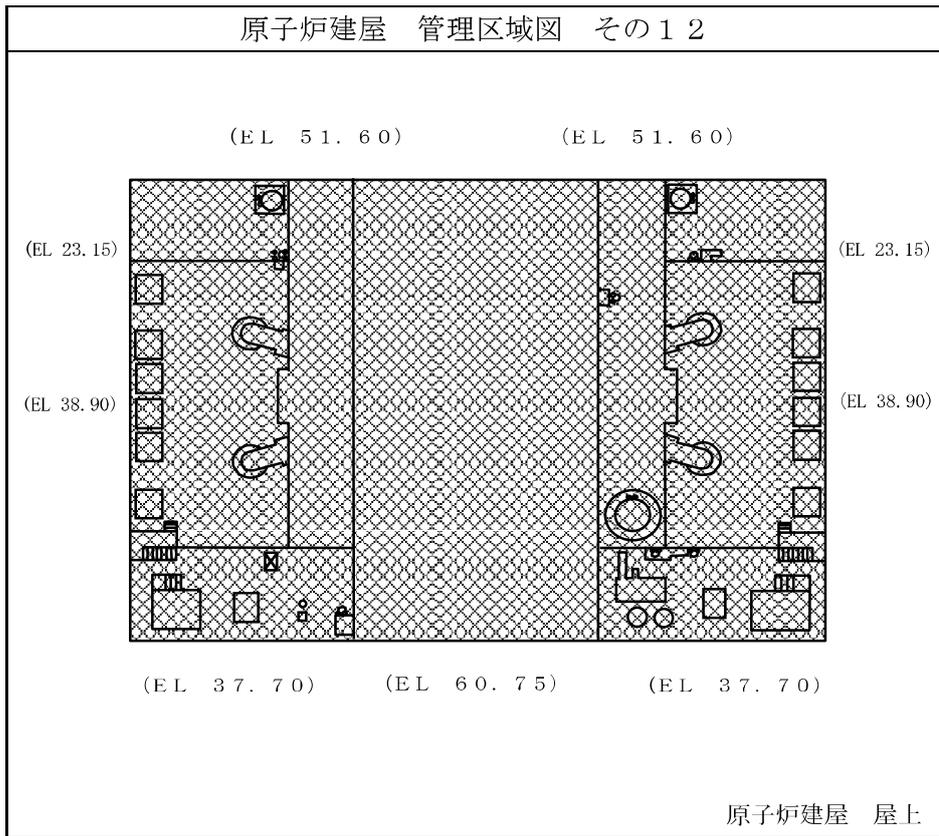
- 【凡例】
- 〰: 柵などによる区画
 - ▨: 管理区域
 - ⊗: 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（5/17）



- 【凡例】
- 〰: 柵などによる区画
 - ▨: 管理区域
 - ⊗: 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（6/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

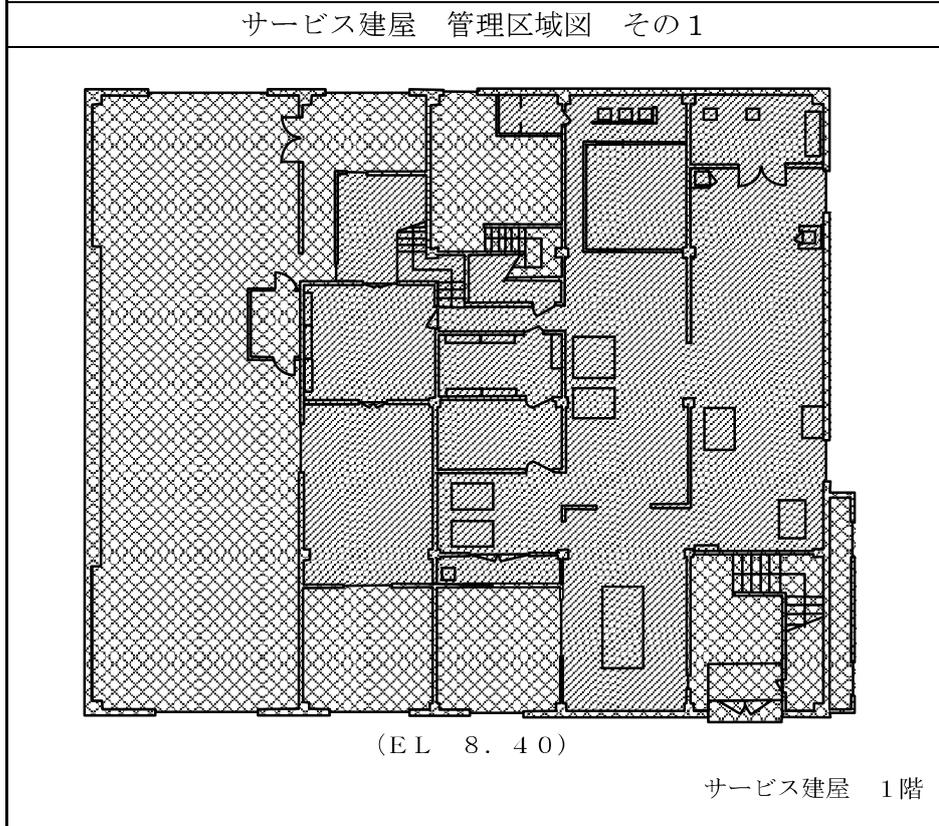
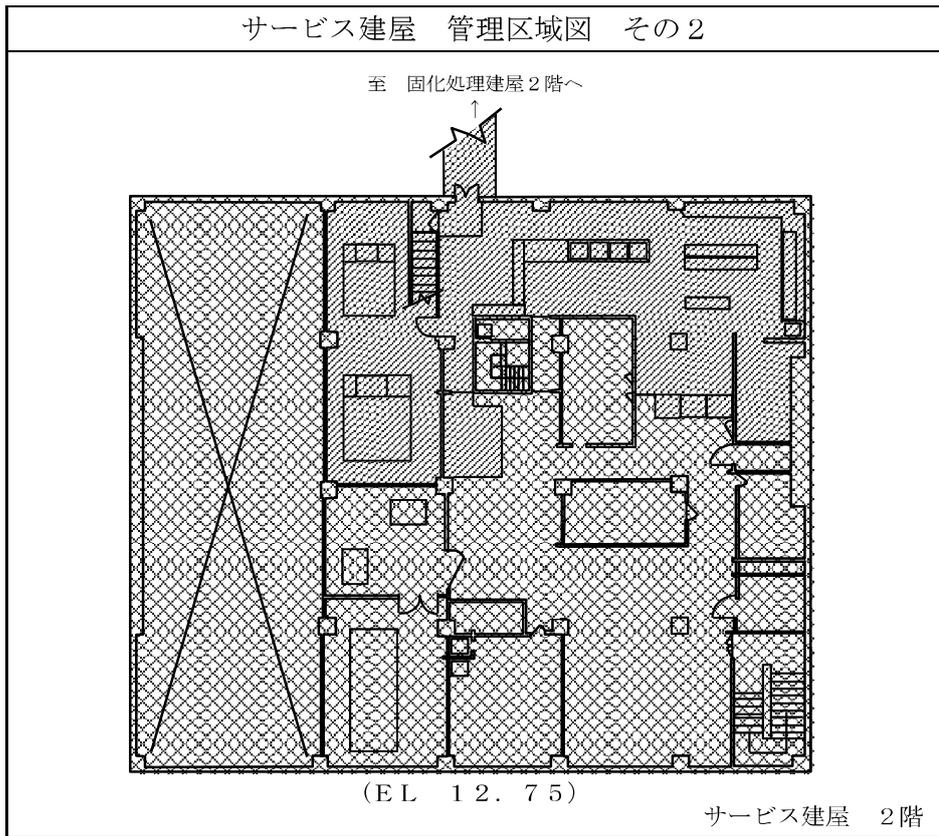


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（7/17）



- 【凡例】
- 〰: 柵などによる区画
 - ▨: 管理区域
 - ⊗: 汚染のおそれのない管理区域

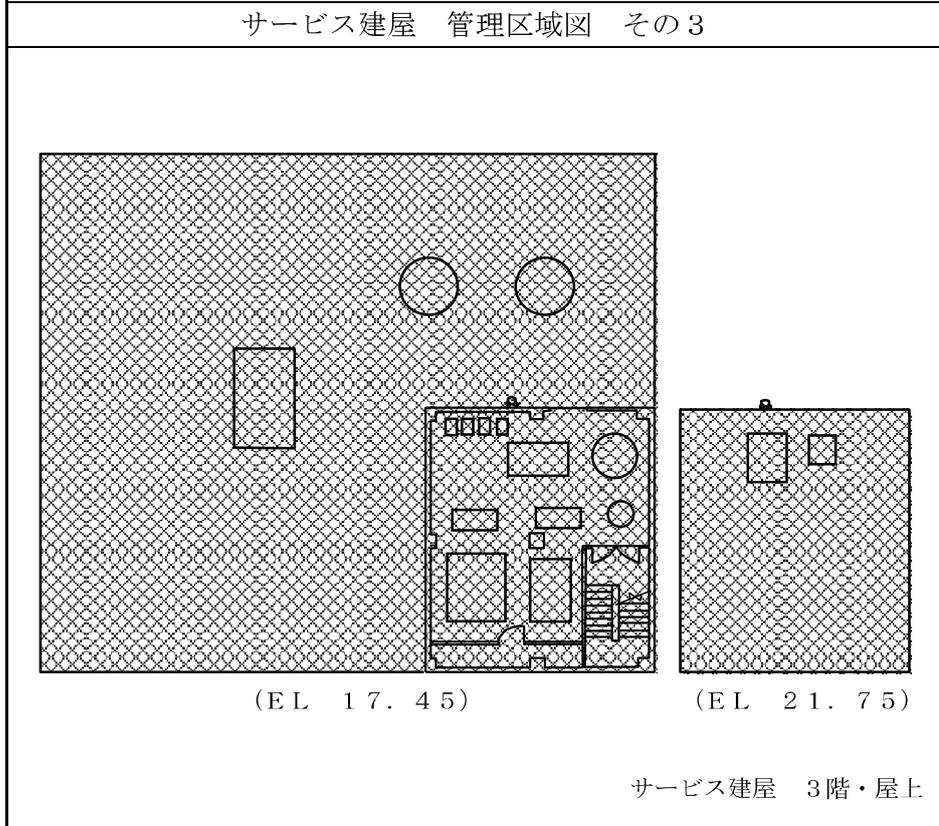
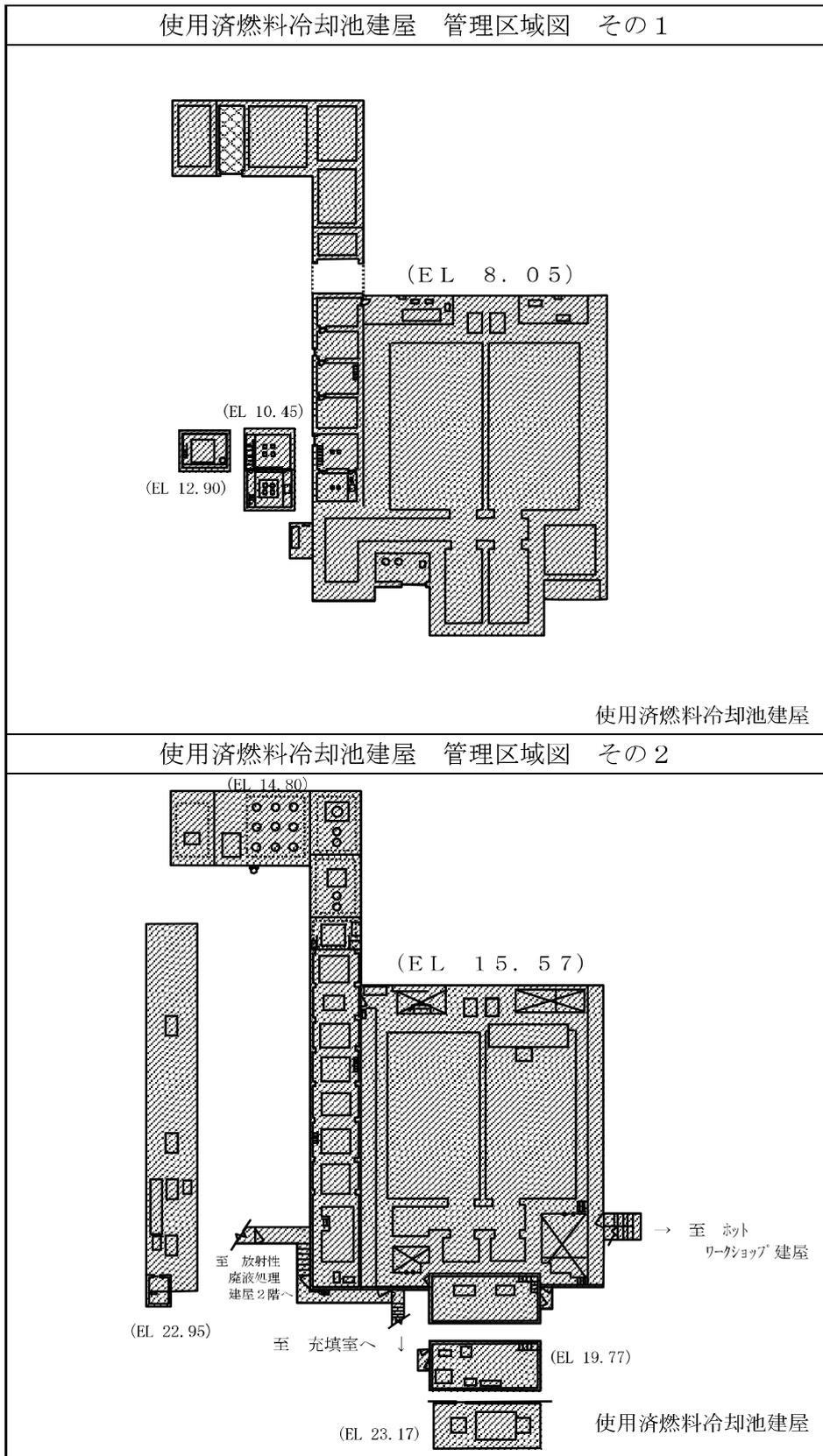
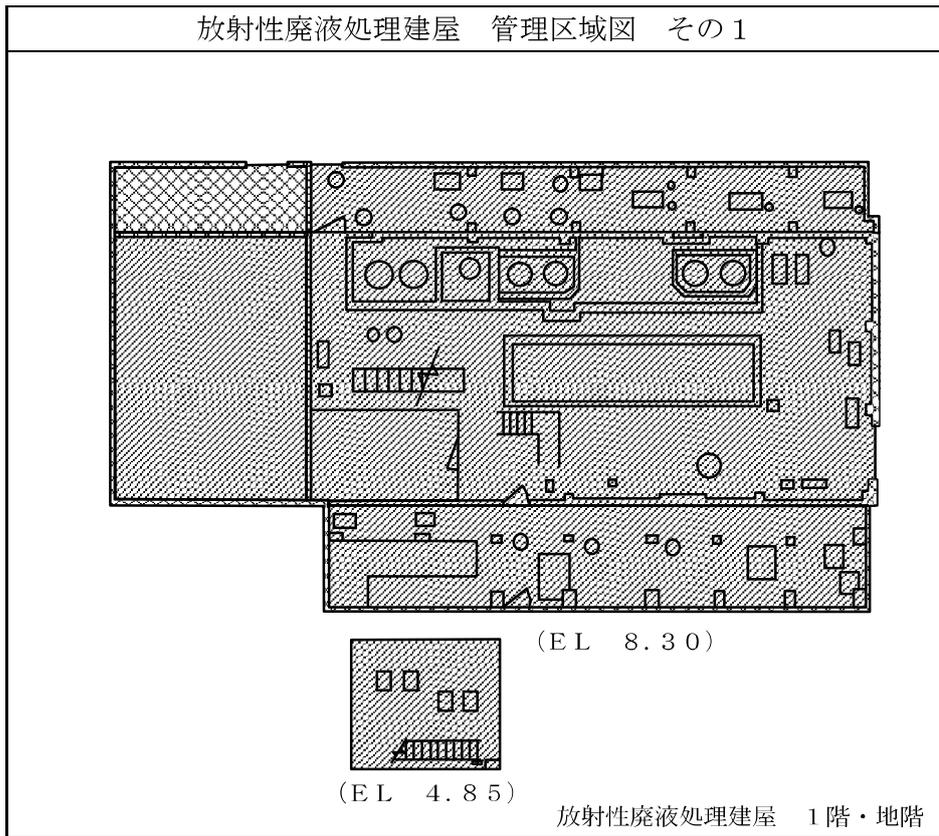


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（8/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（9/17）



- 【凡例】
- 〰: 柵などによる区画
 - ▨: 管理区域
 - ⊗: 汚染のおそれのない管理区域

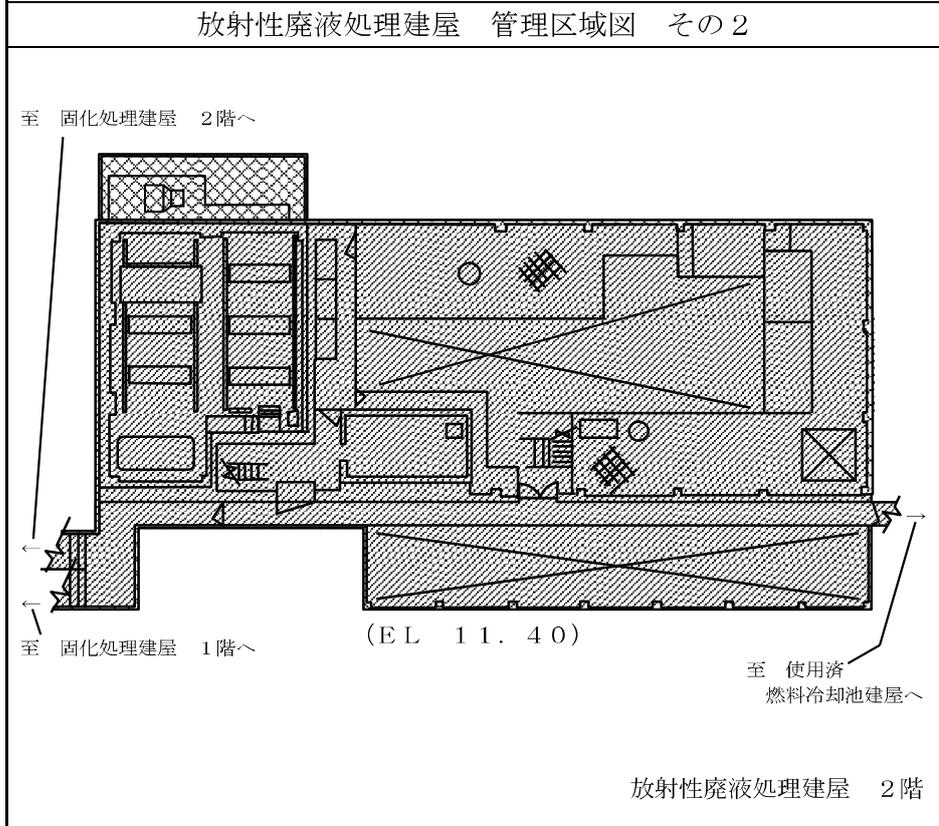
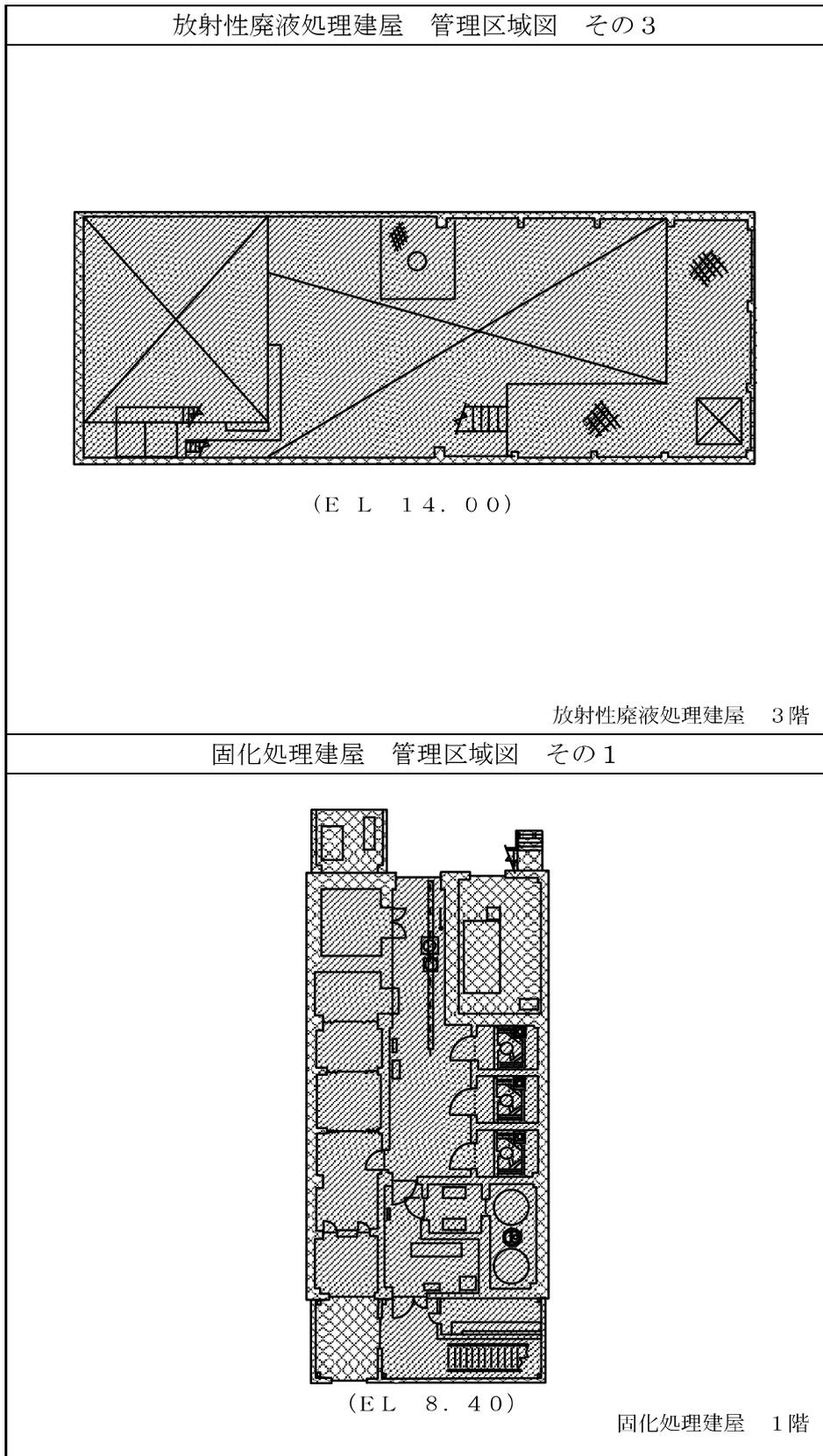
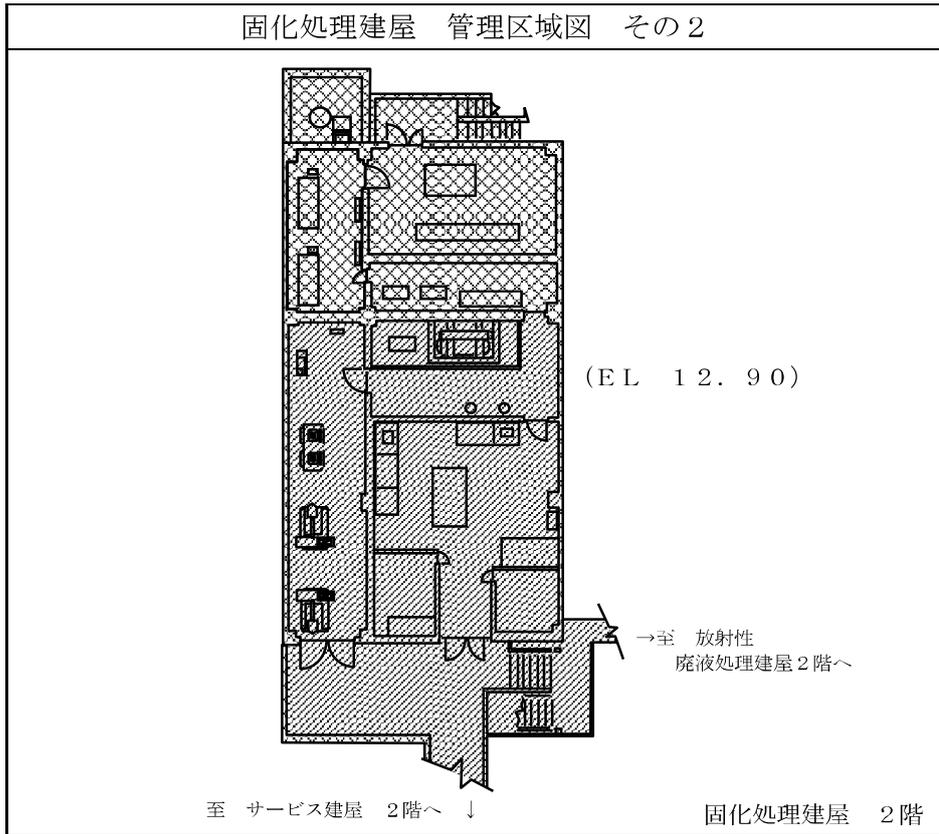


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（10/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（11/17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ⊠ : 汚染のおそれのない管理区域

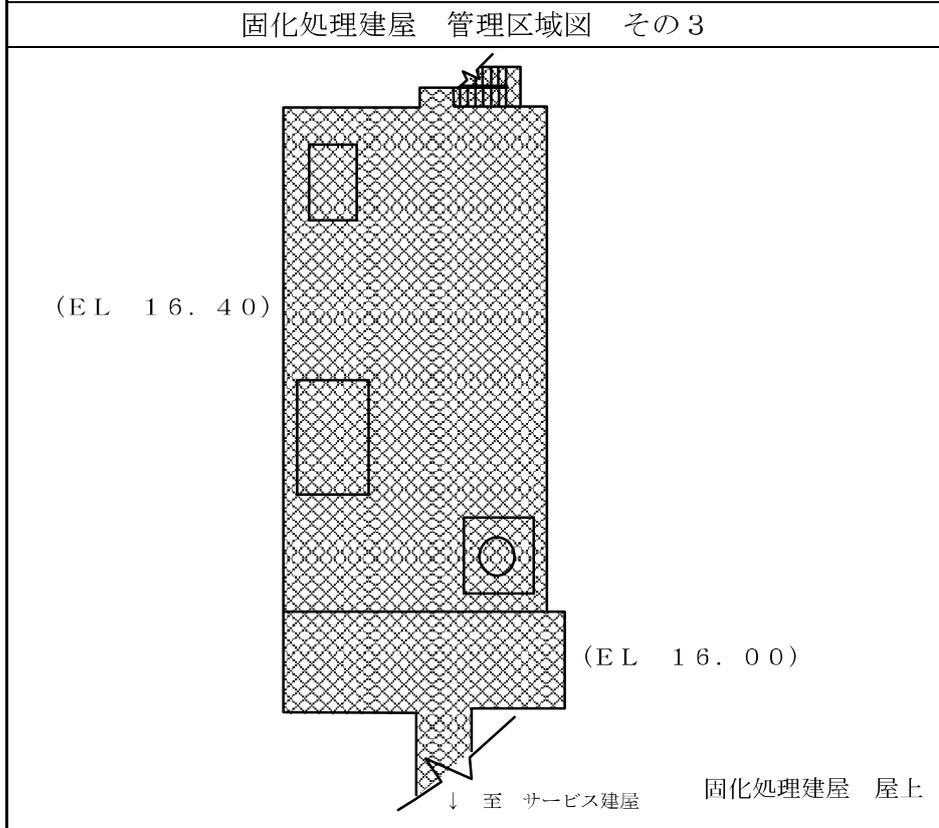
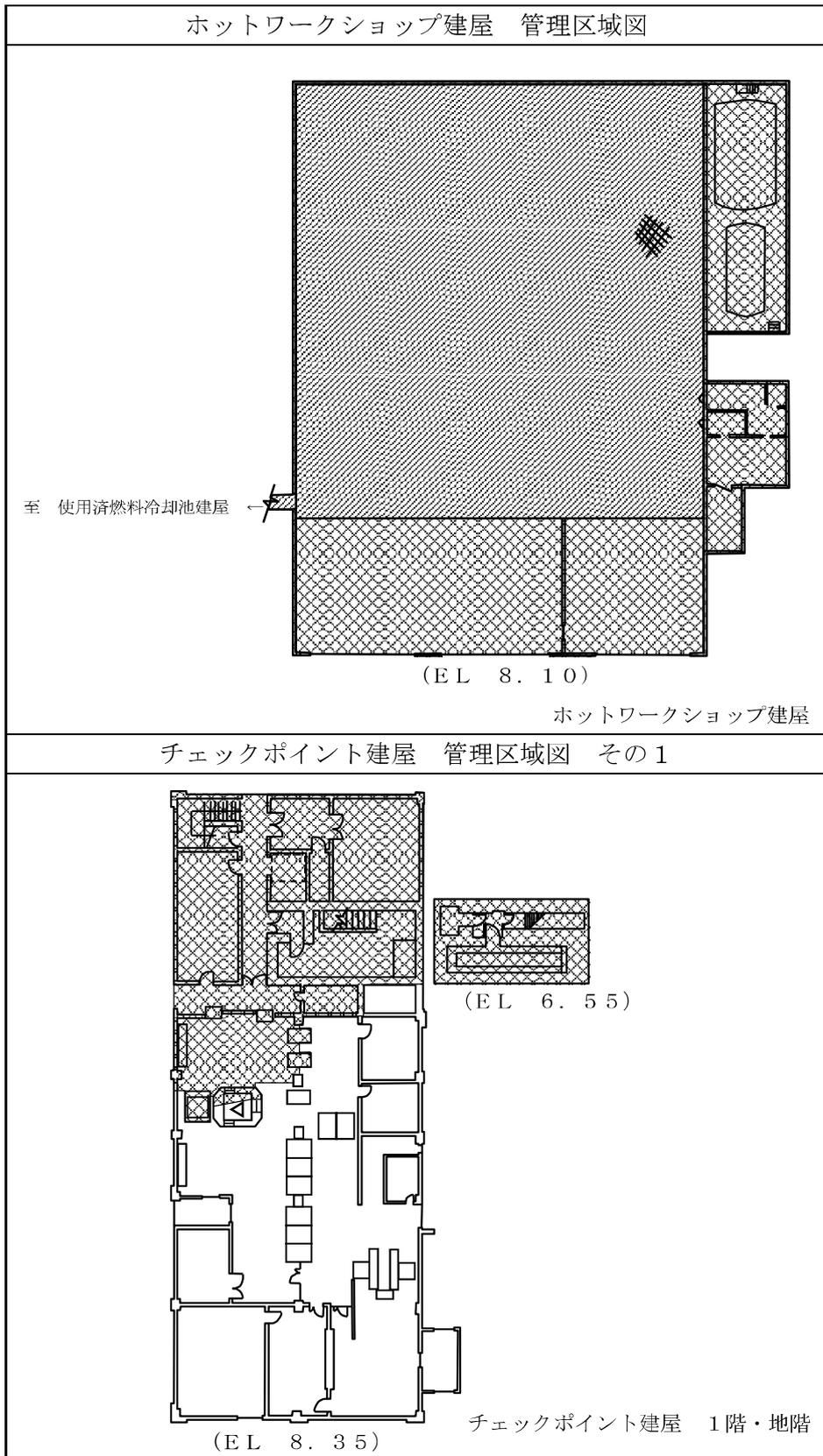
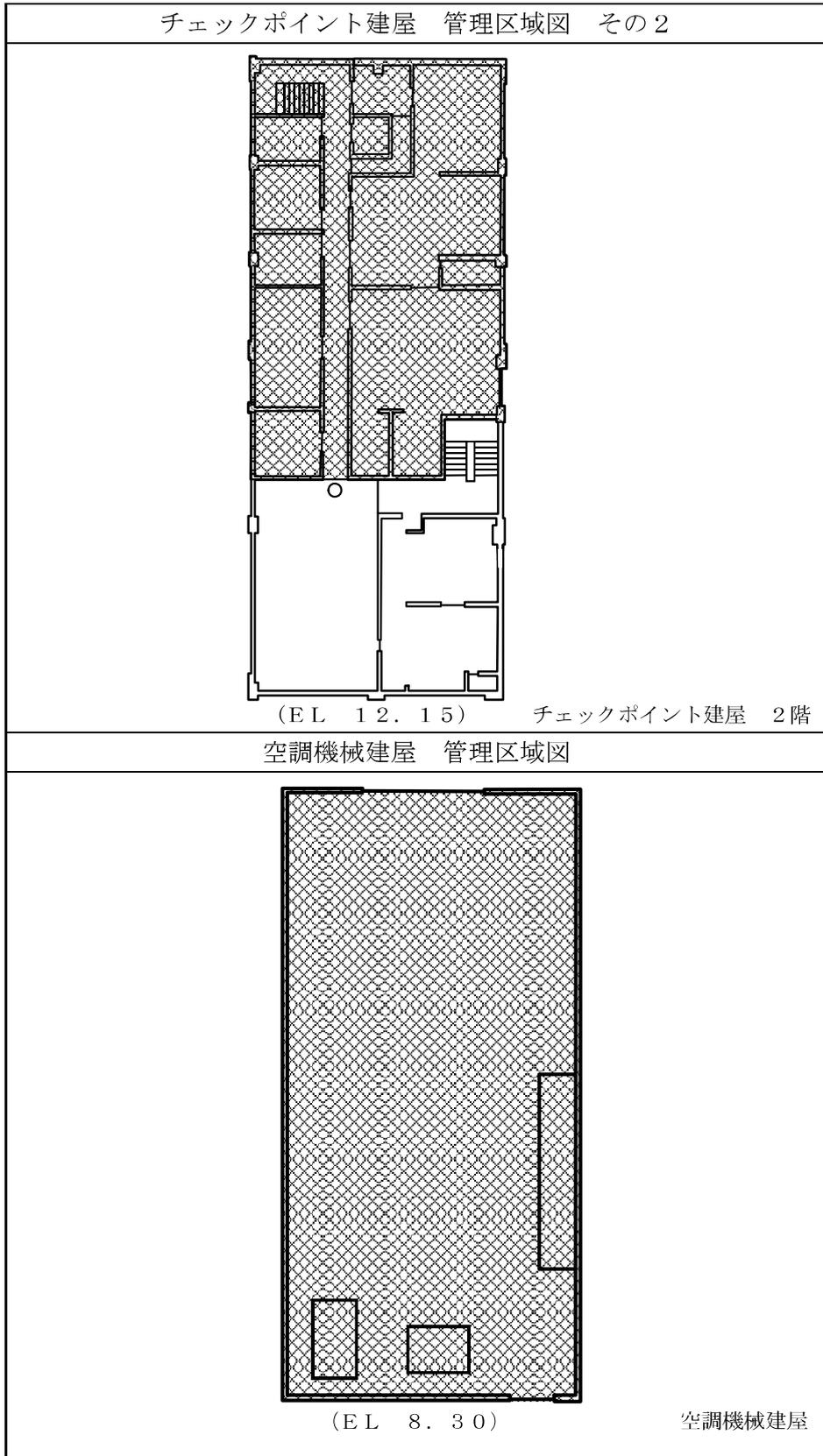


図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（12/17）



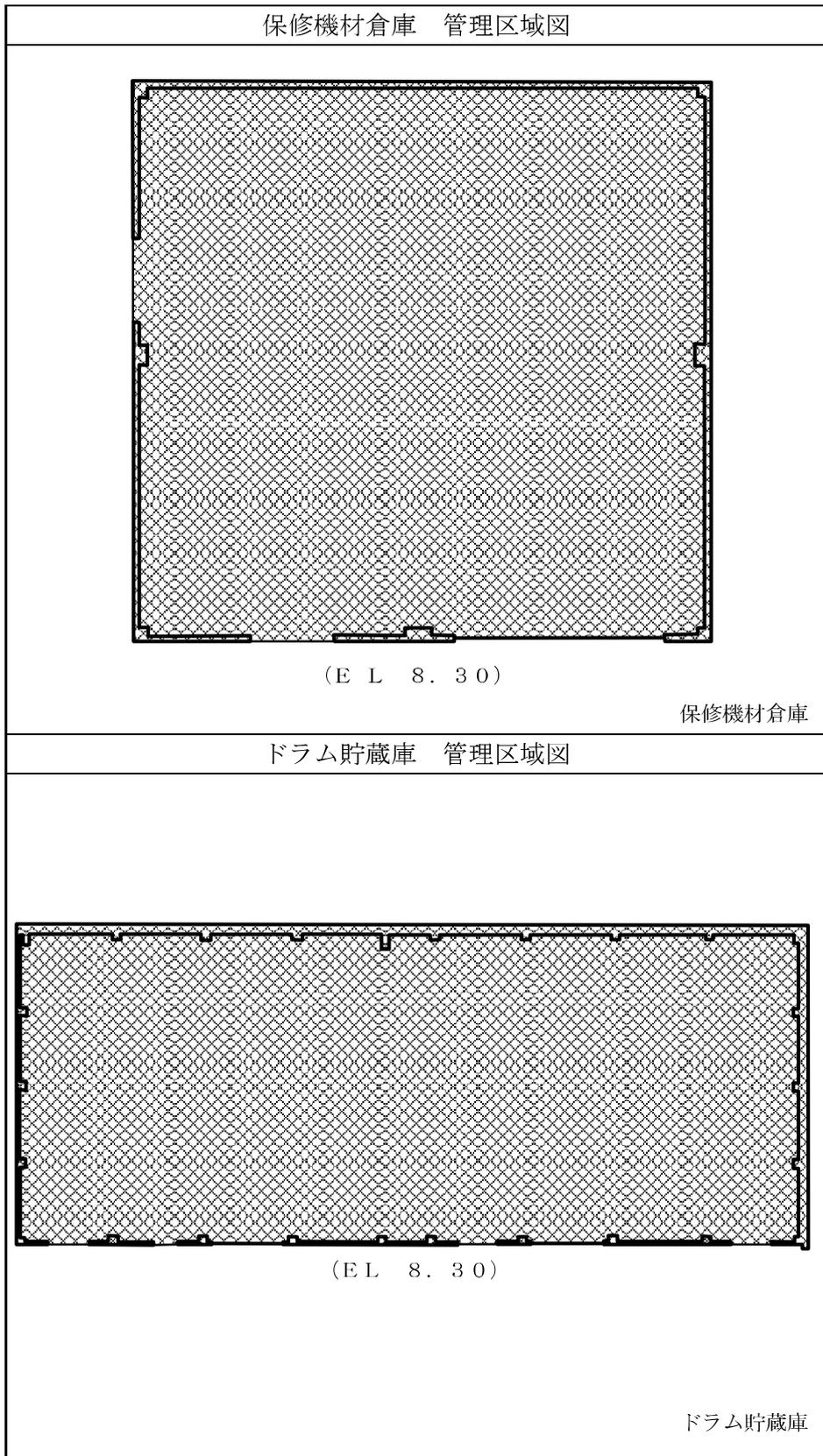
- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

図 3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（13 / 17）



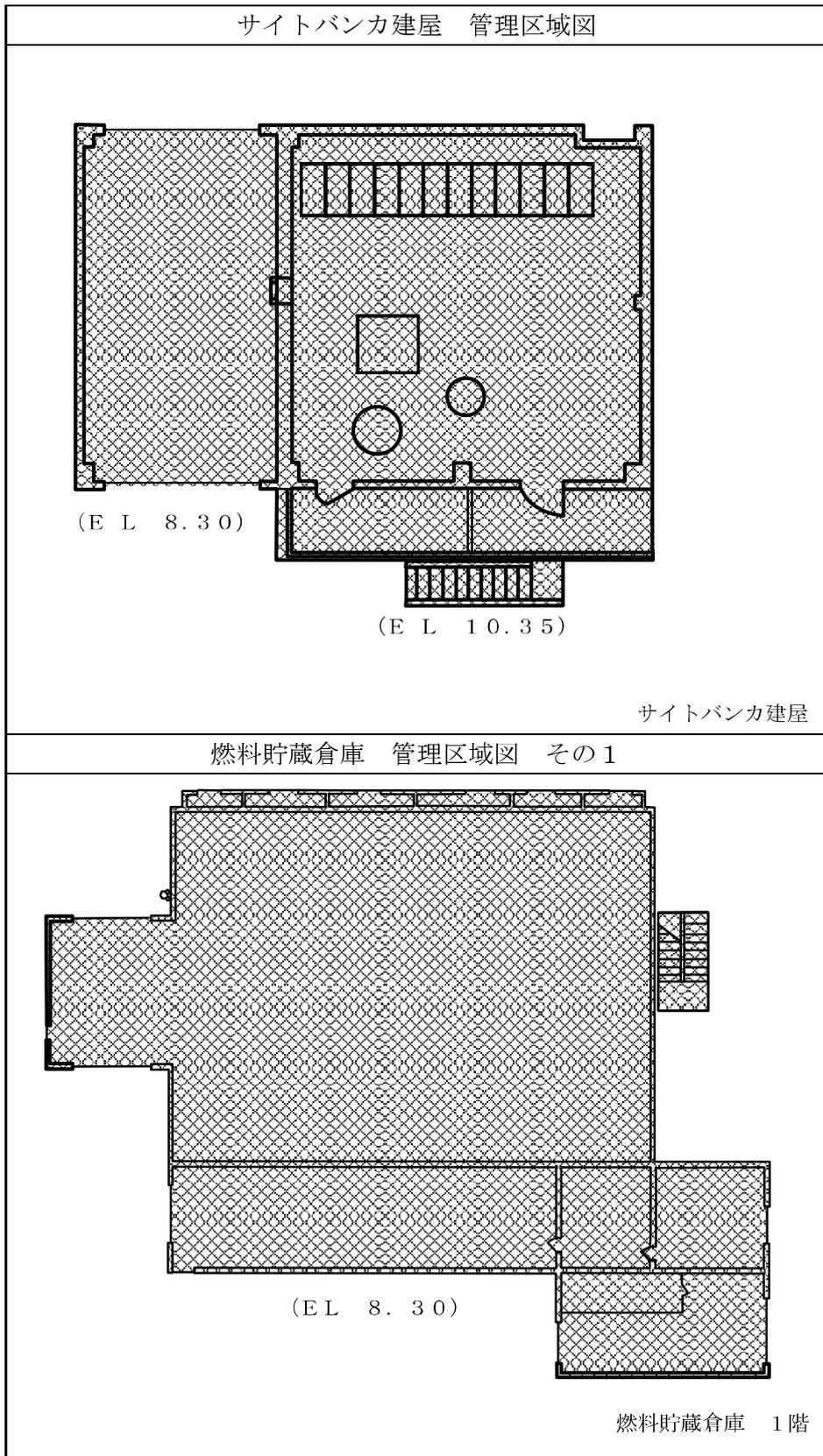
- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ▩ : 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（14/17）



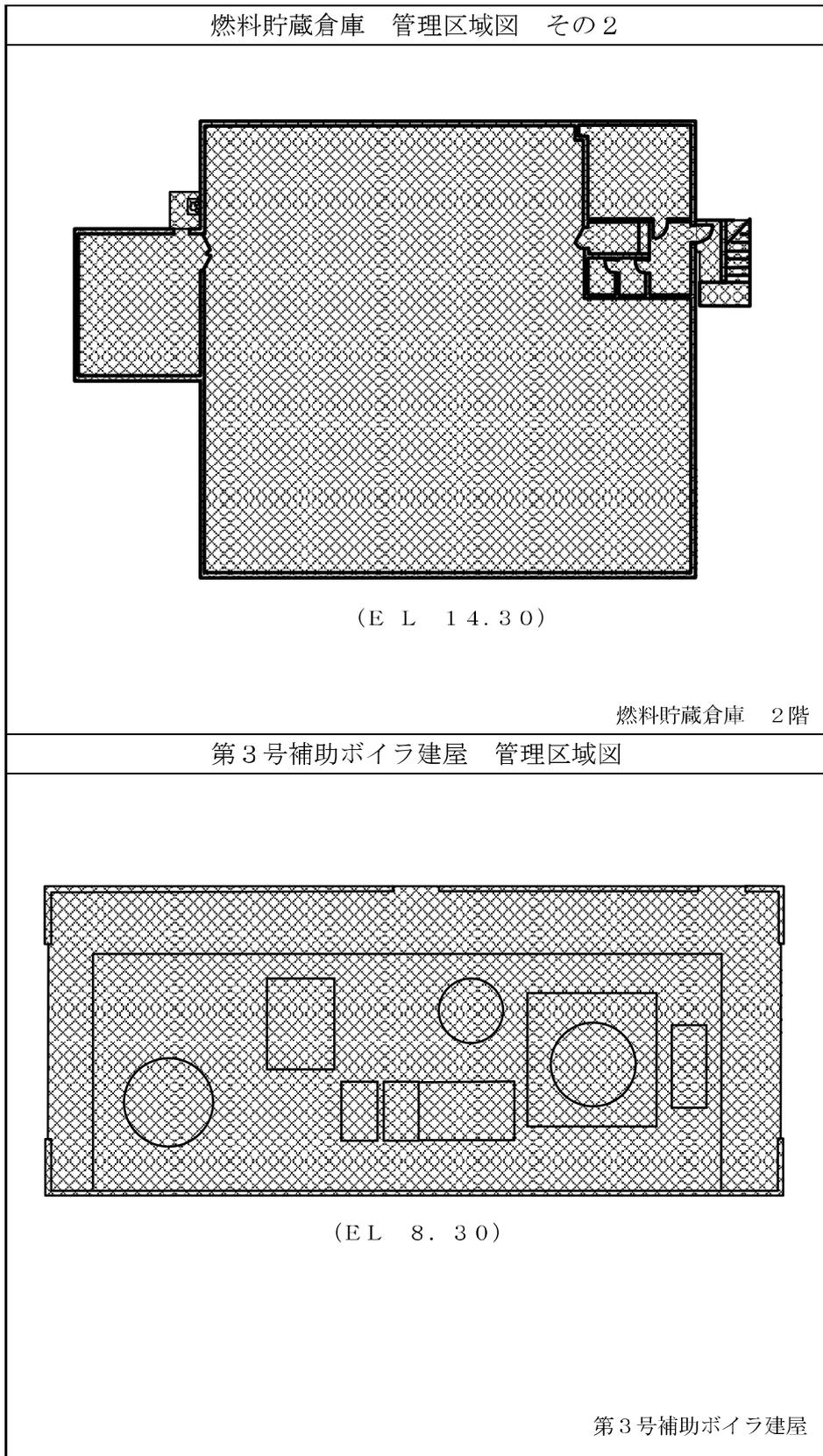
- 【凡例】
- : 柵などによる区画
 - : 管理区域
 - : 汚染のおそれのない管理区域

図 3 - 1 - 1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（15 / 17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ⊗ : 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（16／17）



- 【凡例】
- 〰 : 柵などによる区画
 - ▨ : 管理区域
 - ⊗ : 汚染のおそれのない管理区域

図3-1-1 廃止措置対象施設の管理区域図（廃止措置計画認可申請時点）（17 / 17）

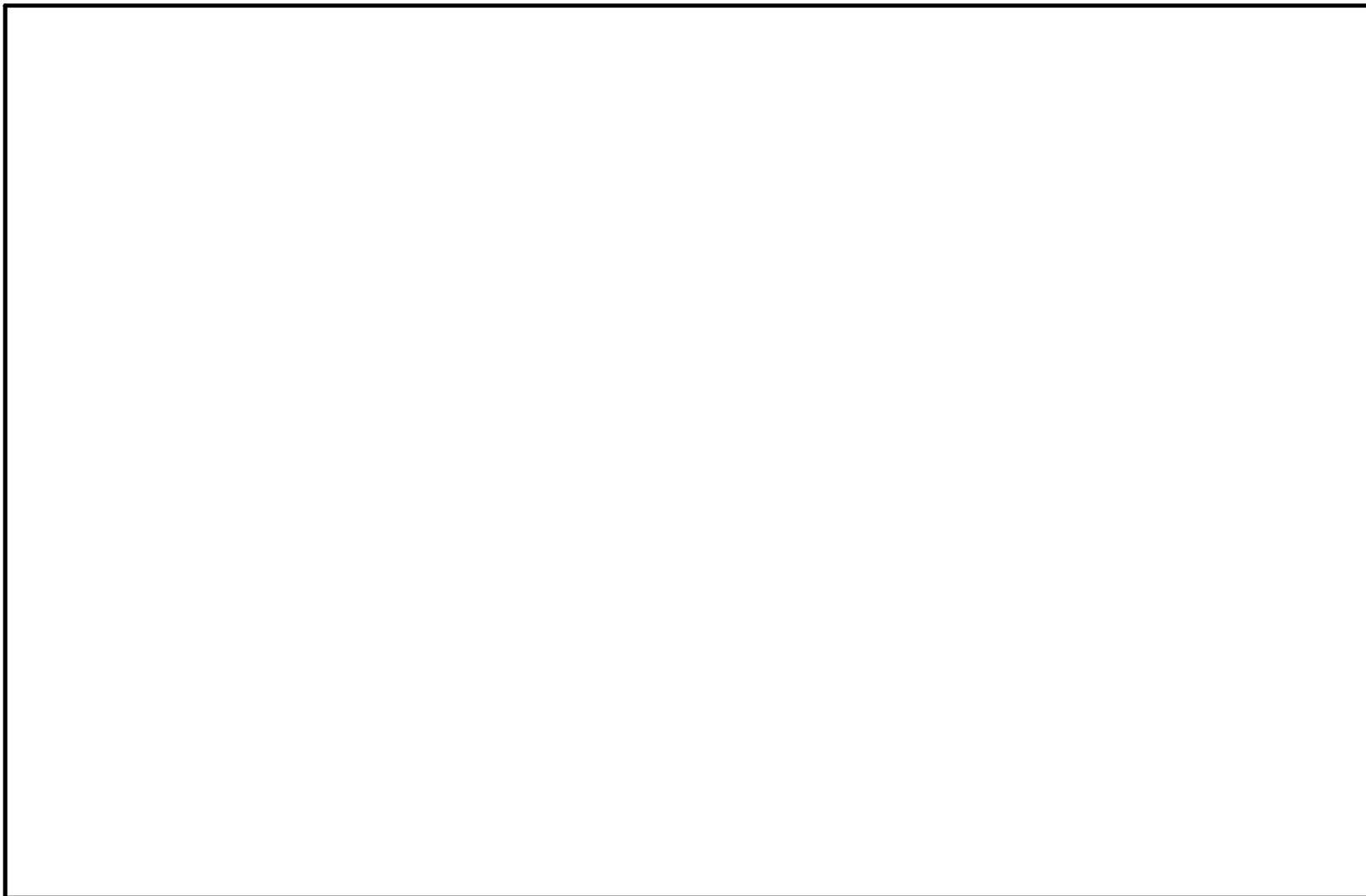
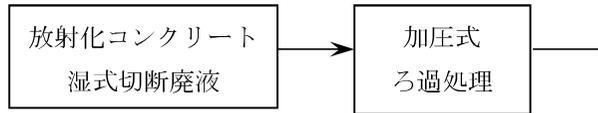


图 3 - 1 - 2 周边監視区域

放射化コンクリート湿式切断廃液の加圧式ろ過処理設備の除去効率

①放射化コンクリート湿式切断廃液



核種	除去効率 ($1 / (1 - D_{Fi})$)	移行先	移行割合 ⁽¹⁾ (%)	移行先ごとの 除去効率 ⁽²⁾
H-3	7.2	懸濁物	80	1×10^4
		冷却水	13	1
C-14	100	懸濁物	99	1×10^4
		冷却水	1	1
その他の核種	1×10^4	懸濁物	100	1×10^4

注) 出典

(1) (財) 原子力発電技術機構: 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備 確証試験に関する調査報告書 平成 9 年度」(平成 10 年 3 月)

(2) (財) 原子力発電技術機構: 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備 確証試験に関する調査報告書 平成 11 年度」(平成 12 年 3 月)

②洗濯廃液



図 3 - 1 - 3 放射性液体廃棄物の処理フローと除去効率

表 3 - 1 - 1 解体対象物の放射性物質質量

(単位 : Bq)

工程	主な機器	核種組成の種類	停止後 経過年	Co-60 (A _{Ri})
原子炉領域 解体撤去	制御棒 (炉心内)	放射化 (炭素鋼)	13 年	6.6×10^{14}
	熱電対ケーブル (炉心部)	放射化 (ステンレス鋼)	13 年	1.6×10^{14}
	レストレイントビーム	放射化 (炭素鋼)	13 年	1.2×10^{14}
	レストレイントスリーブ (小)	放射化 (ステンレス鋼)	13 年	1.2×10^{14}
	燃料チャンネルポット	放射化 (炭素鋼)	13 年	1.0×10^{14}
	BCD チューブ (圧力容器域)	放射化 (ステンレス鋼)	13 年	1.0×10^{14}
	圧力容器	放射化 (炭素鋼)	13 年	3.0×10^{13}
	黒鉛ブロック (減速材/反射材)	放射化 (黒鉛)	13 年	5.0×10^{13}
	生体遮へい体	放射化 (コンクリート)	13 年	1.3×10^{12}
	その他	放射化 (炭素鋼, ステンレス 鋼, コンクリート)	13 年	4.2×10^{14}
	小計	放射化 (炭素鋼, ステンレス 鋼, 黒鉛, コンクリート)	13 年	1.8×10^{15}
原子炉領域 以外の 解体撤去	熱交換器本体	原子炉冷却系金属類	8 年	8.8×10^{10}
	燃料取扱建屋領域機器	原子炉冷却系金属類	8 年	3.0×10^7
	トランスポート	原子炉冷却系金属類	8 年	1.7×10^7
	その他	原子炉冷却系金属類/廃液系	8 年	9.1×10^8
	小計	原子炉冷却系金属類/廃液系	8 年	8.9×10^{10}
建屋等解 体撤去	放射性廃液処理建屋領域 機器	廃液系	13 年	7.1×10^7
	原子炉建屋	原子炉冷却系コンクリート類	13 年	5.5×10^8
	放射性廃液処理建屋	廃液系	13 年	8.9×10^7
	使用済燃料冷却池建屋	廃液系	13 年	2.7×10^7
	小計	原子炉冷却系コンクリート類 /廃液系	13 年	7.4×10^8
原子炉の運 転中に発生 した放射性 固体廃棄物 の処理	放射化金属	放射化 (炭素鋼/ステンレス鋼)	13 年	5.6×10^{14}
	黒鉛スリーブ	放射化 (黒鉛)	8 年	1.5×10^{13}
	小計	放射化 (炭素鋼, ステンレス 鋼, 黒鉛)	8 年/ 13 年	5.8×10^{14}

表 3-1-2 放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量の設定方法 (1/2)

対 象 物		設定方法	参考文献
放射化金属(原子炉 圧力容器/原子炉内 機器)	放射性物質量の多い もの(5.0×10 ¹³ Bq 以上) 複合部材	解体対象物ごとに処分容器へ収納することを想定して切断面積を設定する。放射性粉じんの飛散量は、(財)原子力発電技術機構の試験結果による鋼材切断時の切断面積あたりの気中移行割合を用いる。	(1)
	放射性物質量の少ない もの(5.0×10 ¹³ Bq 未満)	解体対象物は処分容器へ収納するため 0.5 m 角に切断することを想定し、0.5 m×0.5 m×0.1m の板材の切断長を単位とし、重量比例で解体対象機器全体の切断長を設定する。放射性粉じんの気中移行割合は、(財)原子力発電技術機構の試験結果による鋼材切断時の切断長あたりの気中移行割合(138.3 g/m)を用いて、解体対象物の総重量比で設定する。	(1)
黒鉛ブロック (減速材/反射材)		解体対象物を処分容器へ収納することを想定して切断面積を設定する。放射性粉じんの飛散量は、(財)原子力発電技術機構の試験結果による黒鉛切断時の単位切断面積あたりの気中移行割合(保守的に 1 g/m ²)を用いる。	(2)
汚染金属 (汚染機器類)		熱的切断による汚染金属の切断欠損部の放射性物質量に対する気中へ移行する割合は、(財)原子力発電技術機構の試験結果によるプラズマ切断時の放射能飛散率(520%)を用いる。 切断欠損部の割合は、処分容器へ収納するため 0.5 m 角に切断することを想定し、0.5m 角の板材を単位として、板材の総面積と(財)原子力発電技術機構の試験結果による切断欠損面積(保守的にカーフ幅を 5 mm)を用い設定する。 解体対象物の放射性物質量に対する気中へ移行する割合は、放射能飛散率と解体対象機器の切断欠損面積の割合を乗じ設定する。	(3)

表 3-1-2 放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量の設定方法 (2/2)

対 象 物		設定方法	参考文献	
放射化コンクリート (生体遮へい体)		解体対象物の切断面積をブロック状に切り出した後, 5 m ³ 処分容器へ収納するために細断することを想定して設定する。放射性粉じんの気中移行割合は, (財) 原子力発電技術機構の試験結果による単位面積あたりの切削重量 (30 kg/m ²) から求めた切削部の対象物総重量に対する割合と切削部の気中移行割合 (0.1%) を乗じ, 対象物の総重量比で設定する。	(1)	
汚染コンクリート		放射性粉じんの気中移行割合は, (財) 原子力発電技術機構の試験結果による汚染コンクリートの表面はつりによる飛散率 (除染部の 10%) を用いる。	(3)	
原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物	黒鉛スリーブ	放射性粉じんの飛散量は, 燃料取扱建屋の黒鉛スリーブ貯蔵庫及び使用済燃料冷却池建屋の黒鉛スリーブ貯蔵庫[C2]からの黒鉛スリーブ取り出し作業を模擬した試験による粉じん濃度に空間容積及び実作業の工数を乗じて設定する。	表 3-1-3	
	放射化金属	放射性物質量の多いもの (5.0×10 ¹³ Bq 以上)	放射化金属 (原子炉圧力容器/原子炉内機器) と同様に設定する。	(1)
		放射性物質量の少ないもの (5.0×10 ¹³ Bq 未満)	放射化金属 (原子炉圧力容器/原子炉内機器) と同様に設定する。	(1)

参考文献

- (1) (財) 原子力発電技術機構: 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成 9 年度」(平成 10 年 3 月)
- (2) (財) 原子力発電技術機構: 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成 10 年度」(平成 11 年 3 月)
- (3) (財) 原子力発電技術機構: 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成 11 年度」(平成 12 年 3 月)

表 3-1-3 黒鉛スリーブ取り出し作業を模擬した粉じん濃度測定試験方法及び結果

1. 試験設備			
(1) 取出し装置			
	グラブバケット		
仕様	呼称容量(l)	23	
	自重(kg)	279	
(2) 試験体収納容器			
	容積(m ³)	0.9072 (1,200mm×1,200mm×630mm)	
(3) 試験体			
	黒鉛模擬廃棄物		
(4) 計測器			
	光学式パーティクルカウンタ (相対濃度計)		
仕様	測定範囲(cpm)	1～10,000	
	ピエゾバランス式粉じん計 (質量濃度計)		
仕様	測定範囲(mg/m ³)	0.02～10	
	測定時間	24 秒又は 2 分	
2. 試験方法			
(1) 黒鉛の質量換算係数の算出試験			
	<p>小型のクリーンハウス中にて黒鉛粉じんを発生させ、相対濃度及び質量濃度を測定する装置にて計測を同時に行う。</p> <p>計測にて得られたデータを比較して、黒鉛の質量換算係数の算出を行う。</p>		
(2) 黒鉛粉じん濃度の測定試験			
	<p>試験体を収納した容器から、取出し装置にて試験体を取出した際に発生する粉じん濃度を、相対濃度計にて測定を行う。</p>		
3. 試験結果			
(1) 黒鉛の質量換算係数 (mg/m ³ /cpm)			
	0.001		
(2) 黒鉛粉じん濃度※ (mg/m ³)			
	1.516 (最大値)		

※ 「黒鉛粉じん濃度の測定試験」にて得られた相対濃度のデータへ、「黒鉛の質量換算係数の算出試験」にて得られた黒鉛の質量換算係数を乗じて、黒鉛粉じん濃度を算出した値。

表 3 - 1 - 4 放射性物質の気中移行割合及び放射性粉じん飛散量

対 象 物		評価条件とした解体工法 及び処理	気中移行割合(F_A)	放射性粉じん飛散量 (w) の合計 (kg)
放射化金属 (原 子炉压力容器/ 原子炉内機器)	放射性物質量の多いもの 複合部材	プラズマアーク切断及び パウダーガス切断	—	ステンレス鋼 : 71 炭素鋼 : 1,100
	放射性物質量の少ないもの		切断対象物の 0.07%	—
黒鉛ブロック (減速材/反射材)		ディスクカッター切断	—	0.6
汚染金属 (汚染機器類)		プラズマアーク切断	切断対象物の 11%	—
放射化コンクリート (生体遮へい体)		湿式ワイヤーソー 切断	切 断 対 象 物 の 0.0046%	—
汚染コンクリート		表面はつり (スキヤブラ 方式及びハンドブレード 方式)	除染部分の 10%	—
原子炉の運転中 に発生した放射 性固体廃棄物	黒鉛スリーブ		貯蔵庫からの取出し	—
	放射化 金属	放射性物質量の多 いもの	プラズマアーク切断等	—
		放射性物質量の少 ないもの		切断対象物の 0.07%
				0.13
				ステンレス鋼 : 1 炭素鋼等 : 72
				—

表 3 - 1 - 5 建屋フィルタの捕集効率及び放出方法

(単位：%)

工事件名	建屋フィルタ 捕集効率 (D_{F3})	放出方法 () は評価条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉領域解体準備工事のうち燃料取扱建屋領域機器の解体撤去 燃料取扱建屋領域機器解体撤去工事 熱交換器等解体撤去工事のうちホットガスダクトの解体撤去 原子炉サービ建屋領域機器解体撤去工事 各建屋附帯設備等解体撤去工事 管理区域解除工事 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理のうち黒鉛スリーブの処理 	0	建屋排気口より放出 (地上放出)
<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替機等解体撤去工事 熱交換器等解体撤去工事のうちホットガスダクト以外の機器の解体撤去 原子炉領域解体準備工事のうち原子炉室の機器の解体撤去 	0	排気筒より放出 (地上放出)
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉領域解体準備工事のうち使用済燃料冷却池建屋及び使用済燃料冷却池建屋領域機器の解体撤去 放射性廃棄物処理設備等解体撤去工事 	99	建屋排気口より放出 (地上放出)
<ul style="list-style-type: none"> 炉内挿入物取出撤去工事 原子炉本体等解体撤去工事 生体遮へい体解体撤去工事 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理のうち放射化金属 	99	排気筒より放出 (地上放出)

表 3 - 1 - 6 汚染拡大防止囲い設置時の汚染拡大防止囲い内局所フィルタの捕集効率

(単位：%)

工事件名	局所フィルタ 捕集効率 (D_{F2})	汚染拡大防止囲い からの漏洩率 (r_3)
<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器等解体工事のうち熱交換器本体の解体撤去 管理区域解除工事 	99	10

表 3-1-7 平常時における環境への放射性気体廃棄物放出量

(単位：Bq)

工 程	放出量 (Q _{Ai})
	Co-60
原子炉領域解体撤去	7.7×10 ⁹
原子炉領域以外の解体撤去	1.2×10 ⁹
建屋等解体撤去	7.4×10 ⁶
原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理	1.7×10 ⁹

表 3-1-8 線量計算に使用するパラメータ (放射性気体廃棄物)

パラメータ	単 位	データ	備考
乾燥沈着速度 ⁽¹⁾ (V _{G_i})	m/s	0.01	
核種の崩壊定数 ⁽²⁾ (λ _i)	s ⁻¹	4.2×10 ⁻⁹	評価対象核種 (Co-60)
土壌からの系外除去率 ⁽³⁾ (λ _{s_i})	—	0	系外除去効果を見ない
沈着を考慮する期間 ⁽³⁾	コンクリート (t _C)	年	線量を多めに評価するように設定
	金 属 (t _C)	年	
外部被ばく線量換算係数 ⁽³⁾ (K _外)	(μ Sv/y)/(Bq/m ²)	2.2×10 ⁻²	評価対象核種 (Co-60)

注) 出典

- (1) 原子力安全委員会：「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成 13 年 3 月改訂)
- (2) C.Michael Lederer and Virginia S.Shirley：Table of Isotopes 7th Edition,1978
- (3) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究) (平成 13 年度経済産業省委託調査)」(平成 14 年 3 月)

表 3 - 1 - 9 平常時の線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q)

(単位 : s/m³)

項目	地上放出
χ/Q	2.2×10^{-6} (排気筒位置から北西方位, 風下距離 660m)

表 3 - 1 - 10 平常時における放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量

(単位 : μ Sv/y)

工 程	実効線量
原子炉領域解体撤去	3.5×10^0
原子炉領域以外の解体撤去	5.2×10^{-1}
建屋等解体撤去	3.3×10^{-3}
原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の処理	7.8×10^{-1}
合 計	4.8×10^0

注) 雑個体減容処理設備等の東海第二発電所との共用設備で処理するものについては、東海第二発電所で排出量をモニタリングし、被ばく管理するため、上表には含んでいないが、東海第二発電所原子炉設置許可申請等で東海発電所寄与分の一般公衆の受ける線量を確認している。

表 3 - 1 - 1 1 放射化コンクリートの放射性物質質量

(単位 : Bq)

核種組成	放射性物質質量 (A _{Ri})			
	H-3	C-14	Fe-55	Eu-152
放射化 コンクリート	6.4×10^{13}	1.4×10^{11}	3.5×10^{12}	4.2×10^{12}

表 3 - 1 - 1 2 廃液への発生割合

(単位 : %)

解体工法	切削割合	核種	廃液中への移行割合	発生割合 (F _{Li})
湿式ワイヤ ソー切断	4.6	H-3	切削部分の 93% (懸濁物中 80%, 冷却水中 13%)	4.3
		C-14	切削部分の 100% (懸濁物中 99%, 冷却水中 1%)	4.6
		その他の核種	切削部分の 100% (懸濁物中 100%)	4.6

注) 出典

- (1) (財) 原子力発電技術機構 : 「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成 9 年度」 (平成 10 年 3 月)

表 3 - 1 - 1 3 平常時における環境への放射性液体廃棄物放出量

(単位 : Bq/y)

廃液の種類	放出量 (Q _{Li})						
	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152	Pu-241	全α
放射化コンクリートの湿式切断に伴う 廃液 (生体遮へい体解体撤去工事)	3.8×10 ¹¹	6.3×10 ⁷	1.6×10 ⁷	—	1.9×10 ⁷	—	—
洗濯廃液	—	1.4×10 ⁶	4.4×10 ⁶	3.5×10 ⁶	—	1.9×10 ⁶	1.5×10 ⁵

表 3-1-14 線量計算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	データ	備考
経口摂取による 実効線量換算係数 (K_{50Fi})	—	表 3-1-15 参照	
海産物の市場希釈係数 ⁽¹⁾ (F_k)	—	1	市場希釈効果を見ない
海産物摂取量 ⁽¹⁾ (M_k)	魚類	g/d	200
	無脊椎動物	g/d	20
	海藻類	g/d	40
核種の物理的半減期 (T_{Ri})	—	表 3-1-16 参照	
海産物の採取から摂取 までの時間 ⁽¹⁾ (t_k)	d	0	考慮せず
海産物の濃縮係数 (K_{Fki})	—	表 3-1-17 参照	
海水希釈係数 ⁽²⁾ (K_k)	—	1	海水希釈効果を見ない
年間希釈水量 (W)	m ³ /y	3.5×10^6	希釈水ポンプの稼働率 80%

注) 出典

- (1) 原子力委員会：「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」
(平成 13 年 3 月改訂)
- (2) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究）（平成 13 年度経済産業省委託調査）」（平成 14 年 3 月）

表 3-1-15 核種の経口摂取による実効線量換算係数
(単位： $\mu\text{Sv/Bq}$)

核種	経口摂取による実効線量換算係数
H-3	4.2×10^{-5}
C-14	5.8×10^{-4}
Fe-55	3.3×10^{-4}
Co-60	3.4×10^{-3}
Eu-152	1.4×10^{-3}
Pu-241	4.8×10^{-3}
全 α [※]	2.0×10^{-1}

※ 全 α は Am-241 の値を代表として記載した。

注) 出典

- (1) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究)(平成 13 年度経済産業省委託調査)」
(平成 14 年 3 月)

表 3 - 1 - 1 6 核種の物理的半減期
(単位 : d)

核 種	物理的半減期
H-3	4.5×10^3
C-14	2.1×10^6
Fe-55	9.9×10^2
Co-60	1.9×10^3
Eu-152	4.7×10^3
Pu-241	5.3×10^3
全 α	—

注) 出典

(1) C.Michael Lederer and Virginia S.Shirley : Table of Isotopes 7th Edition,1978

表 3 - 1 - 1 7 海産物の濃縮係数

(単位 : (Bq/kg)/(Bq /m³))

核種	魚類		無脊椎動物		海藻類	
H-3	1×10^{-3}	(1)	1×10^{-3}	(1)	1×10^{-3}	(1)
C-14	1.8	(2)	1.4	(2)	1.0×10^1	(2)
Fe-55	3	(1)	2×10^1	(1)	5×10^1	(1)
Co-60	1×10^{-1}	(1)	1	(1)	1	(1)
Eu-152	3.0×10^{-1}	(2)	7.0	(2)	3.0	(2)
Pu-241	1.0×10^{-1}	(2)	4×10^{-1}	(2)	3.0	(2)
全 α [※]	5.0×10^{-2}	(2)	1.0	(2)	8.0	(2)

※ 全 α は Am-241 の値を代表として記載した。

注) 出典

- (1) 原子力安全委員会 : 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針について」 (平成 13 年 3 月改訂)
- (2) (財) 電力中央研究所 : 「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の調査研究) (平成 13 年度経済産業省委託調査)」 (平成 14 年 3 月)

表3-1-18 平常時における放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量

(単位: $\mu\text{Sv}/\text{y}$)

廃液の種類	実効線量							合計
	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152	Pu-241	全 α	
放射化コンクリートの湿式切断に伴う廃液 (生体遮へい体解体撤去工事)	4.3×10^{-1}	3.0×10^0	1.6×10^0	—	8.8×10^{-1}	—	—	5.9×10^0
洗濯廃液	—	6.4×10^{-2}	4.3×10^{-1}	9.7×10^{-2}	—	1.4×10^{-1}	7.9×10^{-1}	1.5×10^0
合計								7.4×10^0

注) 雑固体減容処理設備等の東海第二発電所との共用設備で処理するものについては、東海第二発電所で排出量をモニタリングし、被ばく管理するため、上表には含んでいないが、東海第二発電所原子炉設置許可申請等で東海発電所寄与分の一般公衆の受ける線量を確認している。

表 3 - 1 - 1 9 直接線量及びスカイシャイン線量評価に用いた評価条件

項 目	データ	備 考
放射性固体廃棄物 仕様	処分容器(外寸法 1.6 m× 1.6 m×1.2 m (高さ)) (約 25 cm の鉄遮へい付)	核種 : Co-60 線量率 : 2 mSv/h (表面)
放射性固体廃棄物 数量	300 体	使用済燃料冷却池の床面積と 保管容器サイズより最大数量 を設定
天井厚	考慮せず	
一時貯蔵場所周囲の コンクリート厚	1.92 m	

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

東海発電所の廃止措置工事に関連して、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、敷地境界外における公衆の最大の実効線量を評価することにより、東海発電所の廃止措置が公衆に対して著しい被ばくのリスクを与えないことを示す。

1 事故時における発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価

廃止措置期間中の事故時における発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量評価は、想定する起因事象から想定事象の代表性、放射性物質放出量等々を評価し、選定した最大想定事故について、環境放出量を求めることで実施する。事故として想定する起因事象は、東海発電所をはじめとして国内の実用発電用原子炉施設の廃止措置計画を前提として放出量及び線量の評価方法をまとめた（財）電力中央研究所：「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の調査研究）」⁽¹⁾の添付「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第2次版）」（以下「ハンドブック」という。）を参考に選定する。ここで、東海発電所の廃止措置は、ハンドブックで前提とした標準的な解体工法等に沿って計画していることから、ハンドブックにおける想定事象の絞込みの考え方は適用可能と判断する。東海発電所の廃止措置が既存の建屋・構築物及び換気設備を維持して実施する計画であることから、線量評価に当たっては、「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。）及び「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。）に準拠して評価する。

1. 1 想定する起因事象

東海発電所の廃止措置工事は「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」,「九 核燃料物質による汚染の除去」及び「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」に記された方法に従って実施する計画である。そこで、放射性核種の飛散・漏出につながる事故の起因事象として、次のものを想定する。

① 火災

廃止措置対象の施設・設備は、可能な限り不燃性又は難燃性となっているため、施設・設備の火災は想定しない。廃止措置工事において使用する可能性のある、可燃性の工事用資機材等の火災により、汚染機器が加熱されて付着している放射性物質が飛散することを想定する。さらに、廃止措置工事の実施に伴って放射性粉じんが蓄積したフィルタが火災により加熱されて付着している放射性物質が飛散することも想定する。

② 爆発

汚染された機器の解体撤去工法においては、爆破工法を採用しないとともに、可燃性ガスを使用する解体撤去工法を採用する場合には十分な安全確保対策を実施することから、建屋等の破壊に至るような大規模な爆発は想定しない。廃止措置工事において使用する可能性のある比較的少量の可燃性ガスが漏えいし、それが何らかの原因で爆発して、汚染機器に付着している放射性物質が飛散すること等を想定する。したがって、爆発事象における放射性物質の飛散経路は火災の場合と共通となることから、火災と爆発は合わせて火災／爆発として想定する。

③ 落下

廃止措置工事においては、解体撤去した切断片を取扱う把持装置には落下防止措置を講じることとし、解体工事中に汚染機器の切断片が何らかの原因で落下して破損することを想定する。さらに、放射性粉じんが蓄積したフィルタの交換作業中に何らかの原因で落下して破損することも想定する。

④ 衝突

廃止措置工事において、解体撤去した切断片を取扱う際には衝突により機械的衝撃を受けることがないように、搬送装置にリミッター等を取り付けるなどの衝突防止措置を講じることとし、解体工事中に汚染機器の切断片が何らかの原因で衝突して破損することを想定する。

⑤ 動的機器の機能停止

廃止措置工事において、汚染機器の切断等を行う際には動的機器である換気系が運転している状態で実施することとしているが、何らかの原因により局所換気系が停止することを想定する。

⑥ 弁の誤開閉

廃止措置工事において、汚染機器の切断等を行う際には、汚染拡大防止囲い等により閉じ込め機能を確保して実施するが、何らかの原因により局所換気系を構成する弁が誤開放することを想定する。

⑦ 異常切断

廃止措置工事において、汚染機器の切断等を行う際には汚染拡大防止囲い等の防護設備を使用することとしているが、防護設備が不備な状態で汚染機器を切断することを想定する。

⑧ 外部電源の喪失

廃止措置工事において、汚染機器の切断等を行う際には動的機器である換気系が作動している状態で実施することとしているが、外部電源の喪失により換気系が停止することを想定する。

なお、以下の事象については、下記の理由により、事故の起回事象としては想定しない。

⑨ 津波・洪水

津波・洪水については、発電所の立地段階において、十分な敷地高さを確保していることから、事故の誘因になることはないと考えられる。

⑩ 地震

地震については、原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可において耐震設計が考慮された原子炉施設（建屋及び設備）を、内包する汚染が除去するまでの期間中は、廃止措置に必要な性能を維持管理しつつ、廃止措置工事を実施する計画としていることから、事故の誘因になることはないと考えられる。なお、東海発電所は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震指針」という。）制定前に原子炉設置許可を受けているが、耐震指針に基づく耐震重要度分類及び基準地震動の考え方を適用した場合の耐震安全性の検討を行い、耐震安全性が確保されていることを確認している。

東海発電所の廃止措置工事計画内容を踏まえると、想定評価すべき事象としては、ハンドブック付録5-1に記された起回事象の抽出の条件と基本的に同様の絞り込みの考え方が採用できる。具体的には、これらの起因

事象ごとに事故の潜在的危険性を確認する見地から、事故時の環境への放出が多くなると考えられる設備を抽出し、さらに類似した事象を整理する。

ここで、東海発電所の事故事象における放射性物質の放出源となる汚染機器としては、最も放射能レベルの高い炉内構造物を選定する。また、放射性粉じんの蓄積量が最も多いフィルタとしては、原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタを選定する。したがって、落下及び衝突については、「炉内構造物切断片の破損」及び「原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損」を想定する。火災／爆発については、「炉内構造物切断片の火災／爆発」及び「原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの火災／爆発」を想定する。

異常切断については「炉内構造物切断片の異常切断」、動的機器の機能停止については「局所換気系の停止」、弁の誤開閉については「局所換気系の弁の誤開」を想定するが、起因事象は異なるものの、放出源となる汚染機器、放射性物質の移行及び除去挙動が同一になる「炉内構造物切断片の破損」に包絡する。

外部電源の喪失は、「外部電源喪失による換気系のバイパス放出」を想定する。

ここで、東海発電所の事故評価のうち火災／爆発事象については、「炉内構造物切断片の火災／爆発」及び「原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの火災／爆発」を想定するが、起因事象は異なるものの、放出源となる汚染機器、放射性物質の移行及び除去挙動が同一になる「炉内構造物切断片の破損」及び「原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損」に包絡する。

以上より、環境へ放射性物質を放出させる可能性のある事象は次のとお

りとなる。⁽¹⁾

- ・ 炉内構造物切断片の破損
- ・ 原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損
- ・ 外部電源喪失による換気系のバイパス放出

1. 2 評価対象核種

評価対象核種は、安全評価指針と同様の考え方にに基づき、線量評価結果に対する寄与の大きい主要核種を選定する。具体的には、ハンドブックの考え方を参考に、事故時に環境へ放出される 55 核種のうち、評価被ばく経路における線量評価に対して寄与の大きい核種から選定する。⁽¹⁾

以上のことから、事故時に環境へ放出される核種のうち、評価被ばく経路における線量評価に対する寄与割合が合計で 99%以上となるように、Fe-55、Co-60 及び Ni-63 を選定する。

1. 3 環境放出量評価

抽出された想定事故時において、放射性物質は周辺の雰囲気中に飛散・漏出する。多くの場合、空气中浮遊物（粉じん，エアロゾル）となるが、建屋の内表面等に付着／沈着するものや廃液中に移行するものもある。付着／沈着したものは直ちに環境へ出ることはない。また、廃液中に移行したのも廃液処理設備に滞留するため、直ちに環境へ出ることはない。したがって、想定事故時の環境放出量は空气中浮遊物中の放射性核種とし、平常時の放射性気体廃棄物の場合と同じ次の評価式にて評価できる。⁽¹⁾

$$Q_{Ai} = A_{Ri} \cdot F_A \cdot r_1 \left[(1 - r_2) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_2 \{ (1 - r_3) \cdot (1 - D_{F2}) + r_3 \} \right]$$

又は、

$$Q_{Ai} = C_{Ri} \cdot W \cdot r_1 \left[(1 - r_2) \cdot (1 - D_{F1}) \cdot (1 - D_{F2}) + r_2 \{ (1 - r_3) \cdot (1 - D_{F2}) + r_3 \} \right]$$

ここで、

Q_{Ai} : 解体による核種 i の環境への放射性気体廃棄物放出量 (Bq)

A_{Ri} : 解体対象とする構造物の核種 i の放射性物質質量 (Bq)

F_A : 粉じんの気中移行割合 (—)

D_{F1} : 汚染拡大防止囲い内局所フィルタの捕集効率 (—)

D_{F2} : 建屋フィルタの捕集効率 (—)

r_1 : 汚染拡大防止囲い内で粉じんが付着／沈着を逃れる割合 (—)

r_2 : 汚染拡大防止囲いの漏洩率 (—)

r_3 : 建屋の漏洩率 (—)

C_{Ri} : 解体対象とする構造物の核種 i の放射能濃度 (Bq/kg)

w : 放射性粉じん飛散量 (kg)

なお、本評価においては、放射性気体廃棄物放出量を多めに評価するよう、汚染拡大防止囲い内での粉じんが付着／沈着を逃れる割合は 100%とする。また、建屋の漏洩率は、既設の建屋を活用して工事を行うことから 0%とする。

(1) 炉内構造物切断片の破損

炉内構造物切断片の破損により大気へ放出される放射性物質質量を以下の条件により算出する。

- ・放射性物質質量は、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において、原子炉領域解体撤去工事開始時点まで減衰評価した結果における炉内構造物切断片の放射性物質質量とする。
- ・炉内構造物切断片のうち最も放射性物質質量の多い制御棒が破損し、表面の酸化膜中の放射性物質全量が剥離するものとする。

- ・制御棒の表面の酸化膜厚さは $400\ \mu\text{m}$ とする。
- ・剥離した放射性物質のうち 10%が原子炉建屋内に放射性粉じんとして飛散するものとする。⁽¹⁾
- ・原子炉建屋内に飛散した放射性粉じんは、原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタ（生体遮へい体空気冷却排風機の高性能粒子フィルタ）により除去された後、地上より放出されるものとする。

上記の条件から求めた炉内構造物切断片の破損時における放射性物質の大気放出過程を図 4-1-1 に示す。

(2) 原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損

原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損により大気へ放出される放射性物質量を以下の条件により算出する。

- ・放射性物質量は、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において、原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタ装置導入以降の工事である原子炉領域解体撤去工事開始時点まで減衰評価した結果における汚染機器の放射性物質量をベースとする。
- ・原子炉建屋換気設備 2 系統のうち 1 系統の高性能粒子フィルタが破損し、同フィルタに捕集されている放射性粉じんの全量が原子炉建屋内に飛散するものとする。
- ・切断により発生した粉じんの汚染拡大防止囲いからの漏洩分 10%⁽²⁾と局所換気装置の高性能粒子フィルタからの漏洩分 1%が各系統のフィルタに 1/2 ずつ捕集されているものとする。
- ・放射性物質濃度の高い部材から解体／切断していくと仮定し、破損時点では原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタ 1 系統にフィルタの捕

集可能な最大量が蓄積しているものとする。

- ・原子炉建屋内に飛散した放射性粉じんは、その全量が地上より放出されるものとする。

上記の条件から求めた原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損時における放射性物質の大気放出過程を図4-1-2に示す。

(3) 外部電源喪失による換気系のバイパス放出

外部電源喪失により大気へ放出される放射性物質量は、以下の条件により算出する。

- ・放射性物質量は、「添付書類 五 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書」において、原子炉領域解体撤去工事開始時点まで減衰評価した結果における汚染機器の放射性物質量をベースとする。
- ・炉内構造物のうち、切断による放射性粉じん飛散率が最も大きい制御棒を切断しているときに局所換気装置及び原子炉建屋換気設備が外部電源の喪失により停止し、汚染拡大防止囲い内に浮遊している放射性粉じんが原子炉建屋内に飛散するものとする。
- ・汚染拡大防止囲い内の放射性粉じん量は次式により評価する。

$$Q = (1/V) \cdot a$$

ここで、

Q : 汚染拡大防止囲い内浮遊放射性物質量 (Bq)

V : 汚染拡大防止囲い内換気回数 (回/h)

a : 放射性粉じん飛散率 (Bq/h)

$$a = A \cdot W / (L / C)$$

ここで、

A : 放射性物質濃度 (Bq/g)

W : 切断による発生粉じん量 (g)

L : 切断長 (m)

C : 切断速度 (m/h)

上記計算に使用したパラメータを表 4-1-1 に示す。

- ・ 外部電源は復旧しないとして、原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタによる除去を期待せず、原子炉建屋内に飛散した放射性粉じんはその全量が地上放出するものとする。

上記の条件から求めた外部電源喪失による換気系のバイパス放出時における放射性物質の大気放出過程を図 4-1-3 に示す。

1. 4 被ばく経路

事故時における発電所周辺の一般公衆への被ばくには、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の短期間に被ばくする経路と、地表沈着物からの外部被ばく、食物連鎖による内部被ばくの長期間にわたって被ばくする経路等が考えられる。本評価ではハンドブックの考え方と同様に、長期の被ばくについては、付近への立入制限、土壌表面の除染、農畜産物の出荷制限等によって適切に制限できるため、評価の対象外とする。事故時の被ばく経路としては、短期間に影響を受け管理のできない、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を合算して評価する。⁽¹⁾

1. 5 実効線量評価

事故時に放出される放射性物質による発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量は、安全評価指針の評価式と同様に次式により評価する。

$$H = H_{\gamma} + H_I$$

ここで、

H : 事故時に放出される放射性物質に起因する実効線量 (Sv)

H_{γ} : 放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv)

H_I : 呼吸摂取による実効線量 (Sv)

(1) 放射性雲からのガンマ線による外部被ばく

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

$$H_{\gamma i} = K \cdot (D/Q) \cdot E_i \cdot Q_{Ri}$$

ここで、

H_{γ} : 放射性雲からのガンマ線による実効線量 (Sv)

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

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/(Bq·MeV))

E_i : 放射性核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_{Ri} : 事故 R による放射性核種 i の環境放出量 (Bq)

(2) 呼吸摂取による内部被ばく

小児を対象に次式で評価する。

$$H_I = \sum_i H_{Ii}$$

$$H_{Ii} = R \cdot H_{\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_{Ri}$$

ここで、

H_I : 呼吸摂取による実効線量 (Sv)

H_{Ii} : 核種 i に関する呼吸摂取による実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

H_{∞} : 核種 i の呼吸摂取による小児の実効線量換算係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

上記計算に使用したパラメータを表4-1-2及び表4-1-3に示す。

(3) 気象条件

事故時の線量計算に用いる相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)は、東海発電所に設置されている気象観測塔の標高18mで連続観測した2005年4月から2006年3月までの1年間の気象データを使用して、気象指針に従い、実効的な放出継続時間を1時間として方位別の着目地点について求める。このようにして求めた値を小さい方から累積し、その累積出現頻度が97%にあたる値のうち、人の居住に着目し陸側において最大となる値を評価に使用する。このように求めた事故時の線量計算に用いる相対線量(D/Q)及び相対濃度(χ/Q)は、表4-1-4のとおりである。

なお、上記の気象データは、近年の10年間(2009年度～2018年度)の気象資料を用いた異常年検定により、観測年(2005年度)に異常がないことを確認している。

1. 6 評価結果

以上の方法により評価した事故時に放出される放射性物質による発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量を表4-1-5に示す。廃止措置期間中の事故時における発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量は、原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損による事象が最大で、約 $12\mu\text{Sv}$ となる。

2 判断基準への適合性の検討

上記の評価結果で示したように、想定した全ての事故に対して発電所周辺の一般公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、「著し

い放射線被ばくのリスク」については、安全評価指針の判断基準によることとする。

参考文献

- (1) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究) (平成 13 年度経済産業省委託調
査)」(平成 14 年 3 月)
- (2) 日本原子力研究所：「日本原子力研究所東海研究所 原子炉施設 (JPDR)
の解体届」(平成 6 年 2 月)

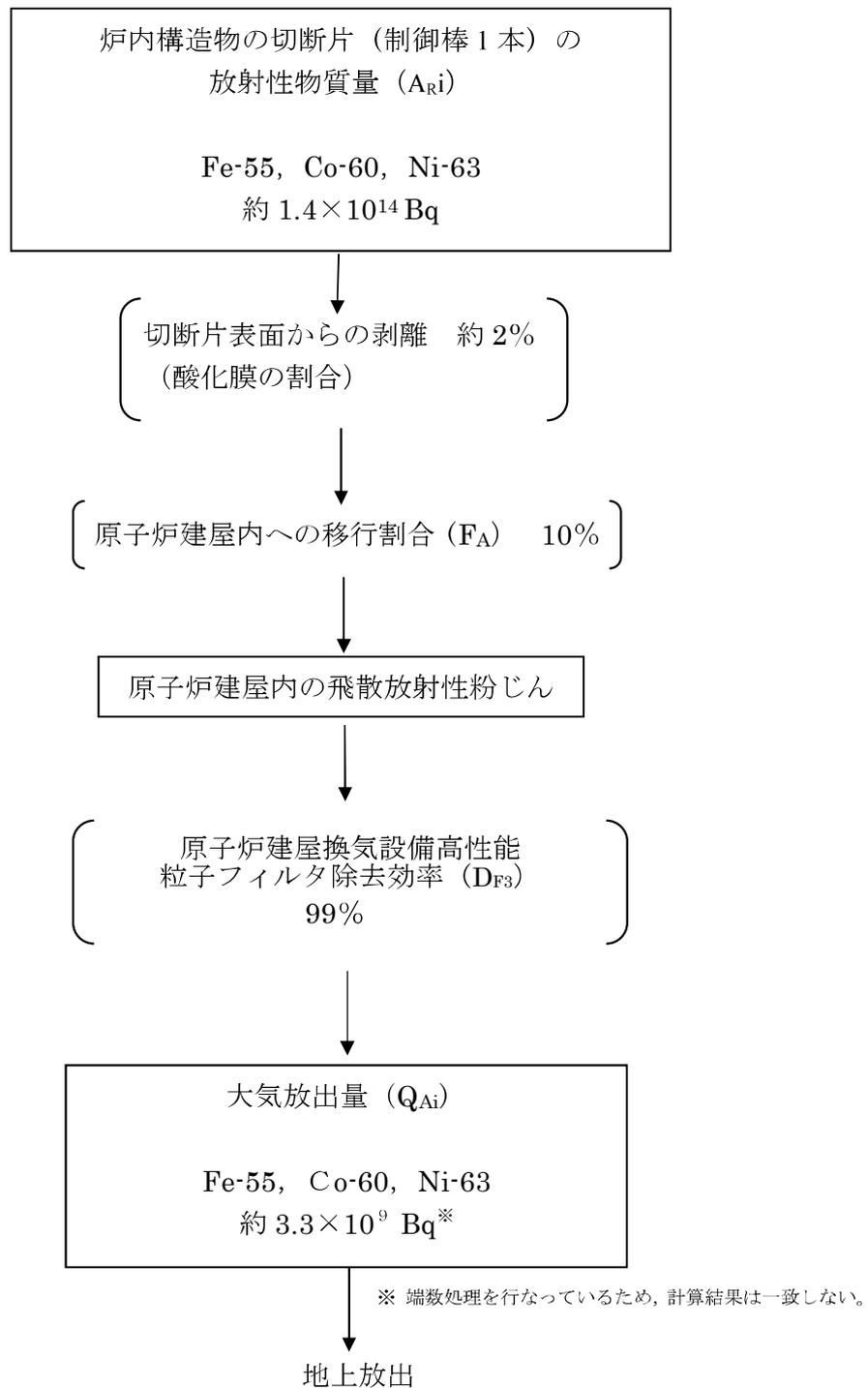


図 4 - 1 - 1 炉内構造物切断片の破損時における放射性物質の大気放出過程

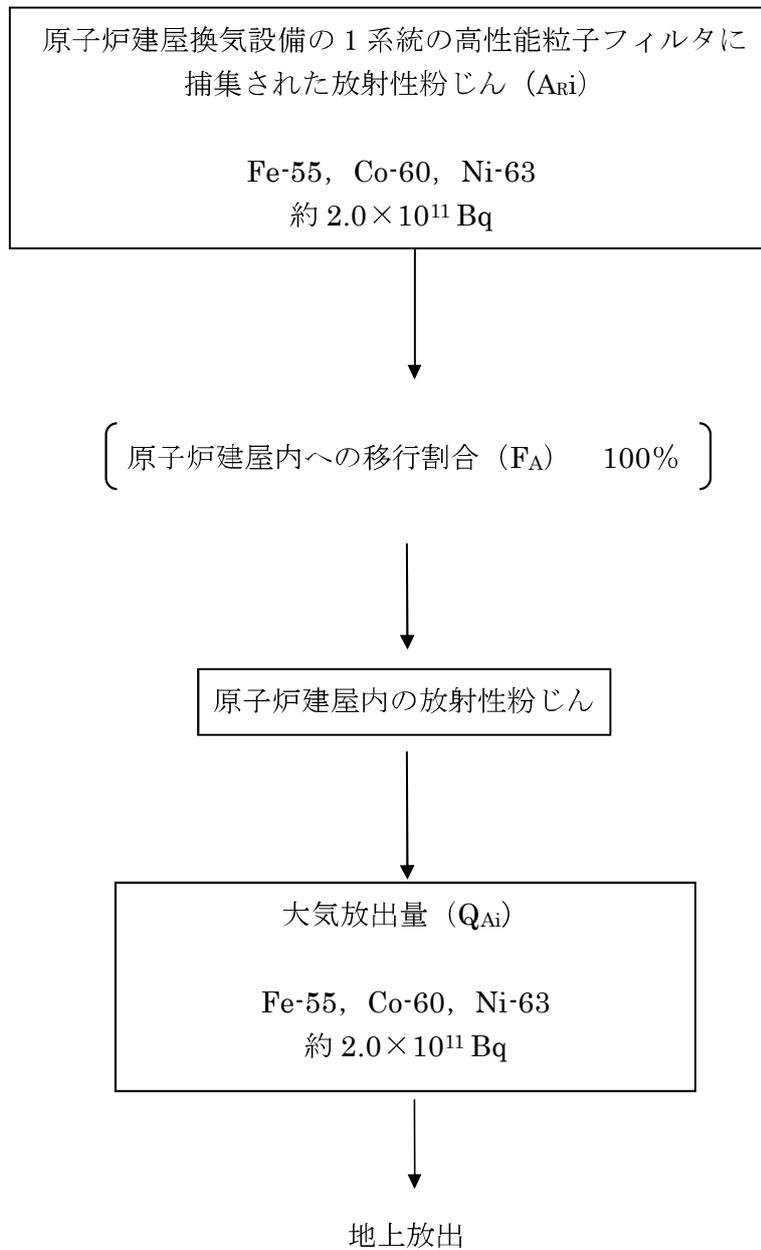


図 4 - 1 - 2 原子炉建屋換気設備の高性能粒子フィルタの破損時における放射性物質の大気放出過程

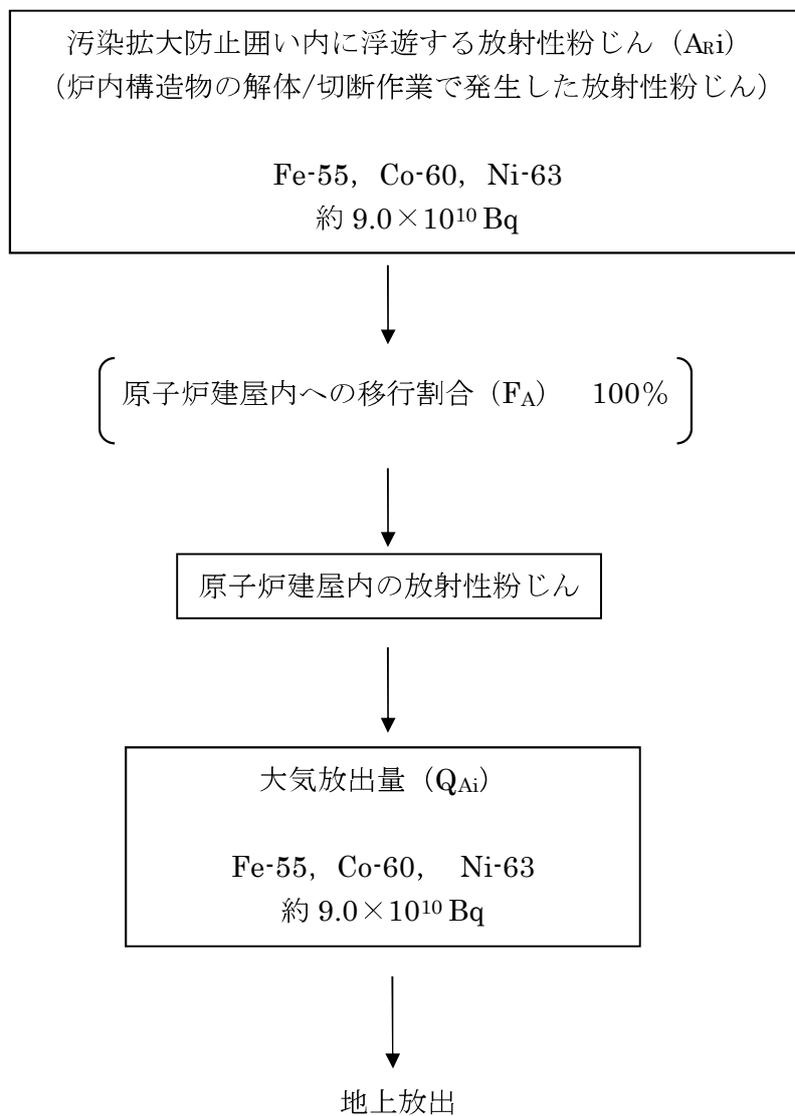


図 4 - 1 - 3 外部電源喪失による換気系のバイパス放出時における放射性物質の大気放出過程

表 4-1-1 外部電源喪失による換気系バイパス放出時の放射性物質の大気放出量計算に使用したパラメータ

項目	単位	データ	備考
換気回数 (V)	回/h	4 ⁽¹⁾	
切断による発生粉じん量 (W)	kg	約 1	制御棒 (φ 70 mm) 断面積 (m ²) × 14(回/本) × 24(本) × 806.7(g/m ²) [*]
切断長 (L)	m	約 23.5	70 mm × 14 回/本 × 24 本
切断速度 (C)	m/h	4.8	切断試験 ⁽²⁾ での炭素鋼 75 mm の切断条件 (80 mm/min)

※ 炭素鋼 (厚さ 0.075 m) のプラズマアーク切断における放射性粉じん飛散割合⁽²⁾

注) 出典

- (1) 環境庁アスベスト飛散防止対策研究会：「建築解体物などに係わるアスベスト飛散防止対策マニュアル」(平成 11 年 2 月 環境庁承認)
- (2) (財) 原子力発電技術機構：「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 平成 9 年度」(平成 10 年 3 月)

表 4-1-2 線量計算に使用するパラメータ

パラメータ	単位	データ	備考
空気カーマから実効線量への換算係数 ⁽¹⁾ (K)	Sv/Gy	1	
ガンマ線実効エネルギー (E _i)	—	表 4-1-3 参照	
呼吸率 ⁽¹⁾ (R)	m ³ /s	8.6 × 10 ⁻⁵	小児の活動時
呼吸摂取による実効線量換算係数 (H ₀)	—	表 4-1-3 参照	小児

注) 出典

- (1) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究) (平成 13 年度経済産業省委託調査)」(平成 14 年 3 月)

表 4 - 1 - 3 核種別の実効線量換算係数

核種	ガンマ線実効エネルギー (E _i) (MeV/dis)		呼吸摂取による 実効線量換算係数 (H _α) (Sv/Bq)	
	Fe-55	1.7×10 ⁻³	(1)	3.2×10 ⁻⁹
Co-60	2.5	(2)	8.6×10 ⁻⁸	(1)
Ni-63	0	(1)	4.3×10 ⁻⁹	(1)

注) 出典

- (1) (財) 電力中央研究所：「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の調査研究）（平成 13 年度経済産業省委託調査）」（平成 14 年 3 月）
- (2) 原子力安全委員会：「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成 13 年 3 月改訂）

表 4 - 1 - 4 事故時の線量計算に用いる相対線量 (D/Q) 及び相対濃度 (χ/Q)

項目	単位	地上放出
D/Q	(Gy)/(Bq・MeV)	7.1×10 ⁻¹⁹ (排気筒位置から西北西方位, 風下距離 520m)
χ/Q	s/m ³	2.8×10 ⁻⁵ (排気筒位置から南西方位, 風下距離 1,220m)

表 4 - 1 - 5 事故時に放出される放射性物質による
 発電所周辺の一般公衆の受ける実効線量
 (単位： μ Sv)

事象	核種	実効線量
炉内構造物切断片の破損	Fe-55	2.0×10^{-2}
	Co-60	1.3×10^{-1}
	Ni-63	1.0×10^{-3}
	合計	1.5×10^{-1}
原子炉建屋換気設備の 高性能粒子フィルタの破損	Fe-55	1.0×10^0
	Co-60	1.1×10^1
	Ni-63	1.8×10^{-1}
	合計	1.2×10^1
外部電源喪失による 換気系のバイパス放出	Fe-55	5.5×10^{-1}
	Co-60	3.7×10^0
	Ni-63	2.9×10^{-2}
	合計	4.3×10^0

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

廃止措置の基本方針に基づき、公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくを低減するように、適切な解体撤去工程及び解体撤去手順を策定するため、廃止措置対象施設に残存する放射化放射性物質並びに汚染放射性物質及び原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物について、放射性核種、量及び分布を推定評価する。評価に当たっては、運転中の放射線管理記録及び可能な範囲で実施した事前の調査結果に基づき、推定することとする。

東海発電所は、我が国初の商業用原子炉施設の廃止措置を実施する施設であるとともに我が国唯一の天然ウラン・黒鉛減速・炭酸ガス冷却式原子炉であり、施設の汚染状況を推定する知見が比較的少ないことから、原子炉運転期間中から、中性子フルエンス率の測定やサンプリング等の方法で調査を行っている。さらに、解体届を提出して解体工事着手後においてもサンプリング調査を実施している。ここで、解体工事着手後に調査した結果も合わせて、施設の汚染状況の推定評価を実施する。

個々の廃止措置工事の実施段階においては、工事開始前に工事対象範囲の汚染状況等の確認を行って、その結果に基づき放射性物質の拡散防止対策及び被ばく低減対策を定めて実施する。さらに、工事中においても適宜、表面汚染密度、外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を測定し、必要に応じて放射性物質の拡散防止対策及び被ばく低減対策に努める。

1 評価条件

評価は次の条件にて行う。

- ・ 評価時点は、廃止措置計画に基づく工事開始予定時点である原子炉停止 8 年後、原子炉領域安全貯蔵措置の完了要件が満足される時点（解体工事開始から約 10 年後である平成 23 年 3 月。以下同じ。）である原子炉停止 13

年後とする。

- ・ 評価対象放射性核種は、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価、放射線業務従事者の被ばく評価及び放射性固体廃棄物の放射能レベルを区分するための放射性核種を包絡するよう Co-60 等 19 種類の放射性核種を選定する。なお、原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の蒸発固化体及び雑固体廃棄物については、ドラム貯蔵庫又は固体廃棄物貯蔵庫（東海第二発電所と共用）に保管されており、雑固体減容処理設備等（東海第二発電所と共用）で処理し、廃棄施設に廃棄する計画である。よって、放射能レベルを区分するために必要な 11 核種を放射能の評価対象とする。選定した放射性核種を表 5-1-1 に示す。

2 放射化放射性物質の放射能量評価

2. 1 評価方法

評価手順を図 5-2-1 に示す。

(1) 中性子フルエンス率分布の評価

中性子フルエンス率分布は、東海発電所の設計データ等に基づき計算により評価する。計算においては標準的中性子スペクトルで作成された群定数ライブラリー「VITAMIN-C」⁽¹⁾と一次元 Sn 輸送計算コード「ANISN」

⁽²⁾を用いて多次元 Sn 輸送計算用縮約群定数を求める。次にこの群定数を用いて、二次元 Sn 輸送計算コード「DOT 3.5」⁽³⁾により中性子フルエンス率分布を求める。また、中性子ストリーミングの影響が大きい箇所(図 5-2-2 のダクトエンクロージャ領域)については、評価精度を向上させるため三次元 Sn 輸送計算コード「TORT」⁽⁴⁾を使用する。

計算結果は原子炉運転中の金属箔による測定結果と比較し、その妥当性を確認している。代表的な中性子フルエンス率測定位置を図5-2-2に、熱中性子フルエンス率の計算結果と測定結果の比較を図5-2-3に示す。

(2) 放射化量計算

放射化放射性物質濃度の計算には、放射性核種生成崩壊計算コードである「ORIGEN-2」⁽⁵⁾コードを使用する。当該コードのデータベースとなる放射化断面積については、東海発電所原子炉の中性子スペクトルを用いて1群への縮約を行う。

当該コードの入力データである中性子照射履歴及び構成材の元素組成は、次のようにして求める。

a. 中性子照射履歴

中性子照射履歴は、原子炉の運転履歴から設定した。この運転履歴は、実運転履歴に基づき試運転から最終停止までを実際の稼働実績で区分し、計算にはそれら各期間の平均熱出力を用いる。

b. 構成材の元素組成

炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい体等の主要な構成材は、黒鉛、金属（ステンレス鋼、炭素鋼、アルミニウム材）、コンクリート及び石綿含有保温材である。これらの構成材中に存在し、重要な放射性核種を生成する親元素の存在量は、組成分析値をもとに設定する。

また、生体遮へい体コンクリート中の中性子フルエンス率計算に影響の大きい水素の存在量を把握するため、一次生体遮へい体の水分量についても分析し、中性子フルエンス率計算に用いる。

放射化放射性物質濃度の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。

(3) 放射化放射性物質の濃度及び量の評価

中性子フルエンス率，中性子照射履歴及び親元素の存在量を用いて，構造材の放射化放射性物質濃度を計算する。

放射化放射性物質量は，この放射性物質濃度に放射化部位の重量を乗じて評価する。

また，放射化放射性物質濃度の計算結果と原子炉内の黒鉛，炭素鋼照射用試験片及び生体遮へい体コンクリートの放射能分析による測定結果を比較し，計算結果の大部分が測定結果を上回るように補正して評価結果とする。原子炉内の黒鉛等の計算結果と測定結果との比較を図 5-2-4 に示す。いずれも計算結果は測定結果と概ね合っているが，炭素鋼，生体遮へい体コンクリートで計算結果が測定結果より低くなる傾向があるため，それぞれ計算結果を 4 倍，3 倍した値を評価結果とする。生体遮へい体コンクリートの補正後の放射性物質濃度評価結果と測定結果の濃度分布を図 5-2-5 に示す。

2. 2 評価結果

原子炉停止 8 年後及び 13 年後における構造材別及び機器別の放射化放射性物質の推定放射エネルギーを表 5-2-2～5 に示す。

廃止措置計画に基づく工事開始予定時点である原子炉停止 8 年後の放射化放射性物質の推定放射エネルギーは，合計で約 $2 \times 10^{16} \text{Bq}$ であり，そのうち主要な核種 Fe-55 の推定放射エネルギーは，約 $1.5 \times 10^{16} \text{Bq}$ である。また，最も推定放射エネルギーが大きい機器は，制御棒（炉心内）である。原子炉領域安全貯蔵措置の完了要件が満足される時点である原子炉停止 13 年後の放射化放

放射性物質の推定放射エネルギーは、合計で約 $6 \times 10^{15} \text{Bq}$ であり、そのうち主要な核種 Fe-55 の推定放射エネルギーは、約 $4 \times 10^{15} \text{Bq}$ である。また、最も推定放射エネルギーが大きい機器は、制御棒（炉心内）である。

3 汚染放射性物質の放射エネルギー評価

3. 1 評価方法

評価手順を図 5-3-1 に示す。

(1) 汚染パターンの区分

汚染放射性物質の放射性核種組成は、汚染移行経路や汚染形態によって異なると考えられる。そのため、いくつかの汚染パターンに分けて評価を行う。

東海発電所内の汚染移行経路としては、気体が循環する原子炉冷却系と廃液が循環する廃液系の 2 種類がある。東海発電所の汚染移行経路を図 5-3-2 に示す。また、汚染形態は、廃棄物の種類により金属類、コンクリート類等に分類できる。これらから汚染移行経路と汚染形態の組み合わせにより汚染パターンを区分する。

- ・原子炉冷却系（気体）の金属類
- ・原子炉冷却系（気体）のコンクリート類
- ・廃液系の金属類
- ・廃液系のコンクリート類

(2) 放射性核種組成の設定

放射性核種組成の設定手順を図 5-3-3 に示す。

東海発電所において、汚染に寄与する汚染源には以下の 4 種類がある。

- ・燃料からの核分裂生成物等の放射性核種

- ・放射化した燃料構成材に由来する放射性核種
- ・放射化した炭素鋼に由来する放射性核種
- ・放射化した黒鉛に由来する放射性核種

(1) で示した 4 通りの汚染パターンに対して、上記のそれぞれの汚染源が寄与することになるため、汚染パターンごとに汚染源の寄与率を考慮して放射性核種組成を設定する。汚染源の寄与率は、代表サンプル測定にて設定した各汚染源での代表核種の存在比率と各汚染源の放射化計算結果の組成比により設定する。汚染源の代表核種は、代表サンプル調査結果から求められる汚染源の放射性物質のうち、代表サンプル調査の信頼性を考慮し、特徴的な核種を選定する。なお、廃液系の金属類とコンクリート類については、核種組成がほとんど同じ結果となることから、ひとつの汚染パターンにまとめることとする。汚染パターン別の放射性核種組成を表 5-3-1 及び表 5-3-2 に示す。

(3) 汚染履歴調査

汚染の可能性のあるエリア及び機器について、想定される汚染パターン及び汚染の程度を特定するため、放射線管理に係る記録・図書、系統構成に係る図書及び区域変更に係る図書を調査して、エリア及び機器の汚染履歴を整理する。

(4) 表面汚染密度の設定

各汚染機器の表面汚染密度を設定するため、汚染パターン別に、供用期間中の使用状況、系統、汚染管理記録等から表面汚染のレベルが同等とみなされる系統機器ごとにサンプルを採取し、表面汚染密度を測定する。

また、各建屋でのエリアごとの表面汚染密度を設定するため、前述の汚染履歴調査から得られた汚染パターンとスミヤ測定結果を参考に、汚染頻

度の高い代表箇所でもコアボーリング等を行い、表面汚染密度及び汚染浸透深さを測定する。なお、コアボーリング等ができない箇所は、類似箇所の表面汚染密度等の測定結果、取り扱う放射性廃棄物の放射能濃度等を参考に表面汚染密度等を設定する。

以上の測定結果及び各汚染パターンの放射性核種組成（表 5-3-1 及び表 5-3-2）を用いて、評価対象機器及び建屋の表面汚染密度を設定する。

(5) 汚染放射性物質質量及び濃度の評価

汚染放射性物質質量は、表面汚染密度に評価対象機器及び建屋の表面積を乗じて評価する。

汚染放射性物質濃度は、汚染放射性物質質量を評価対象機器及び建屋の重量で除して評価する。

3. 2 評価結果

原子炉停止 8 年後及び 13 年後における評価対象機器及び建屋の汚染による放射性物質の推定放射エネルギーを表 5-3-3 及び表 5-3-4 に示す。

廃止措置計画に基づく工事開始予定時点である原子炉停止 8 年後の汚染による放射性物質の推定放射エネルギーは、合計で約 $2 \times 10^{11} \text{Bq}$ であり、そのうち主要な核種 Fe-55 の推定放射エネルギーは、約 $6 \times 10^{10} \text{Bq}$ である。原子炉領域安全貯蔵措置の完了要件が満足される時点である原子炉停止 13 年後の汚染による放射性物質の推定放射エネルギーは、合計で約 $1 \times 10^{11} \text{Bq}$ であり、そのうち主要な核種 Cs-137 の推定放射エネルギーは、約 $3 \times 10^{10} \text{Bq}$ である。

4 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の放射エネルギーの評価

4. 1 評価方法

原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の放射エネルギーの評価は、より

適切に評価できるように核種分析結果がある場合はその結果を活用し、核種分析結果がない場合は ORIGEN-2 の計算結果を活用することとし、廃棄物の種類に応じてそれぞれ以下のような方法で行う。

a. 使用済砂及び樹脂

評価対象核種のうち、核種分析を行っているものは、その核種分析結果から放射エネルギーを評価する。核種分析を行っていないものは、ORIGEN-2 の計算結果から設定した廃液系の汚染物の核種組成を用いて放射エネルギーを評価する。

b. 黒鉛スリーブ

評価対象核種のうち、核種分析を行っているものは、核種分析結果、黒鉛スリーブの照射履歴及び取出し履歴から放射エネルギーを評価する。

その他の核種のうち、核種分析を行っているものは、その核種分析結果から放射エネルギーを評価する。核種分析を行っていないものは、ORIGEN-2 の計算結果を用いて核種組成比を設定し、放射エネルギーを評価する。

c. 使用済燃料スプリッタ

評価対象核種のうち、核種分析を行っているものは、その核種分析結果から放射エネルギーを評価する。核種分析を行っていないものは、ORIGEN-2 の計算結果を用いて核種濃度を求め、放射エネルギーを評価する。

d. 放射化金属

廃棄物の主要な材質（炭素鋼，ステンレス鋼）ごとに行った ORIGEN-2 の計算結果を用いて核種濃度を求め、放射エネルギーを評価する。

e. 蒸発固化体

蒸発固化体及び蒸発固化体の起源である放射性廃液の放射化学・放射化分析結果から、放射エネルギーを評価する。

f. 雑固体廃棄物

雑固体廃棄物の放射化学・放射化分析結果及び保管記録から、放射エネルギーを評価する。

4. 2 評価結果

原子炉停止8年後及び13年後における原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射エネルギーは、表5-4-1～4に示すとおりである。

廃止措置計画に基づく工事開始予定時点である原子炉停止8年後の原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射エネルギーは、合計で約 $2 \times 10^{15} \text{Bq}$ であり、そのうち主要な核種 Fe-55 の推定放射エネルギーは、約 $7 \times 10^{14} \text{Bq}$ である。原子炉領域安全貯蔵措置の完了要件が満足される時点である原子炉停止13年後の原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射エネルギーは、合計で約 $8 \times 10^{14} \text{Bq}$ であり、そのうち主要な核種 Co-60 の推定放射エネルギーは、約 $4 \times 10^{14} \text{Bq}$ である。

5 核燃料物質によって汚染された固体状物質量の評価

核燃料物質によって汚染された固体状物質について、前述の方法により求めた放射性物質濃度に基づき、以下に示す放射能レベル区分ごとの核燃料物質によって汚染された固体状物質量を評価する。評価手順は、図5-5-1のとおりとする。

ここで、汚染の有無に関しては、管理区域内の汚染のないことが明らかな部分を除いて汚染があるものとして取扱うこととする。

また、解体撤去により発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質量のうち、除染によって放射性廃棄物処分区分のレベルを下げる効果が期待できるものは、除染装置で除染することとする。本評価では、図5-5-1の除染

係数を用いて核燃料物質によって汚染された固体状物質量を評価する。

核燃料物質によって汚染された固体状物質の放射能レベル区分は、表 5-5-1 に示す考え方により、以下の 4 区分とする。

- ・低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの比較的高いもの（L 1）
- ・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（L 2）
- ・低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルの極めて低いもの（L 3）
- ・放射性物質として扱う必要のない物

評価結果は表 5-5-2 及び表 5-5-3 に示す。既に実施済みの解体工事で発生した固体状物質及び廃止措置期間中に発生する核燃料物質によって汚染された固体状物質並びに原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の L 1，L 2，L 3，放射性物質として扱う必要のない物の各区分ごとの合計は、それぞれ、約 1,600 トン、約 14,400 トン、約 12,700 トン、約 38,900 トンとなる。

また、主要な廃止措置対象施設の推定汚染状況を表 5-5-4 に示す。

参考文献

- (1) R.W.Roussin, et al.:"The CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutronics Studies",ORNL-RSIC-37
- (2) W.W.Engle, Jr.: "ANISN, A One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", K-1693(March 1967)
- (3) W.A.Rhoades, et al.:"DOT3.5 Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code",CCC-276(1976)
- (4) W.A.Rhoades,D.B.Simpson : "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code",ORNL/TM-13221(1997)
- (5) A.G.Croff:"A user's manual for the ORIGEN2 computer code", ORNL/TM-7175(1980)

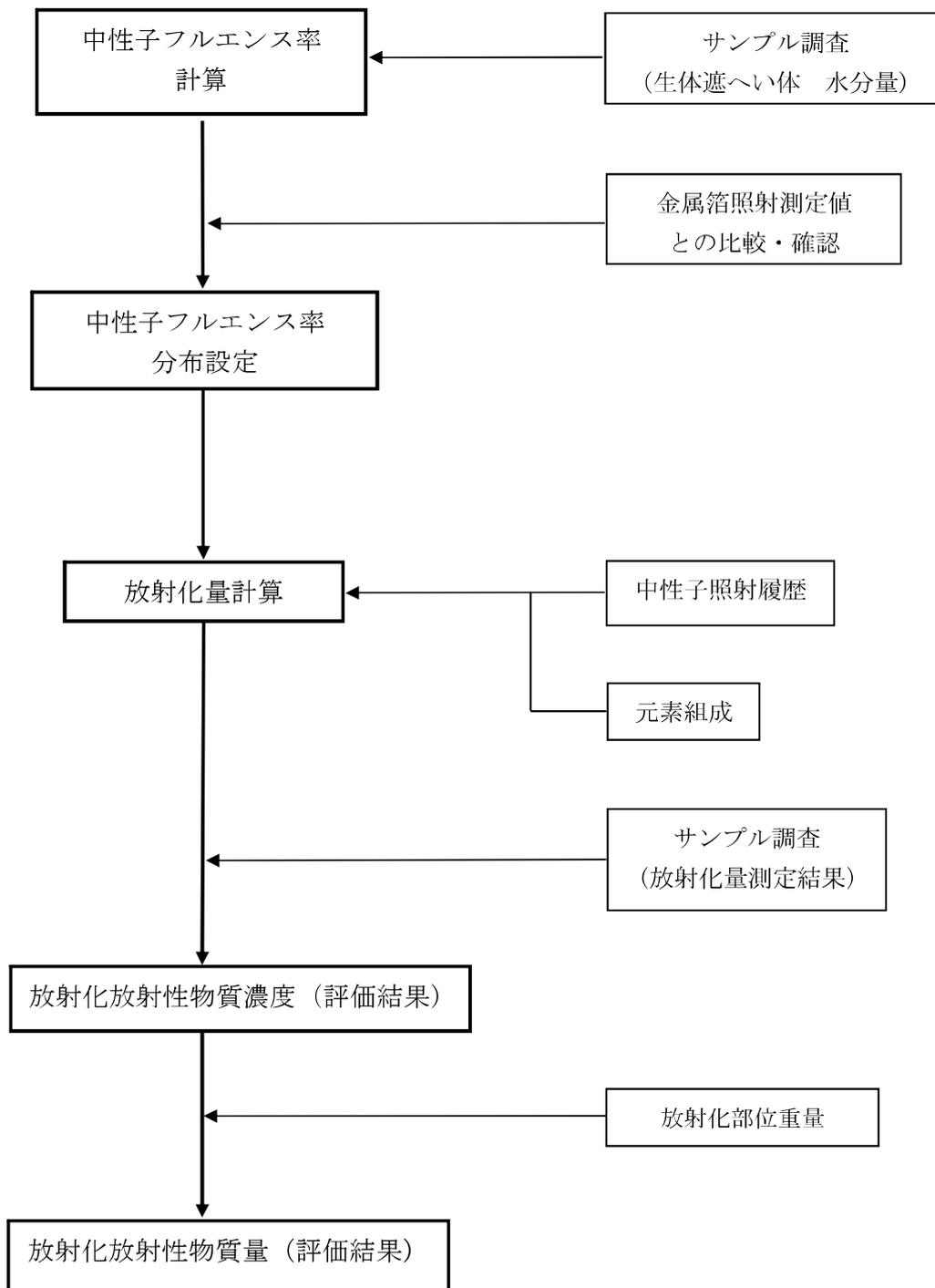


図 5 - 2 - 1 放射化放射性物質の評価手順

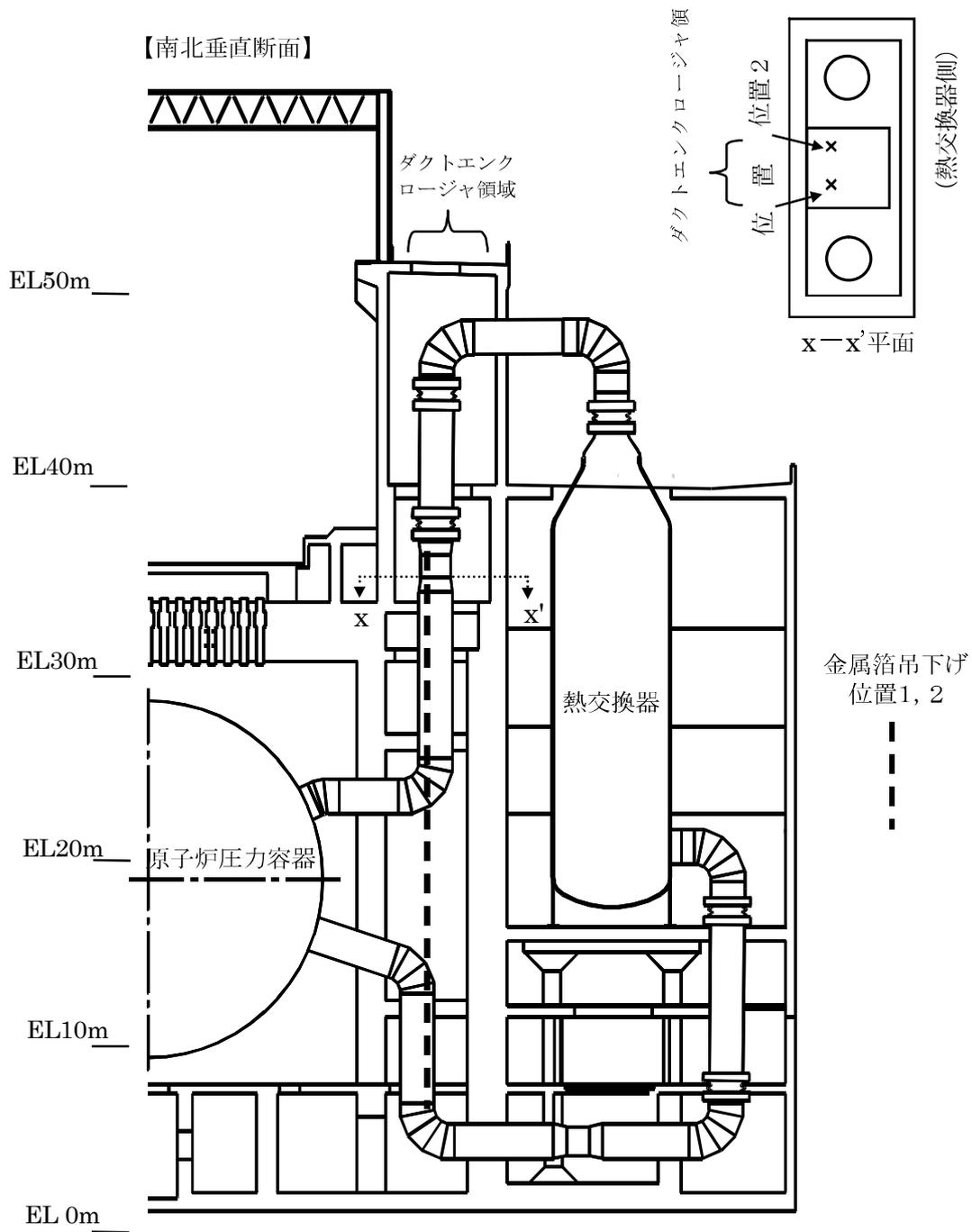


図5-2-2 中性子フルエンス率測定位置 (ダクトエンクロージャ領域内)

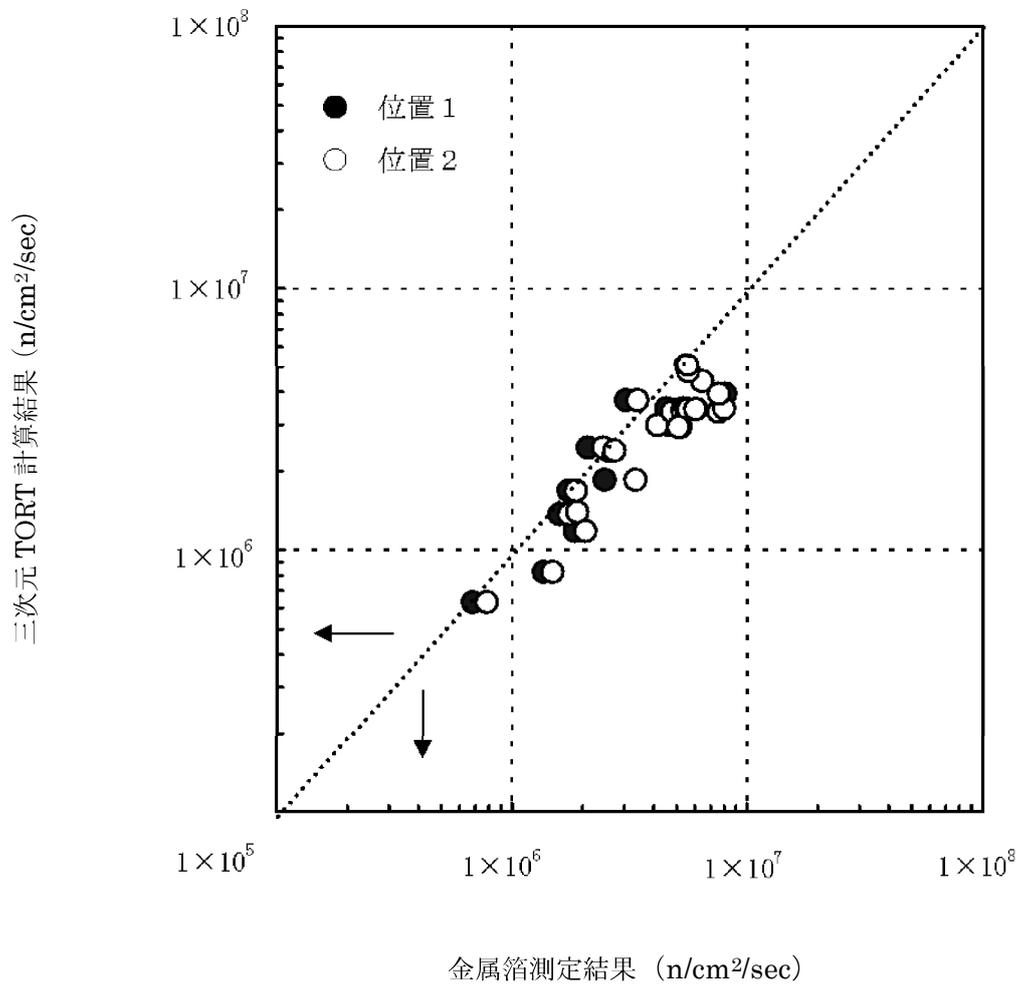
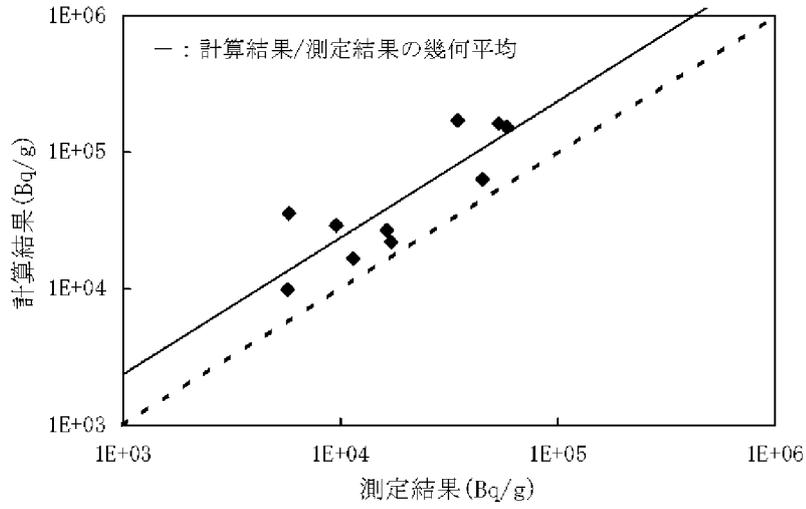
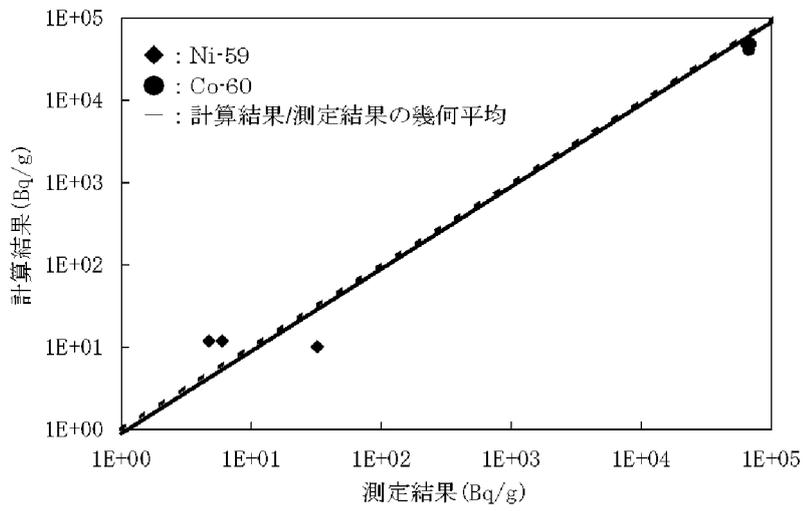


図 5 - 2 - 3 熱中性子フルエンス率の計算結果と測定結果の比較

(1) 黒鉛試験片位置 (C-14)



(2) 鋼材試験片位置 (Co-60 と Ni-59)



(3) 生体遮へい体コンクリート (Co-60 と Eu-152)

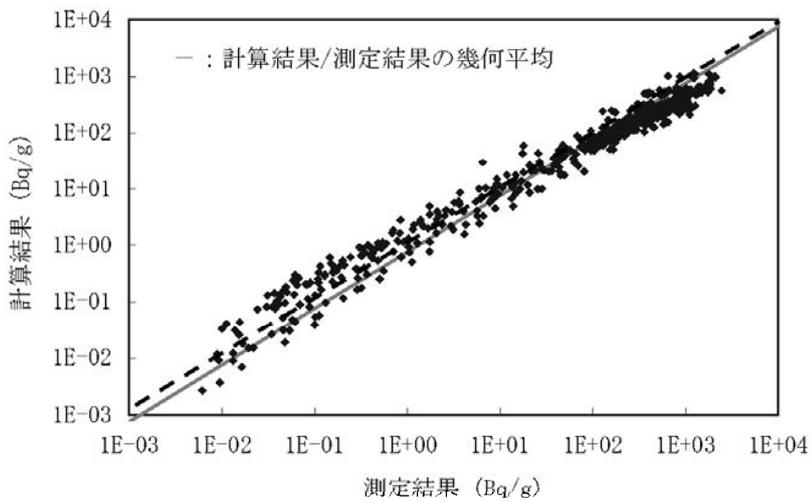


図 5 - 2 - 4 放射化計算結果と測定結果の比較
5 - 15

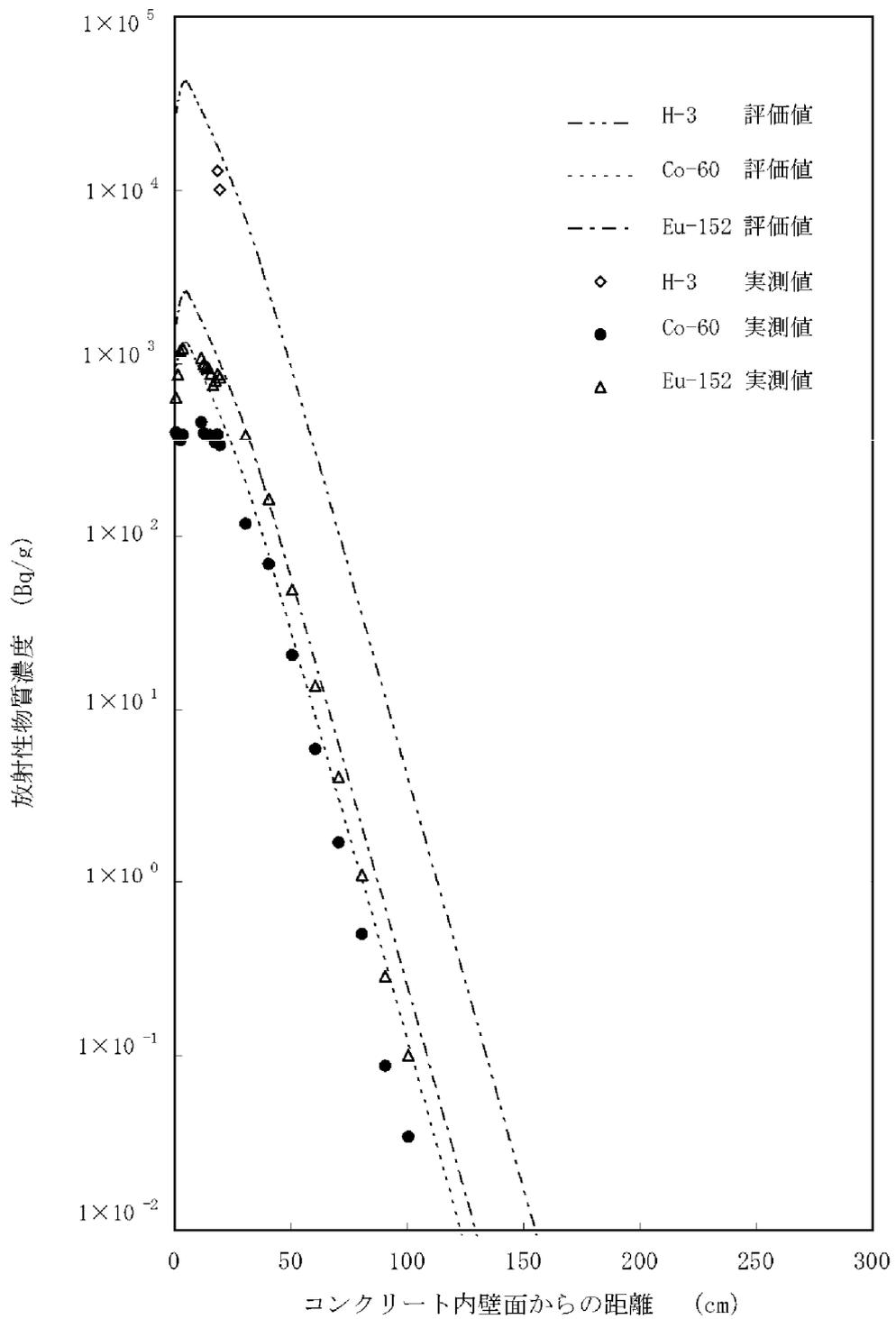


図5-2-5 生体遮へい体コンクリート壁中の放射性物質の濃度分布

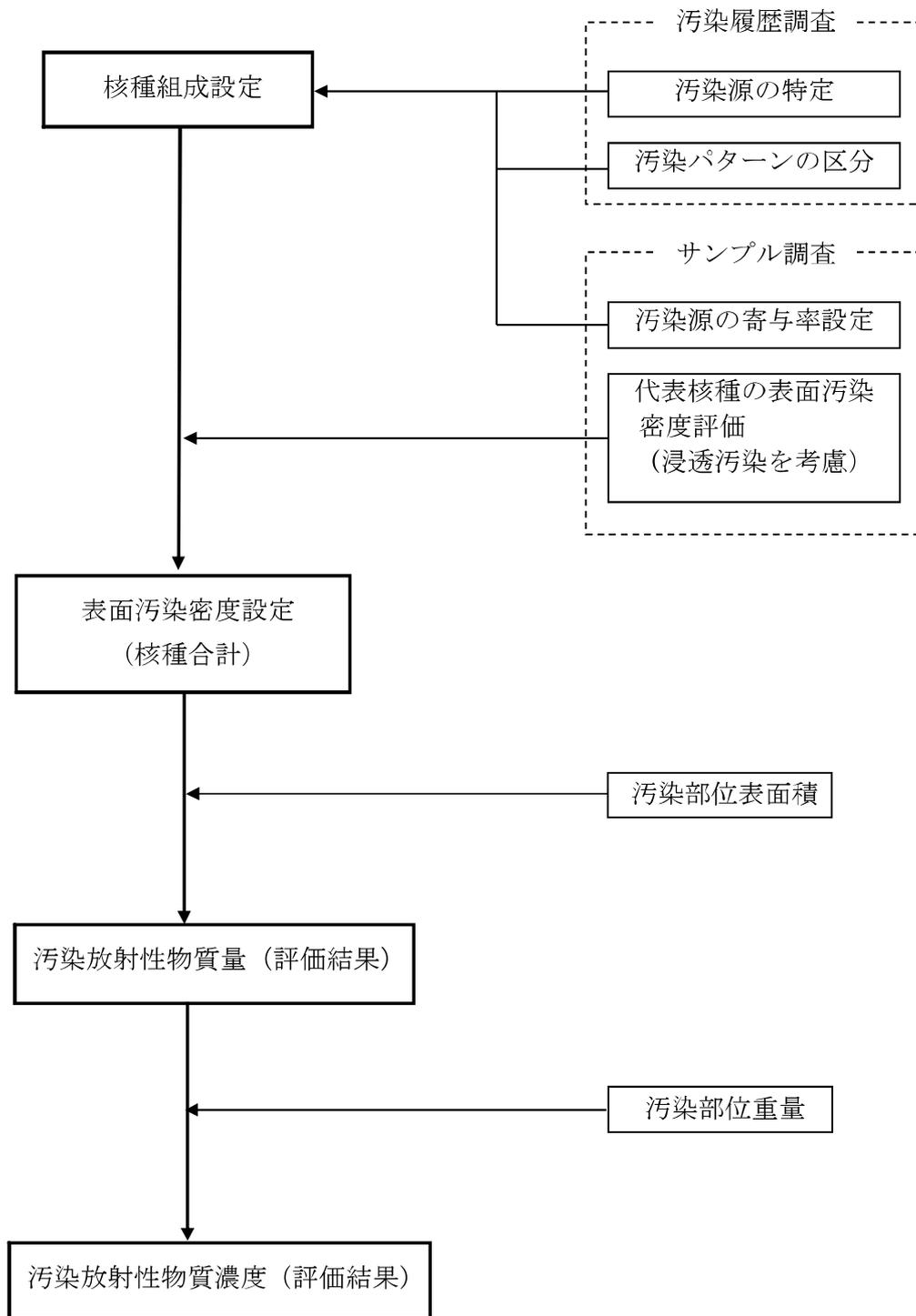


図 5 - 3 - 1 汚染放射性物質の評価手順

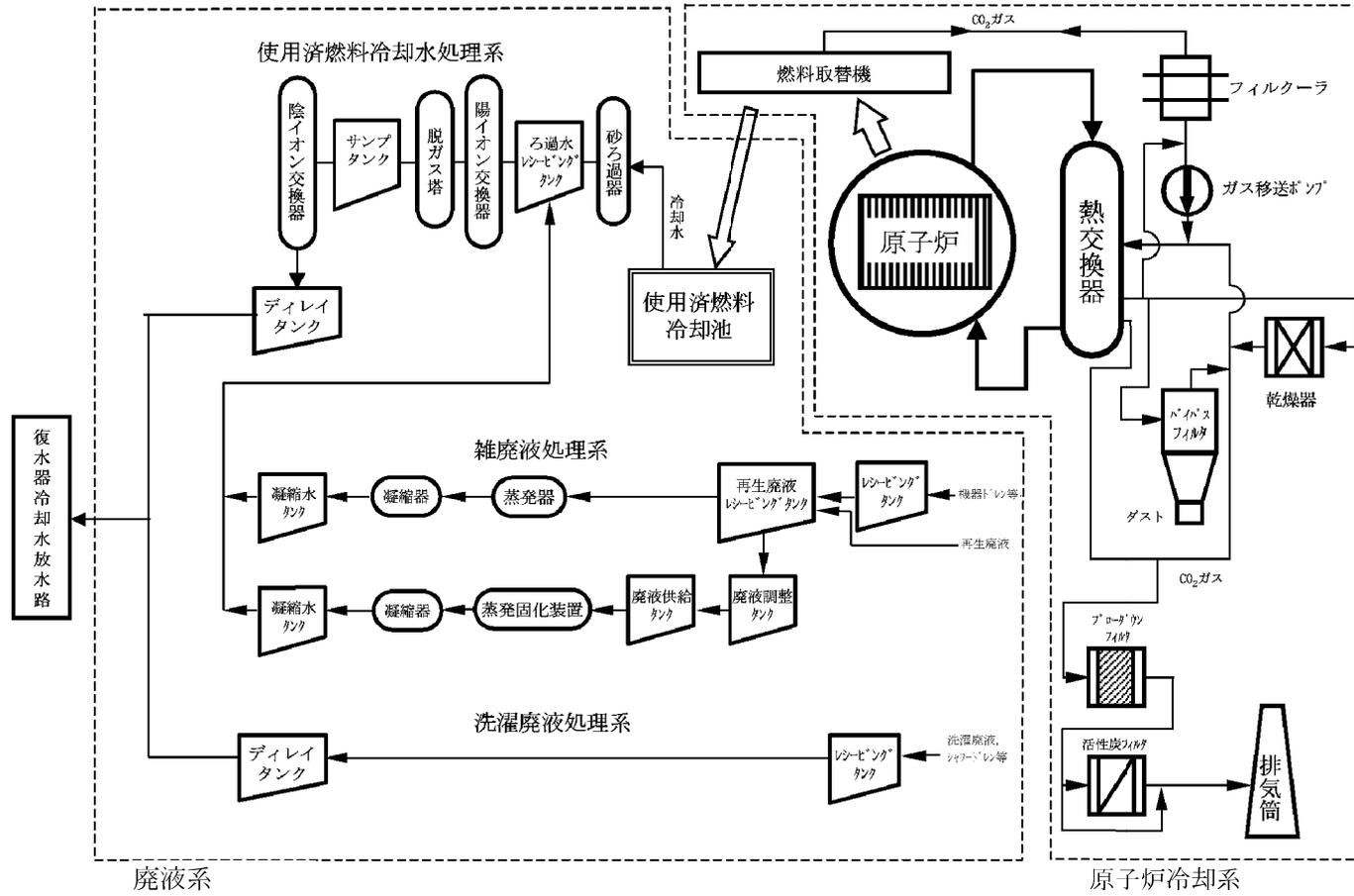


図5-3-2 東海発電所の汚染移行経路

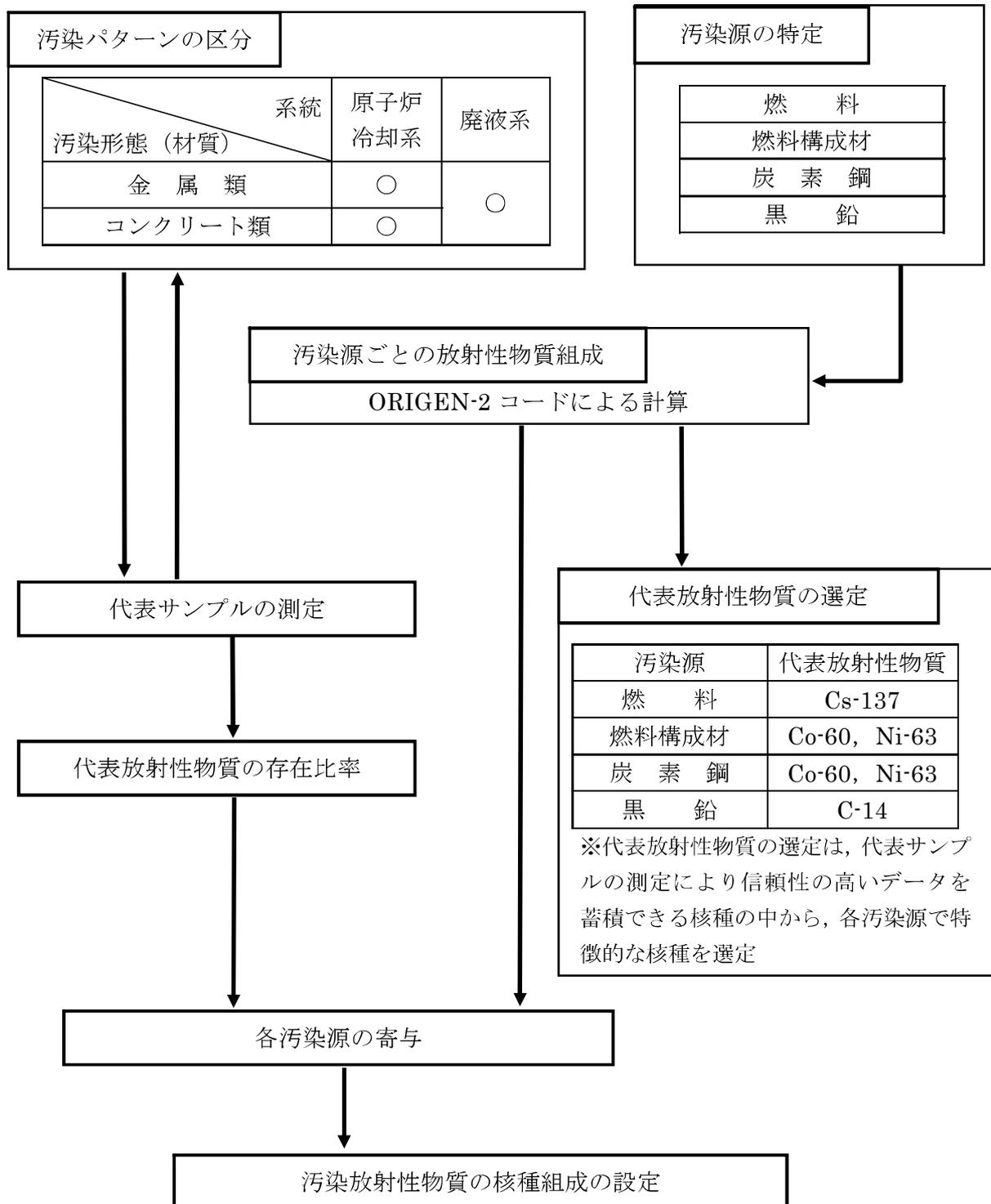


図 5 - 3 - 3 放射性核種組成の設定手順

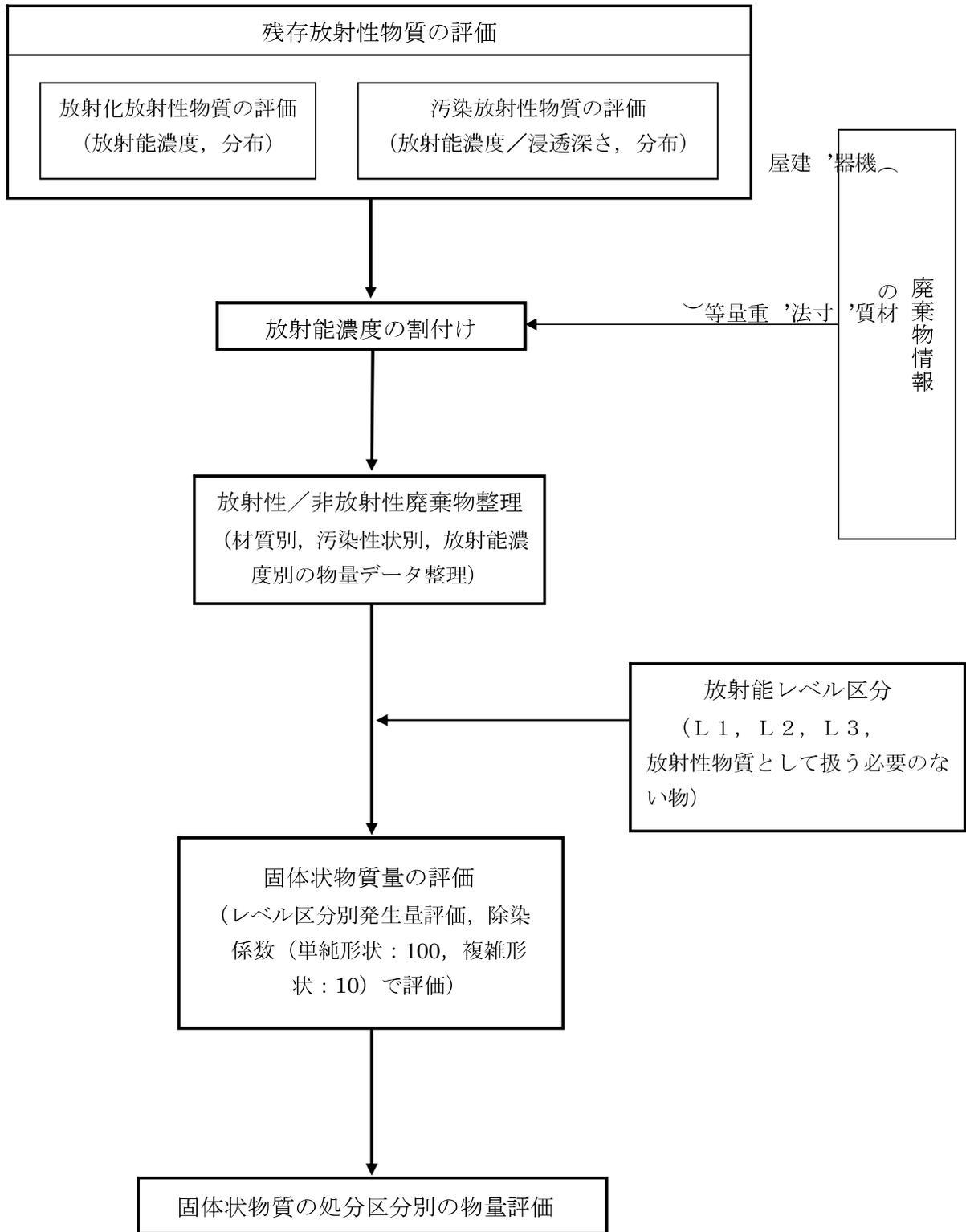


図5-5-1 核燃料物質によって汚染された固体状物質量の評価手順

表5-1-1 残存放射性物質の評価対象放射性核種

No	核種
1	H-3*
2	C-14*
3	Cl-36
4	Ca-41
5	Mn-54
6	Fe-55
7	Ni-59*
8	Co-60*
9	Ni-63*
10	Sr-90*
11	Nb-94*
12	Tc-99*
13	I-129*
14	Cs-134
15	Cs-137*
16	Eu-152
17	Eu-154
18	Pu-241
19	アルファ線を放出する放射性物質（全 α ）*

※ 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物（蒸発固化体及び雑固体廃棄物）の評価対象核種

表 5-2-1 放射化放射性物質濃度の計算に用いた主要な構成材の元素組成※¹

(単位：重量%)

元素 ※ ²	黒鉛	ステンレス鋼	炭素鋼	アルミニウム材	コンクリート	石綿含有保温材
Li	1.2×10^{-6}	6.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	1.0×10^{-5}	2.0×10^{-3}	5.6×10^{-3}
N	6.3×10^{-3}	2.7×10^{-1}	5.7×10^{-3}	5.4×10^{-4}	3.5×10^{-2}	1.0×10^{-2}
Cl	2.0×10^{-4}	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	6.0×10^{-3}	6.0×10^{-3}
Ca	3.2×10^{-3}	1.5×10^{-4}	2.8×10^{-6}	1.6×10^{-5}	8.3×10^0	2.7×10^1
Fe	7.1×10^{-3}	7.1×10^1	9.7×10^1	2.8×10^{-1}	2.2×10^0	2.0×10^{-1}
Co	1.1×10^{-5}	1.8×10^{-1}	1.4×10^{-2}	9.2×10^{-5}	8.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}
Ni	1.0×10^{-3}	1.0×10^1	1.6×10^{-1}	3.2×10^{-3}	1.2×10^{-3}	1.3×10^{-3}
Nb	1.4×10^{-6}	2.8×10^{-2}	1.6×10^{-5}	8.2×10^{-6}	6.2×10^{-4}	4.0×10^{-4}
Mo	2.0×10^{-5}	1.9×10^{-1}	4.5×10^{-2}	4.0×10^{-5}	1.0×10^{-4}	4.0×10^{-5}
Cs	3.0×10^{-8}	3.0×10^{-6}	1.0×10^{-6}	1.0×10^{-7}	2.4×10^{-4}	1.1×10^{-4}
Eu	4.0×10^{-8}	2.0×10^{-6}	1.0×10^{-6}	1.0×10^{-7}	6.0×10^{-5}	2.0×10^{-4}
U	6.1×10^{-7}	1.0×10^{-6}	2.0×10^{-6}	3.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}	9.3×10^{-4}

※¹ 分析結果に基づく。

※² 放射化放射性物質 (表 5-2-2 ~ 5) を生成する主要親元素

表 5-2-2 放射化放射性物質の推定放射能量
(原子炉停止 8 年後, 材質別)

(単位 : Bq)

核種 ^{※1}	黒鉛	ステンレス鋼	炭素鋼	アルミニウム材	コンクリート ^{※2}	石綿含有保温材
H-3	6.6E+13	6.5E+11	1.6E+13	1.2E+09	8.4E+13	4.6E+12
C-14	1.3E+14	2.5E+12	1.5E+12	5.2E+06	1.4E+11	8.2E+08
Cl-36	6.8E+11	3.9E+09	3.7E+10	1.5E+06	3.4E+09	6.3E+07
Ca-41	2.3E+11	7.7E+06	5.2E+07	9.2E+02	1.8E+11	1.1E+10
Mn-54	4.7E+09	7.8E+09	3.2E+11	3.4E+04	2.4E+08	1.7E+05
Fe-55	5.0E+13	3.7E+14	1.4E+16	1.6E+09	1.3E+13	8.2E+09
Ni-59	3.1E+11	2.8E+12	1.3E+12	9.9E+05	4.7E+08	2.9E+06
Co-60	6.0E+13	8.0E+14	1.8E+15	4.6E+08	2.5E+12	5.3E+10
Ni-63	4.9E+13	3.4E+14	1.5E+14	1.2E+08	5.7E+10	3.5E+08
Sr-90	1.4E+10	2.0E+07	4.8E+08	3.0E+06	3.8E+08	6.1E+07
Nb-94	6.7E+08	7.1E+09	1.5E+08	2.4E+03	6.2E+07	8.2E+05
Tc-99	2.1E+07	5.8E+07	4.0E+08	7.6E+02	1.5E+05	1.6E+04
I-129	2.2E+04	2.7E+01	2.4E+02	1.2E+00	6.6E+05	1.4E+04
Cs-134	2.1E+10	1.6E+09	1.5E+10	6.0E+04	4.6E+10	4.7E+08
Cs-137	4.2E+10	4.5E+07	5.7E+08	3.1E+06	4.0E+08	6.5E+07
Eu-152	1.1E+08	1.9E+11	2.8E+12	2.1E+07	5.4E+12	3.0E+11
Eu-154	3.4E+11	2.8E+10	4.0E+11	1.6E+06	3.4E+11	2.2E+10
Pu-241	6.3E+10	3.2E+05	1.8E+07	8.1E+00	1.3E+02	1.7E+02
全α	1.1E+10	1.6E+07	9.1E+07	9.8E+05	3.4E+08	2.2E+07
合計	3.6E+14	1.5E+15	1.6E+16	3.4E+09	1.1E+14	5.0E+12
					総合計	1.8E+16

※1 処理処分, 放出量及び安全評価に影響を及ぼす核種。

※2 コンクリート内鉄筋の放射化放射能評価は, コンクリートの評価に含む。

注) 端数処理のため合計, 総合計が一致しないことがある。

表5-2-3 放射化放射性物質の推定放射能量
(原子炉停止8年後, 機器別)

核種	機器	単位	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Mn-54	Fe-55	Ni-59	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	Pu-241	全α	合計	比率
			Bq	Bq																			
伊内構造物	リフレクターカーブプレート※1		5.4E+11	5.1E+10	1.8E+09	1.4E+05	1.0E+10	4.9E+14	4.8E+10	6.2E+18	5.2E+12	1.7E+07	4.1E+06	1.8E+07	8.6E+00	8.2E+08	2.0E+07	9.6E+10	1.4E+10	6.8E+06	3.2E+06	5.6E+14	3.1
	制御棒(炉心内)		8.6E+12	8.2E+11	2.0E+10	2.8E+06	1.7E+11	7.8E+15	6.9E+11	9.9E+14	8.4E+13	2.7E+08	6.6E+07	2.1E+06	1.4E+02	6.8E+09	9.2E+06	1.6E+12	2.2E+11	1.0E+07	5.0E+07	8.9E+15	48.9
	レストレントビーム※2		1.4E+12	1.4E+11	3.6E+09	3.8E+05	2.8E+10	1.8E+15	1.2E+11	1.7E+14	1.4E+13	4.6E+07	1.1E+07	3.6E+07	2.3E+01	1.4E+09	6.8E+07	2.6E+11	3.7E+10	1.7E+06	8.6E+06	1.6E+15	8.3
	黒鉛 減速材/反射材		6.6E+13	1.8E+14	6.8E+11	2.8E+11	4.7E+09	5.0E+13	3.1E+11	6.0E+13	4.9E+13	1.4E+10	6.7E+08	2.1E+07	2.2E+04	2.1E+10	4.2E+10	1.1E+08	3.4E+11	6.8E+10	1.1E+10	3.6E+14	2.0
	燃料チャンネルボット		1.8E+12	1.8E+11	3.2E+09	3.6E+06	2.6E+10	1.2E+15	1.1E+11	1.6E+14	1.8E+13	4.2E+07	1.0E+07	3.4E+07	2.1E+01	1.8E+09	5.0E+07	2.4E+11	3.4E+10	1.6E+06	7.9E+06	1.4E+15	7.7
	熱電対ケーブル		2.6E+11	9.7E+11	1.6E+09	3.0E+06	3.0E+09	1.4E+14	1.1E+12	3.1E+14	1.8E+14	7.7E+06	2.7E+09	2.2E+07	1.1E+01	6.2E+08	1.7E+07	7.6E+10	1.1E+10	1.2E+06	6.8E+06	5.8E+14	3.2
	その他		3.1E+12	1.8E+12	9.1E+09	5.8E+07	7.6E+10	2.7E+15	1.9E+12	7.9E+14	2.8E+14	9.4E+07	4.8E+09	1.1E+08	5.8E+01	3.7E+09	1.2E+08	6.2E+11	8.7E+10	3.8E+06	2.6E+07	3.7E+15	20.7
	小計		8.1E+13	1.4E+14	7.2E+11	2.8E+11	3.1E+11	1.4E+16	4.2E+12	2.6E+15	5.9E+14	1.4E+10	7.6E+09	4.6E+08	2.2E+04	3.7E+10	4.3E+10	2.8E+12	7.4E+11	6.9E+10	1.1E+10	1.7E+16	93.8
原子炉圧力容器	圧力容器本体		2.7E+11	2.6E+10	6.4E+08	7.1E+04	6.2E+09	2.6E+14	2.2E+10	3.1E+13	2.6E+12	8.6E+06	2.0E+06	6.8E+06	4.8E+00	2.6E+08	1.0E+07	4.8E+10	6.9E+09	3.2E+06	1.6E+06	2.8E+14	1.5
	スタンドパイプ		1.7E+11	1.6E+10	4.1E+08	4.6E+04	3.8E+09	1.6E+14	1.4E+10	2.0E+13	1.7E+12	5.4E+06	1.8E+06	4.3E+06	2.7E+00	1.7E+08	6.8E+06	3.0E+10	4.4E+09	2.0E+06	1.0E+06	1.8E+14	1.0
	その他		6.9E+12	8.9E+10	1.4E+09	1.2E+10	1.0E+10	4.7E+14	8.8E+10	7.1E+13	1.0E+13	8.4E+07	1.1E+06	1.4E+07	3.0E+04	1.4E+09	9.1E+07	4.4E+11	3.9E+10	6.0E+06	3.0E+07	5.6E+14	3.1
	小計		6.3E+12	1.3E+11	2.4E+09	1.2E+10	1.9E+10	8.7E+14	1.2E+11	1.2E+14	1.4E+13	9.8E+07	1.2E+08	2.6E+07	2.0E+04	1.9E+09	1.1E+08	5.2E+11	5.0E+10	1.1E+06	3.2E+07	1.0E+15	5.6
遮へい体	生体遮へい体コンクリート※3		8.4E+13	1.4E+11	3.4E+09	1.8E+11	2.4E+08	1.8E+13	4.7E+08	2.6E+12	5.7E+10	3.8E+08	6.2E+07	1.6E+05	6.6E+05	4.6E+10	4.0E+08	5.4E+12	3.4E+11	1.8E+02	3.4E+08	1.1E+14	0.6
	内張鋼板		3.6E+09	3.5E+08	8.6E+06	9.6E+02	7.0E+07	3.3E+12	2.9E+08	4.2E+11	3.6E+10	1.1E+06	2.7E+04	9.0E+04	5.7E+02	3.5E+06	1.8E+05	6.4E+08	9.2E+07	4.3E+03	2.1E+04	3.8E+12	0.0
	遮へい体冷却管		2.0E+09	1.9E+08	4.6E+06	5.2E+02	3.8E+07	1.8E+12	1.6E+08	2.8E+11	1.9E+10	6.1E+04	1.5E+04	4.9E+04	3.1E+02	1.9E+06	7.2E+04	3.6E+08	5.0E+07	2.3E+03	1.2E+04	2.0E+12	0.0
	その他		9.6E+08	1.1E+09	1.2E+07	2.9E+06	1.2E+07	5.5E+11	4.9E+07	6.9E+10	6.0E+09	3.3E+04	7.3E+03	1.6E+04	3.0E+02	6.4E+05	6.2E+04	1.1E+08	1.5E+07	5.8E+04	1.3E+04	6.2E+11	0.0
	小計		8.4E+13	1.4E+11	3.4E+09	1.8E+11	3.6E+03	1.9E+13	9.7E+08	3.2E+12	1.2E+11	3.8E+08	6.2E+07	3.0E+05	6.6E+05	4.6E+10	4.0E+08	5.4E+12	3.4E+11	6.4E+04	3.4E+08	1.1E+14	0.6
ダクト & 原子炉 建屋換気 機器	ガスダクト		3.1E+10	4.6E+07	1.4E+06	7.3E+07	7.6E+06	3.6E+11	3.3E+07	4.6E+10	4.0E+09	4.2E+05	1.2E+04	1.0E+04	9.1E+01	3.6E+06	4.6E+06	2.1E+09	1.6E+08	4.6E+02	1.6E+06	4.4E+11	0.0
	原子炉建屋換気系ダクト		6.4E+07	5.1E+06	1.3E+05	1.4E+01	1.0E+06	4.9E+10	4.8E+06	6.2E+09	5.2E+08	1.7E+03	4.1E+02	1.3E+03	8.6E+04	5.2E+04	2.0E+03	9.6E+06	1.4E+06	6.3E+01	3.8E+02	5.6E+10	0.0
	その他		2.5E+06	2.4E+05	5.9E+03	6.6E+01	4.8E+04	2.3E+09	2.0E+05	2.9E+08	2.4E+07	7.8E+01	1.9E+01	6.3E+01	3.9E+05	2.4E+03	9.3E+01	4.4E+05	6.4E+04	2.9E+00	1.5E+01	2.6E+09	0.0
	小計		3.1E+10	5.0E+07	1.6E+06	7.3E+07	8.7E+06	4.1E+11	3.8E+07	5.3E+10	4.6E+09	4.3E+06	1.3E+04	1.1E+04	9.1E+01	3.6E+06	4.5E+05	2.1E+09	1.6E+08	5.3E+02	1.5E+05	5.0E+11	0.0
合計	Bq		1.7E+14	1.4E+14	7.8E+11	4.2E+11	3.8E+11	1.6E+16	4.4E+12	2.7E+15	5.4E+14	1.6E+10	8.0E+09	4.7E+08	7.0E+05	8.6E+10	4.3E+10	8.7E+12	1.1E+12	6.3E+10	1.2E+10	1.8E+16	-
	%		0.9	0.7	0.0	0.0	0.0	80.6	0.0	14.6	3.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	-	100.0

※1 黒鉛反射材を覆う鋼板
 ※2 黒鉛耐震用補強材
 ※3 コンクリート内鉄筋の放射化放射能評価はコンクリートの評価に含む。
 注) 端数処理のため小計, 合計が一致しないことがある。

表 5-2-4 放射化放射性物質の推定放射能量
(原子炉停止 13 年後, 材質別)

(単位 : Bq)

核種 ^{※1}	黒鉛	ステンレス鋼	炭素鋼	アルミニウム材	コンクリート ^{※2}	石綿含有保温材
H-3	5.0E+13	4.9E+11	1.2E+13	8.7E+08	6.4E+13	3.5E+12
C-14	1.3E+14	2.5E+12	1.5E+12	5.2E+06	1.4E+11	8.2E+08
Cl-36	6.8E+11	3.9E+09	3.7E+10	1.5E+06	3.4E+09	6.3E+07
Ca-41	2.3E+11	7.7E+06	5.2E+07	9.2E+02	1.8E+11	1.1E+10
Mn-54	8.1E+07	1.4E+08	5.6E+09	5.9E+02	4.2E+06	3.0E+03
Fe-55	1.3E+13	9.7E+13	3.7E+15	4.2E+08	3.5E+12	2.2E+09
Ni-59	3.1E+11	2.8E+12	1.3E+12	9.9E+05	4.7E+08	2.9E+06
Co-60	3.1E+13	4.1E+14	9.3E+14	2.4E+08	1.3E+12	2.8E+10
Ni-63	4.7E+13	3.3E+14	1.5E+14	1.2E+08	5.5E+10	3.3E+08
Sr-90	1.2E+10	1.8E+07	4.3E+08	2.6E+06	3.4E+08	5.5E+07
Nb-94	6.7E+08	7.1E+09	1.5E+08	2.4E+03	6.2E+07	8.2E+05
Tc-99	2.1E+07	5.8E+07	4.0E+08	7.6E+02	1.5E+05	1.6E+04
I-129	2.2E+04	2.7E+01	2.4E+02	1.2E+00	6.6E+05	1.4E+04
Cs-134	4.0E+09	3.0E+08	2.8E+09	1.1E+04	8.5E+09	8.7E+07
Cs-137	3.8E+10	4.0E+07	5.1E+08	2.8E+06	3.6E+08	5.8E+07
Eu-152	8.2E+07	1.5E+11	2.2E+12	1.6E+07	4.2E+12	2.3E+11
Eu-154	2.3E+11	1.9E+10	2.7E+11	1.1E+06	2.3E+11	1.5E+10
Pu-241	5.0E+10	2.5E+05	1.4E+07	6.4E+00	1.0E+02	1.3E+02
全α	1.1E+10	1.6E+07	9.1E+07	9.8E+05	3.4E+08	2.2E+07
合計	2.7E+14	8.4E+14	4.8E+15	1.7E+09	7.3E+13	3.8E+12
					総合計	6.0E+15

※1 処理処分, 放出量及び安全評価に影響を及ぼす核種。

※2 コンクリート内鉄筋の放射化放射能評価は, コンクリートの評価に含む。

注) 端数処理のため合計, 総合計が一致しないことがある。

表 5-3-1 汚染パターン別の放射性核種組成
(原子炉停止 8 年後)

(単位：%)

核種	原子炉冷却系		廃液系
	金属類	コンクリート類	金属類/コンクリート類
H-3	4.9×10^0	3.5×10^0	1.9×10^{-1}
C-14	4.9×10^0	3.5×10^0	6.7×10^{-2}
Cl-36	1.8×10^{-2}	1.2×10^{-2}	2.4×10^{-4}
Ca-41	3.2×10^{-2}	2.3×10^{-2}	4.4×10^{-4}
Mn-54	4.9×10^{-3}	3.5×10^{-3}	6.8×10^{-5}
Fe-55	4.8×10^1	3.4×10^1	6.6×10^{-1}
Ni-59	6.3×10^{-2}	4.4×10^{-2}	8.6×10^{-4}
Co-60	2.4×10^1	1.7×10^1	3.2×10^{-1}
Ni-63	1.1×10^1	7.5×10^0	1.5×10^{-1}
Sr-90	1.6×10^0	8.8×10^0	2.3×10^1
Nb-94	4.3×10^{-3}	3.0×10^{-3}	5.8×10^{-5}
Tc-99	6.6×10^{-4}	2.2×10^{-3}	5.8×10^{-3}
I-129	8.3×10^{-7}	4.5×10^{-6}	1.3×10^{-5}
Cs-134	4.4×10^{-2}	2.3×10^{-1}	8.2×10^{-1}
Cs-137	2.2×10^0	1.2×10^1	3.3×10^1
Eu-152	1.1×10^{-2}	9.3×10^{-3}	5.9×10^{-3}
Eu-154	3.9×10^{-2}	1.2×10^{-1}	4.2×10^{-1}
Pu-241	1.5×10^0	8.1×10^0	2.9×10^1
全 α	9.2×10^{-2}	4.9×10^{-1}	1.6×10^0

表 5-3-2 汚染パターン別の放射性核種組成

(原子炉停止 13 年後)

(単位 : %)

核種	原子炉冷却系		廃液系
	金属類	コンクリート類	金属類/コンクリート類
H-3	7.3×10^0	4.5×10^0	1.8×10^{-1}
C-14	9.8×10^0	5.9×10^0	8.5×10^{-2}
Cl-36	3.5×10^{-2}	2.1×10^{-2}	3.0×10^{-4}
Ca-41	6.4×10^{-2}	3.9×10^{-2}	5.5×10^{-4}
Mn-54	1.7×10^{-4}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-6}
Fe-55	2.6×10^1	1.5×10^1	2.2×10^{-1}
Ni-59	1.3×10^{-1}	7.6×10^{-2}	1.1×10^{-3}
Co-60	2.5×10^1	1.5×10^1	2.1×10^{-1}
Ni-63	2.1×10^1	1.2×10^1	1.8×10^{-1}
Sr-90	2.9×10^0	1.3×10^1	2.6×10^1
Nb-94	8.5×10^{-3}	5.2×10^{-3}	7.4×10^{-5}
Tc-99	1.3×10^{-3}	3.8×10^{-3}	7.3×10^{-3}
I-129	1.7×10^{-6}	7.7×10^{-6}	1.7×10^{-5}
Cs-134	1.6×10^{-2}	7.4×10^{-2}	1.9×10^{-1}
Cs-137	3.9×10^0	1.8×10^1	3.7×10^1
Eu-152	1.6×10^{-2}	1.2×10^{-2}	5.8×10^{-3}
Eu-154	5.3×10^{-2}	1.4×10^{-1}	3.6×10^{-1}
Pu-241	2.4×10^0	1.1×10^1	2.9×10^1
全 α	2.0×10^{-1}	9.4×10^{-1}	2.3×10^0

表 5-3-3 汚染放射性物質の推定放射能量
(原子炉停止 8 年後)

汚染源	汚染形態	機 器	汚染密度 (Bq/cm ²)	汚染浸透深さ (cm) ※1	汚染濃度 (Bq/g) ※1	汚 染 量 (Bq)	
原子炉 冷却系	金属類	運転床領域機器	3.9 ~ 19	—	~ 29	1.6×10 ⁹	
		燃料取扱建屋領域機器	0.045 ~ 200	—	~ 62	7.5×10 ⁸	
		原子炉サービス建屋領域機器	~ 19	—	~ 24	9.4×10 ⁷	
		原子炉冷却系機器	熱交換器上部	~ 120	—	1.9 ~ 46	2.5×10 ¹⁰
			熱交換器中部	~ 96	—	2.0 ~ 83	5.2×10 ¹⁰
			熱交換器下部	~ 55	—	0.83 ~ 63	2.7×10 ¹⁰
			ホットガスダクト上部	~ 120	—	~ 25	7.5×10 ⁸
	コールドガスダクト下部	0.13 ~ 120	—	~ 33	8.1×10 ⁸		
	コンクリート類	原子炉建屋	0.013 ~ 160	0.4	0.015 ~ 180	3.6×10 ⁹	
		サイトバンカ	0.31 ~ 160	0.4	0.34 ~ 180	3.3×10 ⁹	
廃 液 系	使用済燃料冷却池機器	冷却池水冷却系	3.0 ~ 470	—	0.42 ~ 1100	8.9×10 ⁹	
		その他	0.073 ~ 74	—	~ 440	1.1×10 ⁹	
	放射性廃液処理機器	洗濯廃液処理系機器	11 ~ 22	—	0.23 ~ 60	1.4×10 ⁸	
		雑廃液処理系機器	11 ~ 22	—	0.60 ~ 11	6.4×10 ⁷	
		廃液等貯蔵タンク	~ 1400	—	150 ~ 260	3.4×10 ⁸	
		その他機器	~ 1400	—	~ 700	2.5×10 ¹⁰	
	使用済燃料冷却池建屋	3.0 ~ 470	1.2~6.5	1.0 ~ 31	1.3×10 ¹⁰		
	放射性廃液処理建屋	22 ~ 1400	1.6~8.5	4.7 ~ 300	3.6×10 ¹⁰		
	サービス/固化処理建屋 他	~ 18	0.4~2.4	~ 10	5.5×10 ⁷		
	合 計						2.0×10 ¹¹

※1 表中数字に幅があるのは汚染部位別に汚染密度と汚染重量を設定しているためである。

また、建屋に関しては部屋別に汚染密度、浸透深さを設定しているためである。

表5-3-4 汚染放射性物質の推定放射能量
(原子炉停止13年後)

汚染源	汚染形態	機 器	汚染密度 (Bq/cm ²)	汚染浸透深さ (cm) ※1	汚染濃度 (Bq/g) ※1	汚 染 量 (Bq)	
原子炉 冷却系	金属類	運転床領域機器	2.0 ~ 9.5	—	~ 14	8.3×10 ⁸	
		燃料取扱建屋領域機器	0.022 ~ 98	—	~ 31	3.8×10 ⁸	
		原子炉サービス建屋領域機器	~ 9.5	—	~ 12	4.8×10 ⁷	
		原子炉冷却系機器	熱交換器上部	~ 61	—	0.94 ~ 23	1.3×10 ¹⁰
			熱交換器中部	~ 48	—	0.99 ~ 41	2.6×10 ¹⁰
			熱交換器下部	~ 27	—	0.41 ~ 31	1.4×10 ¹⁰
			ホットガスダクト上部	~ 61	—	~ 12	3.8×10 ⁸
	コールドガスダクト下部	0.062 ~ 61	—	~ 16	4.1×10 ⁸		
	コンクリート類	原子炉建屋	~ 97	0.4	~ 110	2.2×10 ⁹	
		サイトバンカ	0.18 ~ 97	0.4	0.20 ~ 110	2.0×10 ⁹	
廃 液 系	金属類／ コンクリート類	使用済燃料冷却池機器	冷却池水冷却系	2.5 ~ 400	—	0.36 ~ 930	7.8×10 ⁹
			その他	0.062 ~ 63	—	~ 380	9.4×10 ⁸
	放射性廃液処理機器	洗濯廃液処理系機器	9.6 ~ 18	—	0.19 ~ 51	1.3×10 ⁸	
		雑廃液処理系機器	9.6 ~ 18	—	0.50 ~ 9.4	5.6×10 ⁷	
		廃液等貯蔵タンク	~ 1200	—	130 ~ 220	3.0×10 ⁸	
		その他機器	~ 1200	—	~ 590	2.2×10 ¹⁰	
	使用済燃料冷却池建屋	2.5 ~ 400	1.2~6.5	0.87 ~ 26	1.2×10 ¹⁰		
	放射性廃液処理建屋	18 ~ 1200	1.6~8.5	4.0 ~ 250	3.2×10 ¹⁰		
	サービス／固化処理建屋 他	~ 15	0.4~2.4	~ 8.4	4.8×10 ⁷		
	合 計						1.3×10 ¹¹

※1 表中数字に幅があるのは汚染部位別に汚染密度と汚染重量を設定しているためである。
また、建屋に関しては部屋別に汚染密度、浸透深さを設定しているためである。

表 5-4-1 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射能量
(原子炉停止 8 年後)

核種 廃棄物種別	単位	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Mn-54	Fe-55	Ni-59	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	Pu-241	全α	合計
		Bq																			
使用済砂及び樹脂		1.9E+10	2.1E+10	2.3E+07	1.6E+08	2.5E+07	2.7E+11	9.1E+07	1.2E+11	9.3E+09	1.9E+11	2.5E+06	4.9E+06	1.3E+05	7.1E+10	2.9E+12	2.2E+09	1.6E+11	2.5E+12	3.1E+10	6.3E+12
黒鉛スリーブ		2.2E+13	5.5E+12	1.7E+10	1.7E+10	5.9E+07	4.9E+11	1.1E+11	8.5E+12	1.1E+13	8.3E+07	3.3E+04	9.8E+06	1.5E+02	2.1E+07	4.0E+08	2.3E+08	5.3E+11	7.0E+04	6.0E+08	4.8E+13
放射化金属		7.3E+11	1.3E+12	1.2E+10	4.1E+08	1.5E+11	7.4E+14	1.4E+12	7.2E+14	1.7E+14	5.9E+09	5.5E+09	3.8E+07	1.3E+03	1.1E+12	2.5E+09	2.4E+11	4.2E+12	9.5E+04	1.0E+09	1.6E+15
合計	Bq	2.3E+13	6.8E+12	2.9E+10	1.8E+10	1.5E+11	7.4E+14	1.5E+12	7.3E+14	1.8E+14	1.9E+11	5.5E+09	5.3E+07	1.3E+05	1.2E+12	2.9E+12	2.4E+11	4.9E+12	2.5E+12	3.3E+10	1.7E+15
	%	1.3	0.4	0.0	0.0	0.0	43.9	0.1	43.0	10.6	0.0	0.0	0.0	0.0	0.1	0.2	0.0	0.3	0.1	0.0	100.0

5-31

表 5-4-2 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物の推定放射能量
(原子炉停止 13 年後)

核種 廃棄物種別	単位	H-3	C-14	Cl-36	Ca-41	Mn-54	Fe-55	Ni-59	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	Pu-241	全α	合計
		Bq																			
使用済砂及び樹脂		1.4E+10	2.1E+10	2.3E+07	1.6E+08	4.3E+05	7.4E+10	9.1E+07	6.3E+10	9.0E+09	1.6E+11	2.5E+06	4.9E+06	1.3E+05	1.3E+10	2.6E+12	1.7E+09	1.0E+11	2.0E+12	3.1E+10	5.0E+12
黒鉛スリーブ		1.6E+13	5.5E+12	1.7E+10	1.7E+10	1.0E+06	1.3E+11	1.1E+11	4.4E+12	1.0E+13	7.4E+07	3.3E+04	9.8E+06	1.5E+02	3.9E+06	3.6E+08	1.7E+08	3.5E+11	5.5E+04	6.0E+08	3.7E+13
放射化金属		5.5E+11	1.3E+12	1.2E+10	4.1E+08	2.7E+09	2.1E+14	1.4E+12	3.7E+14	1.6E+14	5.2E+09	5.5E+09	3.8E+07	1.3E+03	2.0E+11	2.2E+09	1.8E+11	2.8E+12	7.5E+04	1.0E+09	7.5E+14
合計	Bq	1.7E+13	6.8E+12	2.9E+10	1.8E+10	2.7E+09	2.1E+14	1.5E+12	3.8E+14	1.7E+14	1.7E+11	5.5E+09	5.3E+07	1.3E+05	2.2E+11	2.6E+12	1.9E+11	3.3E+12	2.0E+12	3.3E+10	7.9E+14
	%	2.2	0.9	0.0	0.0	0.0	26.1	0.2	47.8	21.9	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.3	0.0	0.4	0.3	0.0	100.0

表 5-4-3 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物（蒸発固化体，雑固体廃棄物）の推定放射能量
（原子炉停止 8 年後）

廃棄物種別	核種	H-3	C-14	Ni-59	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	全α	合計
	単位	Bq											
蒸発固化体		3.1E+08	4.0E+08	6.7E+06	1.7E+09	7.9E+08	6.4E+11	2.5E+06	3.7E+06	1.6E+06	1.0E+13	1.7E+09	1.1E+13
雑固体廃棄物		2.3E+12	3.6E+10	9.8E+08	3.8E+10	1.1E+11	4.0E+11	3.3E+08	1.2E+08	6.5E+05	1.8E+11	1.9E+10	3.1E+12
合計	Bq	2.3E+12	3.6E+10	9.9E+08	4.0E+10	1.1E+11	1.0E+12	3.3E+08	1.2E+08	2.2E+06	1.0E+13	2.1E+10	1.4E+13
	%	16.7	0.3	0.0	0.3	0.8	7.6	0.0	0.0	0.0	74.1	0.2	100.0

5-32

表 5-4-4 原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物（蒸発固化体，雑固体廃棄物）の推定放射能量
（原子炉停止 13 年後）

廃棄物種別	核種	H-3	C-14	Ni-59	Co-60	Ni-63	Sr-90	Nb-94	Tc-99	I-129	Cs-137	全α	合計
	単位	Bq											
蒸発固化体		2.4E+08	4.0E+08	6.7E+06	9.0E+08	7.6E+08	5.7E+11	2.5E+06	3.7E+06	1.6E+06	8.9E+12	1.7E+09	9.5E+12
雑固体廃棄物		1.7E+12	3.6E+10	9.8E+08	2.0E+10	1.1E+11	3.6E+11	3.3E+08	1.2E+08	6.5E+05	1.6E+11	1.9E+10	2.4E+12
合計	Bq	1.7E+12	3.6E+10	9.9E+08	2.1E+10	1.1E+11	9.3E+11	3.3E+08	1.2E+08	2.2E+06	9.1E+12	2.1E+10	1.2E+13
	%	14.5	0.3	0.0	0.2	0.9	7.8	0.0	0.0	0.0	76.1	0.2	100.0

表 5 - 5 - 1 核燃料物質によって汚染された固体状物質の放射能レベル区分

分 類	区 分 の 考 え 方
L 1 区分の上限	「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」第 31 条第 2 項に定める放射能濃度
L 1 と L 2 の区分	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と同等の最大放射能濃度
L 2 と L 3 の区分	「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」第 31 条 1 項に定める「固体状の物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物	「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 61 条の 2 第 4 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
放射性廃棄物でない廃棄物（参考） （管理区域外廃棄物を含む。）	平成 4 年 4 月原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会報告書「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第 2 次中間報告）」における「放射性廃棄物でない廃棄物」の範囲に関する考え方

表 5-5-2 レベル区分ごとの核燃料物質によって汚染された固体状物質量
 (既に実施済みの解体工事で発生した及び廃止措置期間中に発生する核燃料物質によ
 って汚染された固体状物質)

(単位：トン)

レベル区分		種別	放射化放射性物質	汚染放射性物質	合計 ※
低 レ ベ ル 放 射 性 廃 棄 物	放射能レベルの 比較的高いもの (L1)	金属	20	0	1,540
		コンクリート	0	0	
		黒鉛	1,530	0	
		有害物質 (石綿含有保温材等)	0	0	
	放射能レベルの 比較的低いもの (L2)	金属	2,230	2,000 [210]	10,400 [8,610]
		コンクリート	4,550	1,380	
		黒鉛	170	0	
		有害物質 (石綿含有保温材等)	90	0	
	放射能レベルの 極めて低いもの (L3)	金属	320	2,300 [1,910]	12,620 [12,220]
		コンクリート	9,010	990	
		黒鉛	0	0	
		有害物質 (石綿含有保温材等)	20	10	
放射性物質として扱う 必要のない物	金属	0	2,660 [4,840]	38,900 [41,080]	
	コンクリート	26,940	9,300		
	黒鉛	0	0		
	有害物質 (石綿含有保温材等)	0	10		

注) []は、解体後除染処理後の物量を示す。(評価条件：原子炉停止 13 年後基準)
 付随廃棄物は含まない。

※ 合計値については、十トン単位で切り上げ(端数処理のため合計値が一致しないことがある。)

表 5-5-3 レベル区分ごとの核燃料物質によって汚染された固体状物質質量
(原子炉の運転中に発生した放射性固体廃棄物)

(単位：トン)

レベル区分		種別	放射化放射性物質	汚染放射性物質	合計*
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの(L1)	金属	30	—	30
		黒鉛	—	—	
	放射能レベルの比較的低いもの(L2)	金属	120	—	3,980
		黒鉛	820	—	
		雑固体廃棄物	—	2,670	
		蒸発固化体	—	310	
	放射能レベルの極めて低いもの(L3)	樹脂等	—	80	—
		金属	—	—	
	放射性物質として扱う必要のない物	黒鉛	—	—	—
金属		—	—		

注) 固体廃棄物貯蔵庫(東海第二発電所と共用)で保管中。

※ 合計値については、十トン単位で切り上げ(端数処理のため合計値が一致しないことがある。)

表5-5-4 主要な廃止措置対象施設の推定汚染状況（原子炉停止13年後基準）

（単位：トン）

		低レベル放射性廃棄物			放射性物質として扱う必要のない物	合計※1
		放射能レベルの比較的高いもの（L1）	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	放射能レベルの極めて低いもの（L3）		
放射化物	炉内構造物	1,540	820	0	0	約 2,400
	圧力容器	0	1,510	0	0	約 1,600
	生体遮へい体	0	4,690	9,010	26,940	約 40,700
	ガスダクト	0	20	340	0	約 400
汚染物	運転床領域機器	0	0	450	1,890	約 2,400
	燃料取扱建屋領域機器	0	10	130	250	約 400
	原子炉サービス建屋機器	0	0	20	90	約 100
	原子炉冷却系機器	0	1,680	1,620	280	約 3,600
	使用済燃料冷却池機器	0	170	80	160	約 400
	放射性廃液処理機器	0	160	20	40	約 300
	原子炉建屋	0	20	940	100	約 1,100
	サイトバンカ※2	0	50	10	90	約 200
	使用済燃料冷却池建屋	0	700	30	5,520	約 6,300
	放射性廃液処理建屋	0	630	20	3,510	約 4,200
サービス／固化処理建屋 他	0	10	0	90	約 100	
合計※1		約 1,600	約 10,400	約 12,700	約 38,900	約 63,500

※1 合計値については、百トン単位で切り上げ（端数処理のため合計値が一致しないことがある。）

※2 サントバンカは、サイトバンカ（イ）、サイトバンカ（ロ）、燃料スプリッタ貯蔵庫、燃料スワラー貯蔵庫、黒鉛スリーブ貯蔵庫 [C-1] 及び固体廃棄物貯蔵庫 [E] を示す。

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 維持管理に関する内容

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以下に示す。

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、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、「放射性物質閉じ込め機能（常温，常圧）」を有する設備を維持管理する。

また、廃止措置では、放射性気体廃棄物を適切に救出するための「排気経路構成機能」、放射線作業従事者の受ける被ばくを低くするための「放射線遮へい機能（常温，常圧）」、周辺公衆の受ける被ばくを低くするための「希釈取水機能」、「希釈放流機能」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。

(原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設)

機能	性能維持施設
放射性物質閉じ込め機能 (常温, 常圧)	原子炉建屋 原子炉本体 (圧力容器)
排気経路構成機能	排気筒
放射線遮へい機能 (常温, 常圧)	生体遮へい体

建屋・構築物等 (原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設) の性能は、以下のとおり。

- 原子炉建屋は、原子炉建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。
- 原子炉本体 (圧力容器) は、圧力容器内の放射性物質の漏えいを防止できること。
- 排気筒は、放射性気体廃棄物の放出に影響するような有害な損傷がない状態であること。
- 生体遮へい体は、原子炉領域からの放射線を遮へいできること。

(廃止措置を実施するために必要な主要施設)

機能	性能維持施設
放射性物質閉じ込め機能 (常温, 常圧)	使用済燃料冷却池建屋 放射性廃液処理建屋 固化処理建屋 サービス建屋 ホットワークショップ建屋
希釈取水機能	取水路 ^{※1}
希釈放流機能	放水路 ^{※1}

※1：東海第二発電所の津波浸水対策として流動化処理土による閉塞を行う区間及び更なる地盤の安全性を確保するため、自主的に閉塞を行う区間を除く。

建屋・構築物等(廃止措置を実施するために必要な主要施設)の性能は、以下のとおり。

- 建屋は、各建屋内の放射性粉じんの漏えいを防止できること。
- 取水路（東海第二発電所の津波浸水対策として流動化処理土による閉塞を行う区間及び更なる地盤の安全性を確保するため、自主的に閉塞を行う区間を除く。）は、希釈水が取水できること。
- 放水路（東海第二発電所の津波浸水対策として流動化処理土による閉塞を行う区間及び更なる地盤の安全性を確保するため、自主的に閉塞を行う区間を除く。）は、希釈放流水が放流できること。

(2) 放射性廃棄物処理設備

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。このため、「放射性廃棄物を貯留し、汚染拡大を防止する機能」、「希釈放流機能」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。

(原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設)

機能	性能維持施設
放射性廃棄物を貯留し、汚染拡大を防止する機能	使用済燃料冷却水処理系 雑廃液処理系 洗濯廃液処理系

放射性廃棄物処理設備（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）の性能は、以下のとおり。

- 各放射性液体廃棄物を貯留できること。

(廃止措置を実施するために必要な主要施設)

機能	性能維持施設
希釈放流機能	放射性液体廃棄物希釈設備

放射性廃棄物処理設備（廃止措置を実施するために必要な主要施設）の性能は、以下のとおり。

- 放射性液体廃棄物を希釈放流できること。

(3) 放射性廃棄物貯蔵設備

廃止措置では，放射性固体廃棄物を貯蔵することから，「汚染拡大を防止し，放射線を遮へいする機能」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。

(原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設)

機能	性能維持施設
汚染拡大を防止し，放射線を遮へいする機能	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C-1)
	黒鉛スリーブ貯蔵庫 (C-2)
	固体廃棄物貯蔵庫 (E)
	燃料スワロー貯蔵庫
	サイトバンカ (イ)
	燃料スプリッタ貯蔵庫
	ドラム貯蔵庫

放射性廃棄物貯蔵設備（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）の性能は，以下のとおり。

- 各放射性固体廃棄物を保管できること。

(廃止措置を実施するために必要な主要施設)

機能	性能維持施設
汚染拡大を防止し，放射線を遮へいする機能	貯蔵孔

放射性廃棄物貯蔵設備（廃止措置を実施するために必要な主要施設）の性能は、以下のとおり。

- 制御棒等を保管できること。

（４）換気設備

廃止措置では、施設内で発生する放射性廃棄物の処理、放射性粉じんの発生のある可能性の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。このため「放射性物質拡散防止機能」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。

（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）

機能	性能維持施設
放射性物質拡散防止機能	原子炉建屋換気設備

換気設備（原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設）の性能は、以下のとおり。

- 原子炉建屋内を換気できること。

(廃止措置を実施するために必要な主要施設)

機能	性能維持施設
放射性物質拡散防止機能	使用済燃料冷却池建屋換気設備 放射性廃液処理建屋換気設備 固化処理建屋換気設備 黒鉛スリーブ貯蔵庫及び燃料スプリッタ貯蔵庫換気設備 サイトバンカ（イ）A, Bバンカ換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路〔A〕換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路〔B〕換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路〔C〕換気設備 ホットワークショップ建屋換気設備 サービス建屋2階換気設備

換気設備（廃止措置を実施するために必要な主要施設）の性能は、以下のとおり。

- 各建屋等内を換気できること。

(5) 換気設備のフィルタ

廃止措置では、施設内で発生する放射性廃棄物の処理、放射性粉じんの発生の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。このため「粉じんを除去する機能」（高性能粒子フィルタ装置の導入が終了し、フィルタ装置の使用が可能となるまで）、「放射性粉じんを除去する機能」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。

(原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設)

機能	性能維持施設
粉じんを除去する機能	原子炉建屋換気設備 (生体遮へい冷却空気排風機)

換気設備のフィルタ (原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可を受けた原子炉施設) の性能は、以下のとおり。

- 原子炉建屋内の粉じんを除去できること。

(廃止措置を実施するために必要な主要施設)

機能	性能維持施設
放射性粉じんを除去する機能	使用済燃料冷却池建屋換気設備 放射性廃液処理建屋換気設備 (MF-2, F-3, F-4) 固化処理建屋換気設備 黒鉛スリーブ貯蔵庫及び燃料スプリッタ貯蔵庫換気設備 サイトバンカ (イ) A, Bバンカ換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路 [A] 換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路 [B] 換気設備 放射性廃液処理建屋連絡通路 [C] 換気設備 ホットワークショップ建屋換気設備 サービス建屋2階換気設備

換気設備のフィルタ（廃止措置を実施するために必要な主要施設）の性能は、以下のとおり。

- 各建屋等内の放射性粉じんを除去できること。

（6）消火設備

廃止措置では、火気作業や可燃物を取り扱うことから、消火を行うために必要な「消火機能」を有する消火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。

（廃止措置を実施するために必要な主要施設）

機能	性能維持施設
消火機能	消火栓 消火器

消火設備（廃止措置を実施するために必要な主要施設）の性能は、以下のとおり。

- 消火設備が使用できる状態であること。

4 性能維持施設の維持期間

（1）建屋・構築物等

各建屋の「放射性物質閉じ込め機能（常温，常圧）」及び性能は、当該建屋の内包する汚染を除去するまで維持管理する。

原子炉本体（圧力容器）の「放射性物質閉じ込め機能（常温，常圧）」及び性能は、原子炉領域安全貯蔵が終了するまで維持管理する。

排気筒の「排気経路構成機能」及び性能は、原子炉領域解体撤去が終了

するまで維持管理する。

生体遮へい体の「放射線遮へい機能（常温，常圧）」及び性能は，原子炉本体等解体撤去工事が終了するまで維持管理する。

取水路の「希釈取水機能」及び性能，放水路の「希釈放流機能」及び性能は，管理区域解除工事が終了するまで維持管理する。

（２）放射性廃棄物処理設備

使用済燃料冷却水処理系の「放射性廃棄物を貯留し，汚染拡大を防止する機能」及び性能は，保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまで維持管理する。

雑廃液処理系，洗濯廃液処理系の「放射性廃棄物を貯留し，汚染拡大を防止する機能」及び性能，放射性液体廃棄物希釈設備の「希釈放流機能」及び性能は，原子炉領域解体撤去及び原子炉領域以外の解体撤去が終了するまで維持管理する。

（３）放射性廃棄物貯蔵設備

放射性廃棄物貯蔵設備の「汚染拡大を防止し，放射線を遮へいする機能」及び性能は，保管している全ての放射性廃棄物を搬出するまで維持管理する。

（４）換気設備

換気設備の「放射性物質拡散防止機能」及び性能は，当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで維持管理する。

(5) 換気設備のフィルタ

原子炉建屋換気設備（生体遮へい冷却空気排風機）のフィルタの「粉じんを除去する機能」及び性能は、高性能粒子フィルタ装置の導入が終了し、フィルタ装置の使用が可能となるまで維持管理する。

その他換気設備のフィルタの「放射性粉じんを除去する機能」及び性能は、当該設備が設置されている建屋内の汚染（当該設備に係る汚染は除く。）を除去するまで維持管理する。

(6) 消火設備

消火設備の「消火機能」及び性能は、当該設備が設置されているエリアの解体前まで維持管理する。

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

東海発電所の原子力発電施設解体引当金制度に基づく積立ての最終年度である平成13年度末の原子力発電施設解体に要する費用見積総額（過年度分を含む。）は、約885億円である。

費用見積額

（単位：億円）

項目	見積額
施設解体費	約 347
解体廃棄物処理処分費	約 538
合計	約 885

2 資金調達計画

全額自己資金（引当金を含む。）により賄う。なお、原子力発電施設解体引当金制度による東海発電所の最終積立年度である平成13年度末の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493億円である。

添付書類 八

廃止措置の実施体制に関する説明書

東海発電所の廃止措置の実施体制については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 35 条第 1 項及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 16 条第 2 項に基づき、東海発電所原子炉施設保安規定において保安管理体制を定め、本店及び東海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ととする。

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。

また、東海発電所の 2001 年 12 月から約 5 年にわたる廃止措置工事の経験を踏まえるとともに、廃止措置を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者の適切な確保及びそれらを維持・向上させるための教育・訓練を行うこととする。

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東海発電所の安全を達成・維持・向上させるため、東海発電所設置変更許可申請本文第十一号の「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可能性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に、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。