

廃止措置実施方針

(新型転換炉原型炉施設)

(核燃料物質使用施設・政令第41条非該当施設)

令和4年12月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
新型転換炉原型炉ふげん

一 氏名又は名称及び住所

氏名又は名称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川 765 番地 1

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	新型転換炉原型炉ふげん
所 在 地	福井県敦賀市明神町 3 番地

三 発電用原子炉の名称

名 称	新型転換炉原型炉施設
-----	------------

四 廃止措置対象施設及びその敷地

4.1 廃止措置対象施設の範囲及びその敷地

(1) 廃止措置対象施設

新型転換炉原型炉施設（熱出力 557MW，電気出力 165MW）は，重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉の原型炉であり，昭和 45 年 3 月 2 日に原子炉設置の許可を申請した以降，表 4-1 に示す原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可（以下「原子炉設置許可等」という。）を受けた施設であり，表 4-2 に示す核燃料物質使用許可及び核燃料物質使用変更許可（以下「核燃料物質使用許可等」という。）を受けた施設である。

廃止措置対象施設の範囲は，原子炉本体，核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等の原子炉設置許可等を受けた原子炉施設並びに核燃料物質使用許可等を受けた新型転換炉原型炉ふげん核燃料物質使用施設等である。ただし，汚染のない（管理区域として設定した履歴のない）すべての地下の建屋及び構造物並びに基礎を除く。

廃止措置対象施設を表 4-3 に示す。

(2) 廃止措置対象施設の敷地

敷地は、福井県敦賀市敦賀半島のほぼ北端に位置している。なお、敷地は、日本原子力発電株式会社敦賀発電所の敷地の一部を借用しており、敷地面積は約 30 万 m^2 である。廃止措置対象施設及びその敷地を図 4-1 に示す。

4.2 廃止措置対象施設の状況

(1) 廃止措置対象施設の概要

新型転換炉原型炉施設（熱出力 557MW，電気出力 165MW）は、重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉の原型炉であり、昭和 45 年 3 月 2 日に原子炉設置の許可を申請した以降、表 4-1 に示す原子炉設置許可及び原子炉設置変更許可を受けた施設である。

(2) 廃止措置対象施設の運転履歴

昭和 53 年 3 月 20 日に初臨界に到達以降、平成 15 年 3 月 29 日に原子炉の運転を終了するまで、約 25 年間の原子炉の運転実績を有し、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てきた。

平成 15 年 3 月 29 日に原子炉の運転を終了した後、原子炉の機能停止措置として、燃料体は、平成 15 年 8 月 13 日に原子炉から全量の取出しを完了し、使用済燃料として使用済燃料貯蔵プールに貯蔵している。

(3) 廃止措置対象施設の状況

新型転換炉原型炉施設は、平成 15 年 3 月 29 日の原子炉の運転終了に伴い、原子炉の運転のために必要な施設については、供用を終了し、機能を停止した状態にある。

一方、使用済燃料、重水、放射性廃棄物等を貯蔵保管していること及び廃止措置対象施設の一部が汚染していることから、原子炉の運転終了以降も継続して維持管理が必要な放射線管理施設等の施設及び今後の廃止措置に必要な消火設備等の施設については、原子炉運転中と同様の機能を維持管理中である。

なお、供用を終了した施設のうち、系統内に残存する放射性物質がある場合、放射性物質の施設内外への漏えい防止及び弁等の誤操作対策等の観点から、系統の隔離、密封等の適切な措置を講じるとともに、系統内に残存する放射性気体及び放射性液体を可能な限り除去してきている。

表 4-1 新型転換炉原型炉施設における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 45 年 11 月 30 日	45 原第 7659 号	新型転換炉原型炉施設の設置のため
昭和 47 年 2 月 28 日	47 原第 1731 号	新型転換炉原型炉施設の変更（一次冷却系ループ数，最高使用圧力及び温度，燃料体数等の変更）
昭和 49 年 8 月 31 日	49 原第 7136 号	新型転換炉原型炉施設の変更（プルトニウム燃料の同位体混合比，カランドリア管内径及び肉厚，隔離冷却系ポンプ駆動方式，希ガスホールドアップ装置等の変更）
昭和 51 年 8 月 20 日	51 安（原規）第 25 号	新型転換炉原型炉施設の変更（特殊燃料集合体の追加，固体廃棄物貯蔵庫の新設及び新燃料貯蔵設備の容量変更等）
昭和 54 年 9 月 28 日	54 安（原規）第 109 号	新型転換炉原型炉施設の変更（使用済燃料貯蔵設備の変更）
昭和 55 年 7 月 7 日	55 安（原規）第 88 号	新型転換炉原型炉施設の変更（燃料集合体の濃縮度等の変更）
昭和 57 年 5 月 24 日	57 安（原規）第 7 号	新型転換炉原型炉施設の変更（敷地の一部変更）
昭和 58 年 5 月 20 日	58 安（原規）第 46 号	新型転換炉原型炉施設の変更（固体廃棄物貯蔵庫の増設）
昭和 59 年 3 月 17 日	59 安（原規）第 28 号	新型転換炉原型炉施設の変更（照射用 36 本燃料集合体の装荷）
昭和 60 年 11 月 25 日	60 安（原規）第 150 号	新型転換炉原型炉施設の変更（照射用セグメント燃料集合体の装荷）
昭和 61 年 8 月 7 日	61 安（原規）第 104 号	新型転換炉原型炉施設の変更（使用済イオン交換樹脂貯蔵タンクの増設，雑固体廃棄物焼却設備の新設等）
昭和 63 年 9 月 22 日	63 安（原規）第 300 号	新型転換炉原型炉施設の変更（照射用ガドリニア燃料集合体の装荷）
—	—	変更届出 本文 9, 10 の追記（原子炉設置変更許可申請書添付書類 9, 10 の本文への記載）
平成 30 年 4 月 25 日	原規規発第 1804253 号	新型転換炉原型炉施設の変更（使用済燃料の処分の方法の変更）

表 4-2 核燃料物質使用許可等の経緯

許可年月日	許可番号	備 考
昭和 52 年 6 月 27 日	52 安(核規)第 1659 号	
昭和 58 年 8 月 1 日	58 安(核規)第 372 号	(1) 核燃料物質の種類にプルトニウム年間予定使用量 1×10^{-12} gPu ²³⁶ (6×10^{-4} μCi)を追加 (2) 使用の目的に放射能測定試料中のプルトニウムの分析測定を追加 (3) 使用施設及び貯蔵施設にプルトニウム 236 関係を追加
平成 4 年 6 月 30 日	4 安(核規)第 197 号	(1) 使用施設の設備として、放射線管理用機器を追記 (2) 第 2 事務棟の環境分析室及び環境測定室におけるプルトニウム 236 の使用に関する記載を削除
平成 19 年 6 月 12 日	19 諸文科科第 1023 号	(1) 使用の方法に核燃料の移動に伴う中性子検出器の追記 (2) 核燃料物質の種類に濃縮ウラン(UO ₂ , U-235 : 93.1wt%)の追記 (3) 年間予定使用量に濃縮ウラン(UO ₂ , U-235 : 93.1wt%) 1.08 g の追記 (4) 使用済燃料の処分の方法に核燃料の移動に検認に使用する中性子検出器の保管廃棄方法を追記 (5) 使用施設の位置、構造及び設備にアニュラス部の追記 (6) 本文参考図面の追加
平成 23 年 10 月 17 日	23 受文科科第 4400 号	(1) 貯蔵施設の位置、構造及び設備から 4 号倉庫の削除 (2) 本文参考図面の削除 (3) 核物質防護上の観点からの図面の見直し
平成 25 年 5 月 23 日	原規研発第 1305232 号	(1) 非破壊分析測定装置の実証試験実施に伴う変更 (2) その他記載の適正化
平成 25 年 10 月 8 日	原規研発第 1310081 号	(1) 非破壊分析測定装置の実証試験終了に伴う変更 (2) 原子炉の運転終了に伴う変更 (3) その他記載の適正化

表 4-3 廃止措置対象施設 [1/4]

(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

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称
原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉建屋*2
		原子炉補助建屋*2
		タービン建屋
		燃料貯蔵プール建屋*2
		廃棄物処理建屋
原子炉本体	炉心	圧力管，カランドリア管，燃料体，制御棒
	燃料体	燃料体
	減速材及び反射材	重水
	原子炉容器	圧力管
		カランドリアタンク
		カランドリア管
	放射線遮へい体	鉄水遮へい体
外周壁及び原子炉建屋外壁		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料交換装置
		燃料移送装置
		キャスク取扱装置
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備
		使用済燃料貯蔵設備*2
原子炉冷却系統施設	一次冷却設備	冷却材再循環系
		主蒸気系
		タービン
		復水器
		タービン・バイパス系
		給水系
		原子炉冷却材浄化系
	非常用冷却設備	高圧注水系
		低圧注水系
		急速注水系
		隔離冷却系
		蒸気放出プール冷却系
	その他の主要な事項	余熱除去系
	計測制御系統施設	計装
その他の主要な計装 (蒸気ドラム水位，蒸気ドラム圧力，冷却材再循環流量，給水流量，蒸気流量，制御棒位置，重水系流量，カランドリアタンク重水水位など)		
安全保護回路		原子炉停止回路 その他の主要な安全保護回路 (補助保護機能，警報回路，連動回路)

*2 核燃料物質使用許可施設、設備にも該当。

表 4-3 廃止措置対象施設 [2/4]

(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

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称
計測制御系 統施設	制御設備	制御材(制御棒, ほう素濃度の調整)
		制御材駆動設備
	非常用制御設備	重水ダンプ系
	その他の主要な事項	初圧調整装置
放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	貯留タンク
		活性炭式希ガスホールドアップ装置
		減衰管
		主排気筒
		廃棄物処理建屋排気筒
	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン処理系
		床ドレン処理系
		再生廃液処理系
		洗濯廃液処理系
		重水ドレン処理系
		復水器冷却水放水路
	固体廃棄物の廃棄設備	使用済イオン交換樹脂貯蔵タンク (粒状廃樹脂貯蔵タンク, 粉末廃樹脂貯蔵タンク)
		フィルタスラッジ貯蔵タンク
		雑固体廃棄物焼却設備
		ベアラ
		アスファルト固化装置
		固体廃棄物貯蔵庫* ² (第1固体廃棄物貯蔵庫, 第2固体廃棄物貯蔵庫)
	放射線管理 施設	屋内管理用の主要な設備
放射線監視設備 (プロセスモニタ, エリアモニタ* ² , 分析用放射線測定装置* ² , 携帯用及び半固定放射線検出器* ²)		
屋外管理用の主要な設備		主排気筒モニタ
		廃棄物処理建屋排気筒モニタ
		復水器冷却水放水路の放水槽モニタ
		液体廃棄物処理系排水モニタ
		気象観測設備* ¹
		固定モニタリング設備* ¹
放射能観測車(無線装置付)		

*1 日本原子力発電株式会社 敦賀発電所との兼用部分については除く。

*2 核燃料物質使用許可施設、設備にも該当。

表 4-3 廃止措置対象施設 [3/4]

(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

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器
		外周コンクリート壁
	その他の主要な事項	原子炉格納容器空気再循環設備
		アニュラス排気設備
その他原子炉の附属施設	重水系	原子炉格納容器内部スプレ設備
		重水冷却熱交換器
		重水貯槽
		重水循環ポンプ
		ポイズン除去塔
	ヘリウム系	重水浄化塔
		エゼクタ
		気液分離器
		再結合器
		冷却器(重水混合式)
		予熱器
		脱湿器
	炭酸ガス系	活性炭吸着器
		冷却器(円筒多管式)
	原子炉補機冷却系	液体炭酸ガス貯槽
		熱交換器
	海水系	原子炉補機冷却水ポンプ
		原子炉補機冷却系海水ポンプ
	換気設備	原子炉建屋換気系
		原子炉補助系統換気系
		廃棄物処理系統換気系
		中央制御室換気系
		保物室換気系
		タービン建屋換気系
		燃料貯蔵プール建屋換気系
		廃棄物処理建屋設備室換気系
		廃棄物処理建屋制御室換気系
	非常用電源設備	受電系統 (275 kV ^{*1} , 77 kV)
		ディーゼル発電機
		蓄電池 (所内用, 核計装用)

*1 日本原子力発電株式会社 敦賀発電所との兼用部分については除く。

表 4-3 廃止措置対象施設 [4/4]

(2) 廃止措置を実施するために必要な主要施設

施設区分	設備等の区分	設 備 (建 屋) 名 称
廃止措置を 実施するた めに必要な 主要施設	発電所補助系設備	消火設備
		圧縮空気系設備
	-	クレーン設備

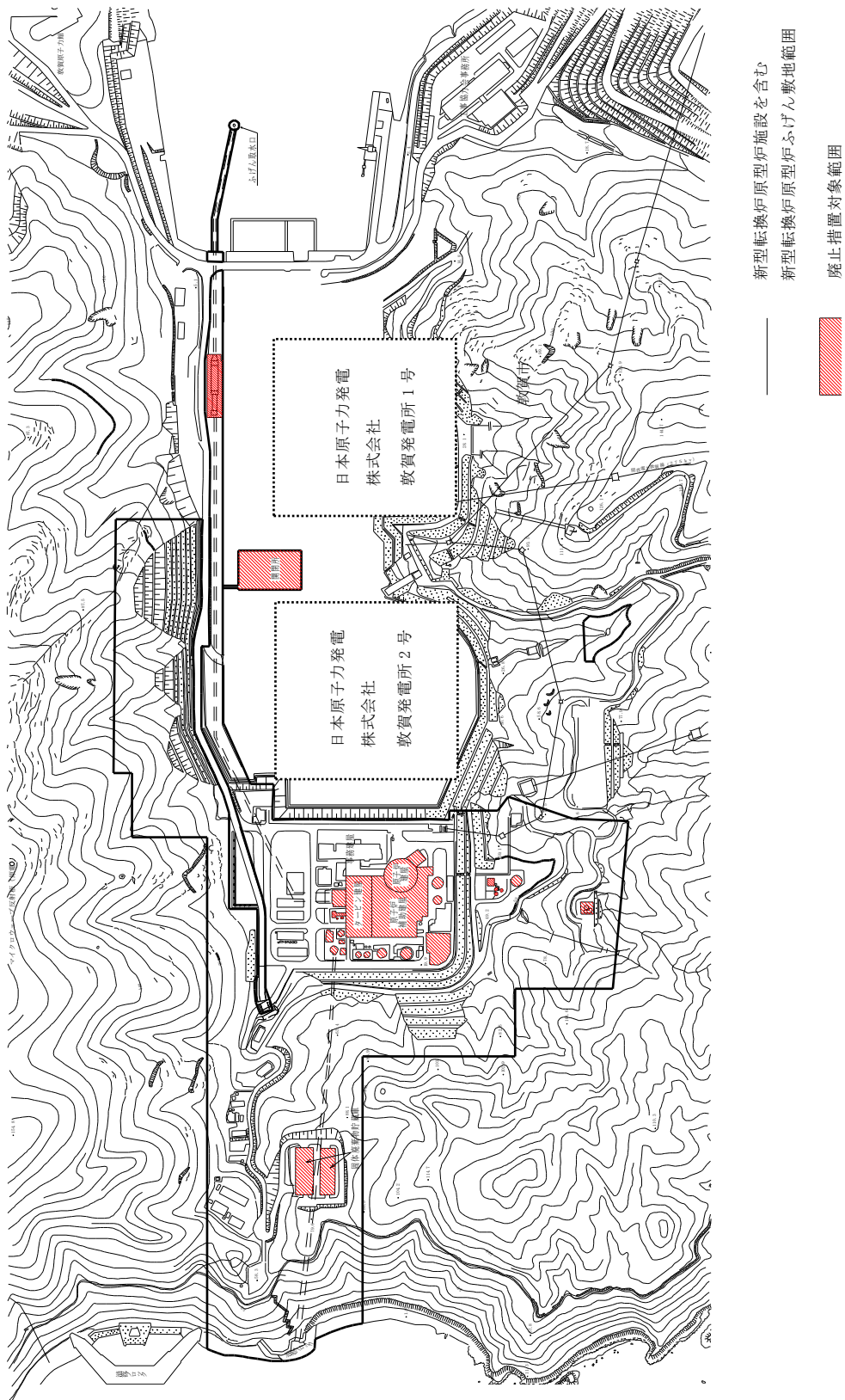


図 4-1 新型転換炉原型炉施設の廃止措置対象施設及びその敷地

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

5.1 廃止措置の基本方針

新型転換炉原型炉施設の廃止措置は、以下の基本方針の下に、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（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」、
「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則（平成12年11月6日総理府令第122号、平成17年11月22日改正及び平成30年8月21日改正）」（以下「開発段階炉規則」という。）等の関係法令（以下「関係法令」という。）の遵守及び「核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という。）等の関係告示の要求を満足するように行うとともに、原子力安全委員会指針である「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。

- (1) 新型転換炉原型炉施設の廃止措置は、施設周辺の一般公衆及び放射線業務従事者に対し、原子炉等規制法に基づき定められている線量限度を遵守するとともに、ALARAの基本的考え方に基づき、合理的に達成可能な限り放射線被ばくを低減するよう、適切な解体撤去方法・手順及び核燃料物質による汚染の除去方法・手順を策定して実施する。また、解体撤去等に伴い発生する放射性廃棄物の処理・処分についても同様とする。
- (2) 廃止措置期間中において、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、原子炉運転中と同様に関係法令及び線量告示に適合するようにする。
- (3) 廃止措置に係る工事等を安全・確実に行うために、装置を導入する場合は、それらの装置の機能等に応じて日本産業規格等の規格及び規準に

準拠する。

これらの導入する装置は、専ら廃止措置のために原子炉周辺設備解体撤去期間以降に設置する装置であり、原子炉運転中における考慮すべき施設・設備の事故やこれに起因する放射性物質の環境への大量漏えいの危険性と比較し、これらの装置を含めた施設・設備のリスクは低いものの、廃止措置のために導入する装置は、安全確保対策として、事故防止対策はもとより、ALARAの基本的考え方の観点から被ばく低減対策、漏えい及び拡散防止対策を講じるために、遮へい機能、漏えい防止機能等を備えたものとする。

(4) 原子炉施設の建屋強度を考慮して、各建屋を適切に維持管理するとともに、適切な解体撤去方法・手順等を策定し、廃止措置を実施する。

(5) 廃止措置の実施に当たっては、上述の(1)から(4)までに係る保安のために必要な措置を「新型転換炉原型炉施設 原子炉施設保安規定」(以下「保安規定」という。)に定め、これに基づき適切な品質マネジメントシステムの下に保安管理を実施する。

そのほか、新型転換炉原型炉施設の廃止措置を通して得られる知見や経験は、今後の原子力施設の廃止措置等においても有効に活用できる成果であり、新型転換炉原型炉施設を利用した研究開発等の実施を含め、関係機関と連携をとりつつ技術協力と技術成果の公開に努めていく。

5.2 廃止措置対象施設の解体方法

廃止措置対象施設のうち、解体の対象となる施設は、汚染のないすべての地下の建屋及び構造物並びに基礎を除く新型転換炉原型炉施設である。

これらの施設の解体は、以下の解体方針の下に廃止措置対象施設に応じた手順で行うものとする。

解体撤去の工事等の主要な手順を図 5-1、廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法を表 5-1 に示す。

- (1) 新型転換炉原型炉施設の廃止措置は、使用済燃料を貯蔵していること、廃止措置工事に関する経験・実績を蓄積すること、原子炉運転中の定期点検時と同等以下の総被ばく線量となる放射能減衰を考慮すること等から、以下の 4 段階の期間に区分し、この順序で実施する。

① 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間においては、「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分布とその評価方法を含む。）」の方法に従って行う重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事及び解体撤去物の搬出ルート及び処理エリア確保のために、原子炉冷却系統施設のうち、一次冷却設備である復水器等の解体撤去工事を行う。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間においては、施設内に使用済燃料を貯蔵していることから、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための機能を維持管理し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去を行い、解体撤去工事を通じて廃止措置工事に関するデータ取得、経験・実績の蓄積を図る。

② 原子炉周辺設備解体撤去期間

原子炉周辺設備解体撤去期間においては、原子炉建屋内における原子炉領域の解体撤去に用いる原子炉領域遠隔解体装置及び解体撤去物搬送装置の設置完了までとし、これらの設置範囲にある干渉設備・機器等（原子炉周辺設備）である原子炉冷却系統施設の一次冷却設備の

一部（冷却材再循環系等）及びその他原子炉の附属施設の一部（重水系・ヘリウム系等）等の解体撤去工事を行う。

また、原子炉周辺設備解体撤去期間においては、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に、施設内に使用済燃料を貯蔵していることから、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための設備である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等を維持管理し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去を行うとともに、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に、解体撤去工事を通じて廃止措置工事に関するデータ取得、経験・実績の蓄積を図る。

③ 原子炉本体解体撤去期間

原子炉本体解体撤去期間においては、放射線業務従事者の総被ばく線量が原子炉運転中の定期点検時と同等以下の総被ばく線量となる放射能減衰を考慮し、かつ、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間及び原子炉周辺設備解体撤去期間に蓄積した廃止措置工事に関するデータ、経験・実績を活かして、放射能レベルの比較的高い原子炉領域の解体撤去を行う。

また、使用済燃料の搬出が完了するまでは、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための設備を維持管理し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない施設・設備の解体撤去を継続して行う。使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のための設備である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等については、使用済燃料搬出完了後に解体撤去を行う。

これらの汚染したすべての設備・機器等を解体撤去し、各建屋及び構築物の汚染の除去工事を行うとともに、施設内の汚染を除去した後、すべての管理区域を解除する。

④ 建屋解体期間

建屋解体期間においては、管理区域を解除した建屋及び汚染のない建屋も含めて廃止措置対象施設をすべて（汚染のないすべての地下の建屋及び構造物並びに基礎を除く。）解体する。

- (2) 解体撤去工事に当たっては、事前に工事対象範囲の汚染状況等の確認を行い、その結果に基づき、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策等の安全確保対策を定めて、工事を行うことにより、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努める。さらに、解体撤去工事の実施においては、周辺設備及び他系統へ影響が及ばないこと、工事で発生する解体撤去物を放射能レベルや性状別に管理できること等を考慮して、解体撤去手順を策定し、保安規定に基づき安全に工事を実施する。

- (3) 廃止措置対象施設の解体撤去の順序は、供用を終了した設備・機器等を対象とし、安全確保対策と合わせて、主に、以下を考慮して決定する。

- ・ 廃止措置対象施設の放射能レベル及び汚染の状況
- ・ 汚染の除去工事が必要な廃止措置対象施設
- ・ 廃止措置のために導入する装置の設置場所の確保
- ・ 解体撤去物の運搬ルート of 確保
- ・ 資機材置き場の確保

5.2.1 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の解体

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間では、重水搬出を計画的に行うとともに、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のために、使用済燃料の施設外への搬出完了まで維持する設備である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等により、未臨界維持、貯蔵、遮へい、除熱、浄化に係る機能を維持管理

し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した設備・機器等の解体撤去に着手する。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に解体撤去に着手できる廃止措置対象施設は、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない以下の施設・設備が対象である。

- ・原子炉冷却系統施設（余熱除去系を除く。）
- ・計測制御系統施設
- ・気体廃棄物の廃棄施設
- ・放射線管理施設
- ・原子炉格納施設

これらの施設・設備について、解体方針に基づき解体撤去を行っていく。この期間の廃止措置対象施設は、原子炉運転中に行ってきた定期点検時における分解・開放点検、設備取替え等での経験・実績を活かして比較的容易に解体撤去できるポンプ、冷凍機、熱交換器、配管類等の設備・機器等及び解体撤去物が放射性物質として扱う必要のないものと推定される設備・機器等を優先的に解体撤去する。また、作業量の平坦化を考慮しつつ、安全かつ合理的で適切な解体撤去工事を進め、廃止措置工事に関するデータ取得、経験・実績の蓄積を図っていく。廃止措置対象施設の解体撤去は、工具等を用いて分解・取外しを行うとともに、熱的切断装置若しくは機械的切断装置で切断又はブレーカ等で破砕等を行う。

これらの解体撤去工事は、放射能レベルが比較的低い設備・機器等を対象とした工事であるが、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。

ただし、原子炉冷却系統施設の熱交換器類の解体撤去は、「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分布とその評価方法を含む。）」の方法に従って行う汚染の除去工事の完了後に着手する

ものとする。

なお、原子炉領域と接続している原子炉冷却系統施設のうち、冷却材再循環系の解体撤去については、安全かつ合理的に行うために、隣接する重水系・ヘリウム系等の他の設備の解体撤去に合わせて、原子炉周辺設備解体撤去期間以降に行う。

5.2.2 原子炉周辺設備解体撤去期間の解体

原子炉周辺設備解体撤去期間においては、使用済燃料搬出を計画的に行うとともに、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のために、使用済燃料の施設外への搬出完了まで維持する設備である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等により、未臨界維持、貯蔵、遮へい、浄化に係る機能を維持し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した設備・機器等の解体撤去を行う。

また、原子炉領域解体撤去に用いるための熱的切断装置又は機械的切断装置、把持装置、吊り上げ装置及び解体用プール等から構成する原子炉領域遠隔解体装置、解体撤去物搬送装置を設置するために、これらの設置範囲にある干渉設備・機器等の解体撤去に着手する。また、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間中に解体撤去に着手できる施設・設備も継続して解体撤去していく。

原子炉周辺設備解体撤去期間に新たに解体撤去に着手できる廃止措置対象施設は、供用を終了した放射能レベルの比較的低い及び汚染のない以下の施設・設備が対象である。

- ・核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設のうち燃料交換装置、新燃料貯蔵設備及び燃料移送装置のうち燃料出入機
- ・原子炉冷却系統施設のうち余熱除去系
- ・放射性廃棄物の廃棄施設のうち重水ドレン処理系及びアスファルト固化装置

- ・その他原子炉の附属施設のうち重水系・ヘリウム系，原子炉補機冷却系，炭酸ガス系，非常用電源設備のうち蓄電池（核計装用）及び275kV受電系統

これらの施設・設備の解体撤去は，解体方針に基づき，工具等を用いて分解・取外しを行うとともに，熱的切断装置若しくは機械的切断装置で切断又はブレーカ等で破砕等を行う。

また，重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に解体撤去に着手した施設・設備と同様に，原子炉運転中に行ってきた定期点検時における分解・開放点検，設備取替え及び重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の設備・機器等の解体撤去での経験・実績を活かして比較的容易に解体撤去できるポンプ，冷凍機，熱交換器，配管類等の設備・機器等及び解体撤去物が放射性物質として扱う必要のないものと推定される設備・機器等を優先的に選定する。また，作業量の平坦化を考慮しつつ，安全かつ合理的で適切な解体撤去工事を進め，廃止措置工事に関するデータ取得，経験・実績の蓄積を図っていく。

これらの解体撤去工事は，放射能レベルが比較的低い設備・機器等を対象とした工事であるが，解体撤去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。

ただし，重水系・ヘリウム系，供用を終了した熱交換器類及び供用を終了した放射性廃棄物の廃棄施設のうち，放射性廃棄物貯蔵タンク類の解体撤去は，「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分布とその評価方法を含む。）」の方法に従って行う汚染の除去工事の完了後に着手するものとする。

なお，原子炉領域と接続している冷却材再循環系，重水系・ヘリウム系等の各設備の解体撤去については，重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去工事が完了し，原子炉領域と隔離するための措置を施してから，着手する

ものとする。

5.2.3 原子炉本体解体撤去期間の解体

原子炉本体解体撤去期間では、放射能レベルが比較的高い原子炉領域の解体撤去に着手する。その後、原子炉領域の解体撤去に伴い供用を終了する換気設備等の解体撤去に着手する。

なお、原子炉周辺設備解体撤去期間と同様に、使用済燃料搬出を計画的に行うとともに、使用済燃料の搬出が完了するまでは、使用済燃料の貯蔵に係る安全確保のために、使用済燃料の施設外への搬出完了まで維持する設備である核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設等により、未臨界維持、貯蔵、遮へい、浄化に係る機能を維持し、その機能に影響を与えない範囲で、供用を終了した設備・機器等を継続して解体撤去を行う。

放射能レベルが比較的高い原子炉領域等の解体撤去に当たっては、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間及び原子炉周辺設備解体撤去期間に着手した設備・機器等の解体撤去で培った経験等を活かすことにより、安全かつ合理的で適切な解体撤去工事を行っていく。

解体撤去手順としては、作業場所の線量当量率が十分低いことを確認して、原子炉周辺設備解体撤去期間中に設置した原子炉領域遠隔解体装置及び解体撤去物搬送装置を使用し、原子炉領域及び放射線遮へい体の外周壁である生体遮へい体の解体撤去を行う。

原子炉領域を構成する設備・機器等の解体撤去は、放射能レベルが比較的高い設備・機器等を対象とした工事であり、放射線業務従事者の被ばく低減のために、原子炉領域遠隔解体装置等を使用するとともに、解体撤去物を適切に処理・搬送するために、解体撤去物搬送装置等を使用する。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、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使用する。なお、各装置の使用に当たっては、放射能レベルの比較的高い汚染物を取り扱う等

の使用状況及び据付状況に応じて、必要な安全確保対策を講じることとする。

また、原子炉領域を構成する設備・機器等は、放射能レベルが比較的高く、材質の一部にジルコニウム合金を使用していることから、切断時の解体撤去物、放射性粉じん等の粒子状放射性物質による被ばくの低減、発火防止対策を図るため、原子炉領域上部に設置した解体用プールの水中において、熱的切断装置又は機械的切断装置等で切断して解体撤去する。さらに、水遮へい効果が期待でき、より一層の被ばく低減を図ることができる。

なお、原子炉領域解体撤去工事の着手時期は、それまでの解体撤去工事で培った経験等が解体撤去工事に反映でき、また、この期間に行うすべての解体撤去工事における想定総被ばく線量が原子炉運転中の定期点検時における総被ばく線量を下回ることに加え、ALARAの基本的考え方にに基づき、合理的に達成可能な限り放射線被ばくが低減できる放射能減衰等を考慮して、適切に設定した。

使用済燃料搬出完了後には、供用を終了した核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設の解体撤去を行う。原子炉領域の解体撤去及び使用済燃料搬出完了に伴い供用を終了する放射性廃棄物の廃棄施設、換気設備等の施設及びその他の汚染された設備・機器等について、解体撤去を行う。これらの施設は、放射能レベルが比較的低い設備・機器等であることから、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間及び原子炉周辺設備解体撤去期間に解体撤去した設備・機器等と同様の方法により解体撤去を行う。

ただし、蒸気放出プール、燃料交換プール、使用済燃料貯蔵プール、熱交換器類及び放射性廃棄物の廃棄施設のうち、放射性廃棄物貯蔵タンク類の解体撤去は、「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分布とその評価方法を含む。）」の方法に従って行う汚染の除去工事の完了後に着手するものとする。

また、本期間中に、汚染された設備・機器等をすべて解体撤去した建屋か

ら、「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分布とその評価方法を含む。）」の方法に従って、各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了後に、すべての管理区域を順次解除していく。

5.2.4 建屋解体期間の解体

建屋解体期間では、原子炉本体解体撤去期間中に行った管理区域に設定していた建屋等の汚染の除去工事により管理区域を解除した建屋及び汚染のない建屋も含めて、廃止措置対象施設をすべて（汚染のないすべての地下の建屋及び構造物並びに基礎を除く。）大型ブレーカ等の重機を用いて解体する。

廃止措置終了後の状態を図 5-2 に示す。

5.3 新型転換炉原型炉施設を用いた研究開発

新型転換炉原型炉施設を用いて実施する廃止措置に関わる安全性実証試験(測定調査手法の検証，解体撤去物の除染試験，設備・機器等の解体試験等)及び構造材等に関わる高経年化のための調査研究(耐応力腐食割れ等の保全対策技術の有効性確認，経年劣化事象の評価に係る材料特性の把握等)等において，維持管理する施設の機能並びに性能に影響を与えないよう保安管理を行っていく。

5.4 解体撤去物等の扱い

解体撤去に伴い発生する廃棄物のうち，放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は，関係法令，告示，廃止措置の基本方針等に基づき，原子炉運転中における取扱い方法に準じ適切に処理を行い，主排気筒，廃棄物処理建屋排気筒，復水器冷却水放水路より管理放出する。また，放射性固体廃棄物は，関係法令，告示，廃止措置の基本方針等に基づき，放射能レベル区分や

性状に応じて、適切な方法により処理を行い、廃止措置期間完了までに原子炉等規制法に基づき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、減容、除染等の廃棄物処理装置等により放射性廃棄物の発生量の合理的な低減に努めるとともに、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、必要な装置を導入する。

一方、放射性物質として扱う必要のないものについては、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、可能な限り再利用に供するよう努める。なお、放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外から発生した廃棄物を含む。）については、産業廃棄物として適切に廃棄するとともに、可能な限り再利用に供するよう努める。

放射性廃棄物の処理・処分の詳細については、「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廃棄」に示す。

5.5 解体撤去に係る安全確保対策

解体撤去工事等（研究開発を含む。）の実施に当たっては、廃止措置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施設内外への漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策を講じること、また、廃止措置のために導入する各装置については、安全対策を施した設計を基本とする。これらの安全確保に係る事項を保安規定に定め、これに基づき解体撤去工事等を行うこととする。

(1) 漏えい及び拡散防止対策

解体撤去工事等の実施に当たっては、放射性物質の施設内外への漏えい防止及び拡散防止を考慮し、以下の措置を講じることとする。

供用を終了した施設のうち、放射性物質が系統内に残存する場合には、解体撤去工事等の着手までに放射性物質の施設内外への漏えい防止及び弁等の誤操作対策等の観点から、系統の隔離、密封等の適切な措置を講じるとともに、系統内に残存する放射性気体及び放射性液体を可能な限り除去することとする。

解体撤去工事等により発生する気体状の放射性物質に対しては、既設の建屋、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解体撤去等の工事方法を計画する。また、既設の建屋、構築物及び換気設備を解体撤去する等の工事の実施に当たっては、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の施設外への拡散防止機能を有する装置を導入し、施設外への拡散防止を図ることとする。

放射能レベルの比較的高い汚染物を取り扱う工事を行う場合は、工事に伴う放射性粉じん等の粒子状放射性物質の飛散を考慮して、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。

また、重水の放射化により生成されたトリチウムを内包する重水系・ヘリウム系等のトリチウム除去工事等に当たっては、既設の建屋、構築物により障壁を構成し、原子炉補助系統換気系の非常用ガス処理系、トリチウム除去装置等により施設内への拡散防止を図ることとする。

解体撤去工事等により発生する液体状の放射性物質に対しても同様に、既設の液体廃棄物の廃棄設備を用いて処理を行うこととし、漏えい防止機能を維持するよう工事方法を計画する。また、既設の液体廃棄物の廃棄設備を解体撤去する等の工事の実施に当たっては、必要に応じて放射性廃棄物処理装置等の漏えい防止機能を有する装置を導入する。

なお、解体撤去工事等において、施設外への放射性物質の漏えい及び拡散防止対策に係る管理が適切に行われていることを確認するため、解

体撤去等の工事中の原子炉施設からの放射性物質の放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングを適確に行うこととする。

(2) 被ばく低減対策

解体撤去工事等の実施に当たっては、当該工事対象範囲における放射性物質の表面密度、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度を考慮して、以下の措置を講じることにより、合理的に達成可能な限り被ばく低減に努めることとする。

放射能レベルの比較的高い原子炉領域は、放射能の減衰期間を考慮した解体撤去工程とする。

外部被ばく低減のため、線量当量率の高い区域で工事を行う場合は、作業区域内の線量当量率に応じて適切な遮へい設計を考慮した遠隔解体装置等を導入し、放射線業務従事者の被ばくの低減を図る。また、線量当量率等を考慮して、必要に応じて遮へいマット等を用いて放射線遮へい措置を講じるとともに、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図ることとする。

内部被ばく低減のため、放射性粉じん等の粒子状放射性物質の発生を抑制する工法を採用するとともに、汚染レベルの高い区域で工事を行う場合においては、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機、マスク等の防護具を用いる。また、重水系・ヘリウム系等に内包されるトリチウムによる内部被ばくのおそれのある区域で工事を行う場合は、必要に応じて汚染拡大防止囲い、原子炉補助系統換気系の非常用ガス処理系による吸引、トリチウム防護服、マスク等の防護具の着用等により内部被ばく低減に努める。

さらに、解体撤去着手前に、外部被ばく又は内部被ばく低減のために、設備・機器等の線量当量率、当該工事対象範囲における放射性物質の表

面密度等を考慮して、必要に応じてトリチウム除去工事等の汚染の除去工事を行うこととする。なお、汚染の除去工事については、「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分布とその評価方法を含む。）」に示す。

工事の実施に当たっては、あらかじめ計画した目標線量（以下「計画線量」という。）を設定し、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。

(3) 事故防止対策

解体撤去工事等に当たっては、周辺設備及び廃止措置対象外施設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放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮へい体として既設の建屋及び構築物を維持する。建屋の一部の壁においては、圧縮強度が設計基準強度を下回るデータが得られていることから、コンクリート強度を考慮した工事方法を計画し、実施することとする。また、低い圧縮強度のデータが得られた壁に支持されている設備・機器等の解体撤去工事を行う場合には、立入制限等の保安措置を講じることとする。なお、廃止措置期間中においても各建屋の巡視及び点検等を継続実施する。

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、火災の防護の観点から難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。

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

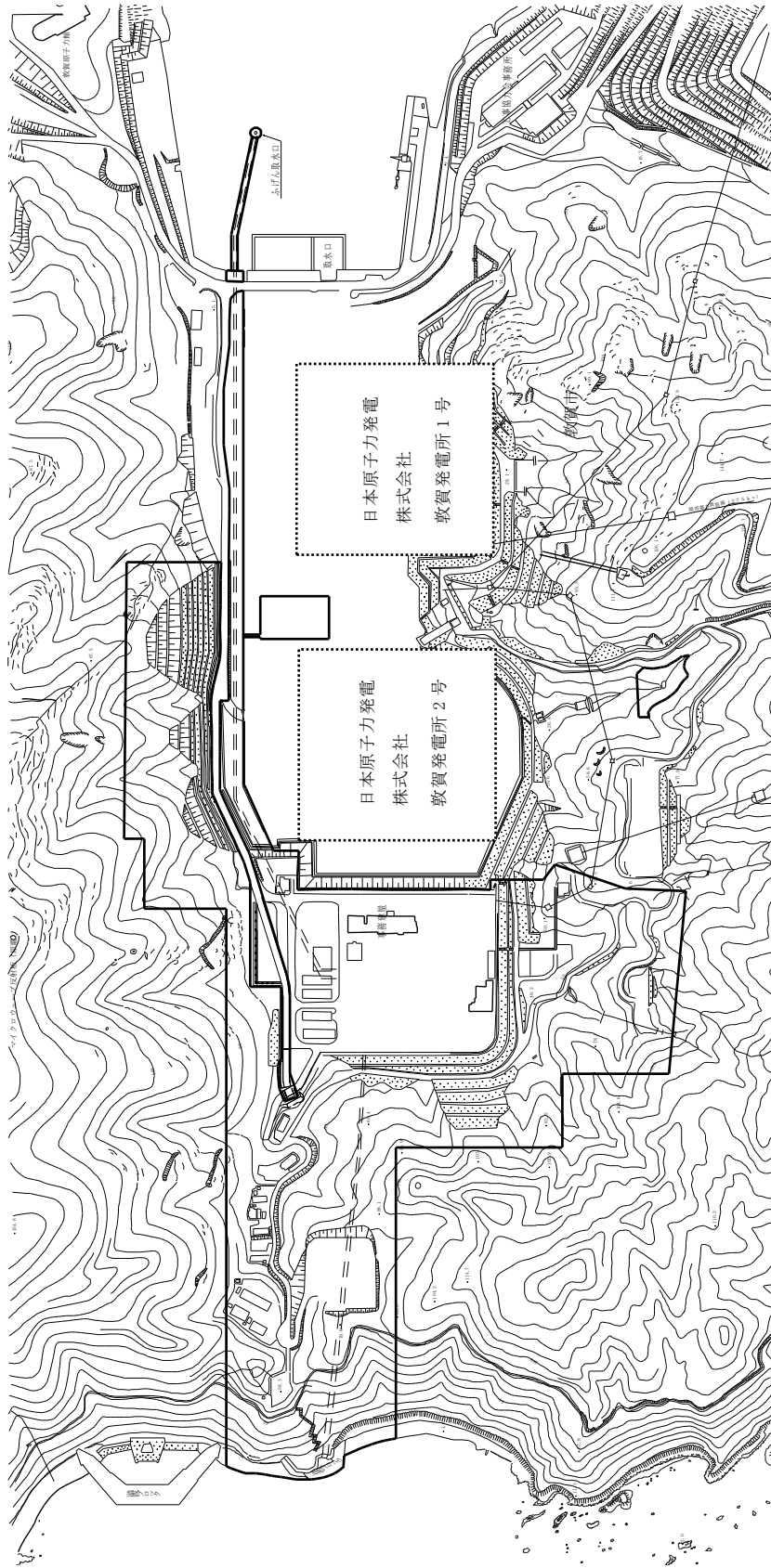
なお、一般労働災害防止対策として、高所作業対策、石綿等有害物対策、感電防止対策、粉じん障害対策、酸欠防止対策、振動対策、騒音対策、火傷防止対策、回転工具取扱対策等を講じる。

(4) 廃止措置のために導入する装置の安全設計

新型転換炉原型炉施設の廃止措置に係る工事を安全・確実にを行うために、解体撤去、廃棄物の処理に係る各装置の導入を行う。

各装置の導入に当たっては、廃止措置の基本方針に基づき、それらの装置の機能等に応じて日本産業規格等の規格及び規準に準拠するとともに、必要に応じて漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策の安全確保対策を講じたものとする。また、廃止措置のために導入する装置のうち、放射性物質を内包する装置である減容安定化処理装置及びセメント混練固化装置については、仕様が確定した段階で廃止措置計画に反映し、変更認可を受けるものとする。

廃止措置のために導入する装置に対する安全対策の設計方針を表 5-2 に示す。



—— 新型転換炉原型炉施設を含む
 - - - - 新型転換炉原型炉ふげん敷地範

図 5-2 新型転換炉原型炉施設の廃止措置終了後の状態

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (1/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(1) 原子炉冷却系統施設解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 	原子炉冷却系統施設	<ul style="list-style-type: none"> 一次冷却設備 非常用冷却設備 その他の主要な事項 	<ul style="list-style-type: none"> 対象施設の機器が供用を終了していること。 一次冷却設備のうち、冷却材再循環系については、原子炉領域との隔離のための措置が完了していること。 原子炉冷却材浄化系の熱交換器及び余熱除去系の熱交換器等の解体撤去の着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(3)熱交換器類の汚染の除去工事の対象機器については、汚染の除去工事が完了していること。 非常用冷却設備のうち蒸気放出プール冷却系の蒸気放出プールの解体着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(2)①蒸気放出プールの除染工事が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (2/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(2) 計測制御系統施設 解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 	計測制御系統施設	<ul style="list-style-type: none"> 計装 安全保護回路 制御設備 非常用制御設備 その他の主要な事項 	<ul style="list-style-type: none"> 対象施設の機器が供用を終了していること。 	<p>計測制御系統施設の機器等を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 計測制御系統施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (3/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(3) 気体廃棄物の廃棄施設解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋 タービン建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の廃棄施設 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物の廃棄施設 <p>(気体廃棄物の廃棄施設のうち、主排気筒、廃棄物処理建屋排気筒の解体撤去については、「各建屋及び構築物解体工事」に含む。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物の廃棄施設の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適した揚重設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉補助建屋、タービン建屋、放射性廃棄物の廃棄施設（工事対象設備を除く）、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物の廃棄施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (4/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(4) 放射線管理施設解体撤去工事	・施設全域	・放射線管理施設	<ul style="list-style-type: none"> ・屋内管理用の主要な設備 ・屋外管理用の主要な設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・対象施設の機器が供用を終了していること。 	<p>放射線管理施設の機器等を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 ・機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 ・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 ・汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋、廃棄物処理建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設（工事対象箇所を除く）、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (5/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(5) 原子炉格納施設解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 	原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> その他の主要な事項 <p>(構造に係る原子炉格納容器及び外周コンクリート壁の解体撤去については、「各建屋及び構築物解体工事」に含む。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 対象施設の機器が供用を終了していること。 	<p>原子炉格納施設の機器等を解体撤去する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (6/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(6) 核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 燃料貯蔵プール建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質取扱設備（ただし、原子炉領域解体撤去のための解体撤去物搬送装置設置のため、供用を終了した燃料交換装置は除く。） 核燃料物質貯蔵設備（ただし、原子炉領域解体撤去のための解体撤去物搬送装置設置のため、供用を終了した新燃料貯蔵設備は除く。） 	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料の搬出が完了していること。 対象施設の機器が供用を終了していること。 燃料交換プールの解体撤去の着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(2)②燃料交換プールの除染工事が完了していること。 使用済燃料貯蔵プールの解体撤去の着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(2)③使用済燃料貯蔵プールの除染工事が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあっては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあっては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、燃料貯蔵プール建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法（7/15）

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(7) 液体廃棄物の廃棄設備解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 燃料貯蔵プール建屋 廃棄物処理建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の廃棄施設 	<ul style="list-style-type: none"> 液体廃棄物の廃棄設備 <p>(液体廃棄物の廃棄設備のうち、復水器冷却水放水路の解体撤去については、「各建屋及び構築物解体工事」を含む。また、重水ドレン処理系については、「重水系・ヘリウム系解体撤去工事」を含む。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 放射性廃棄物貯蔵タンク類の解体撤去の着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(4)放射性廃棄物貯蔵タンク類の汚染の除去工事の対象機器については、汚染の除去工事が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 液体廃棄物の廃棄設備の機器等を解体撤去する。 機器等の解体撤去に先立ち、必要に応じて放射性廃棄物処理装置等の漏えい防止機能を有する装置を導入する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあっては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適した揚重設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあっては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋、廃棄物処理建屋、放射性廃棄物の廃棄施設（工事対象設備を除く）、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 液体廃棄物の廃棄設備の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (8/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(8) 固体廃棄物の廃棄設備解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋 廃棄物処理建屋 屋外 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の廃棄施設 	<ul style="list-style-type: none"> 固体廃棄物の廃棄設備 <p>(固体廃棄物の廃棄設備のうち、固体廃棄物貯蔵庫の解体撤去については、「各建屋及び構築物解体工事」に含む。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 放射性廃棄物貯蔵タンク類の解体撤去の着手に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(4)放射性廃棄物貯蔵タンク類の汚染の除去工事の対象機器については、汚染の除去工事が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 固体廃棄物の廃棄設備の機器等を解体撤去する。 機器等の解体撤去に先立ち、必要に応じて放射性廃棄物処理装置等の漏えい防止機能を有する装置を導入する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあっては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあっては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋、放射性廃棄物の廃棄施設（工事対象設備を除く）、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 固体廃棄物の廃棄設備の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (9/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(9) 重水系・ヘリウム系解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 	<ul style="list-style-type: none"> その他原子炉の附属施設 	<ul style="list-style-type: none"> 重水系 ヘリウム系 	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 重水系・ヘリウム系の機器等の解体撤去に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(1)①残留重水回収工事、(1)②トリチウム除去工事が完了していること。 重水系・ヘリウム系の機器等の解体撤去に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(1)③放射性腐食生成物の除染工事の対象機器については、汚染の除去工事が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 重水系・ヘリウム系の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機、局所フィルタ等の設置、マスク等の防護具の着用を行う。 非常用ガス処理系等により施設内への汚染拡大防止を図る。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 重水系・ヘリウム系の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (10/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(10) 原子炉補機冷却系・海水系・炭酸ガス系解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 屋外 	<ul style="list-style-type: none"> その他原子炉の附属施設 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系 海水系 炭酸ガス系 	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 原子炉補機冷却系の解体撤去の着手に当たっては、使用済燃料の搬出が完了していること、又は機能を満する設備に更新した場合。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系・海水系・炭酸ガス系の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却系・海水系・炭酸ガス系の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (11/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(11) 非常用電源設備解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋 タービン建屋 屋外 	<ul style="list-style-type: none"> その他原子炉の附属施設 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源設備 	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 ディーゼル発電機の解体撤去の着手に当たっては、使用済燃料の搬出が完了していること、又は機能を満足する設備に更新した場合。 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源設備の機器等を解体撤去する。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあっては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 必要に応じて局所排風機及び局所フィルタ等の設置、粉じん等の拡散防止対策を講じる。 原子炉補助建屋、タービン建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用電源設備の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (12/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(12) 原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事	・原子炉建屋	・原子炉本体	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心 ・原子炉容器 ・放射線遮へい体のうち、外周壁（生体遮へい体） （放射線遮へい体のうち、原子炉建屋外壁の解体撤去については、「各建屋及び構築物解体工事」を含む。） 	<ul style="list-style-type: none"> ・放射能が減衰して、放射能レベルが十分低いこと。 ・炉心及び原子炉容器の解体撤去に当たっては、「9 核燃料物質による汚染の除去」の(1)②トリチウム除去工事の対象となるカランドリアタンク等の設備・機器については、トリチウム除去工事が完了していること。 ・制御棒等炉内挿入物が撤去されていること。 ・原子炉領域遠隔解体装置及び解体撤去物搬送装置が設置されていること。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉領域及び生体遮へい体の機器等を解体撤去する。 原子炉領域については、原子炉上部に設置された原子炉領域遠隔解体装置の一部である解体用プール内で、遠隔操作機能を有した熱的切断装置又は機械的切断装置等を用いて粗断、細断を行い、把持装置を用いて専用容器に収納する。 解体用プール内で専用容器に収納した解体撤去物は、使用済燃料搬出が完了するまでは蒸気放出プールで保管するとともに、使用済燃料搬出の完了後、吊上げ装置及びレベル1用廃棄体処理・搬送装置の一部である解体撤去物搬送装置を用いて、燃料貯蔵プール建屋まで搬送する。 搬送した解体撤去物は、レベル1用廃棄体処理・搬送装置にて必要に応じて砂等を充填し、廃棄体として搬出する。 生体遮へい体については、機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬出する。 生体遮へい体の解体撤去完了前には原子炉領域遠隔解体装置の解体撤去を完了させる。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 使用済燃料搬出が完了するまでの期間にあつては、使用済燃料の貯蔵に係る機能に影響を与えない範囲で行う。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく時間の低減を図る。 切断時の解体撤去物、放射性粉じん等の粒子状放射性物質による被ばく低減、発火防止対策及び遮へいの観点から、原子炉本体上部に解体用プールを設置するとともに、被ばく低減のため、遠隔操作による原子炉領域遠隔解体装置等を設置し、必要に応じて高性能粒子フィルタ装置等を用い放射性物質の放出を抑制する。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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、可搬式エアロモニタ装置等を用いて作業中の線量当量率を監視する。 原子炉建屋、燃料貯蔵プール建屋、原子炉解体装置、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉領域及び生体遮へい体の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法 (13/15)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(13) 換気設備解体撤去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 燃料貯蔵プール建屋 廃棄物処理建屋 	<ul style="list-style-type: none"> その他原子炉の附属施設 	<ul style="list-style-type: none"> 換気設備 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋の汚染設備の解体撤去が完了していること。 対象設備の機器が供用を終了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 換気設備の機器等を解体撤去する。 機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。 機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋、廃棄物処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 換気設備の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法（14/15）

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(14) 発電所補助系・クレーン設備解体撤去工事	・施設全域	・廃止措置を実施するために必要な主要施設	・発電所補助系設備（消火設備、圧縮空気系設備） ・クレーン設備	・対象設備の機器が供用を終了していること。	<p>発電所補助系設備及びクレーン設備の機器等を解体撤去する。</p> <p>・機器等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撤去する。ただし、機器の干渉等やむを得ず汚染機器から解体撤去する場合は、できるだけ非汚染機器が汚染しない措置を講じてから解体撤去を行う。</p> <p>・機器等は、工具等を用いて分解・取外し、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等を行い、汚染機器にあつては、必要に応じて容器に収納する等の汚染拡大防止措置を講じて搬送する。</p>	<p>・解体撤去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。</p> <p>・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。</p> <p>・汚染機器の切断作業においては、環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所排風機及び局所フィルタ等の設置並びにマスク等の防護具を着用する。</p> <p>・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。</p> <p>・原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋、廃棄物処理建屋等を維持管理する。</p>	・発電所補助系設備及びクレーン設備の機器等の解体撤去が完了すること。

表5-1 廃止措置対象施設の解体撤去の工事方法（15/15）

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件		
		施設名称	設備名称						
(15) 各建屋及び構築物解体工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 燃料貯蔵プール建屋 廃棄物処理建屋 屋外 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の一般構造 	<ul style="list-style-type: none"> その他の主要な構造 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋の汚染設備の撤去が完了していること。 各建屋及び構築物等の解体に当たっては、「7 核燃料物質による汚染の除去」の(5)各建屋及び構築物の汚染の除去工事が完了していること。 管理区域の解除が完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋及び構築物等を解体する。 大型ブレーカ等の重機を用いて解体する。 主排気筒、固体廃棄物貯蔵庫等の構築物等一部の解体にあつては、熱的切断装置若しくは機械的切断装置等により切断又は破砕等により解体する。 	<ul style="list-style-type: none"> 解体に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 一般の鉄筋コンクリート造建物の解体工事における安全確保対策に準ずる。 必要に応じて防炎シートの使用等による火災防止対策、低騒音型重機の使用等による騒音対策、重機の低速走行等による振動対策、散水等による防じん対策等を講じる。 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋及び構築物等の解体が完了すること。 		
								<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設 	<ul style="list-style-type: none"> 構造に係る原子炉格納容器及び外周コンクリート壁
				<ul style="list-style-type: none"> 原子炉本体 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線遮へい体のうち、原子炉建屋外壁 				

表5-2 廃止措置のために導入する各装置に対する安全対策の設計方針 (1/2)

装置名称	目的	概要	安全対策の設計方針	導入予定時期
(1) 減容安定化処理装置	使用済イオン交換樹脂及びフィルタスラッジ等の固体廃棄物の減容及び無機化・安定化処理を行う装置を導入する。	本装置は、減容処理、排ガス処理等の各装置から構成されており、原子炉運転中及び廃止措置期間中に発生した粒状及び粉末状の使用済イオン交換樹脂、フィルタスラッジ等の有機物を減容及び無機化・安定化処理する装置である。 また、処理能力は、廃止措置完了時期を考慮した適切な能力を有するものとし、具体的には、使用済イオン交換樹脂においては1年間で最大約24m ³ を想定している。 本装置の設置場所は、廃棄物処理建屋内の予定である。なお、汚染を伴わない機器の設置場所は、屋外の予定である。	・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。 ・装置の設計は、「発電用原子力設備規格（日本機械学会）」の設計・建設規格における「クラス3機器」相当とする。 ・装置の重要度分類に応じた耐震設計を行う。 ・本装置からの排気は、高性能フィルタを介して既設換気設備を経て、管理放出する。 ・放射線業務従事者の被ばく低減のため、遮へい機能を考慮した設計とする。	原子炉本体撤去期間
(2) レベル2用モルタル充填固化装置	放射能レベルの比較的低い不燃性の固体廃棄物を容器に収納し、固化材（モルタル）を充填し固化する装置を導入する。	本装置は、セメントサイロ、砂サイロ、混和剤タンク、混練機等から構成されており、セメント、砂、混和剤、水を混練機に入れ、混練後、不燃性の固体廃棄物を収納している容器に充填する装置である。 また、処理能力は、廃止措置完了時期を考慮した適切な能力を有するものとし、具体的には、1日に最大2000ドラム缶12体程度を想定している。 本装置の設置場所は、タービン建屋の予定である。なお、汚染を伴わない機器の設置場所は、屋外の予定である。	・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。	原子炉本体解体撤去期間
(3) レベル1用廃棄物安定化処理・搬送装置	放射能レベルの比較的高い不燃性の固体廃棄物を容器に収納し、砂等を充填する装置及び搬送する装置を導入する。	本装置は、砂サイロ等で構成されており、不燃性の固体廃棄物を収納している容器に砂等を充填する装置である。また、充填する対象廃棄物は、遠隔操作により所定の位置へ搬送するための解体撤去物搬送装置を備える。 また、処理能力は、廃止措置完了時期を考慮した適切な能力を有するものとし、具体的には、処理能力は、1日に最大2.2m ³ 角型容器1体程度を想定している。 本装置の設置場所は、原子炉建屋内及び燃料貯蔵プール建屋内の予定である。なお、汚染を伴わない機器の設置場所は、屋外の予定である。	・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。 ・解体撤去物を取り扱う搬送装置については、放射線業務従事者の被ばく低減のため、遠隔操作を考慮した設計とする。 ・本装置の設置場所は、放射線業務従事者の被ばく低減のため、遮へい機能を有した場所とする。	原子炉本体解体撤去期間

表5-2 廃止措置のために導入する各装置に対する安全対策の設計方針 (2/2)

装置名称	目的	概要	安全対策の設計方針	導入予定時期
(4) セメント混練固化装置	使用済イオン交換樹脂等を固化材（セメント）と混練して固化する装置を導入する。	<p>本装置は、固化する対象物を受入れるための受入れタンク、ドラム缶からの受入れ装置、セメントサイロ、混練機等で構成される。本装置は、濃縮廃液、必要に応じて減容安定化処理装置で処理した粒状及び粉末状の使用済イオン交換樹脂、フィルタスラッジ等とセメントを混練機で混練し、容器に固化する装置である。</p> <p>また、処理能力は、1日に最大2000ドラム缶6体程度を想定している。</p> <p>本装置の設置場所は、原子炉補助建屋内の予定である。なお、汚染を伴わない機器の設置場所は、屋外の予定である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。 ・装置の設計は、「発電用原子力設備規格（日本機械学会）」の設計・建設規格における「クラス3機器」相当とする。 ・装置の重要度分類に応じた耐震設計を行う。 ・放射線業務従事者の被ばく低減のため、遮へい機能を考慮した設計とする。 	原子炉本体解体撤去期間
(5) 原子炉領域遠隔解体装置	原子炉領域の解体を行うため、被ばく低減を考慮し、遠隔操作にて解体する装置を導入する。	<p>本装置は、原子炉上部に設置する解体用プール、熱的切断装置又は機械的切断装置、把持装置、吊上げ装置等より構成される。本装置は、解体用プール内の水中で原子炉領域の設備・機器の粗断、細断を行い、切断した廃棄物は、把持装置により解体用プール内で専用容器に収納し、吊上げ装置により所定の位置に搬送する。</p> <p>本装置の設置場所は、原子炉建屋内の予定である。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・主要な機器に使用する材料は、日本産業規格に準じたものを選定する。 ・粗断した切断片の取扱い最大重量に耐えるとともに、高線量による動作性が損なわれないこと、落下防止及び衝突防止機能等を考慮した設計とする。 ・装置の重要度分類に応じた耐震設計を行う。 ・放射線業務従事者の被ばく低減のため、遠隔操作、遮へい機能を考慮した設計とする。 ・解体用プールは、漏えい防止機能を考慮した設計とする。 	原子炉周辺設備解体撤去期間

六 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

6.1 施設内の核燃料物質の状況

平成 19 年 9 月 30 日時点における新型転換炉原型炉施設の原子炉設置許可等による核燃料物質の貯蔵状況は、表 6-1 に示すとおりである。

なお、未使用燃料は貯蔵しておらず、今後も核燃料物質を新型転換炉原型炉施設内には持ち込まない。

核燃料物質使用許可等による核燃料物質の種類及び数量(年間予定使用量)は、表 6-2 に示すとおりである。

6.2 核燃料物質の管理

原子炉設置許可等による使用済燃料は、全量の搬出が完了するまで使用済燃料貯蔵プールに貯蔵し、原子炉設置許可申請書に記載のとおり、原子炉運転中と同様の取扱い・管理を行うこととする。

原子炉設置許可等による使用済燃料については、既設の専用燃料取扱施設で取り扱うとともに、臨界管理，貯蔵管理，遮へい管理を行う。また，使用済燃料の取扱い及び貯蔵に係る施設に関して，必要な機能を維持管理することを保安規定に定めるとともに，定期的な点検・検査を行う。

核燃料物質使用許可等による核燃料物質については，許可を受けた貯蔵施設において適切に管理する。

6.3 核燃料物質の措置

原子炉設置許可等による使用済燃料は，国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者に全量を譲り渡す。

核燃料物質使用許可等による核燃料物質は，許可を受けた貯蔵施設の機能を停止する前までに他施設へ搬出する。

6.4 核燃料物質の搬出計画

原子炉設置許可等による使用済燃料は、専用の使用済燃料輸送用容器に収納し、専用の輸送船により、2026年度までに国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者の再処理施設へ全量を搬出する予定である。使用済燃料の搬出は、事業所内の運搬、事業所外の運搬等の関係法令を遵守して実施していく。

表 6-1 原子炉設置許可等による核燃料物質の貯蔵状況

種 別		貯蔵場所	体数	
使用済燃料	標準燃料集合体	濃縮ウラン燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	14 体
		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	418 体
	特殊燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	28 体	
	照射用 36 本燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	1 体	
	照射用セグメント燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	0 体	
	照射用ガドリニア燃料集合体	使用済燃料貯蔵プール	5 体	
未使用燃料		新燃料貯蔵庫	0 体	
合 計			466 体	

(平成 19 年 9 月 30 日時点)

表 6-2 核燃料物質使用許可等による核燃料物質の種類及び数量

種類	数量
濃縮ウラン (U ₃ O ₈ , UO ₂ , U-235:80~95wt%)	0.07 g
濃縮ウラン (UO ₂ , U-235:93.1wt%)	1.08 g
混合ウラン (UO ₂ , U-235:10~30wt%, U-234:70~90wt%)	0.09 g
プルトニウム (Pu(NO ₃) ₄ , Pu-236 水溶液)	1×10 ⁻¹² g (22.2 Bq)

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分布とその評価方法を含む）

新型転換炉原型炉施設の廃止措置対象施設の一部においては、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染がある。

これらの汚染設備・機器等については、「五 5.1 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被ばく低減及び放射性物質の施設内外への漏えい防止の観点から、解体撤去工事の着手前までに系統内に残存する放射性物質を合理的に可能な限り除去する。

新型転換炉原型炉施設の汚染は、約 25 年間の原子炉の運転に伴い、原子炉冷却系統施設、重水系等の設備・機器等を構成する金属の腐食によって溶出した、鉄、コバルト等の成分が放射化したことによる放射性腐食生成物等に起因している。また、減速材及び反射材に重水を使用していることから、重水の放射化により生成したトリチウムによる汚染がある。

これらの汚染の除去は、事前に対象施設・設備の汚染状況等の確認を行い、その結果に基づき、その実施要否及び方法を確定するとともに、被ばく低減の観点から、合理的に達成可能な目標線量当量率を定めて実施する。また、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策等の安全確保対策を定めて、汚染の除去を行うことで、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の被ばく低減に努めることとする。さらに、周辺設備及び他系統へ影響が及ばないように、運用管理について保安規定に定め、これに基づき安全に工事を行う。

また、原子炉運転中の設備・機器等の定期点検等に際し、被ばく低減対策として行ってきた系統除染、高圧水洗浄等の化学的及び機械的除染の経験・実績を活かし、設備・機器等に応じた合理的かつ適切な汚染の除去を行う。

7.1 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の方法

新型転換炉原型炉施設における解体撤去工事を除く汚染の除去対象施設は、放

放射性腐食生成物が付着又は蓄積している設備・機器等及びトリチウムを内包している重水系・ヘリウム系等であり、以下の汚染の除去を行う。

解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法を表 7-1 に示す。

(1) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事

重水系・ヘリウム系等の系統内には、トリチウムを内包していることから、内部被ばくの要因となり、また、重水系・ヘリウム系の一部の機器には、放射性腐食生成物が付着していることから、外部被ばくの要因となる。

このため、解体撤去工事における被ばく低減を図る観点から、設備・機器等の解体撤去に先立ち、以下のとおり汚染の除去を行う。

① 残留重水回収工事

重水系・ヘリウム系等の系統内には、系統構造上、重水貯槽への重水回収後も一部の重水が残留している。このため、各系統の機器及び配管ごとに範囲を分割して、弁又は配管切断・閉止による隔離後、重水が残留している箇所を切断・穿孔等により重水を可能な限り回収し、施設外へ搬出する。

② トリチウム除去工事

カランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等のトリチウムを内包する設備・機器等を対象としてトリチウム除去工事を実施する。このため、トリチウム除去装置を導入し、対象系統に接続して乾燥空気を通気し循環させるとともに、必要に応じて局部加熱等を行い、系統内の空気を置換する。導入する装置は、放射線業務従事者の被ばく低減のため、放射性物質の漏えい防止機能を考慮するものとする。

なお、トリチウム除去に伴い回収する液体のうち、重水として再利用可能なものについては、施設外へ搬出する。また、トリチウムを含む再利用できない廃液（以下「トリチウムを含む廃液」という。）については、非常用

ガス処理系の収集タンクに収集し、放射性廃棄物の廃棄施設により処理する。

また、原子炉本体のうち、カランドリアタンク等のトリチウム除去に当たっては、制御棒の案内管等に重水が残留していることから、トリチウム除去工事前に制御棒等を撤去する。

③ 重水系・ヘリウム系の放射性腐食生成物の除染工事

重水系・ヘリウム系を構成する重水冷却熱交換器等の一部の機器には、放射性腐食生成物が蓄積し、線量当量率上昇の要因となっている。このため、設備・機器等の解体撤去に先立ち、被ばく低減、放射性物質の漏えい及び拡散防止の観点から、原子炉運転中の定期点検時に行った系統除染の知見・経験を踏まえ、化学的除染法による放射性腐食生成物除染装置を導入し、除染を行う。また、必要に応じて機械的除染法を適用する。導入する装置は、日本産業規格等の規格及び規準に準拠し、放射性物質の漏えい防止機能及び遮へい機能を考慮するものとする。

なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

(2) 各プールの汚染の除去工事

① 蒸気放出プールの除染工事

冷却材再循環系の圧力異常上昇時の蒸気逃しラインから発生する蒸気の凝縮水の流出先及び低圧注水系等の取水源である蒸気放出プール内には、冷却材を保有していることから、冷却材に含まれる放射性腐食生成物が蓄積している。このため、解体撤去に先立ち、被ばく低減を図る観点から、原子炉運転中の定期点検時に行った類似箇所への機械的除染法の知見・経験を踏まえ、高圧水洗浄等の方法で除染を行う。なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

② 燃料交換プールの除染工事

炉心からの取出し又は装荷する燃料体等を使用済燃料貯蔵プールへ移送する際に経由する燃料交換プール内には、使用済燃料等の取扱いに伴い、放射性腐食生成物が蓄積している。このため、燃料交換プール内にある遮へいプラグ及び制御棒等炉内挿入物の移送完了後、解体撤去に先立ち、被ばく低減を図る観点から、原子炉運転中の定期点検時に行った機械的除染法の経験、実績等を踏まえ、高圧水洗浄等の方法で除染を行う。

なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

③ 使用済燃料貯蔵プールの除染工事

使用済燃料、制御棒等を貯蔵している使用済燃料貯蔵プール内には、使用済燃料等の取扱い及び貯蔵に伴い、放射性腐食生成物が蓄積している。このため、使用済燃料貯蔵プール内にある使用済燃料等の貯蔵物品をすべて搬出後、解体撤去に先立ち、被ばく低減を図る観点から、使用済燃料貯蔵プールの一部である燃料受渡プール内の設備を対象として原子炉運転中の定期点検時に行った機械的除染法の経験、実績等を踏まえ、使用済燃料貯蔵プールを高圧水洗浄等の方法で除染する。なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

(3) 熱交換器類の汚染の除去工事

原子炉冷却系統施設のうち、原子炉冷却材浄化系等の熱交換器については、冷却材によって運ばれる放射性腐食生成物が内部に蓄積しており、線量当量率が上昇している。このため、機器解体撤去に先立ち、被ばく低減を図る観点から、必要に応じて原子炉運転中の定期点検時に行った化学的及び機械的除染法の経験・実績等を踏まえ、化学的又は機械的方法により除染を行う。

なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

(4) 放射性廃棄物貯蔵タンク類の汚染の除去工事

放射性廃棄物の廃棄施設のうち、液体廃棄物及び固体廃棄物の受入れ又は貯蔵するタンク内には、液体廃棄物及び固体廃棄物の放射性腐食生成物が蓄積しており、タンク内の廃棄物の抜き出し後に、タンク内に残留する放射性腐食生成物により線量当量率が上昇する。このため、解体撤去に先立ち、被ばく低減を図る観点から、原子炉運転中の定期点検時に行った機械的除染法の知見・経験等を踏まえ、必要に応じて高圧水洗浄等の方法で除染を行う。

なお、除染により発生した廃液等は、放射性廃棄物の廃棄施設により、性状及び汚染拡大防止を考慮した方法で処理する。

(5) 各建屋及び構築物の汚染の除去工事

各建屋及び構築物については、管理区域の解除に先立ち、すべての汚染設備が撤去された建屋又は構築物から順次、残存している汚染をはつり等の方法で除染する。

なお、はつり等の除染により発生した廃棄物は、必要に応じて既設の放射性廃棄物の廃棄施設又は可搬式処理装置で処理を行うとともに、容器に収納し、適切に処理する。

7.2 汚染の除去に係る安全確保対策

汚染の除去の実施に当たっては、「五 5.1 廃止措置の基本方針」に基づき、安全確保対策として、放射性物質の施設内外への漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策を講じることを基本とし、これらについては、「五 5.5 解体撤去に係る安全確保対策」に準じて行う。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (1/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(1) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事 ①残留重水回収工事	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	・原子炉本体 ・その他原子炉の附属施設	・減速材及び反射材である重水 ・カランドリアタンク ・重水系及びヘリウム系	・本回収工事の対象機器については、重水回収を完了していること。	重水系・ヘリウム系等の系統構造上、重水が残留している箇所の重水を回収する。 ・各系統の機器若しくは配管ごとにあらかじめ範囲を定め、弁又は配管切断・閉止により範囲ごとに隔離する。 ・隔離された範囲において、主に可搬工具を用いて、重水が残留している箇所の切断・穿孔等を行い、重水の抽出し回収を行う。 ・回収後、切断・穿孔した箇所は、閉止プラグ又は閉止用弁等取付けの措置を講じる。 ・回収した重水は、施設外へ搬出する。	・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 ・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、原子炉補助系統換気系の非常用ガス処理系による吸引を行うとともに、必要に応じて汚染拡大防止囲い、トリチウム防護服、マスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射線管理施設、換気設備等を維持する。	・回収作業を計画した箇所の残留重水の回収を完了すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (2/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(1) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事 ②トリチウム除去工事	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	・原子炉本体 ・その他原子炉の附属施設	・減速材及び反射材である重水 ・カランドリアタンク ・重水系及びヘリウム系	・本除去工事の対象機器については、重水回収及び残留重水回収工事が完了していること。	カランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系等の機器・配管類に内包されているトリチウムを除去する。 [カランドリアタンク内におけるトリチウム除去] ・カランドリアタンク内のトリチウム除去に先立ち、炉内に挿入されている制御棒等を取り出し、燃料交換プールを介し、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵する。 ・カランドリアタンク及び制御棒案内管等に残留するトリチウムを含む重水をトリチウム除去装置にて回収する。 [重水系・ヘリウム系におけるトリチウム除去] ・機器・配管ごとに範囲を定め、トリチウム除去の作業範囲ごとにトリチウム除去装置を接続して、乾燥空気を通気し循環させるとともに、必要に応じて局部加熱を行い、系統内の空気を置換する。 ・必要に応じて軽水による洗浄又は除染液により機器・配管類内面に付着しているトリチウムの除去を行う。 ・トリチウム除去により回収された液体のうち、重水として再利用可能なものについては、施設外へ搬出する。一方、トリチウムを含む廃液は、非常用ガス処理系の収集タンクに収集する。	・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・外部被ばく低減のため、制御棒等の取出しは遠隔操作にて行う。必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 ・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、原子炉補助系統換気系の非常用ガス処理系による吸引を行うとともに、必要に応じて汚染拡大防止囲い、トリチウム防護服、マスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備、トリチウム除去装置等を維持管理する。	・対象機器・配管類を開放した場合の作業環境中トリチウム濃度が、あらかじめ定められた目標値以下に低下すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (3/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(1) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事 ③重水系・ヘリウム系の放射性腐食生成物の除染工事	・原子炉建屋 ・原子炉補助建屋	・その他原子炉の附属施設	・重水系及びヘリウム系	・本除染工事の対象機器については、重水回収及び残留重水回収工事並びにトリチウム除去工事が完了していること。	重水系・ヘリウム系における重水冷却熱交換器等の一部の機器に対して、化学的又は機械的方法により除染を行う。 ・対象機器に対し、化学的方法を用いる放射性腐食生成物除染装置により除染を行う。また、必要に応じて機械的除染法を適用する。	・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 ・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備、放射性腐食生成物除染装置等を維持管理する。	・あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (4/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(2) 各プールの汚染の除去工事 ①蒸気放出プールの除染工事	・原子炉建屋	・原子炉冷却系統施設	・非常用冷却設備のうち蒸気放出プール	・対象設備の機器が供用を終了していること。	蒸気放出プールに対して、機械的方法等により除染を行う。 ・対象プールに対し、弁操作等により他施設との隔離を行う。 ・対象プール内に保有する冷却材を抜き出した後、高圧水洗浄等によりプールの壁面、底面等の除染を行う。	・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 ・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・原子炉建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。	・あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (5/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
<p>(2) 各プールの汚染の除去工事</p> <p>②燃料交換プールの除染工事</p>	<p>・原子炉建屋</p>	<p>・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p>	<p>・核燃料物質取扱設備のうち、燃料移送装置の燃料交換プール</p>	<p>・対象設備の機器が供用を終了していること。</p> <p>・燃料交換プール内にある遮へいプラグ及び制御棒等炉内挿入物の移送が完了していること。</p>	<p>燃料交換プールに対して、機械的方法等により除染を行う。</p> <p>・対象プールに対し、弁操作等により他施設との隔離を行う。</p> <p>・対象プール内の保有水を抜き出した後、高圧水洗浄等によりプールの壁面、底面等の除染を行う。</p>	<p>・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。</p> <p>・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。</p> <p>・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。</p> <p>・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。</p> <p>・原子炉建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。</p>	<p>・あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。</p>

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (6/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(2) 各プールの汚染の除去工事 ③使用済燃料貯蔵プールの除染工事	・燃料貯蔵プール建屋	・核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	・核燃料物質貯蔵設備のうち、使用済燃料貯蔵プール及び燃料受渡プール	<ul style="list-style-type: none"> ・対象設備の機器が供用を終了していること。 ・使用済燃料貯蔵プール内にある使用済燃料等の貯蔵物品をすべて搬出していること。 	使用済燃料貯蔵プール及び燃料受渡プールに対して、機械的方法等により除染を行う。 <ul style="list-style-type: none"> ・対象プールに対し、弁操作等により他施設との隔離を行う。 ・対象プール内の保有水を抜き出した後、高圧水洗浄等によりプールの壁面、底面等の除染を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 ・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。 ・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。 ・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 ・燃料貯蔵プール建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	・あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (7/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(3) 熱交換器類の汚染の除去工事	・原子炉補助建屋	・原子炉冷却系統施設	<p>・一次冷却設備のうち、原子炉冷却材浄化系の熱交換器</p> <p>・その他の主要な事項のうち、余熱除去系の熱交換器</p>	<p>・対象設備の機器が供用を終了していること。</p>	<p>原子炉冷却材浄化系熱交換器、余熱除去系熱交換器等に対して、化学的又は機械的方法により汚染の除去を行う。</p> <p>・対象熱交換器に対し、弁操作等により除染対象外の機器・配管類との隔離を行う。</p> <p>・熱交換器の汚染部分に対して、化学的又は機械的方法により汚染の除去を行う。</p>	<p>・汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。</p> <p>・外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばくの低減を図る。</p> <p>・環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。</p> <p>・工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。</p> <p>・原子炉補助建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。</p>	<p>・あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。</p>

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (8/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件
		施設名称	設備名称				
(4) 放射性廃棄物貯蔵タンク類の汚染の除去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補助建屋 廃棄物処理建屋 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の廃棄施設 	<ul style="list-style-type: none"> 液体廃棄物及び固体廃棄物の廃棄設備のタンク 	<ul style="list-style-type: none"> 対象設備の機器が供用を終了していること。 	<p>放射性廃棄物の廃棄施設のうち、液体廃棄物及び固体廃棄物の受入れ又は貯蔵するタンク類に対して、必要に応じて機械的方法等により汚染の除去を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> タンク類内面及び内部構造物の汚染部分について、高圧水洗浄等の方法で汚染の除去を行う。 内面にゴムライニングが施工されているタンク類は、機械的方法によりゴムライニングを剥離等して除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 外部被ばく低減のため、必要に応じて遮へいマット等を用い、遮へい措置を講じる。また、作業の効率化又は立入制限等による被ばく低減を図る。 環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、換気設備等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> あらかじめ定めた目標線量当量率以下に低下すること。

表7-1 解体撤去工事を除く核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物による汚染の除去の工事方法 (9/9)

工事件名	場所	対象区分		着手要件	工事概要	安全確保対策	完了要件	
		施設名称	設備名称					
(5) 各建屋及び構築物の汚染の除去工事	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋 原子炉補助建屋 タービン建屋 燃料貯蔵プール建屋 廃棄物処理建屋 屋外 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設の一般構造 	<ul style="list-style-type: none"> その他の主要な構造 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋内の機器等の解体撤去を完了していること。 	<ul style="list-style-type: none"> 各建屋及び構築物に対して、汚染部分については機械的方法等により汚染の除去を行い、管理区域を解除する。 各建屋の汚染部分については、はつり等の方法により汚染の除去を行う。 はつり等により発生した廃棄物は、必要に応じて放射性廃棄物の廃棄施設若しくは可搬式処理装置で処理を行うとともに、容器に収納し、適切に処理する。 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"> 汚染の除去に当たっては、一般労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、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設備の使用等の措置を講じる。 環境への放射性物質の放出抑制及び内部被ばく低減のため、必要に応じて汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機等の設置、マスク等の防護具を着用する。 工事に当たっては、計画線量を設定するとともに、工事の進捗に伴い実績線量と比較し、必要に応じて改善策を検討する等して被ばく低減に努める。また、工事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。 原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、燃料貯蔵プール建屋、廃棄物処理建屋等を維持管理する。 	<ul style="list-style-type: none"> 管理区域の解除を完了すること。 	
		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設 	<ul style="list-style-type: none"> 構造に係る原子炉格納容器及び外周コンクリート壁 					<ul style="list-style-type: none"> 気体廃棄物の廃棄施設のうち、主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒 液体廃棄物の廃棄設備のうち、復水器冷却水放水路 固体廃棄物の廃棄設備のうち、固体廃棄物貯蔵庫
		<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の廃棄施設 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線遮へい体のうち、原子炉建屋外壁 					

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廃棄

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

このうち、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物は、関係法令、告示及び「五 5.1 廃止措置の基本方針」等に基づいて適切に処理を行い管理放出する。また、放射性固体廃棄物については、関係法令、告示及び「五 5.1 廃止措置の基本方針」等に基づき、放射能レベル区分及び性状に応じて、適切な方法により処理を行い、廃止措置期間完了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄又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放射性物質として扱う必要のないものとして施設から搬出し、可能な限り再利用に供するように努める。

8.1 放射性気体廃棄物の廃棄

放射性気体廃棄物は、原子炉運転中における取扱い方法と同様に、発生から処理等の各段階において、廃棄物の漏えい、汚染の拡散及び放射線による被ばくを防止できるよう、適切に処理を行い管理放出する。

8.1.1 放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

(1) 原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性気体廃棄物の種類は、主に以下のとおりである。この期間に発生した放射性気体廃棄物は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って処理を行い、すべて処分済みである。

- ① 一次冷却設備である復水器内の空気及び非凝縮ガス等の空気抽出器からの排ガス
 - ② 一次冷却設備であるタービンの軸がケーシングを貫通する部分（タービンランド）等から排出する空気及び非凝縮ガス等の排ガス
 - ③ 一次冷却設備であるタービンの起動時及び停止時等に復水器内の空気及び非凝縮ガス等を排出し、真空の上昇・維持を行うための起動用真空ポンプ運転に伴い発生する排ガス
 - ④ 原子炉容器である圧力管とカランドリア管の空間部の熱遮へいを使用する炭酸ガス系からの排ガス
 - ⑤ 減速材及び反射材である重水の劣化防止、炉心の重水水位保持等に使用するヘリウム系からの排ガス（重水の放射化により生成されたトリチウムの放射性ガスを含む。）
 - ⑥ 重水系・ヘリウム系等の施設の点検作業及び重水抜き出し作業等に伴い発生する気体状のトリチウムを含む排ガス
 - ⑦ 換気設備の運転に伴い発生する排ガス
 - ⑧ 固体廃棄物の廃棄設備である雑固体廃棄物焼却設備の運転に伴い発生する排ガス（以下「雑固体廃棄物焼却設備の排ガス」という。）
- (2) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法
- 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性気体廃棄物は、主に以下のものがある。この期間に発生する放射性気体廃棄物

は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って処理を行い、以下のとおり処分する。また、必要に応じ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、汚染拡散防止を図る。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図8-1に示す。

① 放射性粉じん等の粒子状放射性物質

汚染機器の解体撤去工事等に伴い発生する放射性粉じん等の粒子状放射性物質は、既設の換気設備を経由し、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒又は廃棄物処理建屋排気筒から放出する。

② 放射性よう素及び希ガス

万一の使用済燃料破損時に雰囲気中に放出される放射性よう素及び希ガスは、既設の換気設備を経由し、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

③ 気体状のトリチウムを含む排ガス

重水搬出のための重水抜き出し作業及び重水系・ヘリウム系の放射性腐食生成物の除染工事に伴い発生する気体状のトリチウムを含む排ガスは、必要に応じて非常用ガス処理系を経由し、既設の換気設備を経て、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

また、重水系・ヘリウム系等の施設の汚染の除去工事のうち、残留重水回収工事、トリチウム除去工事に伴い発生する気体状のトリチウムを含む排ガスは、非常用ガス処理系を経由し、既設の換気設備を経て、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

なお、非常用ガス処理系の使用により回収されるトリチウムを含む廃液は、非常用ガス処理系の収集タンクに収集し、液体廃棄物の廃棄設備にて処理する。

④ 雑固体廃棄物焼却設備の排ガス

雑固体廃棄物焼却設備の排ガスは、既設の換気設備を經由し、放射性物質濃度を連続監視しながら廃棄物処理建屋排気筒から放出する。

(3) 原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性気体廃棄物は、主に以下のものがある。この期間に発生する放射性気体廃棄物は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って処理を行い、以下のとおり処分する。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の放射性気体廃棄物の処理処分フローを図8-2に示す。

なお、既設の換気設備を解体撤去する際には、必要に応じ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、汚染拡散防止を図る。

① 放射性粉じん等の粒子状放射性物質

放射性粉じん等の粒子状放射性物質は、既設の換気設備を經由し、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒又は廃棄物処理建屋排気筒から放出する。また、必要に応じ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、汚染拡散防止を図る。

② 放射性よう素及び希ガス

使用済燃料の貯蔵中において、万一の使用済燃料破損時に雰囲気中に放出される放射性よう素及び希ガスは、既設の換気設備を經由し、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

③ 減容安定化処理装置からの排ガス

使用済イオン交換樹脂等の減容及び無機化・安定化処理を行う装置（以下「減容安定化処理装置」という。）の運転に伴い発生する排ガスは、既設の換気設備を經由し、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

④ 気体状のトリチウムを含む排ガス

重水系・ヘリウム系等の施設の解体撤去工事に伴い発生する気体状のトリチウムを含む排ガスは、必要に応じて非常用ガス処理系を經由し、既設の換気設備を経て、放射性物質濃度を連続監視しながら主排気筒から放出する。

なお、非常用ガス処理系の使用により回収されるトリチウムを含む廃液は、非常用ガス処理系の収集タンクに収集し、液体廃棄物の廃棄設備にて処理する。

⑤ 雑固体廃棄物焼却設備の排ガス

雑固体廃棄物焼却設備の排ガスは、既設の換気設備を經由し、放射性物質濃度を連続監視しながら廃棄物処理建屋排気筒から放出する。

8.1.2 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8-1に示す。

廃止措置期間中における放射性気体廃棄物のうち、トリチウムの最大推定放出量は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間で約 $1.4 \times$

10^{13} Bq/年, 原子炉周辺設備解体撤去期間以降で約 3.1×10^{11} Bq/年であり, トリチウム以外の放射性物質の最大推定放出量は, 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間で約 6.0×10^9 Bq/年, 原子炉周辺設備解体撤去期間以降は約 8.7×10^{12} Bq/年である。

8.1.3 放射性気体廃棄物の管理方法

放射性気体廃棄物を適切に処理処分するため, 発生量を合理的に可能な限り低減するとともに, 既設の気体廃棄物の廃棄施設及び測定に必要な放出管理用計測器等を維持管理する。

また, 放射性気体廃棄物の放出に際しては, 主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒において放射性物質濃度の測定等を行い, 線量告示に定める周辺監視区域の外の空気中の濃度限度を超えないように管理する。

したがって, 放射性気体廃棄物の管理は, 表 8-1 に示す核種のうち, 被ばく線量に寄与する割合の合計値が 90%以上を占める日常的に測定可能な核種について推定放出量以下となるよう, 必要な措置, 放出管理目標値等を保安規定に定めて行う。

なお, 表 8-1 に示す核種ごとの被ばく線量に寄与する割合は, 「九廃止措置に伴う放射線被ばくの管理」表 9-7 年間実効線量評価結果(平常時:放射性気体廃棄物)に示すとおりである。

8.2 放射性液体廃棄物の廃棄

放射性液体廃棄物は, 原子炉運転中における取扱い方法に準じ, 発生から貯蔵, 処理等の各段階において, 廃棄物の漏えい, 汚染の拡大及び放射線による被ばくを防止できるよう, 適切に処理を行い管理放出する。

8.2.1 放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

(1) 原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性液体廃棄物の種類は、主に以下のとおりである。この期間に発生した放射性液体廃棄物は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って処理を行い、すべて処分済みである。なお、劣化重水については、再利用に供するため、計画的に搬出中である。

- ① ポンプの軸シールから発生する冷却水等の廃液（以下「機器ドレン廃液」という。）
- ② 換気設備の局所冷却装置から発生する凝縮水等の廃液（以下「床ドレン廃液」という。）
- ③ イオン交換樹脂の再生や機器の除染等の際に発生する廃液（以下「再生廃液」という。）
- ④ 手洗い、シャワー水及び洗濯等により発生する廃液（以下「洗濯廃液」という。）
- ⑤ 重水系の樹脂交換の際等に発生する劣化重水（重水ドレン廃液）
- ⑥ 重水の放射化により生成されるトリチウムを含む廃液

(2) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性液体廃棄物の種類は、主に以下のものがある。この期間に発生する放射性液体

廃棄物は、廃液の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って処理を行い、以下のとおり処分する。なお、劣化重水については、再利用に供するため、計画的に搬出する。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図8-3に示す。

① 機器ドレン廃液

以下の廃液を含む機器ドレン廃液は、ろ過処理，脱塩処理等を行った後に廃液サンプルタンク又は床ドレンサンプルタンクに移して放射性物質濃度及び水質を測定し，復水器冷却水放水路から海洋に放出する。必要に応じて廃液収集タンク，廃液中和タンク等に戻して再度処理する。

(a) 蒸気放出プール・燃料交換プール等の排水に伴う廃液

(b) 設備・機器等の洗浄及び汚染の除去工事等に伴い発生する廃液

(c) 放射線遮へい体である鉄水遮へい体内の冷却水（遮へい冷却水）の排水に伴う廃液

② 床ドレン廃液

床ドレン廃液は，機器ドレン廃液と同様に処理する。

③ 再生廃液

設備・機器等の汚染の除去工事等の際に発生する廃液を含む再生廃液は，中和処理及び蒸発濃縮処理等を行い，その際に発生する廃液のうち濃縮廃液は，固体廃棄物の廃棄設備により処理し，蒸気を凝縮させた廃液は，機器ドレン廃液として処理する。

④ 洗濯廃液

洗濯廃液は，ろ過処理等を行った後に洗濯廃液サンプルタンクに移して放射性物質濃度及び水質を測定し，復水器冷却水放水路か

ら海洋に放出する。必要に応じて廃液中和タンクへ送り再生廃液として再度処理する。

⑤ トリチウムを含む廃液

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事に伴い発生するトリチウムを含む廃液及び非常用ガス処理系の使用により回収されるトリチウムを含む廃液は、非常用ガス処理系の収集タンクに収集後、放射性物質濃度を測定し、必要に応じて希釈等の措置を講じ、復水器冷却水放水路から海洋に放出する。

(3) 原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の種類及び処理処分の方法

原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性液体廃棄物の種類は、主に以下のものがある。この期間に発生する放射性液体廃棄物は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様な処理及び処分を行うとともに、廃液の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従い処理を行い、以下のとおり処分する。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の放射性液体廃棄物の処理処分フローを図 8-4 に示す。

① 機器ドレン廃液

以下の廃液を含む機器ドレン廃液は、ろ過処理、脱塩処理等を行った後に廃液サンプルタンク又は床ドレンサンプルタンクに移して放射性物質濃度及び水質を測定し、復水器冷却水放水路から海洋に放出する。必要に応じて廃液収集タンク、廃液中和タンク等に戻して再度処理する。

(a) 蒸気放出プール・燃料交換プール等の排水に伴う廃液

(b) 設備・機器等の洗浄及び汚染の除去工事等に伴い発生する
廃液

(c) 原子炉領域及び生体遮へい体を含む設備・機器等の解体撤
去工事に伴い発生する廃液

② 床ドレン廃液

床ドレン廃液は、機器ドレン廃液と同様に処理する。なお、床ドレン処理系のろ過装置（プレコートフィルタ）は、二次廃棄物の発生を伴うため、廃棄物の低減を図る観点から使用しないこととし、機器ドレン処理系の二次廃棄物の発生が少ないろ過装置（中空糸膜フィルタ）により処理する方法に変更する。変更にあたっては、機器ドレン廃液及び床ドレン廃液の発生量が機器ドレン処理系で十分に処理可能であることを確認する。

③ 再生廃液

設備・機器等の汚染の除去工事等の際に発生する廃液を含む再生廃液は、中和処理及び蒸発濃縮処理等を行い、その際に発生する廃液のうち濃縮廃液は、固体廃棄物の廃棄設備により処理し、蒸気を凝縮させた廃液は、機器ドレン廃液として処理する。

④ 洗濯廃液

洗濯廃液は、ろ過処理等を行った後に洗濯廃液サンプルタンクに移して放射性物質濃度及び水質を測定し、復水器冷却水放水路から海洋に放出する。必要に応じて廃液中和タンクへ送り再生廃液として再度処理する。

⑤ トリチウムを含む廃液

重水系・ヘリウム系等の設備・機器等の解体撤去工事に伴い発

生するトリチウムを含む廃液及び非常用ガス処理系の使用により回収されるトリチウムを含む廃液は、非常用ガス処理系の収集タンクに収集後、放射性物質濃度を測定し、必要に応じて希釈等の措置を講じ、復水器冷却水放水路から海洋に放出する。

8.2.2 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推定放出量を表 8-2 に示す。

廃止措置期間中における放射性液体廃棄物のうち、トリチウムの最大推定放出量は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間で約 8.5×10^{12} Bq/年、原子炉周辺設備解体撤去期間以降で約 2.6×10^{12} Bq/年であり、トリチウム以外の放射性物質の最大推定放出量は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間で約 9.9×10^9 Bq/年、原子炉周辺設備解体撤去期間以降は約 3.8×10^8 Bq/年である。

8.2.3 放射性液体廃棄物の管理方法

放射性液体廃棄物を適切に処理処分するため、発生量を合理的に可能な限り低減するとともに、既設の液体廃棄物の廃棄設備及び測定に必要な放出管理用計測器等を維持管理する。

また、放射性液体廃棄物の放出に際しては、機器ドレン処理系、床ドレン処理系及び洗濯廃液処理系の各サンプルタンク並びに非常用ガス処理系の収集タンクにおいて放射性物質濃度の測定等を行い、必要に応じて希釈等の措置を講じ、線量告示に定める周辺監視区域の外側の境界における水中の濃度限度を超えないように管理する。

したがって、放射性液体廃棄物の管理は、表 8-2 に示す核種のうち、被ばく線量に寄与する割合の合計値が 90%以上を占める日常的に

測定可能な核種について推定放出量以下となるよう、必要な措置、放出管理目標値等を保安規定に定めて行う。

なお、表 8-2 に示す核種ごとの被ばく線量に寄与する割合は、「九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理」表 9-11 年間実効線量評価結果（平常時：放射性液体廃棄物）に示すとおりである。

8.3 放射性固体廃棄物の廃棄

放射性固体廃棄物は、原子炉運転中における取扱い方法に準じ、発生から貯蔵、処理等の各段階において、廃棄物の飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止できるよう放射能濃度に応じて、放射能レベルの比較的高い低レベル放射性廃棄物（以下「レベル 1」という。）、放射能レベルの比較的低い低レベル放射性廃棄物（以下「レベル 2」という。）、放射能レベルの極めて低い低レベル放射性廃棄物（以下「レベル 3」という。）に区分し、それぞれの区分及び性状等に応じて、適切な方法により管理を行い、放射性固体廃棄物の合理的な低減に努め、廃止措置期間完了までに廃棄事業者の廃棄施設に廃棄する。

なお、放射性物質として扱う必要のないものは、原子炉等規制法に定める所定の手続き及び確認を経て施設から搬出し、可能な限り再利用に供するように努める。

8.3.1 放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

- (1) 原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性固体廃棄物の

種類は、主に以下のとおりである。この期間に発生した放射性固体廃棄物の処理は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って、以下のとおり行ってきた。放射性固体廃棄物の既貯蔵量を表 8-3 に示す。

- ① 液体廃棄物の廃棄設備の蒸発濃縮処理により発生する濃縮廃液（以下「濃縮廃液」という。）は、アスファルト固化装置により固化処理してドラム缶詰めとし、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管しており、一部の濃縮廃液については、濃縮廃液貯蔵タンクに貯蔵している。
- ② 液体廃棄物の廃棄設備のろ過装置等から発生するフィルタスラッジ（以下「フィルタスラッジ」という。）は、フィルタスラッジ貯蔵タンクに貯蔵している。
- ③ プール水冷却浄化系のろ過脱塩器から発生する粉末状の使用済イオン交換樹脂（以下「粉末状の使用済イオン交換樹脂」という。）は、粉末廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵している。
- ④ 原子炉冷却材浄化系の混床式脱塩器、重水系のポイズン除去塔及び重水浄化塔、復水脱塩装置、液体廃棄物の廃棄設備の脱塩装置から発生する粒状の使用済イオン交換樹脂（以下「粒状の使用済イオン交換樹脂」という。）は、性状ごとに粒状廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵している。また、復水脱塩装置、液体廃棄物の廃棄設備の脱塩装置から発生する粒状の使用済イオン交換樹脂の一部については、ドラム缶詰めとし、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している。
- ⑤ 点検作業、定常作業等により発生する紙、布等の可燃性固体廃棄物（以下「可燃性固体廃棄物」という。）は、雑固体廃棄物焼却設備により焼却減容又は直接ドラム缶及び鉄箱に詰め、固体廃棄物

貯蔵庫に貯蔵保管しており、焼却により発生する焼却灰は、ドラム缶に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している。

- ⑥ 点検作業、定常作業等により発生する資機材、使用済排気フィルタ、設備更新等で発生する金属類、コンクリート等の不燃性固体廃棄物（以下「不燃性固体廃棄物」という。）は、性状等に応じてドラム缶及び鉄箱に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している。
- ⑦ 炉心から交換のために取り出した制御棒は、使用済燃料貯蔵プール内の制御棒収容ラックに貯蔵している。

(2) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に発生する放射性固体廃棄物の種類は、主に以下のものがある。この期間に発生する放射性固体廃棄物は、廃棄物の種類・性状等に応じて原子炉設置許可申請書の記載の方法に従って、以下のとおり処理する。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図 8-5 に示す。

① 濃縮廃液

濃縮廃液は、濃縮廃液貯蔵タンクに貯蔵し、必要に応じてアスファルト固化装置により固化処理してドラム缶詰めとし、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

② フィルタスラッジ

フィルタスラッジは、フィルタスラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。

③ 粉末状の使用済イオン交換樹脂

粉末状の使用済イオン交換樹脂は、粉末廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵

する。

④ 粒状の使用済イオン交換樹脂

液体廃棄物の廃棄設備の脱塩装置等から発生する粒状の使用済イオン交換樹脂は、性状ごとに粒状廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵又は必要に応じてドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

⑤ 可燃性固体廃棄物

解体撤去及び汚染の除去に係る工事等の廃止措置関連作業により発生する紙、布等を含む可燃性固体廃棄物は、雑固体廃棄物焼却設備により焼却減容して、焼却灰をドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している可燃性固体廃棄物についても同様の処理を行う。

⑥ 不燃性固体廃棄物

解体撤去及び汚染の除去に係る工事等の廃止措置関連作業により発生する金属類、コンクリート等を含む不燃性固体廃棄物は、種類・性状等に応じて以下の処理を行う。なお、放射性物質として扱う必要のないものと推定されるものは、必要に応じて他の放射性固体廃棄物と区分及び除染処理を行い、放射性物質として扱う必要のないものとして、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する。

- (a) 不燃性固体廃棄物のうち、金属類については、仕分・切断等の処理を行い、必要に応じて除染処理、減容処理を行い、ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している不燃性固体廃棄物についても同様の処理を行う。

- (b) 不燃性固体廃棄物のうち、コンクリートについては、必要に応じて除染処理を行い、ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している不燃性固体廃棄物についても同様の処理を行う。
- (c) 原子炉本体の炉心に挿入中の制御棒及び燃料交換プールに仮置きしている遮へいプラグについては、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵する。

⑦ 放射性物質として扱う必要のないもの

解体撤去物等のうち、放射性物質として扱う必要のないものと推定されるものは、必要に応じて除染処理を行い、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する。

(3) 原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の種類及び処理の方法

原子炉周辺設備解体撤去期間以降に発生する放射性固体廃棄物の種類は、主に以下のものがある。これらの放射性固体廃棄物は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様な処理を行うとともに、廃棄物の種類・性状等に応じて処理及び廃棄体とするため、「五 5.1 廃止措置の基本方針」に基づき、廃止措置のための装置としてセメント混練固化装置、減容安定化処理装置、レベル 2 用モルタル充填固化装置、レベル 1 用廃棄体化処理・搬送装置等を導入し、以下のとおり処理する。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の放射性固体廃棄物の処理処分フローを図 8-6 に示す。

① 濃縮廃液

濃縮廃液は、濃縮廃液貯蔵タンクに貯蔵する。貯蔵している濃縮廃液は、固化材（セメント）と混練して、廃棄体を製作する装置（以下「セメント混練固化装置」という。）によりドラム缶等に固化材と混練して固化し、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

② フィルタスラッジ

フィルタスラッジは、フィルタスラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。貯蔵しているフィルタスラッジは、必要に応じて減容安定化処理装置にて処理を行い、セメント混練固化装置によりドラム缶等に固化材と混練して固化又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

③ 粉末状の使用済イオン交換樹脂

粉末状の使用済イオン交換樹脂は、粉末廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。貯蔵している粉末状の使用済イオン交換樹脂は、必要に応じて減容安定化処理装置にて処理を行い、セメント混練固化装置によりドラム缶等に固化材と混練して固化又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

④ 粒状の使用済イオン交換樹脂

液体廃棄物の廃棄設備の脱塩装置等から発生する粒状の使用済イオン交換樹脂は、性状ごとに粒状廃樹脂貯蔵タンクに貯蔵又は必要に応じてドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

粒状廃樹脂貯蔵タンク及び固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している粒状の使用済イオン交換樹脂は、必要に応じて減容安定化処理装置にて処理を行い、セメント混練固化装置によりドラム缶等に

固化材と混練して固化又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

⑤ 可燃性固体廃棄物

解体撤去及び汚染の除去に係る工事等の廃止措置関連作業により発生する紙、布等を含む可燃性固体廃棄物は、雑固体廃棄物焼却設備により焼却減容して、必要に応じて焼却灰をセメント混練固化装置によりドラム缶等に固化材と混練して固化又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管している可燃性固体廃棄物についても同様に処理する。

⑥ 不燃性固体廃棄物

解体撤去及び汚染の除去に係る工事等の廃止措置関連作業により発生する金属類、コンクリート等を含む不燃性固体廃棄物は、種類・性状等に応じて、以下の処理を行う。なお、放射性物質として扱う必要のないものと推定されるものは、必要に応じて他の放射性固体廃棄物と区分及び除染処理を行い、放射性物質として扱う必要のないものとして、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する。

(a) 不燃性固体廃棄物のうち、金属類については、仕分・切断等の処理、必要に応じて除染処理、減容処理を行い、レベル3相当の廃棄物は、ドラム缶等に砂等を充填又は直接ドラム缶等に詰めるとともに、レベル2相当の廃棄物は、ドラム缶等に固化材（モルタル）を充填し、レベル2の廃棄物を製作する装置（以下「レベル2用モルタル充填固化装置」という。）によりドラム缶等に固化又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫

及び保管区域に貯蔵保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫及び保管区域に貯蔵保管している不燃性固体廃棄物についても同様の処理を行う。

(b) 不燃性固体廃棄物のうち、コンクリートについては、必要に応じて除染処理を行い、ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫及び保管区域に貯蔵保管する。また、固体廃棄物貯蔵庫及び保管区域に貯蔵保管している不燃性固体廃棄物についても同様の処理を行う。

(c) 制御棒、遮へいプラグ及び原子炉領域の解体撤去に伴い発生するレベル1相当の放射化金属等は、必要に応じて切断・減容処理を行い、レベル1の廃棄体を製作する装置（以下「レベル1用廃棄体化処理・搬送装置」という。）によりドラム缶等に砂等を充填又は直接ドラム缶等に詰め、固体廃棄物貯蔵庫及び保管区域に貯蔵保管する。また、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵している制御棒及び遮へいプラグについても同様の処理を行う。

⑦ 放射性物質として扱う必要のないもの

解体撤去物等のうち、放射性物質として扱う必要のないものと推定されるものは、必要に応じて除染処理を行い、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する。

8.3.2 放射性固体廃棄物の処分方法

放射性固体廃棄物の処分は、上述の処理を行い、固体廃棄物貯蔵庫及び建屋内の保管区域に貯蔵保管し、廃止措置期間完了までに廃棄事業者の廃棄施設に、搬出検査を行った後に廃棄する。廃棄先は、解体撤去に伴い放射性固体廃棄物が発生し、廃棄施設への搬出が必要

となる時期までに確定することとする。

ただし、処理や運搬スケジュール、廃棄先の都合等により施設内での放射性固体廃棄物の貯蔵保管が必要な場合は、固体廃棄物貯蔵庫又は建屋内に設ける保管区域に貯蔵保管する。

保管区域の設定に際しては、廃棄物による汚染の拡大及び一般公衆の被ばく防止等を考慮した安全確保対策を講じるとともに、貯蔵保管する廃棄物に起因する直接線量とスカイシャイン線量について評価することを保安規定に定めて管理する。

建屋内に設定する保管区域を図 8-7 に示す。保管区域は、以下のとおり放射性固体廃棄物のレベル区分ごとに設定し、その容量の合計は、約 21, 600m³ である。

- ① レベル 1 は、原子炉建屋の蒸気放出プール、燃料貯蔵プール
建屋の使用済燃料貯蔵プール（使用済燃料搬出後）に貯蔵保管する。
- ② レベル 2 及びレベル 3 は、あらかじめ指定する各建屋内の地下階の保管区域に貯蔵保管する。
- ③ 放射性物質として扱う必要のないものと推定されるものは、あらかじめ指定する各建屋内の保管区域に貯蔵保管する。

また、廃止措置期間を通して、解体撤去に伴い発生する解体撤去物等の処理過程にあるものの一時保管（仮置き）を除き、放射性固体廃棄物の貯蔵量が、固体廃棄物貯蔵庫及び保管区域の貯蔵容量を超えないよう解体撤去、処理、貯蔵、運搬、廃棄等を行う。

8.3.3 放射性固体廃棄物の推定発生量

核燃料物質によって汚染された固体状物質の既貯蔵量及び今後の推定発生量を表 8-4 に示す。

原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性固体廃棄物の既貯蔵量は約 3, 200 トン、今後の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推定発生量（汚染の除去を考慮しない値）は、約 47, 500 トンであり、合計で約 50, 700 トンと推定される。

8.3.4 放射性固体廃棄物の管理方法

放射性固体廃棄物を適切に処理処分するため、放射能レベル及び性状別に区分管理し、必要に応じて除染・減容処理等を行い、放射性廃棄物の発生量を合理的に可能な限り低減するとともに、固体廃棄物の廃棄設備を維持管理する。

また、廃止措置に伴い発生する放射性固体廃棄物については、適切に貯蔵保管するとともに、貯蔵、処理等の過程で高濃度のものが低濃度のものに混入することがないように管理する。

これらの放射性固体廃棄物の取扱いに係る必要な措置を保安規定に定めて管理する。

また、放射性固体廃棄物の事業所内及び事業所外における運搬は、関係法令を遵守して実施していく。

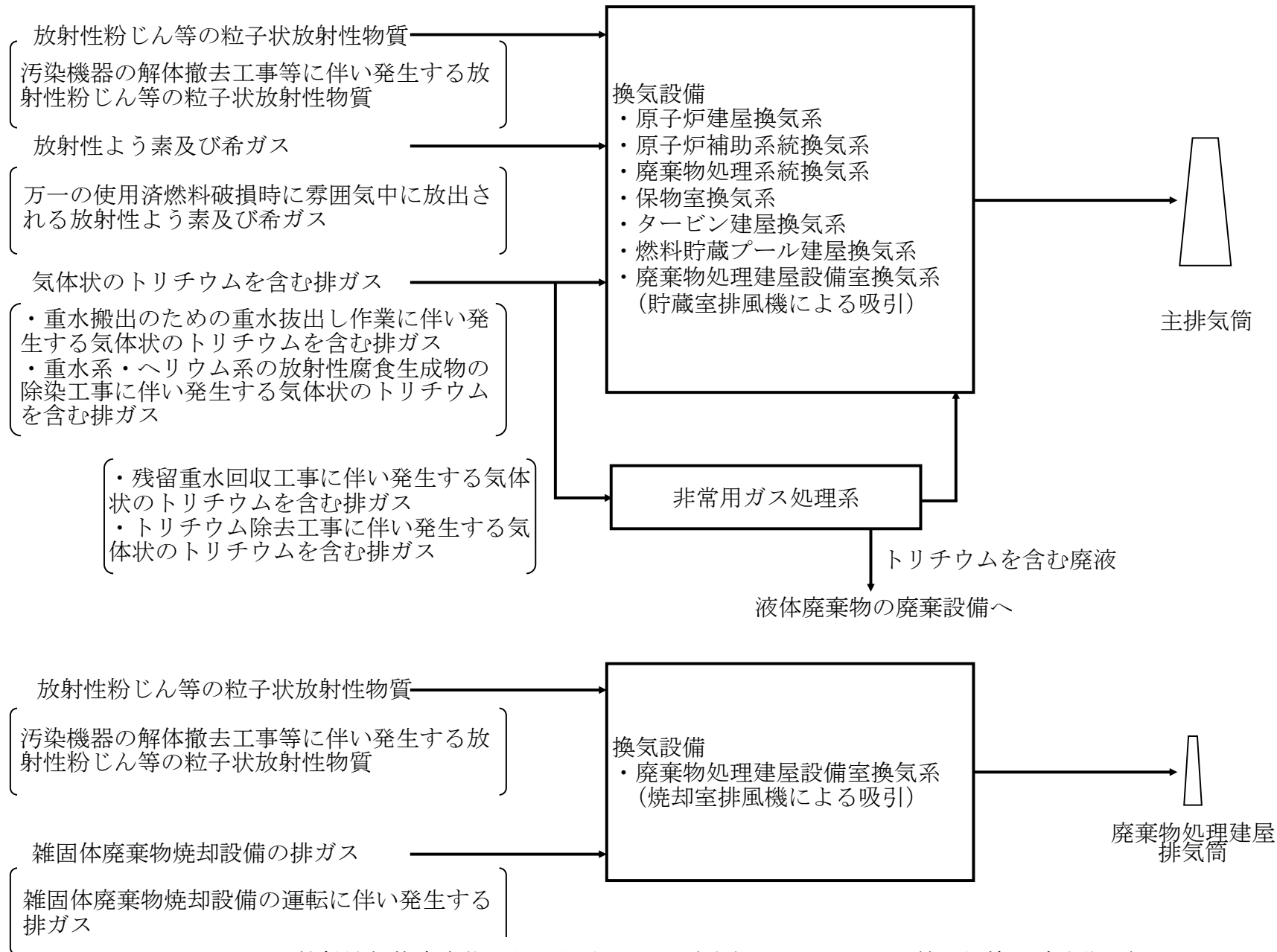


図 8-1 放射性気体廃棄物の処理処分フロー（重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間）

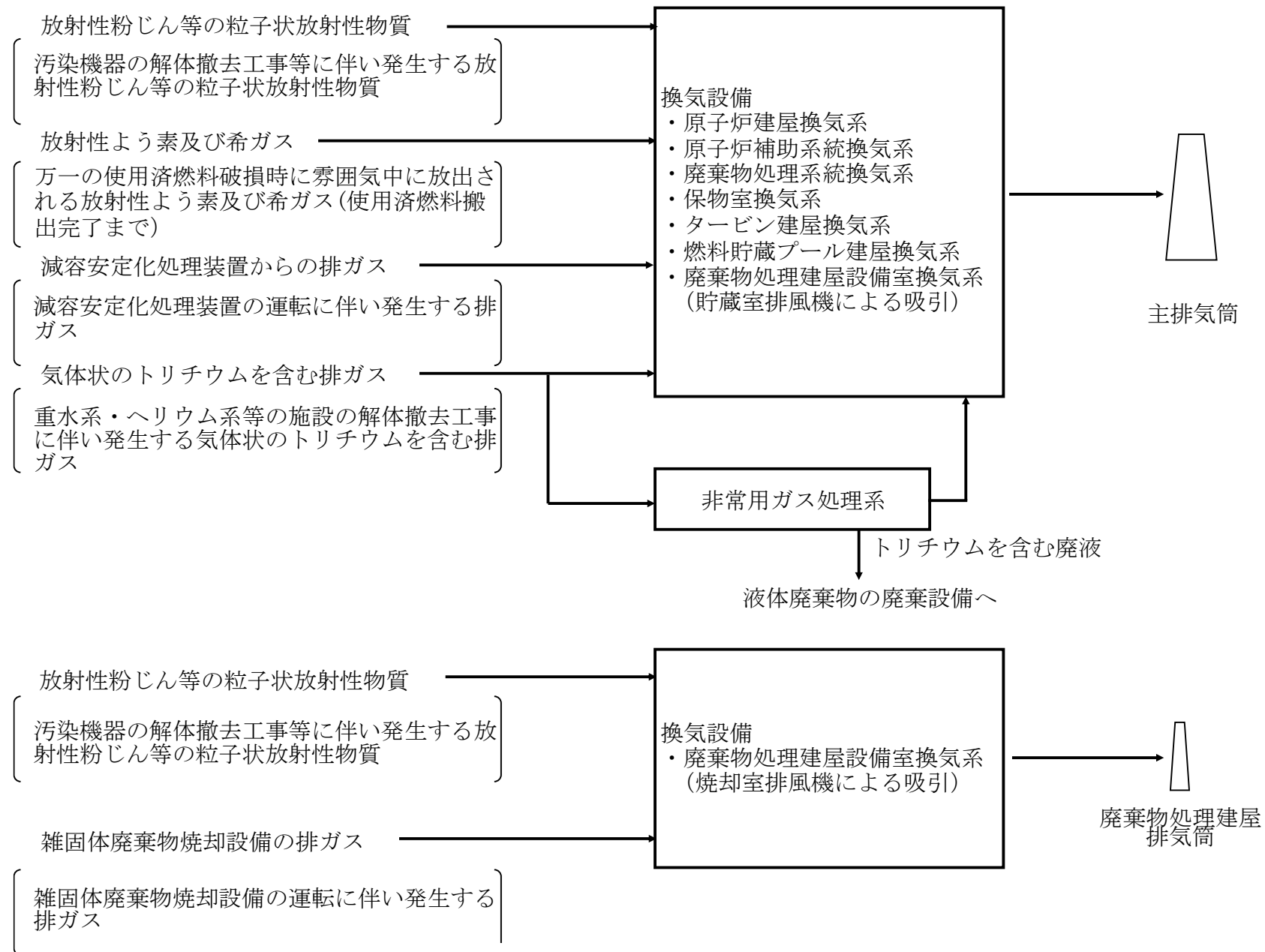


図 8-2 放射性気体廃棄物の処理処分フロー (原子炉周辺設備解体撤去期間以降)

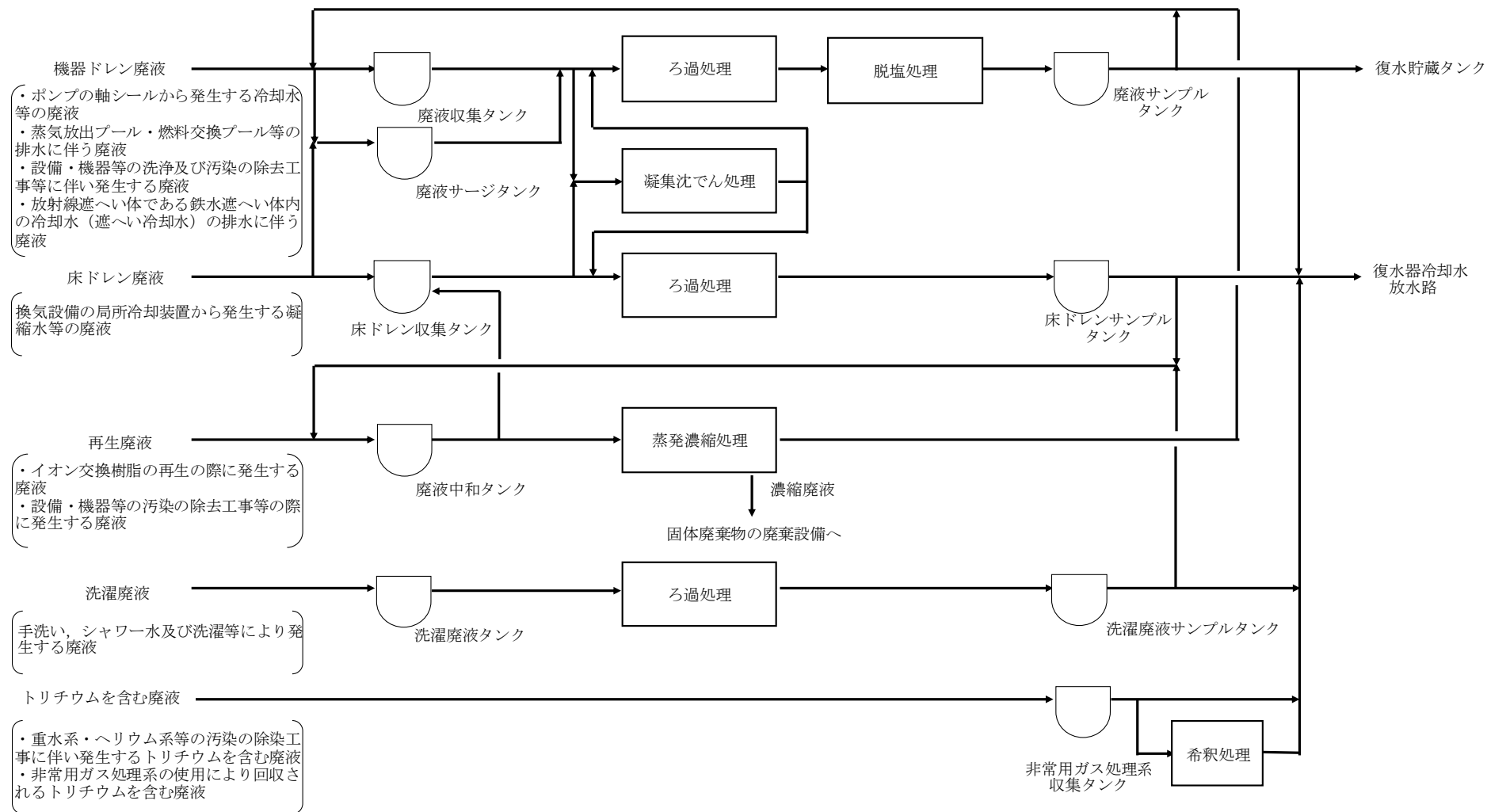
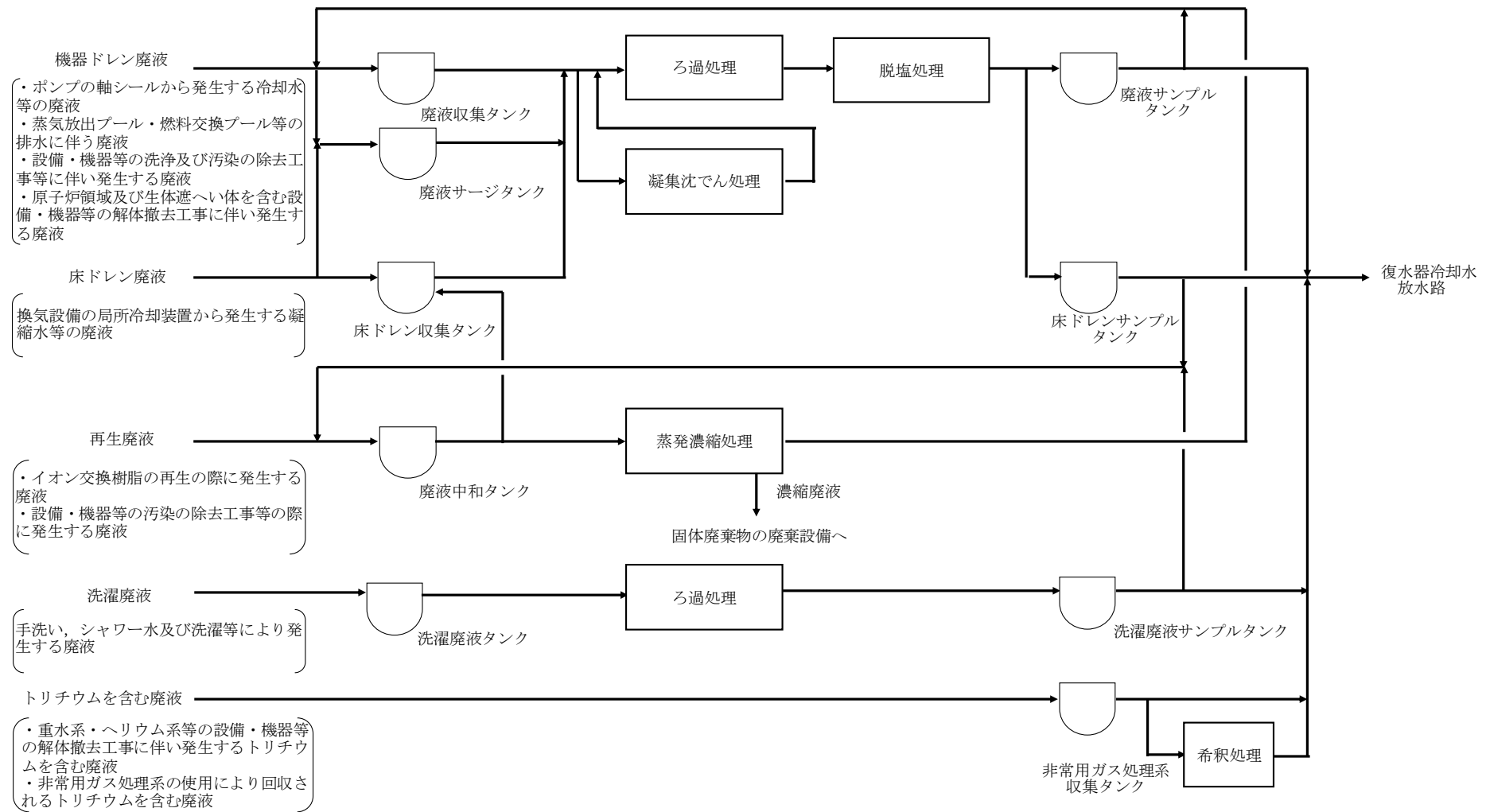


図 8-3 放射性液体廃棄物の処理処分フロー（重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間）



重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に処理及び処分を行うとともに、原子炉周辺設備解体撤去期間以降において、機器ドレン廃液及び床ドレン廃液の発生量が機器ドレン処理系で十分に処理可能であることを確認した後、本フローのとおり処理及び処分を行う。

図 8-4 放射性液体廃棄物の処理処分フロー（原子炉周辺設備解体撤去期間以降）

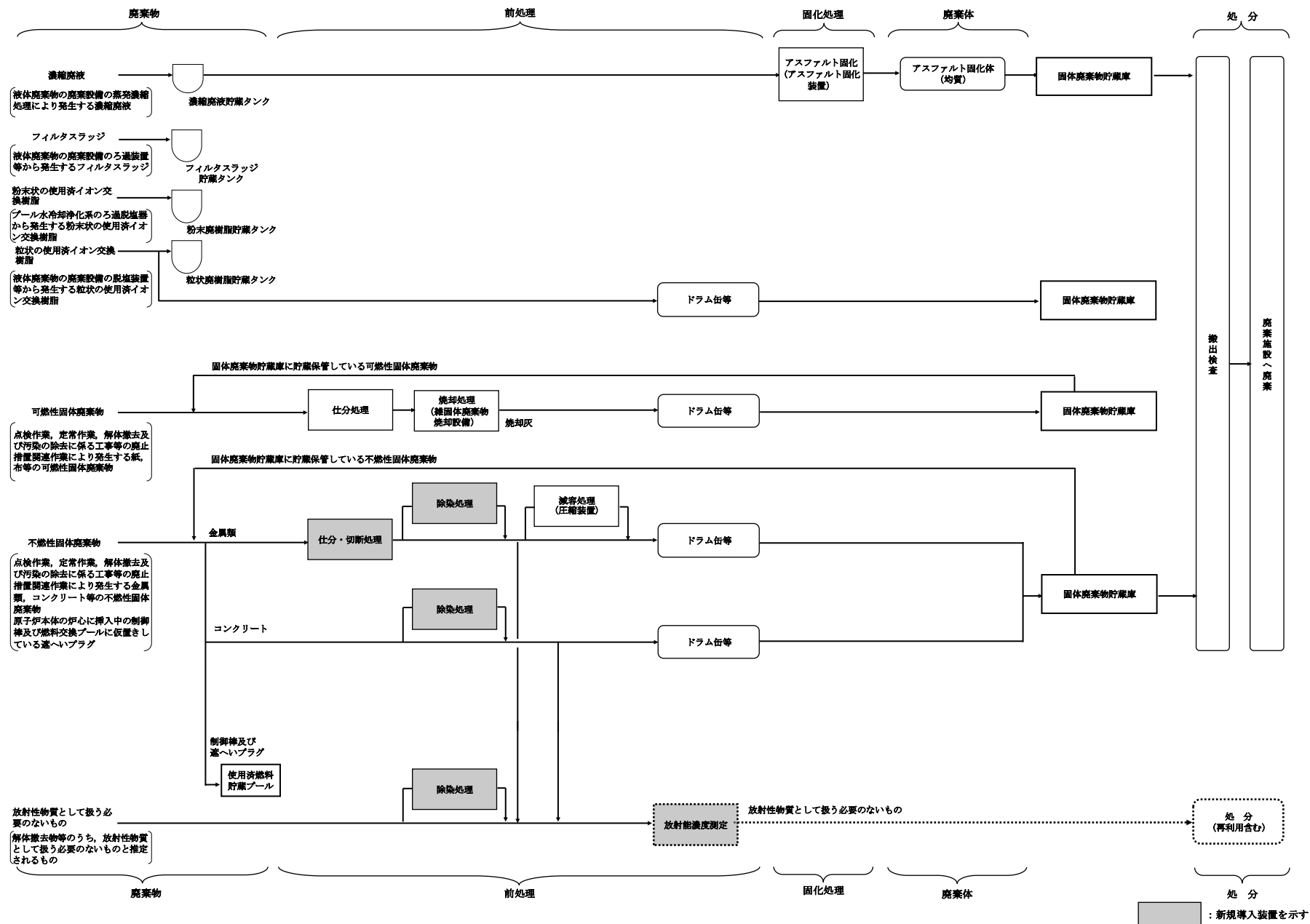
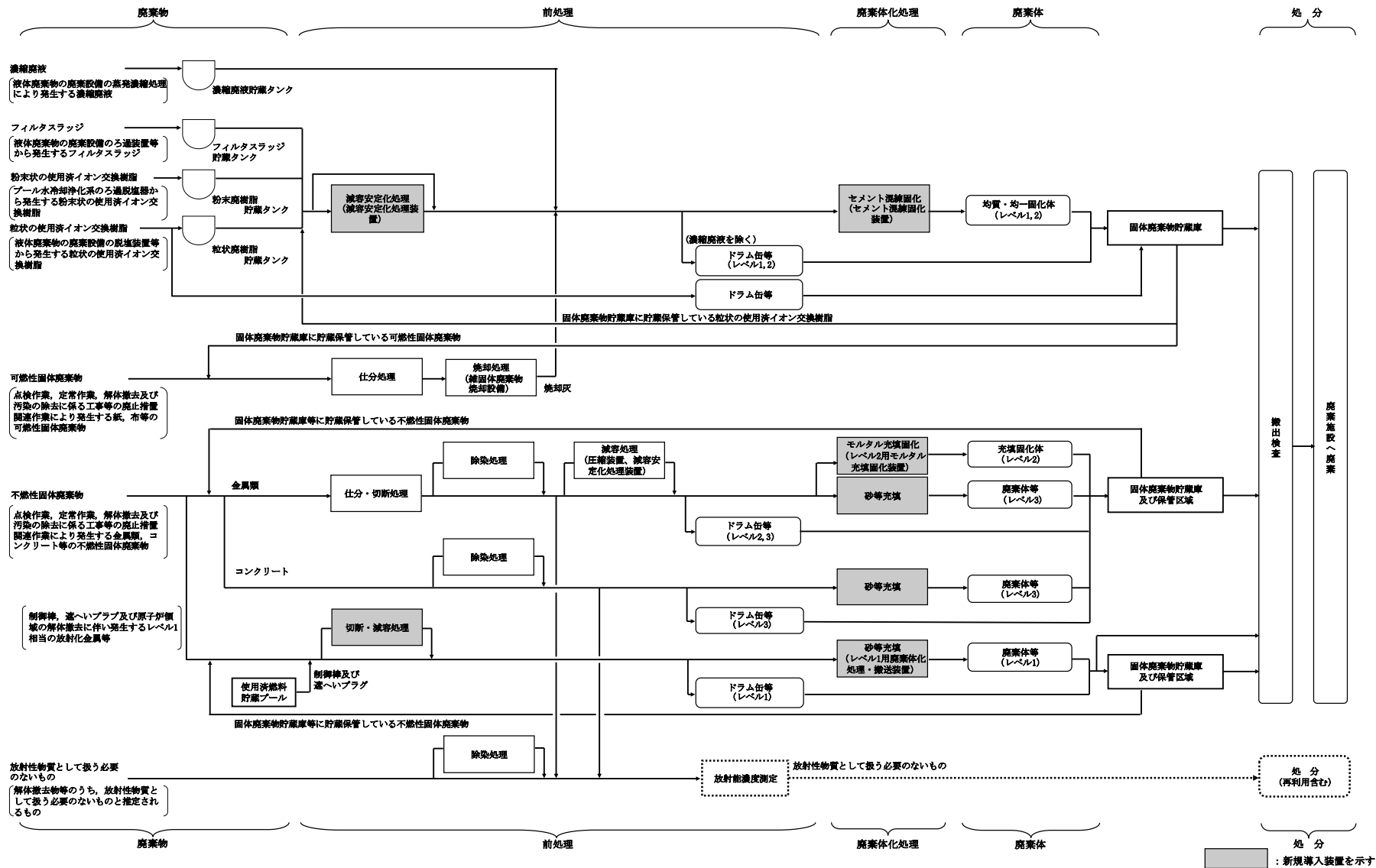


図 8-5 放射性固体廃棄物の処理処分フロー（重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間）



重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に処理及び処分を行うとともに、廃止措置のための装置を導入した上で、本フローのとおり処理及び処分を行う。

図 8-6 放射性固体廃棄物の処理処分フロー (原子炉周辺設備解体撤去期間以降)

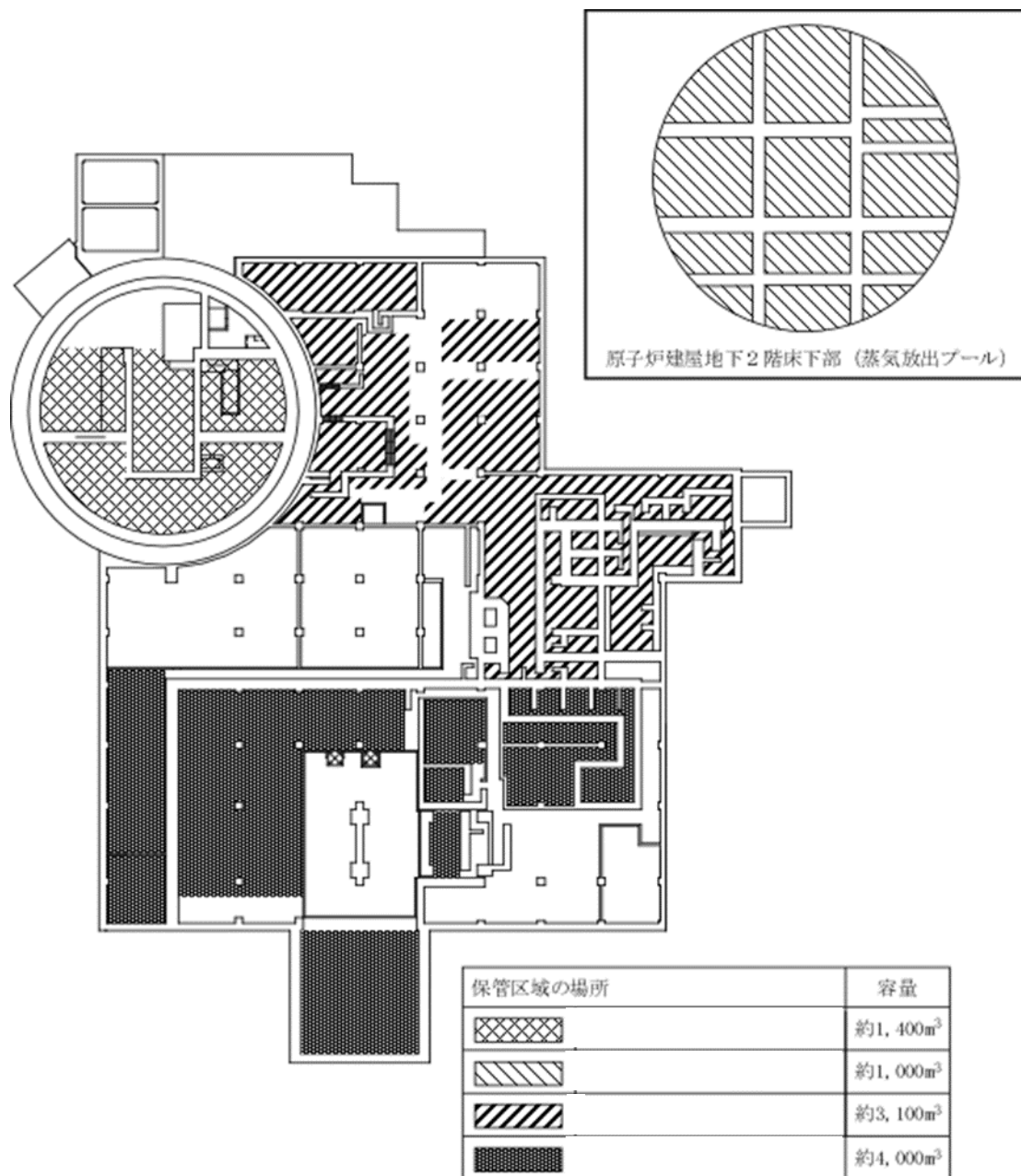


図8-7(1) 建屋に設定する保管区域の場所と容量（地下2階）

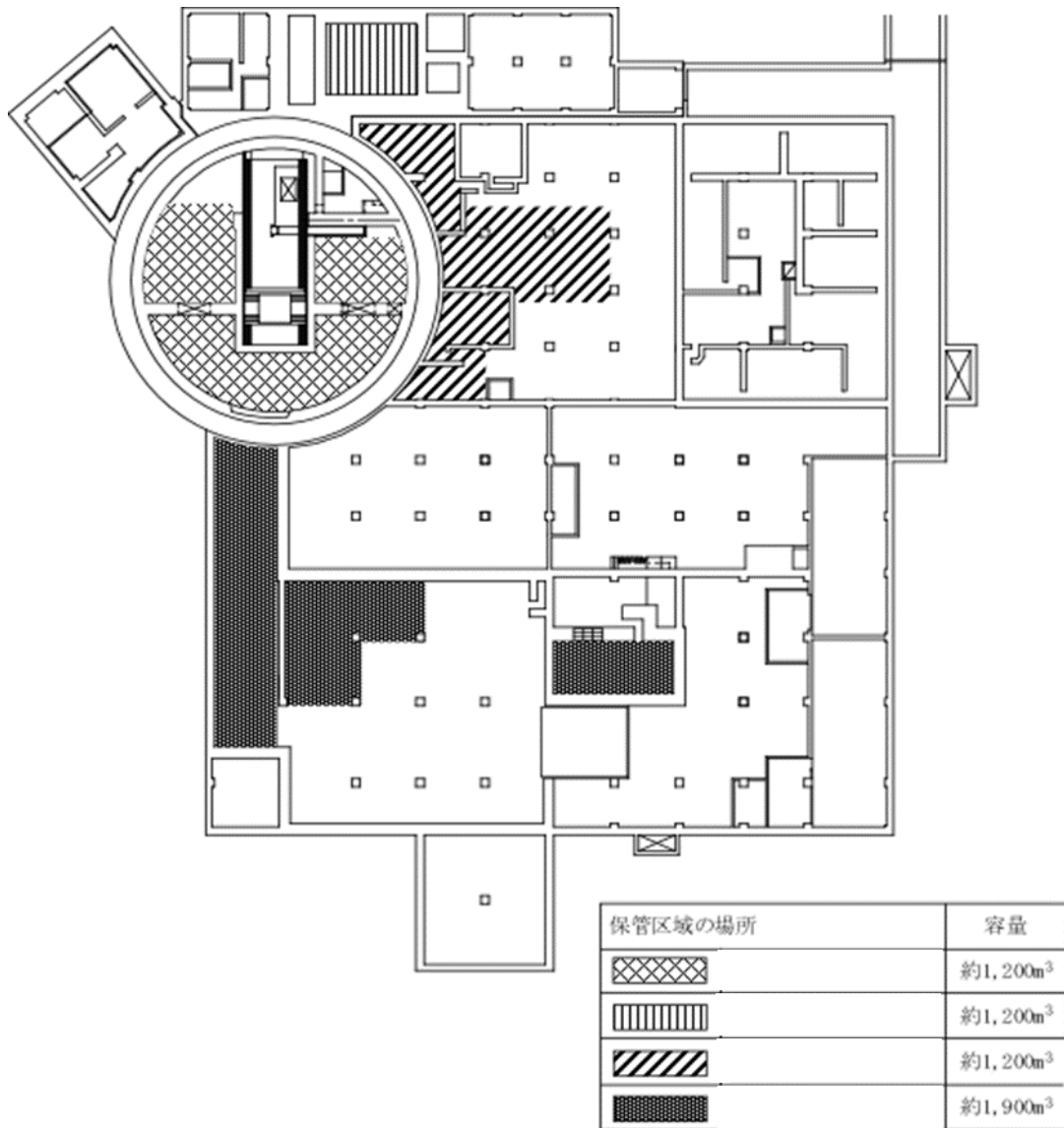


図 8 - 7 (2) 建屋に設定する保管区域の場所と容量 (地下 1 階)

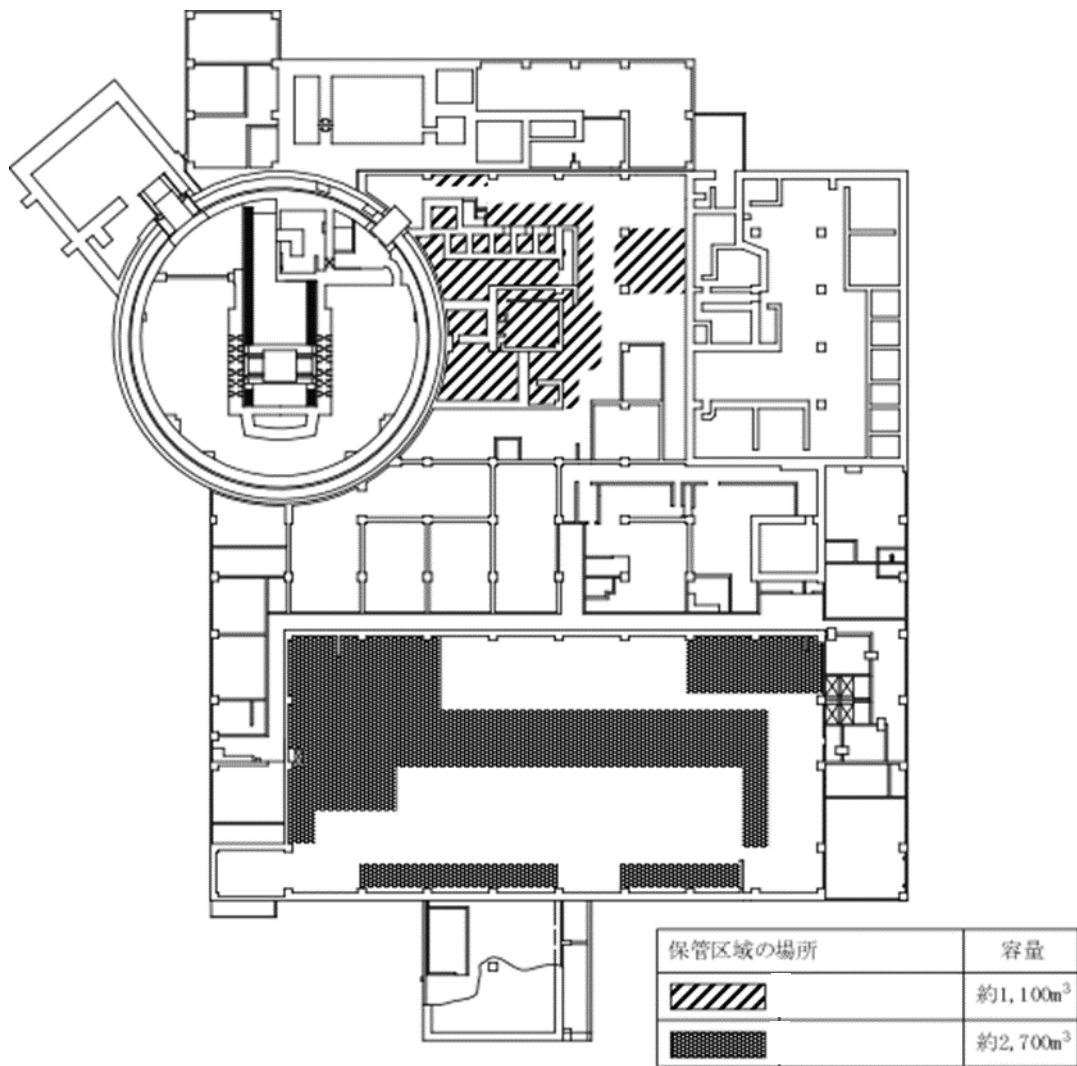


図 8 - 7 (3) 建屋に設定する保管区域の場所と容量 (地上 1 階)

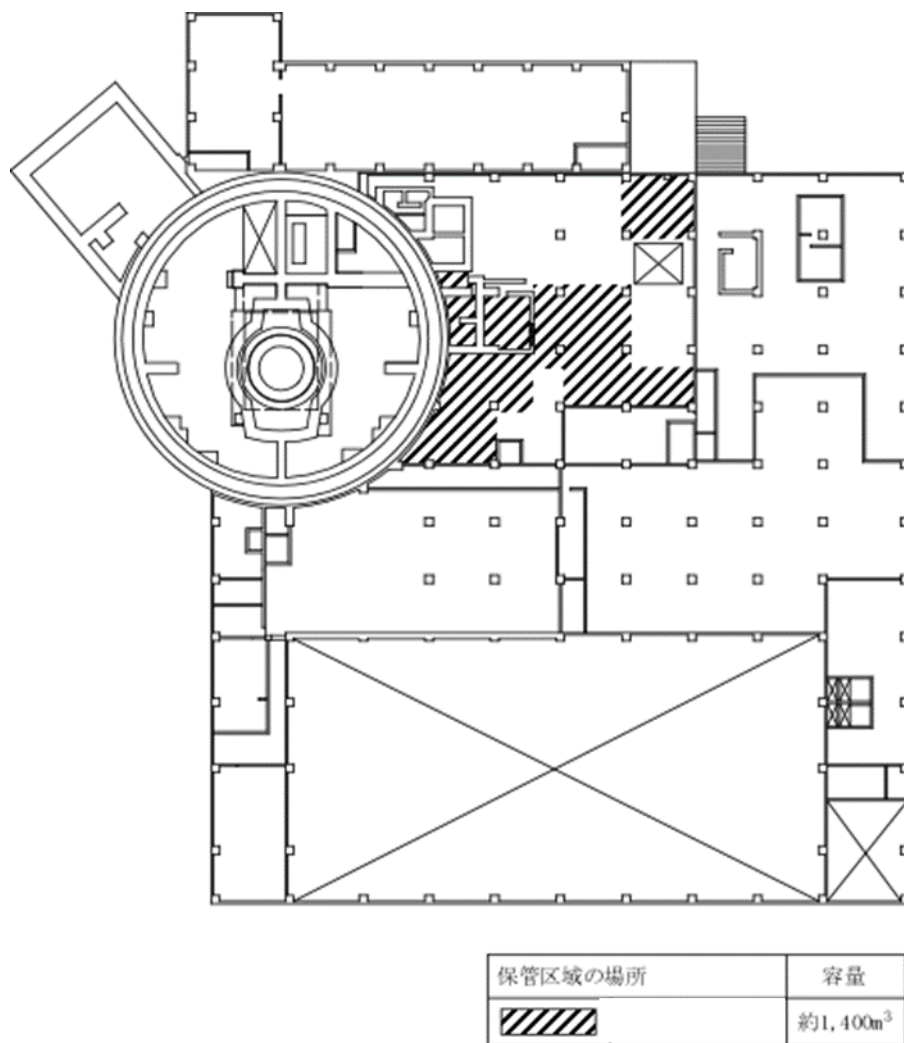


図 8 - 7 (4) 建屋に設定する保管区域の場所と容量 (地上 2 階)

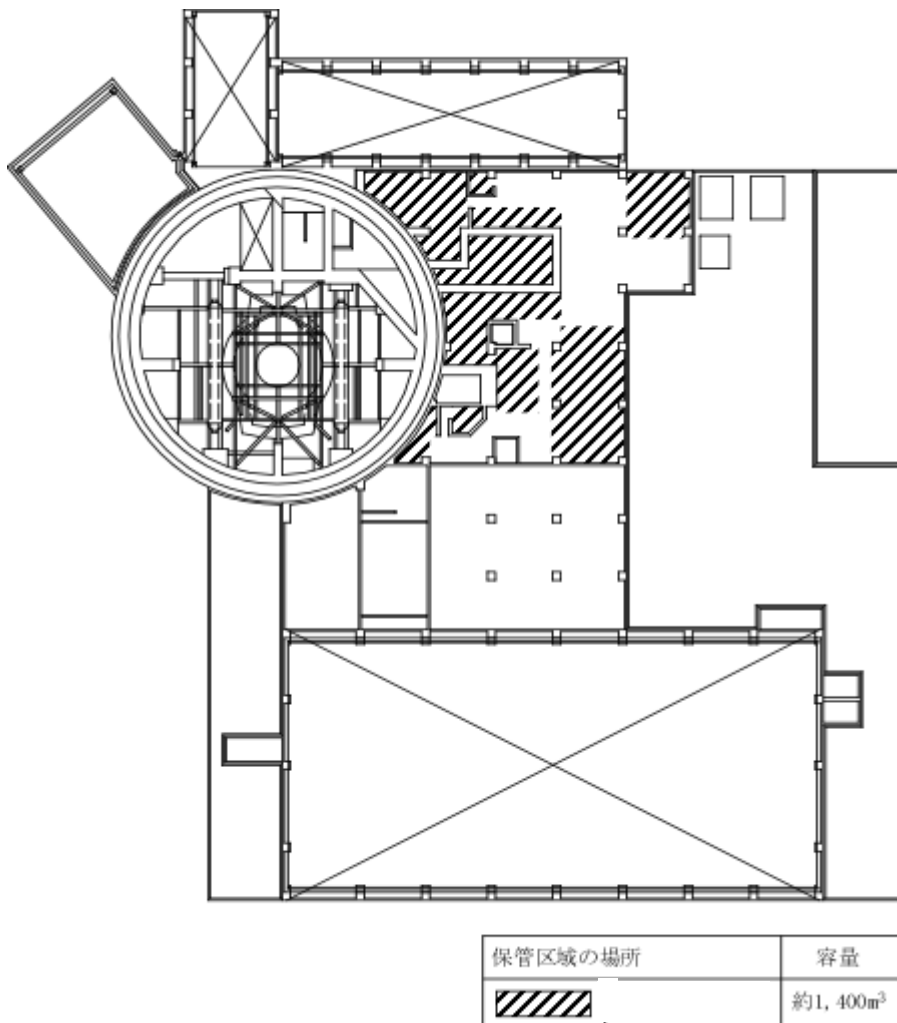


図 8 - 7 (5) 建屋に設定する保管区域の場所と容量 (地上 3 階)

表 8-1 廃止措置期間中に放出される放射性気体廃棄物の推定放出量

(単位：Bq/年)

期 間	放出核種 ^{*1}	推定放出量 ^{*4}	
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	トリチウム	1.4×10 ¹³	
	コバルト-60	6.0×10 ⁹	
原子炉周辺設備解体撤去期間以降	トリチウム	3.1×10 ¹¹	
	炭素-14 ^{*2}	8.7×10 ¹²	8.7×10 ¹²
	コバルト-60	6.0×10 ⁹	
	コバルト-60 ^{*3}	2.9×10 ⁷	

*1: 「九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理」において、一般公衆への影響評価に用いている核種である。

*2: 減容安定化処理装置の運転及び原子炉建屋コンクリートの汚染の除去工事に伴い放出される核種である。

*3: 原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事に伴い放出される核種である。

*4: 1年間に全量放出したと仮定した場合の最大推定放出量である。

表 8-2 廃止措置期間中に放出される放射性液体廃棄物の推定放出量

(単位：Bq/年)

期 間	放出核種 ^{*1}	推定放出量 ^{*3}	
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	トリチウム	8.5×10 ¹²	
	マンガン-54	4.0×10 ⁸	9.9×10 ⁹
	コバルト-60	6.1×10 ⁹	
	ストロンチウム-90	3.3×10 ⁸	
	セシウム-134	4.0×10 ⁸	
	セシウム-137	2.7×10 ⁹	
原子炉周辺設備解体撤去期間以降	トリチウム	2.6×10 ¹²	
	マンガン-54	8.2×10 ⁷	3.8×10 ⁸
	鉄-55 ^{*2}	9.7×10 ⁶	
	コバルト-60	8.2×10 ⁷	
	コバルト-60 ^{*2}	1.1×10 ⁷	
	ストロンチウム-90	2.9×10 ⁶	
	アンチモン-125 ^{*2}	3.2×10 ⁷	
	セシウム-134	8.2×10 ⁷	
	セシウム-137	8.2×10 ⁷	

*1: 「九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理」において、一般公衆への影響評価に用いている核種である。

*2: 原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事に伴い放出される核種の最大推定放出量である。

*3: 1年間に全量放出したと仮定した場合の最大推定放出量である。

表 8-3 原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性固体廃棄物の既貯蔵量
(単位：トン)

廃棄物の種類	既貯蔵量	備 考 (貯蔵形態・貯蔵場所等)
濃縮廃液	50 *2	濃縮廃液貯蔵タンク
アスファルト固化体	525 *2	アスファルト固化体, 固体廃棄物貯蔵庫
フィルタスラッジ	37 *2	フィルタスラッジ貯蔵タンク
使用済イオン交換樹脂	179 *1	粒状廃樹脂貯蔵タンク及び粉末廃樹脂貯蔵タンク
	91 *2	ドラム缶, 固体廃棄物貯蔵庫
可燃性固体廃棄物	228 *2	ドラム缶, 鉄箱, 固体廃棄物貯蔵庫
焼却灰	20 *2	ドラム缶, 固体廃棄物貯蔵庫
不燃性固体廃棄物	2,021 *2	ドラム缶, 鉄箱, 固体廃棄物貯蔵庫
制御棒	1 *1	使用済燃料貯蔵プール内制御棒収容ラック
合 計	約 3,200	

(平成 19 年 9 月 30 日時点)

1. 表 8-3 の記載条件は以下のとおり。

*1：レベル 1 の放射性廃棄物を示す。

*2：レベル 2 の放射性廃棄物を示す。

(ただし、レベル 1 及びレベル 2 の区分による物量は、除染を考慮していないレベルであり、今後の除染等により各レベルの数量は変わりうる。)

2. 放射能レベル区分値については、以下のとおり。

- ・ レベル 1 の区分値の上限は、「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 条に定める放射能濃度
- ・ レベル 1 とレベル 2 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(第 1 条の 2 第 2 項第 4 号 別表第 1) に定める放射能濃度
- ・ レベル 2 とレベル 3 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(第 1 条の 2 第 2 項第 5 号 別表第 2) に定める放射能濃度

表 8-4 核燃料物質によって汚染された固体状物質の既貯蔵量及び今後の推定発生量
(単位：トン)

放射能レベル区分		既貯蔵量	今後の推定発生量	合 計 *
		原子炉運転中及び廃止措置準備期間に発生した放射性固体廃棄物	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	
低レベル放射性廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの [レベル 1]	180	260	約 500
	放射能レベルの比較的低いもの [レベル 2]	2,970	1,380	約 4,400
	放射能レベルの極めて低いもの [レベル 3]	—	45,360	約 45,400
放射性物質として扱う必要のないもの		—	510	約 600
合 計 *		約 3,200	約 47,500	約 50,700

* 既貯蔵量及び今後の推定発生量は、十トン単位で切り上げ、合計値については、百トン単位で切り上げた値である。(端数処理のため合計値が一致しないことがある。)

1. 表 8-4 の記載条件は以下のとおり。
 - ・ 既貯蔵量は、平成 19 年 9 月 30 日時点の物量を示す。
 - ・ 今後の推定発生量のレベル区分は、平成 18 年 3 月までに取得したデータを基に、運転終了 4.5 年後（平成 19 年 9 月末）時点での算出結果を示す。
 - ・ 既貯蔵量及び今後の推定発生量における放射能レベル区分ごとの物量は、除染を考慮していないレベル区分で集計したものである。(今後の除染等により各レベルの数量は変わりうる。)

2. 放射能レベル区分値については、以下のとおり。
 - ・ レベル 1 の区分値の上限は、「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 条に定める放射能濃度
 - ・ レベル 1 とレベル 2 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(第 1 条の 2 第 2 項第 4 号_別表第 1) に定める放射能濃度
 - ・ レベル 2 とレベル 3 の区分値は、「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(第 1 条の 2 第 2 項第 5 号_別表第 2) に定める放射能濃度
 - ・ レベル 3 と放射性物質として扱う必要のないものの区分値は、「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であることの確認等に関する規則」(令和 2 年 8 月 13 日原子力規制委員会規則第 16 号) による改正前の「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」別表第 1 に定める放射能濃度

3. 廃止措置期間中に発生する「放射性廃棄物でない廃棄物（管理区域外から発生した廃棄物を含む）」の今後の推定発生量は、約 138,500 トンである。

九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

9.1 概要

新型転換炉原型炉施設の廃止措置期間中において、ALARA の考え方に基づき、安全確保を図るための放射線管理の方法を示すとともに、解体に当たっての安全性の評価として、廃止措置計画認可申請書に基づく廃止措置工事によって生ずると想定される平常時の被ばく線量評価を行い、新型転換炉原型炉施設の廃止措置に伴う一般公衆及び放射線業務従事者の被ばくが合理的に達成可能な限り低いことを示す。

9.2 放射線管理

一般公衆に対する安全確保及び放射線業務従事者の放射線被ばく低減対策等を図るため、区域管理、施設内及び施設外の放射線モニタリング、被ばく管理、出入管理及び搬出物品管理等の放射線管理は、原子炉運転中と同様に、関係法令を遵守し、管理目標値等を定めた保安規定に基づいて実施する。

なお、放射線管理は、新型転換炉原型炉施設の管理区域解除までの期間において実施し、その期間中、放射線管理に必要な設備・機器等を維持管理することとする。

9.2.1 管理区域の設定等

9.2.1.1 管理区域

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度（空気又は水のうち自然に含まれている放射性物質を除く。）若しくは放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度（以下「表面密度」という。）が法令に定める管理区域設定の基準値を超えるか

又は超えるおそれがある場合は、対象区域を管理区域として設定する。廃止措置工事の進捗に伴い、設定した管理区域が法令に定める基準値を超えず、汚染のおそれがないことを確認した場合は、管理区域の設定を解除する。また、管理区域以外の区域における線量当量率等が一時的に法令に定める基準値を超えるか又は超えるおそれがある場合は、対象区域を一時管理区域として設定する。新型転換炉原型炉施設の廃止措置計画認可申請後の平成19年9月30日時点における全体及び各建屋のフロアごとの管理区域図を図9-1(1)～(6)に示す。また、設定した管理区域及び一時管理区域は、放射線業務従事者等の不必要な被ばくを防止するため、これらの区域に対する立入りを制限する措置として、法令に定める措置を講じる。

9.2.1.2 保全区域

管理区域外であって、新型転換炉原型炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域を保全区域として設定する。設定した保全区域は、法令に定める措置を講じる。

9.2.1.3 周辺監視区域

周辺監視区域は、「『原子炉設置許可申請書』及び『原子炉設置変更許可申請書』（以下『原子炉設置許可申請書』という。） 添付書類9」に記載する場所と同様とする。

新型転換炉原型炉施設の周辺監視区域図を図9-2に示す。また、設定した周辺監視区域は、新型転換炉原型炉施設への第三者の不法な接近等を防止する措置として、法令に定める措置を講じる。

9.2.2 放射線モニタリング

周辺環境へ放出される放射性物質の管理が適切に行われていることを確認するため、廃止措置期間中の新型転換炉原型炉施設内外における放射線モニタリングを適確に行う。

放射線モニタリングは、周辺環境の安全及び放射線業務従事者の放射線作業環境を確認することにより、万一の放射線レベルの異常及び事故の早期発見時に迅速かつ確実に対処して放出放射性物質の低減化を図るためのものである。また、新型転換炉原型炉施設周辺の一般公衆及び新型転換炉原型炉施設の放射線業務従事者等の放射線障害を未然に防止し、安全を確保するものである。

放射線モニタリングに用いる設備・機器等は、プロセスモニタ、エリアモニタ等の固定モニタ、体表面モニタ等の半固定モニタ、各種サーベイメータ等の携帯モニタ、サンプリング及びスミヤ等の分析試料測定用の計測器、周辺環境モニタ用の放射能観測車がある。

固定モニタは、作業管理上又は新型転換炉原型炉施設周辺の一般公衆及び新型転換炉原型炉施設の放射線業務従事者等に対する安全対策上、特に連続監視及び記録を必要とする箇所に設けられており、その指示計、記録計、警報器等は、中央制御室又は廃棄物処理建屋制御室に設置している。

各種サーベイメータ等の携帯モニタは、十分余裕のある数量を確保する。

9.2.2.1 施設内の放射線モニタリング

(1) 固定モニタによる監視

「原子炉設置許可申請書 添付書類8」に記載されているプロセスモニタのうち各建屋の換気系モニタ等の放射線管理上必要なプロセスモニタ及びエリアモニタにより、施設内の連続監視を行う。換気系モニタによる放射性ガスの連続監視は、使用済燃料の貯蔵中に燃料貯蔵プール建屋につ

いて行う。

(2) サーベイメータ等による測定

放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る場所及び施設の安全管理上必要な箇所においては、外部放射線に係る線量当量率、空气中及び水中の放射性物質濃度並びに表面密度のうち、必要なものを定期的に測定監視する。

外部放射線に係る線量当量率の測定については、各種のサーベイメータにより行い、空气中及び水中の放射性物質濃度の測定については、サンプリングにより行う。また、表面密度の測定については、サーベイメータ又はスミヤ法により行う。

(3) その他の放射線測定

放射線防護の観点から特に注意を要する場合、例えば外部放射線に係る線量当量率、空气中及び水中の放射性物質濃度若しくは表面密度が著しく高いか又は一時的に高くなるおそれのある場所において作業を行う場合には、作業の実施前及び実施中に必要な放射線の測定監視を行う。

9.2.2.2 施設外に関連する放射線モニタリング

(1) 排ガス及び排水等の監視

主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒から大気中に放出する排ガス中の放射性物質濃度は、「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載のとおり、各々に設置した主排気筒モニタ及び廃棄物処理建屋排気筒モニタにより連続監視し、復水器冷却水放水路から海洋へ放出する排水中の放射性物質濃度は、放水槽モニタにより連続監視する。また、モニタリングポストにより、周辺監視区域境界付近における空気吸収線量率を連続監視する。

(2) サンプリングによる測定

主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒から大気中に放出する排ガス中の

放射性物質濃度は、サンプリング装置により定期的に採取し、その濃度を測定するとともに評価し、法令に定める周辺監視区域の外における濃度限度を超えないように管理する。

放射性液体廃棄物を復水器冷却水放水路から海洋へ放出する場合には、放出する前に放射性液体廃棄物の性状に応じて区分している各サンプルタンク等から試料を採取して、その濃度を測定するとともに評価し、法令に定める周辺監視区域の外側の境界における濃度限度を超えないように管理する。

(3) 風向風速等の連続測定

「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載のとおり、放射性気体廃棄物の放出管理のため、気象観測設備により風向風速等の連続測定を行う。

9.2.3 被ばく管理

9.2.3.1 概要

放射線業務従事者の被ばく管理は、被ばく線量が法令の定める線量限度を超えないように監視評価する。また、新型転換炉原型炉施設内の各種業務は、各人の被ばく線量を合理的に達成可能な限り低く保ち、かつ、無用な被ばくが避けられるよう、系統及び機器の除染並びに汚染拡大の防止、放射性粉じん等の発生防止及び防護具の使用、遮へい体又は遠隔操作装置の活用、作業目標線量の設定、放射線モニタリング、教育訓練の放射線被ばく低減化対策を確実にを行い、放射線業務従事者の安全を図ることとする。

9.2.3.2 被ばく線量の監視評価

管理区域に立ち入る者に対しては、所定の個人線量計を着用させ、外部被ばく線量をその日ごとに監視するとともに、外部被ばくの積算値を定期

的に測定評価する。また、汚染のおそれのある管理区域に立ち入り、放射性物質の体内摂取のおそれのある者については、定期的又は必要に応じて内部被ばく線量を測定評価する。

9.2.3.3 管理区域への出入管理及び搬出物品管理

管理区域には、あらかじめ指定された者以外の立入りを原則として禁止する。管理区域に立ち入るときは、所定の個人線量計及び作業上必要な防護具を着用させ作業を行う。また、高線量当量率区域及び高汚染区域に対して立入制限等の安全上の措置を行う。

また、管理区域から人が退出し、又は物品を持ち出そうとする場合には、身体表面及び衣服等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品等の汚染検査を行い、法令に定める基準値を超えないことを確認するとともに、汚染が検出された場合は、汚染除去等必要な措置を採る。

9.3 被ばく評価

今後の廃止措置期間中における放射線業務従事者の被ばく評価及び新型転換炉原型炉施設周辺の一般公衆の平常時における被ばく評価は、以下のとおりである。

9.3.1 放射線業務従事者の被ばく評価

廃止措置期間中における放射線業務従事者の総被ばく線量は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）が開発したCOSMARD(Computer Systems for Planning and Management of Reactor Decommissioning)を使用し、各建屋の機器及び施設の廃止措置工事における人工数を想定するとともに、作業場所の代表線量当量率を乗じることにより評価する。解体撤去工事に必要となる人工数は、廃止措置対象施設の設備・機器等

の単位重量等の基準となる量に対応した解体撤去工事人工数をあらかじめ計算しておき、作業状況を考慮して主要系統ごとに作業人工数を計算する。作業場所の代表線量当量率は、平成 19 年 4 月時点の線量当量率測定データを用いる。

評価の結果、廃止措置期間中に想定される施設の解体撤去工事のみに伴う作業の人工数は約 22 万人・日、総被ばく線量は、約 2.5 人・Sv となる。

内部被ばくについては、原子炉運転中と同様に、放射線モニタリングの実施等適切な作業管理、マスク等の防護具の着用により無視できる。

9.3.2 一般公衆の平常時における被ばく評価

廃止措置期間中の平常作業時における環境への放射性物質の放出に伴う新型転換炉原型炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量は、原子力安全委員会指針である「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）」に記載のとおり、原子力安全委員会指針である「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」（以下「気象指針」という。）の拡散式を用いて、局所フィルタ等の放射性物質除去装置の機能を適切に設定して放射性物質の放出量を算出した上で、放出放射性物質に起因する被ばく線量を評価する。

また、被ばく線量評価に当たっては、原子力安全委員会指針である「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」（以下「線量目標値指針」という。）及び「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 29 日一部改訂）」（以下「評価指針」という。）並びに原子炉安全基準専門部会報告書である「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 29 日一部改訂）」（以下「一般公衆線量評価」という。）に準拠し、「原子炉設

置許可申請書 添付書類 9」において評価されている放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物による被ばく線量評価方法を基本とし、解体撤去工事に伴い発生する放射性物質による被ばく線量及び廃止措置期間中に予定している使用済イオン交換樹脂の減容及び無機化・安定化処理作業に伴う被ばく線量等を考慮して評価する。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間及び原子炉周辺設備解体撤去期間以降において、放射性気体廃棄物と放射性液体廃棄物の放出放射エネルギーを評価し、全廃止措置期間の被ばく線量を評価するとともに、放射性固体廃棄物からの直接線量及びスカイシャイン線量についても評価する。「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載されている評価を適用する場合には、ICRP1990 年勧告取入れに伴う実効線量係数及び呼吸率等のパラメータ変更を考慮し、再評価を行うものとする（以下「新指針に基づく再評価」という。）。

また、財団法人電力中央研究所の「実用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）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。）及び「実用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－」における試験結果等の新型転換炉原型炉施設の廃止措置に適用可能な共通的な部分（金属の切断に関するパラメータ、地表沈着による外部被ばく線量の評価式、海産物摂取による内部被ばく線量の評価式におけるパラメータの一部等）を参考にして評価する。

9.3.2.1 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

(1) 評価の概要

解体撤去工事等に伴う放出放射性物質の発生源を重水系・ヘリウム系等

の汚染の除去期間と原子炉周辺設備解体撤去期間以降に区分して整理し、放射性物質の種類ごとに年間放出量を求めた後、想定する被ばく経路の評価式に従って被ばく線量を評価する。

放出放射性物質の発生源の計算に当たっては、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載のとおり、評価指針に基づく放射性希ガス及び放射性ヨウ素のほか、重水の放射化により発生するトリチウムについて着目することはもとより、解体撤去工事等に伴い放出するトリチウム以外の放射性物質を新たに追加して評価する。

トリチウムについては、原子炉運転中と同様に、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載のとおり、呼吸摂取による内部被ばく線量について、新指針に基づく再評価を行う。

トリチウム以外の放射性物質においては、解体撤去工事等に伴い発生する放射性粉じん等の粒子状放射性物質（以下「粒子状放射性物質」という。）であるコバルト-60 等が放出する。また、原子炉運転中に重水中に含まれる酸素-17 の放射化、炭酸ガスに不純物として含まれる窒素-14 の放射化等により炭素-14 が生成されていることから、重水系の使用済イオン交換樹脂（以下「重水系廃樹脂」という。）の減容及び無機化・安定化处理を行う減容安定化处理装置の運転及び原子炉建屋コンクリートの汚染の除去工事に伴い炭素-14 を放出する。これらの放射性物質については、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」において、評価されていないことから、地表沈着及び放射性雲からの外部被ばく、呼吸摂取、農産物（葉菜、穀類等）摂取、畜産物（牛乳、肉類）摂取による内部被ばく等のすべての被ばく経路、施設周辺の農産物及び畜産物の状況を考慮した上で、評価指針及び一般公衆線量評価の被ばく経路の考え方を参考に、地表沈着及び放射性雲からの外部被ばく、呼吸摂取及び葉菜摂取による内部被ばくを対象とし

て評価する。なお、評価指針及び一般公衆線量評価に評価対象として記載されている牛乳摂取による内部被ばくについては、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載のとおり、施設周辺では乳牛の飼育はされておらず、牧草地もないことから考慮しない。

また、放射性希ガス及び放射性よう素については、原子炉の運転が終了していること、貯蔵中の使用済燃料に存在する放射エネルギーが減衰により大きく低減していること、さらに、主排気筒における放射性ガス濃度測定実績からも検出限界値を超えることなくこれまで適切に管理されており、主排気筒における濃度測定実績（検出限界値以下： 2×10^{-3} Bq/cm³）から排気筒の排风量（ 5×10^5 m³/h）を考慮して年間放出量を評価しても、 8.8×10^{12} Bq となり、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載してある年間放出量 5.2×10^{14} Bq よりも十分少なくなることから無視する。

被ばく評価に用いるトリチウム以外の放射性物質の放射エネルギーは、廃止措置計画認可申請後の平成 19 年 9 月 30 日時点（原子炉運転終了後 4.5 年）のものとし、廃止措置工事の工程による放射エネルギー減衰を考慮せず、保守的に評価することとする。また、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間のトリチウムの年間放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載の年間放出量を基に、原子炉の運転終了後 4.5 年間の減衰を考慮して評価し、原子炉周辺設備解体撤去期間以降のトリチウムの年間放出量は、廃止措置計画認可後の平成 20 年度から平成 29 年度までに実施してきた重水搬出、残留重水の回収及びトリチウム除去工事の実績値にて評価する。

(2) 評価条件

① 放出放射性物質の発生源

放出放射性物質の発生源は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間

と原子炉周辺設備解体撤去期間以降に区分して以下のとおり整理する。

(a) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に放出する放射性物質

- ・ 二次汚染のある設備・機器等の解体撤去工事及び不燃性固体廃棄物の処理作業

二次汚染のある設備・機器等（以下「汚染機器」という。）解体撤去工事及び不燃性固体廃棄物の処理作業に伴うコバルト-60等の粒子状放射性物質の放出を考慮する。

- ・ 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事

重水を内包していたカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系の汚染の除去工事に伴うトリチウムの放出を考慮する。

(b) 原子炉周辺設備解体撤去期間以降に放出する放射性物質

- ・ 汚染機器の解体撤去工事及び不燃性固体廃棄物の処理作業

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に、コバルト-60等の粒子状放射性物質の放出を考慮する。

- ・ 重水系・ヘリウム系等の解体撤去工事

重水を内包していたカランドリアタンクを含む重水系・ヘリウム系の解体撤去工事に伴うトリチウムの放出を考慮する。

- ・ 原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事

最も放射能レベルの高い放射化汚染のある原子炉領域の設備・機器等（以下「放射化機器」という。）は、鉄水遮へい体下部の外側にある一部機器を除き、粒子状放射性物質の抑制及びジルコニウム合金を使用していることによるジルコニウム粉じんの発火防止、さらに遮へいによる外部被ばく低減の観点から水中切断による解体撤去工事（以下「放射化機器の水中解体工事」という。）を行う。放射化機器の水中解体工事は、原子炉上部に解体用プール

を設置し、原子炉領域遠隔解体装置で圧力管等を水中にて切断するが、その際に発生する放射性の水中浮遊物の一部が気中に移行して浮遊することに伴うコバルト-60等の粒子状放射性物質の放出を考慮する。また、鉄水遮へい体下部の外側にある圧力管下部延長管等の一部放射化機器の気中での解体撤去工事においても、コバルト-60等の粒子状放射性物質の放出を考慮する。

- ・減容安定化処理装置の運転

重水系廃樹脂に炭素-14が多く含まれることから、重水系廃樹脂を減容及び無機化・安定化処理を行うための減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の放出を考慮する。

一方、廃樹脂に含まれる粒子状放射性物質は、減容安定化処理装置の高性能粒子フィルタにより十分に捕集できることから、被ばくに影響するような放射エネルギーの放出はなく、無視する。

- ・各建屋及び構築物の汚染の除去工事等

原子炉運転中に重水中に含まれる酸素-17の放射化、炭酸ガスに不純物として含まれる窒素-14の放射化等により生成された炭素-14が原子炉建屋内のコンクリート内へ浸透し汚染しているため、原子炉建屋内のコンクリートのうち、炭素-14の汚染の除去工事の対象である建屋コンクリート（生体遮へい体を除く。）からの炭素-14の放出を考慮する。

なお、生体遮へい体を含む建屋コンクリートの解体撤去工事に伴うコバルト-60等の粒子状放射性物質の放出量は、汚染機器の解体撤去工事等の粒子状放射性物質の放出量と比較し、十分に少ないため無視する。

② 年間放出量

環境に放出される放射性物質の年間放出量の評価は、局所フィルタ等の放射性物質除去装置の機能を適切に設定し、以下のとおり行う。

(a) 解体撤去工事等に伴う粒子状放射性物質の年間放出量

汚染機器及び放射化機器の解体撤去工事、不燃性固体廃棄物の処理作業に伴う粒子状放射性物質の年間放出量は、解体対象物切断部分の残存放射エネルギーに、切断に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合を乗じ、換気設備フィルタ等の捕集効率及び仮設の汚染拡大防止囲いからの漏えい割合を考慮して求め、すべての解体撤去工事等を1年間で行い、対象設備・機器等の切断に伴う粒子状放射性物質が1年間ですべて放出されるものとする。また、切断方法は、熱的切断時の粒子状放射性物質の気中移行割合が、発熱の影響により機械的切断時よりも大きくなることから、気中及び水中の解体撤去工事ともに、熱的切断として保守的に評価する。

解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への移行フローを図9-3(1)及び図9-3(2)に示す。解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質は、これらの図に示すとおり環境に移行していくものとし、環境への年間放出量の評価は、以下のとおり行う。

$$Q_{Ai} = A_{Ai} \cdot F_A \cdot [(1 - r_1) \cdot (1 - DF_{A1}) \cdot (1 - DF_{A2}) + r_1 \cdot (1 - DF_{A2})]$$

ここで、

Q_{Ai} : 切断に伴う核種 i の環境への年間放出量 (Bq)

A_{Ai} : 解体対象物 (汚染機器, 放射化機器, 不燃性固体廃棄物) 切断部分の核種 i の残存放射エネルギー (Bq)

F_A : 切断に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合 (-)

DF_{A1} : 汚染拡大防止囲いの局所フィルタの捕集効率 (-)

DF_{A2} : 換気設備のフィルタ捕集効率 (-)

r_1 : 汚染拡大防止囲いからの漏えい割合 (-)

解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への年間放出量計算に使用するパラメータを表 9-1 に示す。

解体撤去工事等に伴う粒子状放射性物質の年間放出量の評価結果は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間において 6.0×10^9 Bq, 原子炉周辺設備解体撤去期間以降においては 6.1×10^9 Bq となる。

ここで、切断に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合は、財団法人電力中央研究所の「実用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—」における試験結果を参考に設定した。

また、独立行政法人原子力安全基盤機構の「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査（研究開発段階発電用原子炉施設の廃止措置に係る調査）」（平成 16 年度 原子力安全基盤機構年報）により実施されたジルコニウム合金の気中切断時の粉じん挙動を測定するコールド実験において、スズの粉じん飛散量が他の元素（鉄、ジルコニウム、ニオブ）と比較し、100 倍程度高くなるという結果が得られていることから、本評価ではスズが放射化して生成されるアンチモン-125 の気中への移行については、他の核種の移行割合の 100 倍を考慮する。

一方、汚染拡大防止囲いの局所フィルタ及び換気設備フィルタの捕集効率は 0.99 とするが、高性能粒子フィルタを有していないタービン建屋換気系においては、保守的に 0 とする。なお、切断作業は、既設の建屋内において換気設備を維持管理し負圧管理により実施することから、切断作業時の放射性物質の建屋外への漏え

いの可能性は低く無視する。

(b) 減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の年間放出量

重水系廃樹脂を減容及び無機化・安定化処理するための減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の年間放出量は、減容安定化処理装置の年間処理量の最大値を用いて保守的に評価する。

減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の環境への年間放出量の評価は、以下のとおり行う。

$$Q_c = A_c \cdot G / DF$$

ここで、

Q_c : 減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の環境への年間放出量(Bq)

A_c : 重水系廃樹脂の炭素-14の放射能濃度(Bq/cm³)

G : 減容安定化処理装置の年間最大処理量(cm³)

DF : 減容安定化処理装置の炭素-14の除染係数(-)

換気設備フィルタの捕集効率は考慮しない。

減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の環境への年間放出量計算に使用するパラメータを表9-2に示す。減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14の環境への年間放出量の評価結果は 7.2×10^{12} Bqとなる。

(c) 原子炉建屋コンクリートの汚染の除去工事に伴う炭素-14の年間放出量

原子炉建屋コンクリートの汚染の除去工事に伴う炭素-14の年間放出量は、すべての汚染の除去工事を1年間で行うものとし、換気設備フィルタの捕集効率は考慮せず、コンクリート中に浸透している炭素-14の放射能量 1.5×10^{12} Bqがすべて放出されるものとして保守的に

評価する。

(d) トリチウムの年間放出量

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の重水系・ヘリウム系等の汚染の除去工事に伴うトリチウムの年間放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載している年間放出量を基に、原子炉の運転終了後 4.5 年の減衰を考慮して評価し、 1.4×10^{13} Bq とする。

原子炉の運転終了以降、廃止措置着手までの期間（以下「廃止措置準備期間」という。）から実施している重水搬出のための重水抜き出し作業は、これまでの作業実績において年間 1.4×10^{13} Bq を超えることなく管理されている。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の重水系・ヘリウム系等の解体撤去工事に伴うトリチウムの年間放出量は、廃止措置計画認可後の平成 20 年度から平成 29 年度までの年間放出実績のうち、保守的に評価するために最大値である 3.1×10^{11} Bq を用いる。

なお、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間において、残留重水の回収及び施設外への搬出並びにトリチウム除去工事が完了している。したがって、これまでの廃止措置期間中における実績の最大値で保守的に評価することができる。

(a)～(d)に示した放射性物質の年間放出量の評価結果を表 9-3 に示す。

③ 気象条件

平常時の線量計算に用いる相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載している新型転換炉原型炉施設の敷地における 1 年間の気象観測値（標高 13m 及び 148m で観測した

昭和 53 年 3 月から昭和 54 年 2 月までの 1 年間のデータ) を使用して、
気象指針に基づく方法で評価する。

1 年間の平均値として、16 方位の着目地点について連続放出として
相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q)を求め、着目方位とその隣接方位の
寄与を考慮し、最大となる値を評価に用いる。相対濃度(χ/Q)及び相対
線量(D/Q)は、放出源の有効高さ 75 m の条件で、両値とも浦底方向であ
る南東方位 1185 m 地点で最大となり、相対濃度(χ/Q)が $2.64 \times 10^{-7} \text{ s/m}^3$ 、
相対線量(D/Q)が $2.96 \times 10^{-14} \mu \text{ Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$ である。

また、財団法人日本気象協会の「平成 28 年度 敦賀発電所気象観測
年報」に記載された直近の観測値(平成 28 年 4 月から平成 29 年 3 月ま
での 1 年間のデータ)において、上記の気象観測値を含む過去 40 年の
気象観測値との統計的手法による定量的検定を行った結果、棄却件数が
少なく、異常の度合いが小さいことを確認している。

(3) 実効線量の評価

実効線量は、年間放出量及び気象指針に基づく拡散式を用いて評価する。

トリチウム以外の放射性物質(粒子状放射性物質及び炭素-14)につい
ては、想定する 4 つの被ばく経路(地表沈着による外部被ばく、放射性雲
からの外部被ばく、呼吸摂取による内部被ばく、葉菜摂取による内部被ば
く)を考慮して合算することにより実効線量を保守的に評価する。トリチ
ウムについては、呼吸摂取による内部被ばくの実効線量を評価する。

① トリチウム以外の放射性物質(粒子状放射性物質及び炭素-14)

想定する 4 つの被ばく経路において、以下のとおり実効線量を評価す
る。

評価対象核種は、新型転換炉原型炉施設の特徴的な核種である炭素

-14, ニオブ-94, アンチモン-125 を考慮した上で, それぞれの被ばく経路ごとに実効線量へ大きく寄与する核種 (全体の比率から 90%以上の合計値となる核種) を抽出する。不燃性固体廃棄物の処理作業に伴い発生する評価対象核種においては, 各被ばく経路の実効線量係数と汚染核種の組成比の関係から最も実効線量への寄与が大きくなるコバルト-60 が全放射エネルギーを占めると仮定して保守的に評価する。

(a) 地表沈着による外部被ばく

地表沈着による外部被ばくの実効線量計算は, 一般公衆線量評価の評価式を基に各核種の線量換算係数等をまとめている「ハンドブック」中の放射性気体廃棄物 (地表沈着による外部被ばく) 評価式を参考にして, 以下のとおり行う。評価対象核種は, 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間においてはコバルト-60 とし, 原子炉周辺設備解体撤去期間以降においては, コバルト-60 及び他の核種の移行割合の 100 倍を考慮したアンチモン-125 とする。

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

ここで,

A_{Gi} : 核種 i の地表沈着放射エネルギー (Bq/m²)

V_{Gi} : 乾燥沈着速度 (m/s)

(χ/Q) : 相対濃度 (s/m³)

Q_i : 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 (1/s)

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

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

λ_{Si} : 土壌からの核種 i の系外除去率 (1/s)

t_G : 放射性物質の沈着を考慮する期間(s)

地表沈着核種からのガンマ線による実効線量は、

$$D_G = \sum_i D_{Gi}$$

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

ここで、

D_G : 地表沈着からのガンマ線による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

D_{Gi} : 地表沈着核種 i からのガンマ線による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

K_{Gi} : 地表沈着核種 i の実効線量係数 ($(\mu\text{Sv/y})/(\text{Bq/m}^2)$)

A_{Gi} : 核種 i の地表沈着放射エネルギー (Bq/m^2)

トリチウム以外の放射性物質の地表沈着による外部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-4(1)に示す。

(b) 放射性雲からの外部被ばく

放射性雲からの外部被ばくによる実効線量計算は、一般公衆線量評価の評価式を参考に以下のとおり行う。評価対象核種は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間においてはコバルト-60 とし、原子炉周辺設備解体撤去期間以降においては、コバルト-60 及び他の核種の移行割合の 100 倍を考慮したアンチモン-125 とする。

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

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

ここで、

$D_{E\gamma}$: 放射性雲からのガンマ線による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

$D_{E\gamma i}$: 核種 i の放射性雲からのガンマ線による実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)

(D/Q) : 相対線量 ($\mu\text{Gy}/(\text{MeV}\cdot\text{Bq})$)

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

E_i : 核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_i : 核種 i の年間平均の放射能放出率 (Bq/s)

トリチウム以外の放射性物質の放射性雲からの外部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-4(2)に示す。

(c) 呼吸摂取による内部被ばく

呼吸摂取による内部被ばくによる実効線量計算は、一般公衆線量評価の評価式を参考に以下のとおり行う。重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における評価対象核種はコバルト-60 とし、原子炉周辺設備解体撤去期間以降における評価対象核種はコバルト-60 及び炭素-14 として、成人、幼児、乳児についてそれぞれ評価する。

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

$$D_{Bi} = M_a \cdot K_{Bi} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \cdot (3600 \times 24 \times 365)$$

ここで、

D_B : 呼吸摂取による実効線量 (μ Sv/y)

D_{Bi} : 核種 i の呼吸摂取による実効線量 (μ Sv/y)

M_a : 呼吸率 (m^3/s)

K_{Bi} : 呼吸摂取による核種 i の実効線量係数 (μ Sv/Bq)

(χ/Q) : 相対濃度 (s/m^3)

Q_i : 核種 i の年間平均の放射能放出率 (Bq/s)

トリチウム以外の放射性物質の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-4(3)に示す。

(d) 葉菜摂取による内部被ばく

葉菜摂取による内部被ばくの実効線量計算は、コバルト-60 等の粒子状放射性物質については一般公衆線量評価の評価式を参考とし、

炭素-14 については「ハンドブック」の評価式を参考に以下のとおり行う。重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における評価対象核種はコバルト-60 とし、原子炉周辺設備解体撤去期間以降における評価対象核種はコバルト-60 及び炭素-14 として、成人、幼児、乳児についてそれぞれ評価する。

[コバルト-60 の場合]

$$D_F = \sum_i D_{Fi}$$

$$D_{Fi} = K_{Fi} \cdot I_{vi} \cdot 365$$

$$I_{vi} = \left(\chi / Q \right) \cdot Q_i \cdot \left(\frac{V_g \cdot (1 - \exp(-\lambda_{effi} \cdot t_1))}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B \cdot (1 - \exp(-\lambda_i \cdot t_0))}{\lambda_i \cdot P} \right) \cdot f_t \cdot f_d \cdot Mv$$

ここで、

D_F : 葉菜摂取による実効線量 (μ Sv/y)

D_{Fi} : 核種 i の葉菜摂取による実効線量 (μ Sv/y)

K_{Fi} : 経口摂取による核種 i の実効線量係数 (μ Sv/Bq)

I_{vi} : 葉菜摂取による核種 i の摂取量 (Bq/d)

Mv : 葉菜の摂取量 (g/d)

f_t : 葉菜の栽培期間年間比 (-)

f_d : 調理前洗浄による粒子状放射性物質の残留比 (-)

λ_{effi} : 核種 i の葉菜上実効減衰定数 (s^{-1})

$$\lambda_{effi} = \lambda_i + \lambda_w$$

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

λ_w : ウェザリング効果による減少定数 (s^{-1})

ρ : 葉菜の栽培密度 (g/cm²)

- V_g : 粒子状放射性物質の葉菜への沈着速度 (cm/s)
 V'_g : 葉菜を含む土壌への粒子状放射性物質の沈着速度 (cm/s)
 (χ/Q) : 相対濃度 (s/cm³)
 Q_i : 核種 i の年間平均の放射能放出率 (Bq/s)
 t_1 : 葉菜の栽培期間 (s)
 B : 土壌 1g 中に含まれる粒子状放射性物質が葉菜へ移行する割合 (-)
 P : 経根移行に寄与する土壌の有効密度 (g/cm²)
 t_0 : 粒子状放射性物質の葉菜への蓄積期間 (s)

粒子状放射性物質の葉菜摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-4(4)に示す。

[炭素-14 の場合]

$$D_{Fvc} = K_{Fc} \cdot H_{vc}$$

$$H_{vc} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot W_{Vv} \cdot C_{vc} \cdot F_{kv}$$

ここで,

D_{Fvc} : 炭素-14 に関する葉菜摂取による実効線量 (μ Sv/y)

K_{Fc} : 経口摂取による炭素-14 の実効線量係数 (μ Sv/Bq)

H_{vc} : 葉菜摂取による炭素-14 の摂取量 (Bq/y)

W_{Vv} : 葉菜の摂取量 (g/d)

F_{kv} : 葉菜の市場希釈係数 (-)

C_{vc} : 葉菜中の炭素-14 の放射能濃度 (Bq/kg)

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

ここで,

F_{cv} : 葉菜中の炭素の重量割合 (kg-C/kg)

(χ/Q) : 相対濃度 (s/m^3)

Q_C : 炭素-14 の年間平均の放射能放出率 (Bq/s)

C_A : 空気 $1m^3$ 中の炭素の重量 ($kg-C/m^3$)

炭素-14 の葉菜摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-4(5)に示す。

② トリチウム

トリチウムの呼吸摂取による内部被ばくによる実効線量の計算は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載している評価式を参考に、新指針に基づく再評価を行い、成人、幼児、乳児についてそれぞれ以下のとおり評価する。

$$H_{Tr} = 365 \cdot K_T \cdot A_T \cdot (1 + f_a)$$

$$A_T = M_a \cdot \bar{x}$$

$$\bar{x} = (\chi/Q) \cdot Q_T$$

ここで、

H_{Tr} : 年間の実効線量 ($\mu Sv/y$)

K_T : トリチウムの呼吸摂取による実効線量係数 ($\mu Sv/Bq$)

A_T : トリチウムの摂取量 (Bq/d)

M_a : 呼吸率 (cm^3/d)

\bar{x} : トリチウムの年平均空気中濃度 (Bq/ cm^3)

(χ/Q) : 相対濃度 (s/cm^3)

Q_T : トリチウムの年間平均の放射能放出率 (Bq/s)

f_a : 皮膚吸収による摂取率の呼吸摂取率に対する比 (-)

トリチウムの呼吸摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータを表 9-5 に示す。

(4) 実効線量の評価結果

放射性気体廃棄物の放出による一般公衆の年間実効線量評価結果について、被ばく経路別の評価結果を表 9-6 に、各被ばく経路を合算した評価結果を表 9-7 に示す。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における実効線量は年間 $4.6 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ となる。また、原子炉周辺設備解体撤去期間以降における実効線量は年間 $6.7 \times 10^{-1} \mu\text{Sv}$ となる。

9.3.2.2 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

(1) 評価の概要

解体撤去工事等に伴う放出放射性物質の発生源を重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と原子炉周辺設備解体撤去期間以降に区分して整理し、年間放出量を求めた後、被ばく経路の評価式に従って被ばく線量を評価する。

廃止措置期間中に放出する放射性液体廃棄物は、原子炉運転中と同様に、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、再生廃液、洗濯廃液及びトリチウムを含む廃液が発生することから、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載のとおり、復水器冷却水放水路の前面海域に生息する海産物を摂取することによって、放射性物質を体内摂取する場合について評価することとし、海水中の放射性物質濃度は、放射性液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水放水路の希釈量で除したものとする。また、前面海域での拡散による希釈効果は無視する。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における放射性液体廃棄物中の放射性物質の年間放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載の年間放出量を基に、原子炉の運転終了後 4.5 年間の減衰を考慮して評価したものを使用し、原子炉周辺設備解体撤去期間以降においては、廃止

措置計画認可後の平成20年度から平成29年度までの年間放出量実績に基づく放出量に放射化機器の水中解体工事に伴い発生する放射性物質による放出量を加算して評価することとする。

実効線量の評価に当たっては、新指針に基づく再評価を行うが、減衰補正を考慮し、短半減期核種を除いていること及び実効線量係数が変更されていることから、新指針に基づく再評価による値は、「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載している値（旧指針に基づく評価値）とは異なる。

被ばく評価に用いる放射化機器の水中解体工事で発生する放射性物質の放射エネルギーは、廃止措置計画認可申請後の平成19年9月30日時点（原子炉運転終了後4.5年）のものとし、廃止措置工事の工程による放射能減衰を考慮せず、保守的に評価することとする。

(2) 評価条件

① 放出放射性物質の発生源

放出放射性物質の発生源は、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と原子炉周辺設備解体撤去期間以降に区分し以下のとおり整理する。

(a) 重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間に放出する放射性物質

・放射化機器の水中解体工事以外の放射性物質

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間においては、原子炉運転中と同様、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、再生廃液、洗濯廃液及びトリチウムを含む廃液に伴う放射性物質の放出を考慮する。一方、施設の水中解体は行わないことから、解体撤去工事に伴う液体状の放射性物質の放出はないが、原子炉運転中及び廃止措置準備期間における放射性液体廃棄物の発生量と同等と見なし保守的に評価することとする。また、年間放出量は、「原子炉設置許可

申請書 添付書類 9」に記載の年間放出量を基に、原子炉の運転終了後 4.5 年間の減衰を考慮して評価する。

(b) 原子炉周辺設備解体撤去期間以降に放出する放射性物質

・放射化機器の水中解体工事以外の放射性物質

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間と同様に、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、再生廃液、洗濯廃液及びトリチウムを含む廃液による放射性物質の放出を考慮する。また、年間放出量は、廃止措置計画認可後の平成 20 年度から平成 29 年度までの年間放出実績に基づき評価する。

・放射化機器の水中解体工事からの放射性物質

原子炉周辺設備解体撤去期間以降においては、放射化機器の水中解体工事を行うことから、水中解体工事に伴うコバルト-60 等の粒子状放射性物質の放出を考慮する。

なお、生体遮へい体を含む建屋コンクリートの解体撤去工事に伴うコバルト-60 等の粒子状放射性物質の放出量は、放射化機器の水中解体工事に伴う放出量と比較し、十分に少ないため無視する。

② 年間放出量

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における年間放出量は、原子炉の運転終了後 4.5 年が経過していることから、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載の年間放出量を基に、4.5 年間の減衰を考慮して評価するとともに、その核種組成については、マンガン-54 の半減期未満となる短半減期核種を除いたものとし、トリチウム以外の放射性物質の年間放出量を 9.9×10^9 Bq、トリチウムの年間放出量を 8.5×10^{12} Bq とする。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の年間放出量においては、原子炉運

転中と同様の機器ドレン廃液、床ドレン廃液、再生廃液、洗濯廃液及びトリチウムを含む廃液による放射性物質の放出について、放出実績を基に評価する。

トリチウムの年間放出量は、廃止措置計画認可後の平成 20 年度から平成 29 年度までの年間放出実績のうち、保守的に評価するために最大値である 2.6×10^{12} Bq を用いる。

機器ドレン廃液、床ドレン廃液、再生廃液及び洗濯廃液による粒子状放射性物質の年間放出量は、原子炉運転中はもとより、廃止措置計画認可後の平成 20 年度から平成 29 年度までにおいても全て検出限界値未満で管理されていることから、検出限界値と同等量が放出されるとして評価する。

粒子状放射性物質の検出限界値は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針（昭和 53 年 9 月 29 日）」に記載されている値を用いガンマ線放出核種について 2.0×10^{-2} Bq/cm³、ストロンチウム-90 について 7.0×10^{-4} Bq/cm³ とし、これに放射性液体廃棄物の発生量の平成 20 年度から平成 29 年度までの最大値（平成 20 年度 4.1×10^9 cm³）を乗じてそれぞれ 8.2×10^7 Bq、 2.9×10^6 Bq となる。

上記の重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の年間放出量に、放射化機器の水中解体工事に伴う粒子状放射性物質の放出量を加算する。

なお、重水系・ヘリウム系等の汚染除去期間において、残留重水の回収及び施設外への搬出並びにトリチウム除去工事が完了している。したがって、トリチウムを含む廃液は、これまでの廃止措置期間中における年間放出実績の最大値で保守的に評価することができる。

放射化機器の水中解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への放出量は、解体対象物切断部分の残存放射エネルギーに、切断による粒子

状放射性物質の水中浮遊物発生割合を乗じ、放射性液体廃棄物の廃棄設備の除染係数を考慮して求める。切断方法は、9.3.2.1(2)②(a)に記載したとおり、熱的切断とする。放射性気体廃棄物の評価と同様に、すべての解体撤去工事を1年間で行うとし、対象機器の切断に伴う粒子状放射性物質が1年間ですべて放出されると仮定して保守的に評価する。

放射化機器の水中解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質は、図9-3(2)の解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への移行フローに示すとおり環境に移行していくものとし、環境への年間放出量の評価は、液体廃棄物の廃棄設備等の放射性物質除去機能を適切に設定し、以下のとおり行う。

$$Q_{Li} = A_{Li} \cdot F_L \cdot [(1/DF_{L1}) \cdot (1/DF_{L2})]$$

ここで、

Q_{Li} : 切断に伴う核種 i の環境への年間放出量(Bq)

A_{Li} : 解体対象とする構造物切断部分の核種 i の残存放射エネルギー(Bq)

F_L : 切断に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合(-)

DF_{L1} : 放射性液体廃棄物の前処理時の除染係数 (-)

DF_{L2} : 液体廃棄物の廃棄設備の除染係数 (-)

放射化機器の水中解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への放出量計算に使用するパラメータを表9-8に示す。原子炉周辺設備解体撤去期間以降のトリチウム以外の放射性物質の年間放出量の評価結果は 3.8×10^8 Bq となる。

ここで、切断に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合は、財団法人電力中央研究所の「実用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－」における試験結果を参考に設定した。また、アンチモン-125 の水中浮遊物発生割

合については、9.3.2.1(2)②(a)と同様に、他の核種の100倍を考慮する。放射性液体廃棄物の前処理時の除染係数は100とし、液体廃棄物の廃棄設備の除染係数は1000とする。

廃止措置期間中に環境へ放出される放射性液体廃棄物による核種別の年間放出量の評価結果を表9-9に示す。

(3) 実効線量の評価

実効線量は、年間放出量を用いて評価する。

放射性液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備において適切に処理を行って、復水器冷却水放水路より海洋へ管理放出する。その放出量を用いて、原子炉運転中の一般公衆被ばく評価と同様の放射性物質の移行経路を考慮し、海産物摂取による内部被ばくによる実効線量を評価する。

海産物摂取による内部被ばくの実効線量計算は、「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載している評価式を参考に、最も被ばく線量が大きくなる成人について、新指針に基づく再評価を以下のとおり行うものとする。

原子炉周辺設備解体撤去期間以降の放射化機器の水中解体工事における評価対象核種は、新型転換炉原型炉施設の特徴的な核種である炭素-14、ニオブ-94、アンチモン-125を考慮した上で、実効線量へ大きく寄与する核種（全体の比率から90%以上の合計値となる核種）を抽出し、鉄-55、コバルト-60、他の核種の移行割合の100倍を考慮したアンチモン-125とする。

$$D_K = \sum_k \sum_i K_{Fi}^{50} \cdot H_{ki}$$
$$H_{ki} = 365 \cdot C_{wki} \cdot F_k \cdot W_k \cdot f_{ki}$$
$$C_{wki} = K_{Fki} \cdot C_i$$

ここで、

D_K : 海産物摂取による実効線量 (μ Sv/y)

K_{Fi}^{50} : 経口摂取による実効線量係数 (μ Sv/Bq)

H_{ki} : 核種 i の海産物 k による摂取率 (Bq/y)

C_{wki} : 海産物 k 中の核種 i の濃度 (Bq/g)

K_{Fki} : 核種 i の海産物 k に対する濃縮係数 ((Bq/g)/(Bq/cm³))

F_k : 市場希釈係数 (-)

W_k : 海産物 k の摂取量 (g/d)

f_{ki} : 海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比 (-)

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

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{Ri}} \cdot t_k\right) \quad (\text{その他の場合})$$

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)

C_i : 核種 i の年間平均海水中濃度 (Bq/cm³)

なお、海水希釈効果は無視する。

海産物摂取による内部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータを表 9-10 に示す。

(4) 実効線量の評価結果

放射性液体廃棄物の放出による一般公衆の年間実効線量評価結果を表 9-11 に示す。

重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間の実効線量は、年間 2.7μ Sv となる。また、原子炉周辺設備解体撤去期間以降の実効線量は、放射化機器の水中解体工事に伴う実効線量が年間 $3.8 \times 10^{-1} \mu$ Sv と小さいことから、これを加算しても年間 3.1μ Sv となる。

9.3.2.3 放射性固体廃棄物からの直接線量及びスカイシャイン線量

廃止措置期間中に発生する放射性固体廃棄物のうち、第1固体廃棄物貯蔵庫及び第2固体廃棄物貯蔵庫に保管するものは、貯蔵容量を超えることなく貯蔵保管されるため、貯蔵容量分の放射性固体廃棄物がこれら固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管された場合において、年間の直接線量及びスカイシャイン線量を評価する。また、解体撤去工事において発生する放射性固体廃棄物を建屋内に保管する場合は、あらかじめ設定した区域（保管区域）に保管することとし、事前に年間の直接線量及びスカイシャイン線量を評価する。なお、放射エネルギーの大きい放射化機器の解体撤去物は、蒸気放出プール及び使用済燃料搬出完了後の使用済燃料貯蔵プール内の水中に保管する。直接線量及びスカイシャイン線量は、16方位のうち海側方位を除く12方位の周辺監視区域境界上の着目地点について評価するとともに、周辺監視区域境界外において人の居住する可能性のある地点として、立石地区（第2固体廃棄物貯蔵庫から約760m地点）及び浦底地区（第1固体廃棄物貯蔵庫及び第2固体廃棄物貯蔵庫から約1530m地点）の2地点についても評価する。

(1) 直接線量の評価

第1固体廃棄物貯蔵庫及び第2固体廃棄物貯蔵庫からの直接線量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類8」に記載のとおり、貯蔵庫が十分な遮へい能力を有した設計であり、また、保管区域に設定する各建屋は、原子炉の運転を考慮して十分な遮へい能力を有した設計であるとともに、各評価方位における周辺監視区域境界上の着目地点までの距離による減衰効果及び山が介在することによる遮へい効果を考慮することにより、十分に低くなることから無視できる。

(2) スカイシャイン線量の評価

第1 固体廃棄物貯蔵庫及び第2 固体廃棄物貯蔵庫からのスカイシャイン線量は、周辺監視区域境界上の着目地点においては、貯蔵庫からの距離が最短となる北方位で最大となり、年間約 $27 \mu\text{Gy}$ であった。また、周辺監視区域境界外において人の居住する可能性のある地点においては、立石地区（第2 固体廃棄物貯蔵庫から 760m地点）で最大となり、年間約 $0.28 \mu\text{Gy}$ となる。

一方、保管区域に設定する各建屋からのスカイシャイン線量は、各建屋内の保管区域の容量及びレベル区分を設定し、全ての保管区域での評価を合計した結果は、年間 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$ 未満と十分に小さい。

よって、第1 固体廃棄物貯蔵庫及び第2 固体廃棄物貯蔵庫並びに各建屋の保管区域での合算値は、年間約 $0.28 \mu\text{Gy}$ となる。

(3) 直接線量及びスカイシャイン線量の評価

廃止措置期間中の第1 固体廃棄物貯蔵庫及び第2 固体廃棄物貯蔵庫並びに各建屋の保管区域からの直接線量及びスカイシャイン線量の合計の最大値は、周辺監視区域境界上の年間約 $27 \mu\text{Gy}$ であるが、周辺監視区域境界は急峻な山の頂きや尾根或いは日本原子力発電株式会社敦賀発電所の所有地であり、周辺監視区域境界及びその近傍には人の居住は考えられないことから、立石地区（第2 固体廃棄物貯蔵庫から約 760m地点）の年間約 $0.28 \mu\text{Gy}$ と評価できる。

9.3.2.4 被ばく評価のまとめ

放射性気体廃棄物の放出による被ばく、放射性液体廃棄物の放出による被ばくを合算した年間実効線量を表 9-12 に示す。廃止措置期間中の平常

時における一般公衆の年間実効線量は $3.8 \mu\text{Sv}$ となり、法令に定める線量限度 1mSv を下回ることはもとより、線量目標値指針に記載する線量目標値の年間 $50 \mu\text{Sv}$ を下回る結果となった。これらは、汚染拡大防止囲いの設置、放射性物質除去装置の機能の適切な設定、作業実施前の汚染の除去等の被ばく低減対策を反映した結果であり、新型転換炉原型炉施設の廃止措置に伴う被ばくが合理的に達成可能な限り低くなることを確認した。

また、放射性固体廃棄物からの直接線量及びスカイシャイン線量の合計は、年間約 $0.28 \mu\text{Gy}$ となり、一般公衆線量評価に記載する線量の基準の年間 $50 \mu\text{Gy}$ を十分下回る結果となった。

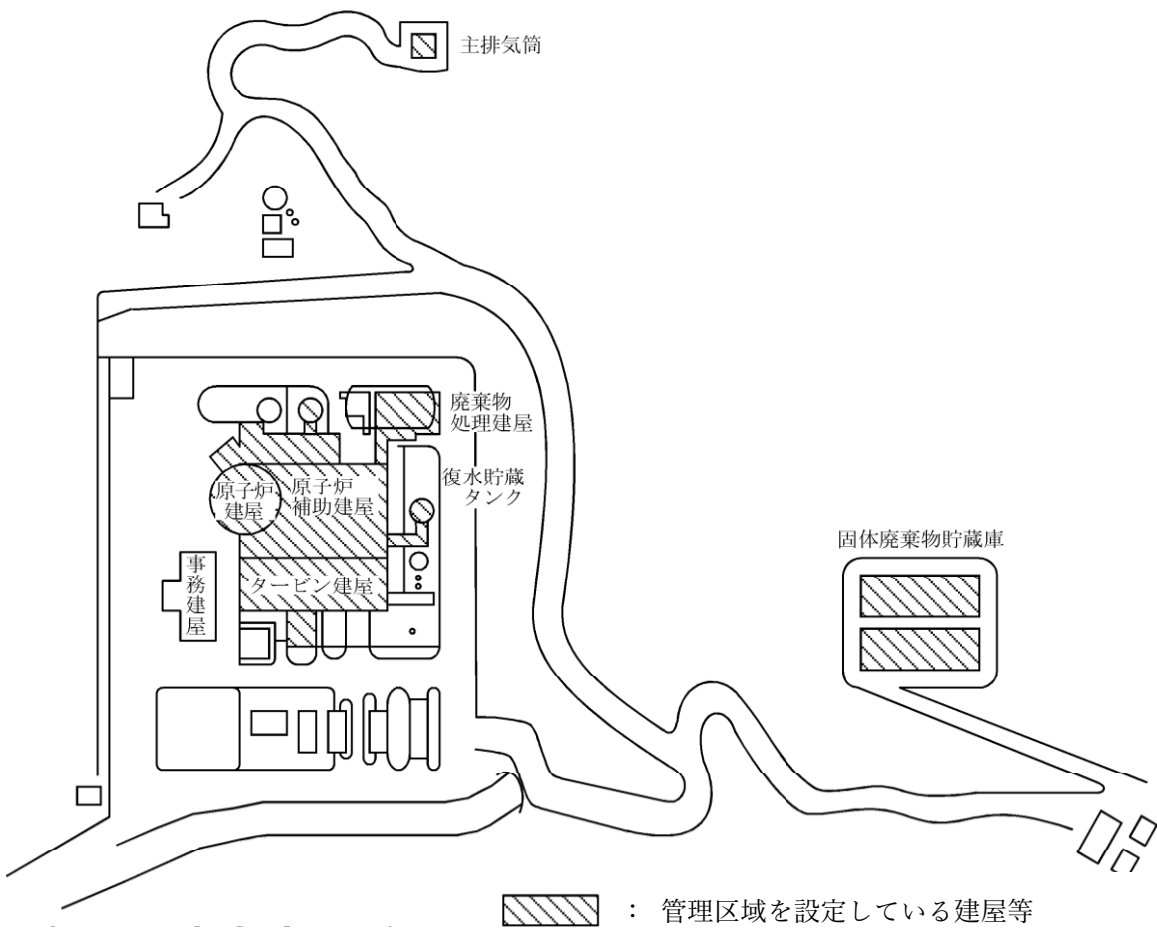


図 9-1(1) 管理区域図 (全体図)

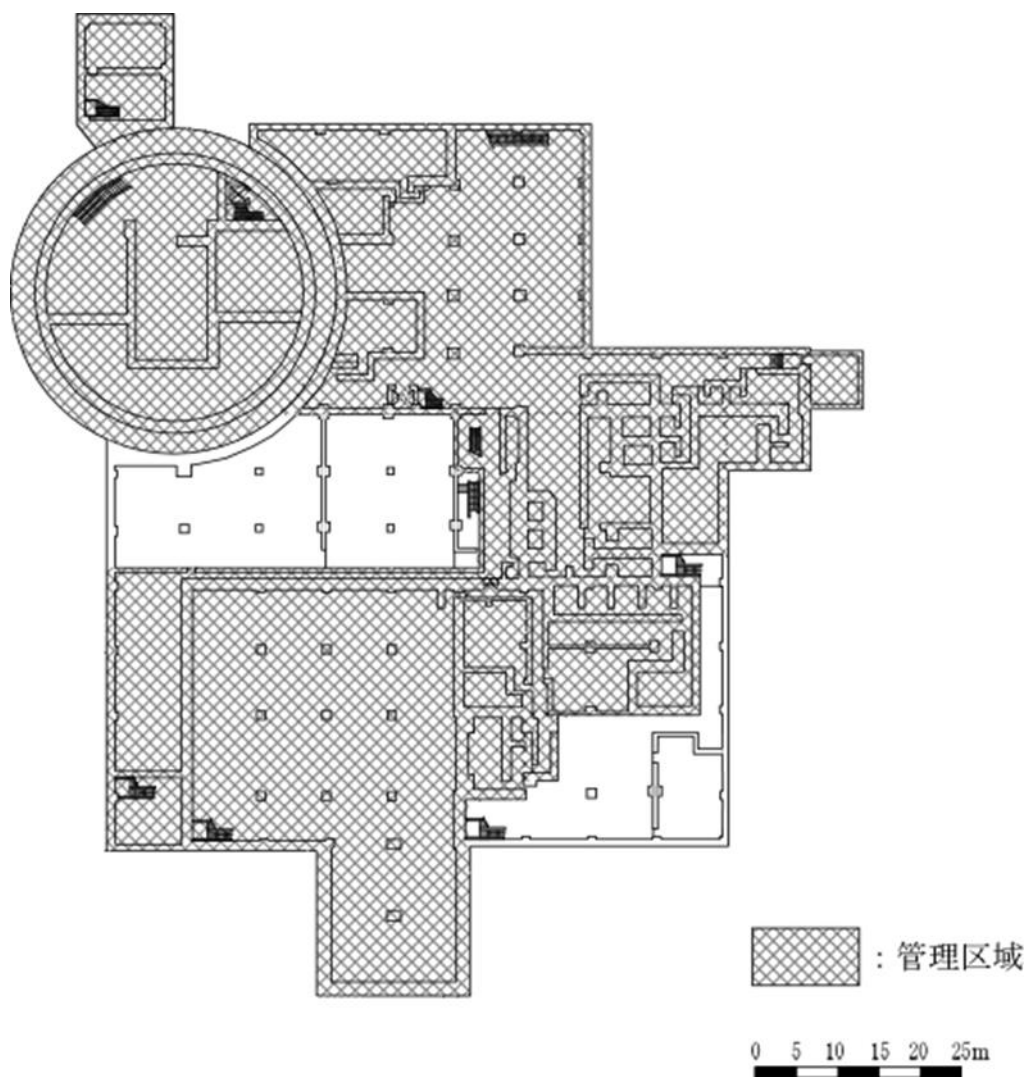


图 9-1(2) 管理区域图 (地下 2 階)

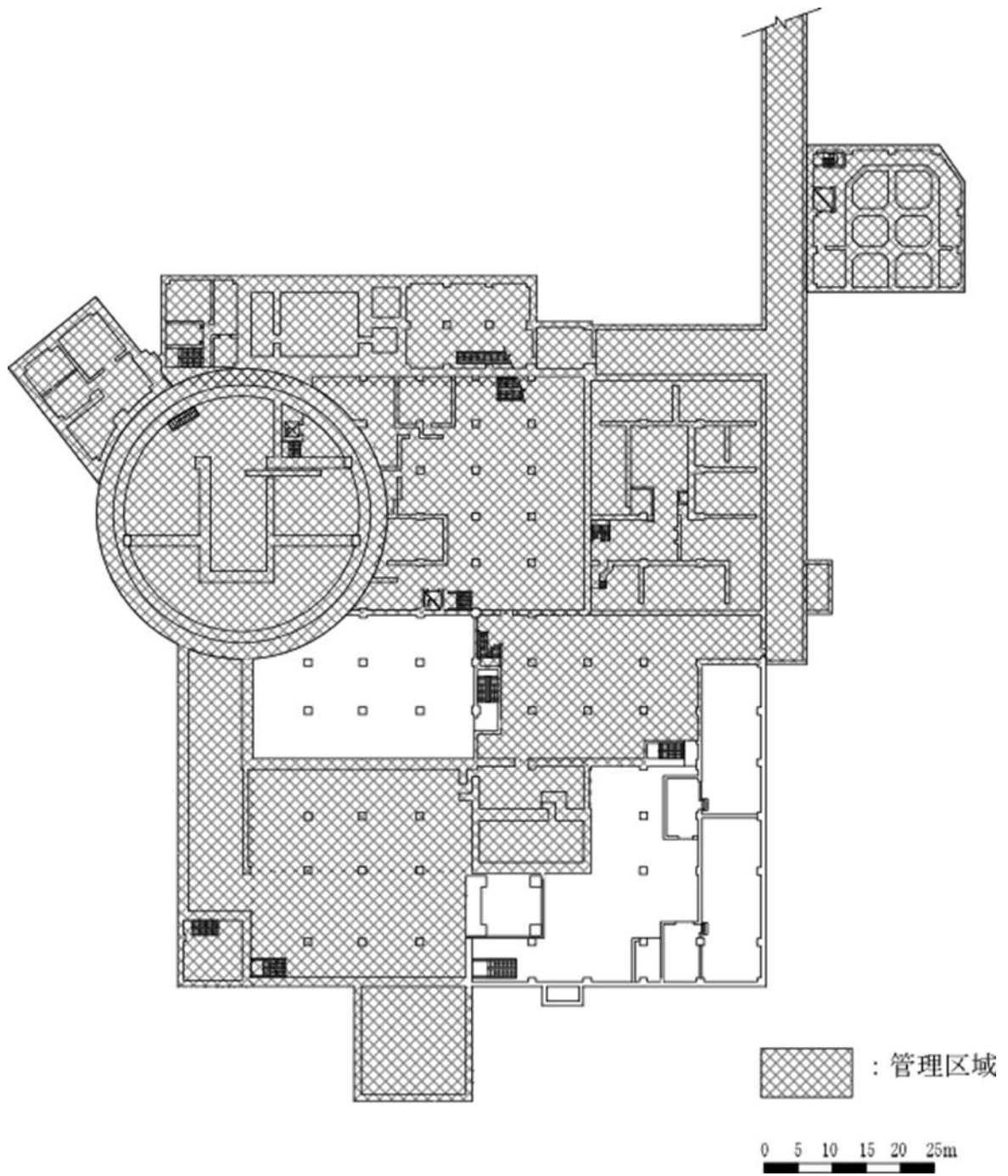


图 9-1(3) 管理区域图 (地下 1 階)

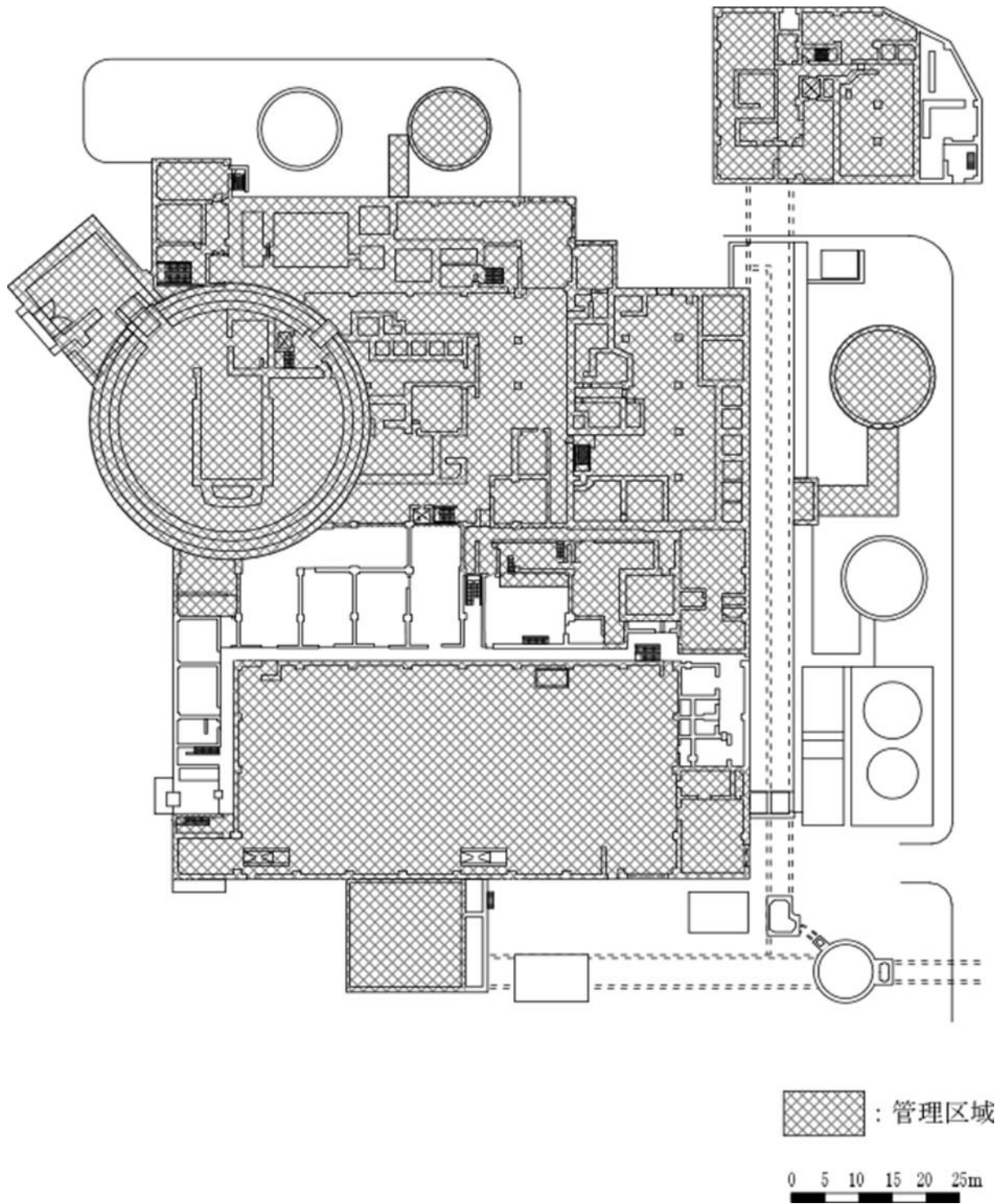


図 9-1(4) 管理区域図 (地上 1 階)

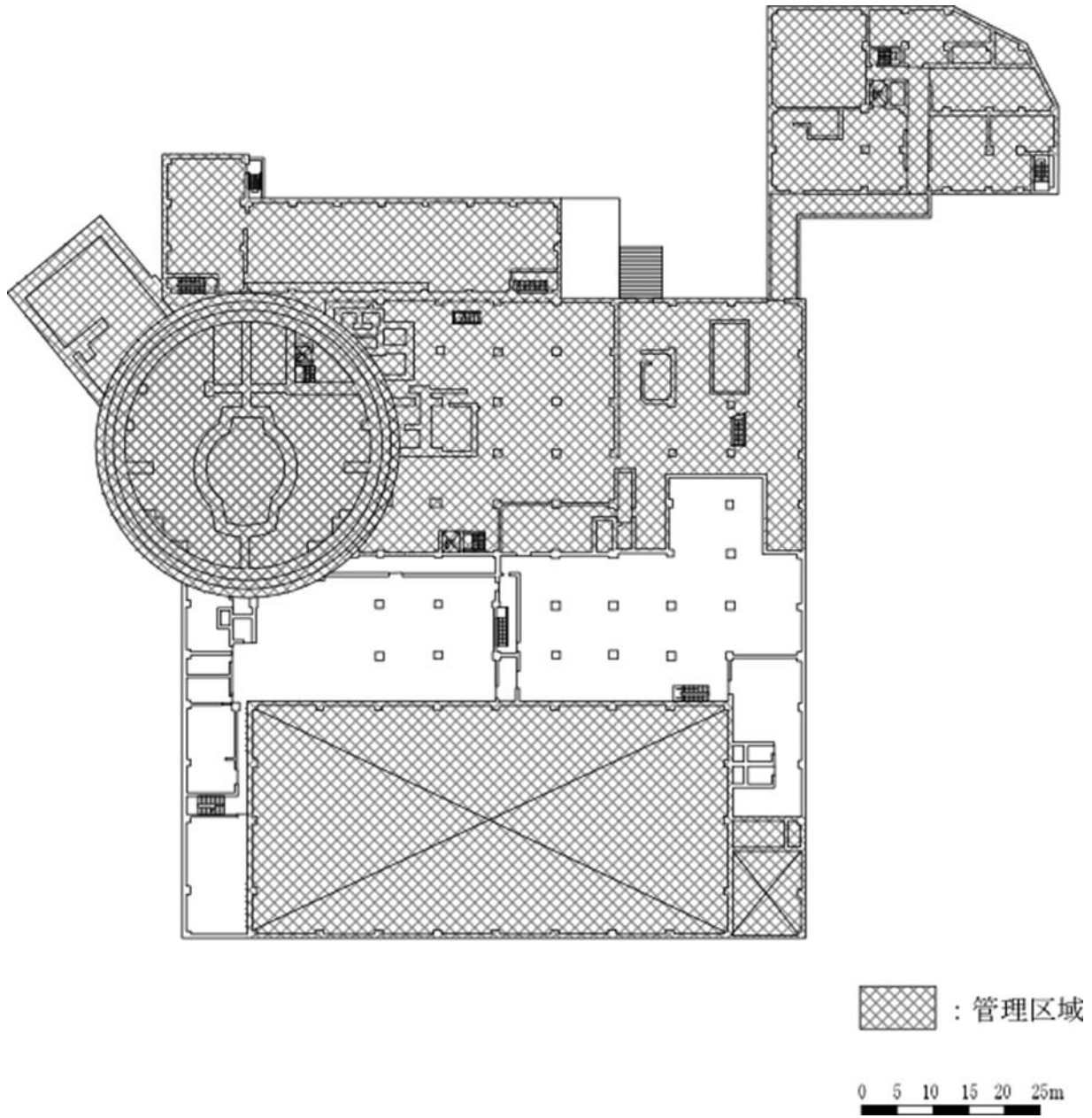


图 9-1(5) 管理区域图 (地上 2 階)

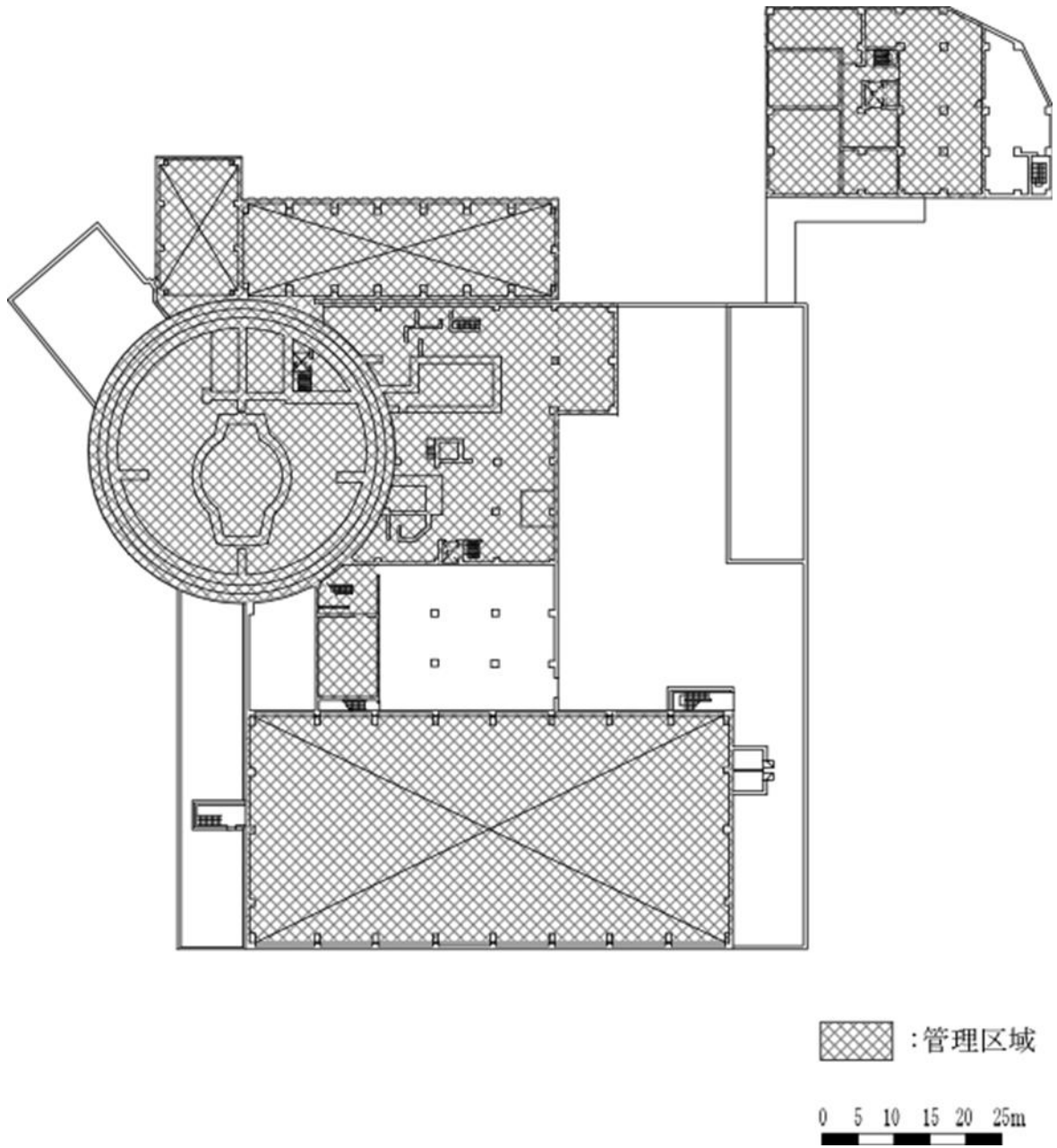


图 9-1(6) 管理区域图 (地上 3 階)



図 9-2 周辺監視区域図

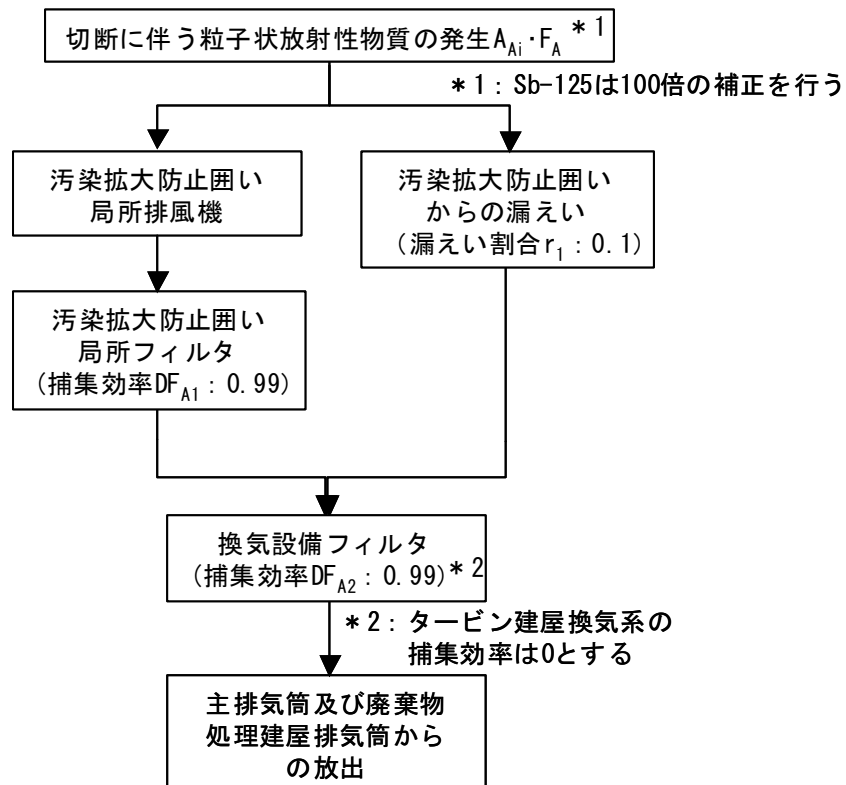
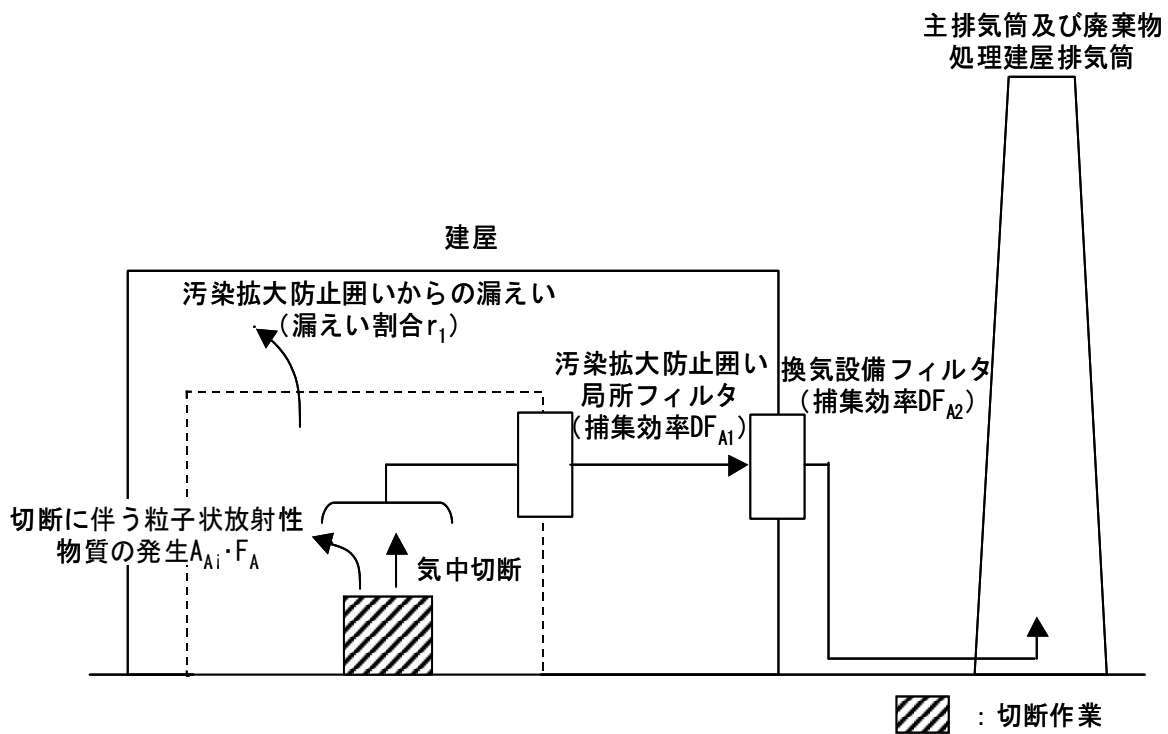


図 9-3 (1) 解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への移行フロー (汚染機器, 放射化機器, 不燃性固体廃棄物の気中切断時)

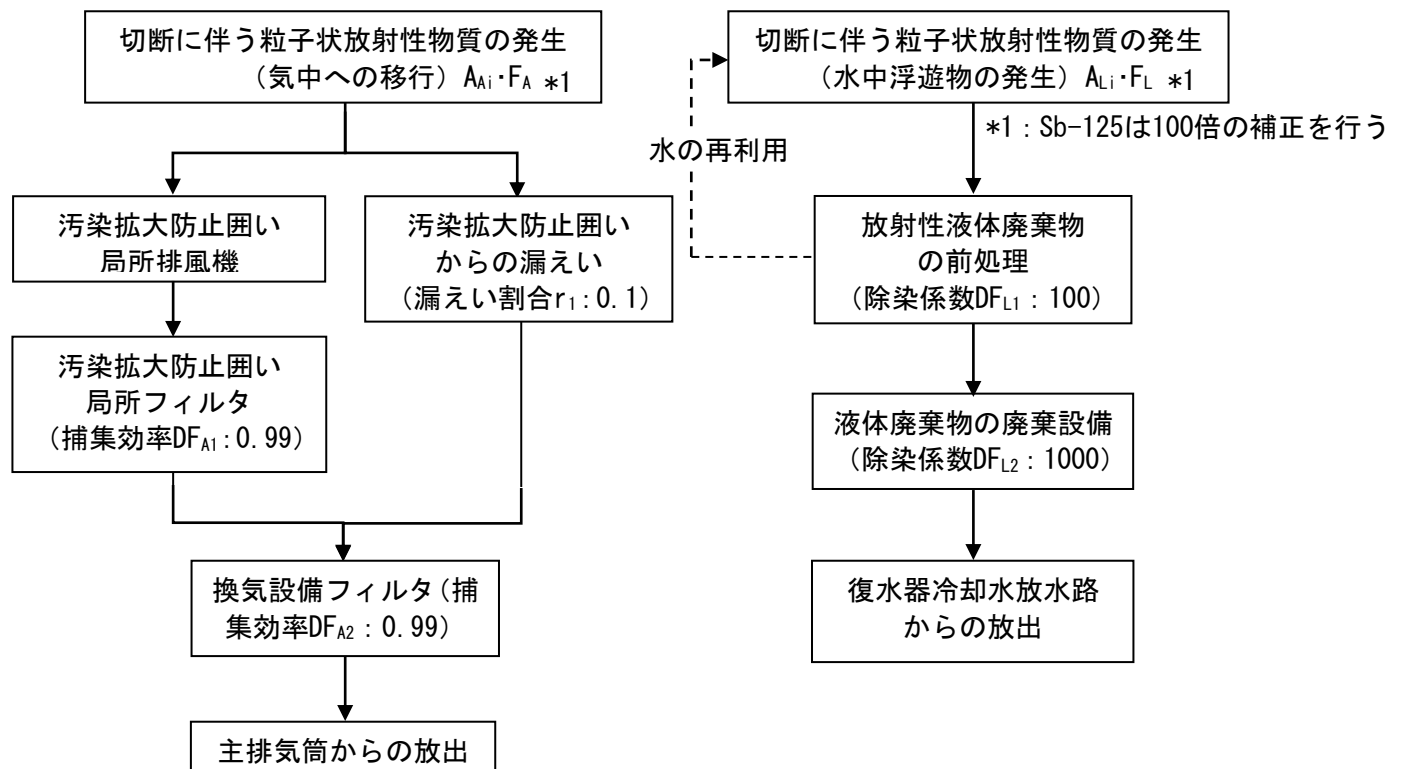
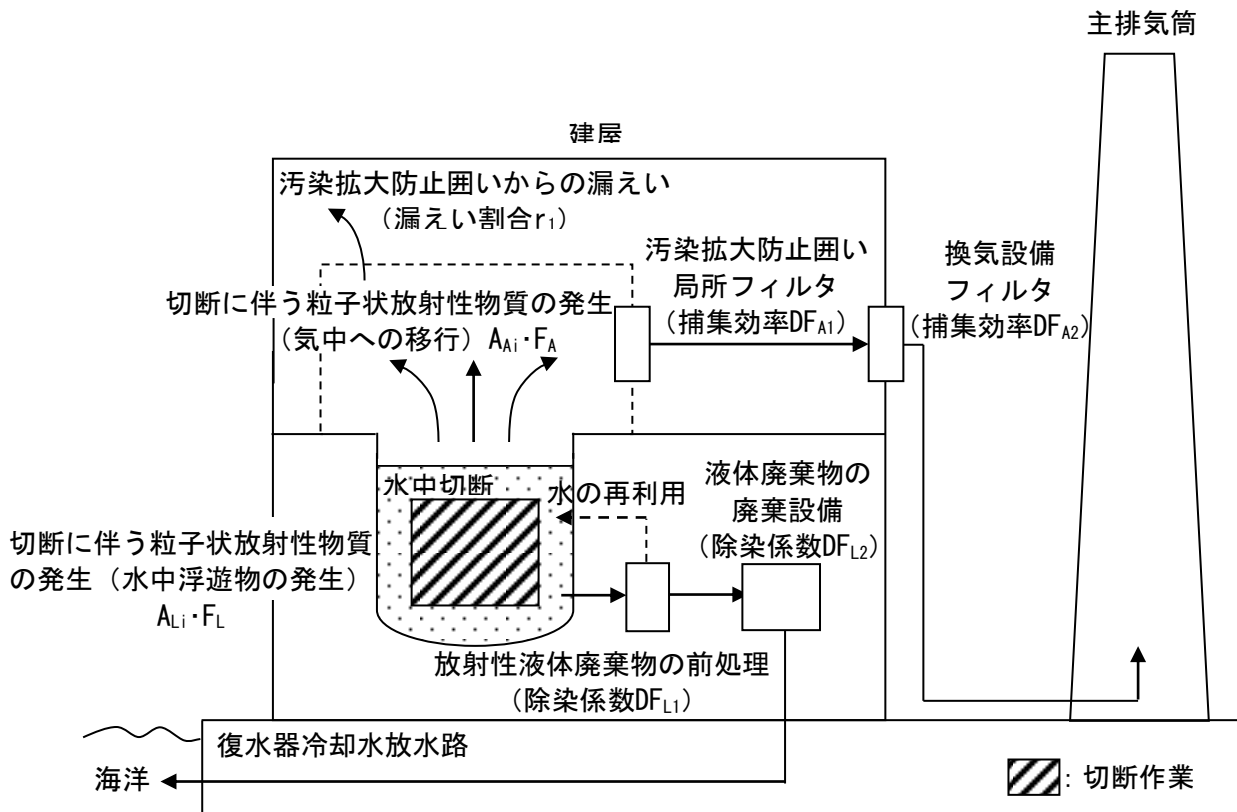


図9-3 (2) 解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への移行フロー (放射化機器の水中切断時)

表 9-1 解体撤去工事等に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への年間放出量

計算に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考	
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における解体対象物（汚染機器等）切断部分の核種 i の残存放射エネルギー A_{Ai}	Bq	コバルト-60	7.8×10^{10}	*1	気中切断時の汚染機器（タービン建屋での切断機器，不燃性固体廃棄物を含む）
			4.2×10^{10}	*1	気中切断時の汚染機器（タービン設備以外の機器）
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における解体対象物（汚染機器，放射化機器等）切断部分の核種 i の残存放射エネルギー A_{Ai}	Bq	コバルト-60	7.8×10^{10}	*1	気中切断時の汚染機器（タービン建屋での切断機器，不燃性固体廃棄物を含む）
			4.2×10^{10}	*1	気中切断時の汚染機器（タービン設備以外の機器）
			2.2×10^9	*1	気中切断時の放射化ステンレス材
			1.6×10^9	*1	気中切断時の放射化炭素鋼材
			3.2×10^{14}	*1	水中切断時の放射化ステンレス材（Zr, Zr-Nb, Al, インコルを含む）
			4.1×10^{10}	*1	水中切断時の放射化炭素鋼材
		アンチモン-125	8.0×10^0	*1	気中切断時の放射化ステンレス材
			9.8×10^0	*1	気中切断時の放射化炭素鋼材
			9.2×10^{12}	*1	水中切断時の放射化ステンレス材（Zr, Zr-Nb, Al, インコルを含む）
			2.6×10^2	*1	水中切断時の放射化炭素鋼材
切断に伴う粒子状放射性物質の気中移行割合 F_A	—		7.0×10^{-1}	*2	汚染機器（不燃性固体廃棄物を含む）の気中切断時
			8.5×10^{-3}	*2	放射化ステンレス材の気中切断時アンチモン-125のみ100倍を考慮
			2.2×10^{-3}	*2	放射化炭素鋼材の気中切断時アンチモン-125のみ100倍を考慮
			8.5×10^{-5}	*2	放射化ステンレス材の水中切断時アンチモン-125のみ100倍を考慮
			2.2×10^{-5}	*2	放射化炭素鋼材の水中切断時アンチモン-125のみ100倍を考慮
汚染拡大防止囲いの局所フィルタの捕集効率 DF_{A1}	—	0.99	*3	高性能粒子フィルタを使用	
換気設備フィルタの捕集効率 DF_{A2}	—	0.99	*3	高性能粒子フィルタを使用（タービン建屋換気系のみ0とする。）	
汚染拡大防止囲いからの漏えい割合 r_1	—	0.1	*4	汚染拡大防止囲いの局所排風機の回収効率90%から評価	

*1: 切断カーフ幅と切断長さから計算により算出

*2: 財団法人電力中央研究所:「実用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年度報告書，平成15年度報告書，平成17年度報告書）から引用

*3: 「一般公衆線量評価」から引用

*4: 「ハンドブック」から引用

表 9-2 減容安定化処理装置の運転に伴う炭素-14 の環境への年間放出量計算
に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単 位	数 値	備 考
重水系廃樹脂の炭素-14 の放射能濃度 A_c	Bq/cm ³	3.0×10^5	重水系廃樹脂の分析結 果より
炭素-14 の除染係数 DF	—	1	減容安定化処理装置の 性能
年間最大処理量 G	cm ³	2.4×10^7	減容安定化処理装置の 性能

表 9-3 年間放出量の評価結果（平常時：放射性気体廃棄物）

期 間	放出核種	年間放出量 (Bq)		被ばく経路
重水系・ヘリウム 系等の汚染の除去 期間	トリチウム	1.4×10^{13}		呼吸摂取
	コバルト-60	6.0×10^9		地表沈着, 放射性雲, 呼吸 摂取, 葉菜摂取
原子炉周辺設備解 体撤去期間以降	トリチウム	3.1×10^{11}		呼吸摂取
	炭素-14	8.7×10^{12}	8.7×10^{12}	呼吸摂取, 葉菜摂取
	コバルト-60*1	6.0×10^9 (2.9×10^7)		地表沈着, 放射性雲, 呼吸 摂取, 葉菜摂取
	アンチモン-125	8.5×10^7		地表沈着, 放射性雲

*1: ()内の数値は原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事に伴う放出量

表9-4(1) トリチウム以外の放射性物質の地表沈着による外部被ばくの実効線量の
計算に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数値		備考
乾燥沈着速度 V_{Gi}	m/s	0.01	*1	
相対濃度 (χ/Q)	s/m ³	2.64×10^{-7}	*2	放出源の有効高さ 75mでの放散 南東方位 1185m 地 点で最大
重水系・ヘリウム系等の汚染 の除去期間における核種 i の 年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.90×10^2	*3	核種:コバルト-60
原子炉周辺設備解体撤去期間 以降における核種 i の年間平 均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.91×10^2	*3	核種:コバルト-60
		2.70×10^0	*3	核種:アンチモン-125
土壌からの核種 i の実効除 去率 λ_{Gi} ($\lambda_{Gi} = \lambda_i + \lambda_{Si}$)	1/s	4.17×10^{-9}	*1	核種:コバルト-60
		7.97×10^{-9}	*1	核種:アンチモン-125
核種 i の崩壊定数 λ_i	1/s	4.17×10^{-9}	*1	核種:コバルト-60
		7.97×10^{-9}	*1	核種:アンチモン-125
土壌からの核種 i の系外除 去率 λ_{Si}	1/s	0	*1	系外除去効果を 無視
放射性物質の沈着を考慮 する期間 t_G	s	3.15×10^7	*1	1年間とする。
地表沈着核種 i の実効線量 係数 K_{Gi}	$(\mu\text{Sv/y})/(\text{Bq/m}^2)$	2.2×10^{-2}	*1	核種:コバルト-60
		4.1×10^{-3}	*1	核種:アンチモン-125

*1: 「ハンドブック」から引用

*2: 「気象指針」に基づき算出

*3: 表9-3の年間放出量を単位換算したもの

表 9-4(2) トリチウム以外の放射性物質の放射性雲からの外部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考
相対線量(D/Q)	$\mu\text{Gy}/(\text{MeV}\cdot\text{Bq})$	2.96×10^{-14}	*1	放出源の有効高さ75mでの放散 南東方位 1185m 地点で最大
空気吸収線量から実効線量への換算係数 K	Sv/Gy	0.8	*2	
核種 i のガンマ線実効エネルギー E_i	MeV/dis	2.50	*3	核種:コバルト-60
		4.34×10^{-1}	*4	核種:アンチモン-125
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における核種 i の年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.90×10^2	*5	核種:コバルト-60
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における核種 i の年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.91×10^2	*5	核種:コバルト-60
		2.70×10^0	*5	核種:アンチモン-125

- *1: 「気象指針」に基づき算出
- *2: 「評価指針」から引用
- *3: 「一般線量公衆評価」から引用
- *4: 「JAERI Data Code 2001-004」から引用
- *5: 表 9-3 の年間放出量を単位換算したもの

表 9-4(3) トリチウム以外の放射性物質の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考
呼吸率 M_a	m^3/s	2.57×10^{-4}	*1	成人の場合 2.22×10^7 (cm^3/d)
		1.01×10^{-4}	*1	幼児の場合 8.72×10^6 (cm^3/d)
		3.31×10^{-5}	*1	乳児の場合 2.86×10^6 (cm^3/d)
呼吸摂取による核種 i の実効線量係数 K_{Bi}	$\mu Sv/Bq$	6.2×10^{-6}	*2	成人の場合 核種:炭素-14
		1.1×10^{-5}	*2	幼児の場合 核種:炭素-14
		1.9×10^{-5}	*2	乳児の場合 核種:炭素-14
		3.1×10^{-2}	*2	成人の場合 核種:コバルト-60
		5.9×10^{-2}	*2	幼児の場合 核種:コバルト-60
		9.2×10^{-2}	*2	乳児の場合 核種:コバルト-60
相対濃度 (χ/Q)	s/m^3	2.64×10^{-7}	*3	放出源の有効高さ 75mでの放散 南東方位 1185m 地点で最大
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における核種 i の年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.90×10^2	*4	核種:コバルト-60
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における核種 i の年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	2.76×10^5	*4	核種:炭素-14
		1.91×10^2	*4	核種:コバルト-60

*1: 「評価指針」から引用

*2: 「ICRP Pub. 72」から引用

*3: 「気象指針」に基づき算出

*4: 表 9-3 の年間放出量を単位換算したもの

表 9-4(4) 粒子状放射性物質の葉菜摂取による内部被ばくの実効線量の計算
に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考
経口摂取による核種 i の実効線量 係数 K_{Fi}	$\mu\text{Sv/Bq}$	3.4×10^{-3}	*1	成人の場合 核種:コハルト-60
		1.7×10^{-2}	*1	幼児の場合 核種:コハルト-60
		5.4×10^{-2}	*1	乳児の場合 核種:コハルト-60
相対濃度 (χ/Q)	s/cm^3	2.64×10^{-13}	*2	放出源の有効高さ 75m での放散 南東方位 1185m 地点で 最大
葉菜の摂取量 M_v	g/d	100	*3	成人の場合
		50	*3	幼児の場合
		20	*3	乳児の場合
葉菜の栽培期間年間比 f_t	-	0.5	*3	
調理前洗浄による粒子状放射性物質の残 留比 f_d	-	1.0	*3	
核種 i の葉菜上実効減衰定数 $\lambda_{\text{eff}i}$ ($\lambda_{\text{eff}i} = \lambda_i + \lambda_w$)	s^{-1}	5.74×10^{-7}	*3	核種:コハルト-60
核種 i の崩壊定数 λ_i	s^{-1}	4.17×10^{-9}	*4	核種:コハルト-60
ウェザリング効果による減少定数 λ_w	s^{-1}	5.7×10^{-7}	*3	約 14 日
葉菜の栽培密度 ρ	g/cm^2	0.2	*3	
粒子状放射性物質の葉菜への沈着速度 V_g	cm/s	1	*3	
葉菜を含む土壌への粒子状放射性物質の沈着 速度 V'_g	cm/s	1	*3	
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間におけ る核種 i の年間平均の放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.90×10^2	*5	核種:コハルト-60
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における核種 i の年間平均放射能放出率 Q_i	Bq/s	1.91×10^2	*5	核種:コハルト-60
葉菜の栽培期間 t_1	s	5.18×10^6	*3	60 日とする。
土壌 1g 中に含まれる粒子状放射性物質が 葉菜へ移行する割合 B	-	9.4×10^{-3}	*3	核種:コハルト-60
経根移行に寄与する土壌の有効密度 P	g/cm^2	24	*3	
粒子状放射性物質の葉菜への蓄積期間 t_0	s	6.31×10^8	*3	20 年とする。

*1: 「ICRP Pub. 72」から引用

*2: 「気象指針」に基づき算出

*3: 「一般公衆線量評価」から引用

*4: 「Table of Isotopes 8th Edition」から算出

*5: 表 9-3 の年間放出量を単位換算したもの

表 9-4(5) 炭素-14 の葉菜摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータ（平常時：放射性気体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考
経口摂取による炭素-14 の実効線量係数 K_{Fc}	$\mu\text{ Sv/Bq}$	5.8×10^{-4}	*1	成人の場合
		9.9×10^{-4}	*1	幼児の場合
		1.4×10^{-3}	*1	乳児の場合
葉菜の摂取量 W_{Vv}	g/d	100	*2	成人の場合
		50	*2	幼児の場合
		20	*2	乳児の場合
葉菜の市場希釈係数 F_{kv}	—	1	*2	
葉菜中の炭素の重量割合 F_{cv}	kg-C/kg	0.028	*3	
相対濃度 (χ/Q)	s/m ³	2.64×10^{-7}	*4	放出源の有効高さ 75m での放散 南東方位 1185m 地点で最大
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における炭素-14 の年間平均放射能放出率 Q_c	Bq/s	2.76×10^5	*5	
空気 1m ³ 中の炭素の重量 C_A	kg-C/m ³	1.8×10^{-4}	*6	

*1: ICRP Pub. 72 から引用

*2: 「評価指針」から引用

*3: 「ハンドブック」, UCID-17743 から引用

*4: 「気象指針」に基づき算出

*5: 表 9-3 の年間放出量を単位換算したもの

*6: 「ハンドブック」, DOE/TIC-11468 から引用

表 9-5 トリチウムの呼吸摂取による内部被ばくの実効線量の計算に使用するパラメータ
(平常時：放射性気体廃棄物)

パラメータ	単位	数 値		備 考
トリチウムの呼吸摂取による実効線量係数 K_T	$\mu\text{Sv/Bq}$	1.8×10^{-5}	*1	成人の場合
		3.1×10^{-5}	*1	幼児の場合
		6.4×10^{-5}	*1	乳児の場合
呼吸率 M_a	cm^3/d	2.22×10^7	*2	成人の場合
		8.72×10^6	*2	幼児の場合
		2.86×10^6	*2	乳児の場合
相対濃度 (χ/Q)	s/cm^3	2.64×10^{-13}	*3	放出源の有効高さ 75m での放散 南東方位 1185m 地点 で最大
重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間におけるトリチウムの年間平均の放射能放出率 Q_T	Bq/s	4.44×10^5	*4	
原子炉周辺設備解体撤去期間以降におけるトリチウムの年間平均の放射能放出率 Q_T	Bq/s	9.83×10^3	*4	
皮膚吸収による摂取率の呼吸摂取率に対する比 f_a	—	0.5	*5	

*1: 「ICRP Pub. 72」から引用

*2: 「評価指針」から引用

*3: 「気象指針」に基づき算出

*4: 表 9-3 の年間放出量を単位換算したもの

*5: 「ICRP Pub. 30」から引用

表 9-6 被ばく経路別の年間実効線量評価結果（平常時：放射性気体廃棄物）

被ばく経路	期間	核種	年間実効線量 (μSv)		
			成人	幼児	乳児
地表沈着による外部被ばく	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	コバルト-60	3.3×10^{-1}		
		アンチモン-125	8.1×10^{-4}		
	原子炉周辺設備解体撤去期間以降	コバルト-60	3.3×10^{-1}		
放射性雲による外部被ばく	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	コバルト-60	3.6×10^{-4}		
		アンチモン-125	8.7×10^{-7}		
	原子炉周辺設備解体撤去期間以降	コバルト-60	3.6×10^{-4}		
呼吸摂取による内部被ばく	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	トリチウム	2.6×10^{-2}	1.7×10^{-2}	1.2×10^{-2}
		コバルト-60	1.3×10^{-2}	9.4×10^{-3}	4.8×10^{-3}
	原子炉周辺設備解体撤去期間以降	トリチウム	5.7×10^{-4}	3.8×10^{-4}	2.6×10^{-4}
		コバルト-60	1.3×10^{-2}	9.5×10^{-3}	4.8×10^{-3}
		炭素-14	3.7×10^{-3}	2.6×10^{-3}	1.4×10^{-3}
	葉菜摂取による内部被ばく	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	コバルト-60	2.6×10^{-2}	6.5×10^{-2}
コバルト-60			2.6×10^{-2}	6.5×10^{-2}	8.3×10^{-2}
原子炉周辺設備解体撤去期間以降		炭素-14	2.4×10^{-1}	2.0×10^{-1}	1.2×10^{-1}

表 9-7 年間実効線量評価結果（平常時：放射性気体廃棄物）

期 間	年間実効線量*1（ μ Sv）		
	核種別の年間実効線量*2		合 計
重水系・ヘリウム系等の汚染 の除去期間	トリチウム	2.6×10^{-2} (5.7%)	4.6×10^{-1}
	コバルト-60	4.3×10^{-1} (94.3%)	
原子炉周辺設備解体撤去期間 以降	トリチウム	5.7×10^{-4} (0.1%)	6.7×10^{-1}
	炭素-14	2.4×10^{-1} (36.3%)	
	コバルト-60	4.3×10^{-1} (63.6%)	

*1: ()内の数値は、各期間の年間実効線量の合計値からの寄与割合を示す。
合計値及び寄与割合は、端数処理のため数値が一致しないことがある。

*2: 表9-6の被ばく経路別の年間実効線量評価結果を核種ごとに合算した値を示す。
内部被ばくは成人、幼児、乳児の実効線量のうち、最も大きい値を合算した。なお、
アンチモン-125については、合計値からの寄与が小さいため無視した。

表 9-8 放射化機器の水中解体工事に伴い発生する粒子状放射性物質の環境への放出量計算に使用するパラメータ（平常時：放射性液体廃棄物）

パラメータ	単位	数 値		備 考	
原子炉周辺設備解体撤去期間以降における解体対象物切断部分の核種 i の残存放射エネルギー A_{Li}	Bq	鉄-55	2.8×10^{14}	*1	水中切断時の放射化ステンレス材（Zr, Zr-Nb, Al, インコネルを含む）
			5.5×10^{11}	*1	水中切断時の放射化炭素鋼材
		コバルト-60	3.2×10^{14}	*1	水中切断時の放射化ステンレス材（Zr, Zr-Nb, Al, インコネルを含む）
			4.1×10^{10}	*1	水中切断時の放射化炭素鋼材
		アンチモン-125	9.2×10^{12}	*1	水中切断時の放射化ステンレス材（Zr, Zr-Nb, Al, インコネルを含む）
			2.6×10^2	*1	水中切断時の放射化炭素鋼材
切断に伴う粒子状放射性物質の水中浮遊物発生割合 F_L	—	3.5×10^{-3}		*2	放射化ステンレス材の水中切断時アンチモン-125 のみ 100 倍を考慮
		1.5×10^{-3}		*2	放射化炭素鋼材の水中切断時アンチモン-125 のみ 100 倍を考慮
放射性液体廃棄物の前処理時の除染係数 DF_{L1}	—	100		*3	
液体廃棄物の廃棄設備の除染係数 DF_{L2}	—	1000		*3	

*1: 切断カーブ幅と切断長さから計算により算出

*2: 財団法人電力中央研究所：「実用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 年度報告書，平成 15 年度報告書）から引用

*3: 「評価指針」から引用

表 9-9 年間放出量の評価結果（平常時：放射性液体廃棄物）

期 間	放出核種	年間放出量 (Bq)		被ばく経路
重水系・ヘリウム系 等の汚染の除去期間	トリチウム ^{*1}	8.5 × 10 ¹²		
	マンガン-54 ^{*1}	4.0 × 10 ⁸	9.9 × 10 ⁹	
	コバルト-60 ^{*1}	6.1 × 10 ⁹		
	ストロンチウム-90 ^{*1}	3.3 × 10 ⁸		
	セシウム-134 ^{*1}	4.0 × 10 ⁸		
	セシウム-137 ^{*1}	2.7 × 10 ⁹		
原子炉周辺設備解体 撤去期間以降	トリチウム ^{*1}	2.6 × 10 ¹²		海産物摂取
	マンガン-54 ^{*1}	8.2 × 10 ⁷	3.8 × 10 ⁸	
	鉄-55 ^{*2}	9.7 × 10 ⁶		
	コバルト-60 ^{*1}	8.2 × 10 ⁷		
	コバルト-60 ^{*2}	1.1 × 10 ⁷		
	ストロンチウム-90 ^{*1}	2.9 × 10 ⁶		
	アンチモン-125 ^{*2}	3.2 × 10 ⁷		
	セシウム-134 ^{*1}	8.2 × 10 ⁷		
	セシウム-137 ^{*1}	8.2 × 10 ⁷		

*1: 放射化機器の水中解体工事以外で発生する核種であり、「原子炉設置許可申請書」に記載されている核種組成のうち、マンガン-54の半減期未満の短半減期核種を除いた核種

*2: 放射化機器の水中解体工事に伴い発生する核種

表 9-10 海産物摂取による内部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータ（平常時：放射性液体廃棄物）

核種 i	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間における核種 i の年間平均海水中濃度*3 C_i (Bq/cm ³)	原子炉周辺設備解体撤去期間以降における核種 i の年間平均海水中濃度*4 C_i (Bq/cm ³)	核種 i の海産物 k に対する濃縮係数*5 K_{Fki} ((Bq /g) / (Bq/cm ³))			海産物 k の摂取量*5 W_k (g/d)			核種 i の物理的半減期*6 T_{Ri} (d)	海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比*5 f_{ki}		経口摂取による実効線量係数*7 K^{50}_{Fi} (μ Sv/Bq)	海産物 k の採取から摂取までの時間*5 t_k (d)	市場希釈係数*5 F_k
			魚類	無脊椎	海藻類	魚類	無脊椎	海藻類		海藻類	その他			
トリチウム*1	2.80×10^{-2}	1.79×10^{-1}	1	1	1	200 (成人)	20 (成人)	40 (成人)	4.49×10^3	0.98	1	1.8×10^{-5}	0	1
マンガン-54*1	1.32×10^{-6}	5.66×10^{-6}	600	10000	20000				3.13×10^2	0.81		7.1×10^{-4}		
鉄-55*2	3.16×10^{-8}	6.69×10^{-7}	3000	20000	50000				9.85×10^2	0.93		3.3×10^{-4}		
コバルト-60*1	2.01×10^{-5}	5.66×10^{-6}	100	1000	1000				1.92×10^3	0.96		3.4×10^{-3}		
コバルト-60*2	3.62×10^{-8}	7.59×10^{-7}	100	1000	1000				1.92×10^3	0.96		3.4×10^{-3}		
ストロンチウム-90*1	1.09×10^{-6}	2.00×10^{-7}	1	6	10				1.04×10^4	0.99		2.8×10^{-2}		
アンチモン-125*2	1.05×10^{-7}	2.21×10^{-6}	40	5	2000				1.02×10^3	0.93		1.1×10^{-3}		
セシウム-134*1	1.32×10^{-6}	5.66×10^{-6}	30	20	20				7.52×10^2	0.91		1.9×10^{-2}		
セシウム-137*1	8.88×10^{-6}	5.66×10^{-6}	30	20	20				1.10×10^4	0.99		1.3×10^{-2}		

*1：放射化機器の水中解体工事以外で発生する核種であり、「原子炉設置許可申請書」に記載されている核種組成のうち、マンガン-54 の半減期未満となる短半減期核種を除いた核種

*2：放射化機器の水中解体工事に伴い発生する核種

*3： 3.04×10^8 m³/y（「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」から引用）で除したもの

*4： 1.45×10^7 m³/y（原子炉補機冷却海水ポンプ 1 台（1650m³/h）運転から算出）で除したもの

*5：「評価指針」から引用。ただし、アンチモン-125 の濃縮係数は「ハンドブック」から引用

*6：「Table of Isotopes 8th Edition」からトリチウム、鉄-55、アンチモン-125 の半減期を引用、「一般公衆線量評価」からそれ以外の核種の半減期を引用

*7：「ICRP Pub. 72」から引用

表 9-11 年間実効線量評価結果（平常時：放射性液体廃棄物）

期 間	年間実効線量*1 (μSv)		
	核種別の年間実効線量		合 計
重水系・ヘリウム系等の汚染 の除去期間	トリチウム	4.8×10 ⁻² (1.8%)	2.7×10 ⁰
	マンガン-54	3.3×10 ⁻¹ (12.2%)	
	コバルト-60	2.0×10 ⁰ (72.1%)	
	ストロンチウム-90	7.9×10 ⁻³ (0.3%)	
	セシウム-134	6.5×10 ⁻² (2.4%)	
	セシウム-137	3.0×10 ⁻¹ (11.2%)	
原子炉周辺設備解体撤去期 間以降	トリチウム	3.1×10 ⁻¹ (10.0%)	3.1×10 ⁰
	マンガン-54	1.4×10 ⁰ (45.0%)	
	鉄-55*2	2.3×10 ⁻¹ (7.4%)	
	コバルト-60	5.5×10 ⁻¹ (17.7%)	
	コバルト-60*2	7.4×10 ⁻² (2.4%)	
	ストロンチウム-90	1.5×10 ⁻³ (0.0%)	
	アンチモン-125*2	7.3×10 ⁻² (2.3%)	
	セシウム-134	2.8×10 ⁻¹ (9.0%)	
	セシウム-137	1.9×10 ⁻¹ (6.1%)	

*1: ()内の数値は、各期間の年間実効線量の合計値からの寄与割合を示す。
合計値及び寄与割合は、端数処理のため数値が一致しないことがある。

*2: 放射化機器の水中解体工事に伴い発生する核種であり、その合計値は
3.8×10⁻¹μSv となる。

表 9-12 年間実効線量評価結果（平常時：放射性気体廃棄物の放出による被ばくと放射性液体廃棄物の放出による被ばくの合算値）

期 間	年間実効線量（ μ Sv）		
	放射性気体廃棄物の 放出による被ばく	放射性液体廃棄物の 放出による被ばく	合算値
全廃止措置期間	6.7×10^{-1}	3.1×10^0	3.8×10^0

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と想定される事故の種類，程度，影響等

10.1 概要

新型転換炉原型炉施設の廃止措置期間の廃止措置工事において，操作上の過失，機械又は装置の故障，地震，火災等があった場合に発生すると想定される事故とその影響を検討し，敷地境界外における周辺公衆の最大の実効線量を評価することにより，新型転換炉原型炉施設の廃止措置が周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを示す。

10.2 事故時における新型転換炉原型炉施設周辺の公衆の被ばく評価

廃止措置期間中の事故時において，新型転換炉原型炉施設周辺の公衆の被ばく線量は，原子力安全委員会指針である「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）」に記載のとおり，想定する起因事象から放射性物質の放出量が最大である事故を想定し，気象指針の拡散式を用いて，放射性物質の放出量を算出した上で，放出放射性物質に起因する実効線量を評価する。

被ばく線量評価に当たっては，原子力安全委員会指針である「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成13年3月29日一部改訂）」（以下「安全評価審査指針」という。）及び「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29日一部改訂）」並びに原子炉安全基準専門部会報告書である「一般公衆線量評価」に準拠し，廃止措置期間の最大事故を想定して評価する。「原子炉設置許可申請書 添付書類10」に記載されている評価を適用する場合には，ICRP1990年勧告取入れに伴うパラメータ等の変更を考慮し，再評価を行うものとする。

10.3 最も影響の大きい事故の想定

新型転換炉原型炉施設内には、「六 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し」に記載のとおり、使用済燃料を貯蔵していることから、原子炉運転中の事故時評価と同様に、「原子炉設置許可申請書 添付書類10」に記載されている燃料取扱事故を想定する。また、新型転換炉原型炉施設の廃止措置工事は、「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」、 「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分布とその評価方法を含む。）」及び「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廃棄」に記載の方法に従って行うことから、廃止措置工事上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災、その他の災害による原子炉施設の事故の種類、程度、影響等を考慮した上で、起因事象を以下のとおり整理し、最も影響の大きい事故を選定する。

(1) 火災

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、放射性粉じん等の粒子状放射性物質が蓄積した汚染拡大防止囲いの局所フィルタが火災により過熱され、局所フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が瞬時に作業環境中に飛散することにより、粒子状放射性物質が換気設備を通過して大気中に放出されることを想定する。

(2) 爆発

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、熱的切断用のガスが電気火花等により着火して爆発に至った場合、粒子状放射性物質が蓄積した汚染拡大防止囲いの局所フィルタに影響し、局所フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が瞬時に作業環境中に飛散することにより、粒子状放射性物質が換気設備を通過して大気中に放出される場合を想定する。したがって、爆発事象における粒子状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、

あわせて火災・爆発として想定する。

(3) 落下・衝突

使用済燃料貯蔵プール内において、貯蔵中の使用済燃料の取扱時に、使用済燃料 1 体が落下又は周辺機器に衝突して燃料棒の被覆の全数が破損することにより、燃料体内に存在する核分裂生成物の全量が瞬時に大気中に放出される場合を想定する。

また、重水搬出のための重水抜き出し作業における重水入りドラム缶取扱時において、ドラム缶 1 本が落下又は周辺機器に衝突して破損することにより、ドラム缶内の重水の全量 200 リットルが漏えいして重水中に含まれるトリチウムの全量が瞬時に大気中に放出される場合を想定する。

さらに、放射性固体廃棄物を封入した輸送容器取扱時において、輸送容器 1 体が落下又は周辺機器に衝突して破損することにより、輸送容器内の放射性物質の全量が瞬時に作業環境中に飛散し換気設備を通過して大気中に放出される場合を想定する。

(4) 動的機器の機能停止

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、動的機器である汚染拡大防止囲いの局所排風機の運転が何らかの原因で停止することにより、切断作業に伴い発生した粒子状放射性物質が汚染拡大防止囲いの局所フィルタで捕集されずに作業環境中に漏えいし、換気設備を通過して大気中に放出される場合を想定する。

(5) 弁の誤開閉

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、動的機器である汚染拡大防止囲いの局所排風機のバウンダリを構成する弁が何らかの原因により開放又は排気ラインを構成する弁が何らかの原因で閉止することにより、切断作業に伴い発生する粒子状放射性物質が作業環境中に漏えいし、換気設備を通過し

て大気中に放出される場合を想定する。

また、原子炉領域の設備・機器等の水中解体工事において、原子炉領域遠隔解体装置の解体用プールの排水ラインを構成する弁が何らかの原因で開放することにより、放射性物質を含んだプール水が原子炉建屋内に全量漏えいする場合を想定する。

(6) 異常切断

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、汚染拡大防止囲い若しくは汚染拡大防止囲いの局所排風機の排気ラインを誤って切断して破損することにより、切断作業に伴い発生する粒子状放射性物質が汚染拡大防止囲い又は局所排風機の排気ラインから漏えいし、直接大気中に放出される場合を想定する。

(7) 外部電源の喪失

汚染機器又は放射化機器等の切断作業時において、外部電源の喪失により汚染拡大防止囲いの局所排風機及び換気設備が停止することにより、切断作業に伴い発生する粒子状放射性物質が汚染拡大防止囲い及び建屋から漏えいし、直接大気中に放出される場合を想定する。

(8) 津波・洪水

津波・洪水については、新型転換炉原型炉施設の立地段階において、十分な標高を確保していることから、事故の誘因になることはないため、起因事象として想定しない。

(9) 地震

地震については、原子炉設置許可申請書に基づき、耐震設計を施した原子炉施設（建屋及び設備）のうち、廃止措置に必要な施設の機能について、内包する汚染を除去するまでの期間、継続して維持管理し、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ため、起因事象として

想定しない。

なお、新型転換炉原型炉施設の耐震安全性については、平成 18 年 9 月改訂以前の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）」の耐震設計上の重要度分類，基準地震動の策定，施設に作用する地震力の算定，施設に作用する荷重の組み合わせと施設の機能維持に係る考え方，施設の応力等の解析に関する考え方に照らして検討を行い，耐震安全性が確保されていることを確認している。さらに，『発電用原子炉施設の耐震設計審査指針』等の改訂に伴う新型転換炉ふげん発電所の耐震安全性の評価等の実施について（平成 18・09・19 原院第 10 号 平成 18 年 9 月 20 日）」に基づき，耐震安全性の評価についても確認している。

ここで，使用済燃料の貯蔵中は，原子炉設置許可申請時の事故時評価と同様，「燃料取扱事故」による希ガスの放出を想定する。全廃止措置期間においては，火災・爆発による「汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」の粒子状放射性物質の放出，落下・衝突による「重水搬出のための重水抜きし作業中の重水漏えい事故」のトリチウムの放出を想定する。

動的機器の機能停止・弁の誤開閉・異常切断・外部電源の喪失における「汚染拡大防止囲いの局所排風機の停止事故」，異常切断における「汚染拡大防止囲いの破損事故」については，事故が判明した時点で廃止措置工事を停止することで粒子状放射性物質の大気放出を制限できるため，放出源となる放射性物質の移動・挙動が同一になる「汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」の放出量に包絡される。また，最も放射能レベルの高い放射化汚染のある原子炉領域の設備・機器等の水中切断による解体撤去工事（以下「放射化機器の水中解体工事」という。）における汚染拡大防止囲いの局所フィルタに付着する放射性物質量が最大となることから，「放射化機器の水中解体工事における汚

染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」を最大事象として選定する。

なお、放出源が異なる「放射性固体廃棄物輸送容器取扱時の輸送容器破損に伴う放射性物質漏えい事故」の影響は、「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタ破損事故」による影響と比較して小さく、「原子炉領域遠隔解体装置の解体用プール水の漏えい事故」においては、炉下部に漏えいした放射性物質を含むプール水は、回収して液体廃棄物の廃棄設備で処理されることから、いずれも最大の放射性物質を放出する事故とはなり得ない。

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

- ・ 燃料取扱事故
- ・ 放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故
- ・ 重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故

10.4 事故解析

10.4.1 燃料取扱事故

「原子炉設置許可申請書 添付書類 10」に記載している燃料取扱事故において、使用済燃料の放射エネルギーの減衰を考慮し、新指針に基づく再評価を行う。

使用済燃料貯蔵プール内において、貯蔵中の使用済燃料の取扱時に、使用済燃料 1 体が落下又は周辺機器に衝突して燃料棒の被覆の全数が破損し、燃料内に存在する核分裂生成物の全量が瞬時に大気中に放出される場合を想定する。大気中への放出量から公衆の実効線量を評価する。

10.4.1.1 計算条件

- (1) 評価に使用する使用済燃料は、「核燃料輸送物設計承認書 平成 17・

11・25 原第8号(平成18年2月17日付)」に記載された燃料のうち、最も放射能強度の大きい微濃縮ウラン型燃料とする。原子炉運転中、燃料内に生成された核分裂生成物は、原子炉の運転終了から4.5年が経過し、崩壊が十分進んでいることから、放射性よう素及び希ガスのうち、短半減期核種であるよう素-131及びキセノンは十分に減衰しており、希ガスのクリプトン-85が残留する。また、よう素-129 (1.18×10^8 Bq) はクリプトン-85 (2.88×10^{13} Bq) の放射エネルギーと比較し十分少ないため無視できる。

- (2) 使用済燃料貯蔵プール内において、貯蔵中の使用済燃料の取扱時に、使用済燃料1体が落下又は周辺機器に衝突し、燃料内に存在する希ガスのクリプトン-85が使用済燃料貯蔵プール内に放出され、その全量が燃料貯蔵プール建屋内の作業環境中に拡散する。
- (3) 希ガスのクリプトン-85は、換気設備を経由し、そのまま大気中に放出される。
- (4) 希ガスのクリプトン-85のガンマ線実効エネルギーは、0.0022 MeV/disとする。
- (5) ガンマ線実効エネルギーに換算した大気中への放出量は、 6.3×10^{10} MeV・Bqとなる。これは「原子炉設置許可申請書 添付書類10」に記載されている希ガスの放出量 2.7×10^{11} MeV・Bq を下回る。

10.4.1.2 線量の評価方法

(1) 線量の評価

大気中に放出されたクリプトン-85の放射性雲からの外部被ばくによる実効線量を評価する。

(2) 大気中に放出された希ガスによる線量

新型転換炉原型炉施設の想定事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、「原子炉設置許可申請書 添付書類 9」に記載している新型転換炉原型炉施設の敷地における1年間の気象観測値（標高13m及び148mで観測した昭和53年3月から昭和54年2月までの1年間のデータ）を使用して、気象指針に示された方法に従って求めた相対線量(D/Q)を用いる。

排気筒放散、放出源の有効高さを25 m、実効的な放出継続時間を1時間として、16方位のうち海側方位を除く12方位の着目地点について相対線量(D/Q)を求める。このようにして求めた値を累積し、年間累積出現頻度が97%に相当する値のうち、最大となる値を評価に用いる。また、着目方位に隣接する方位の寄与を含め、合計3方位の評価とする。核分裂生成物の線量評価に用いる相対線量(D/Q)は、排気筒の東南東方位830 m地点で最大となり、その値は、 1.00×10^{-15} mGy/(MeV・Bq)である。

10.4.1.3 計算方法

事故時における周辺公衆の被ばく線量評価に当たっては、安全評価審査指針及び一般公衆線量評価の放射性雲からの外部被ばくの実効線量評価式を参考に以下のとおり計算する。

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

ここに、

H_{γ} : 放射性雲からの外部被ばくによる実効線量 (mSv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

Q_{γ} : ガンマ線換算放出量 (MeV・Bq)

(D/Q) : 事故時の相対線量 (mGy/(MeV・Bq))

「燃料取扱事故」時の放射性雲からの外部被ばくによる実効線量計算に使用するパラメータを表 10-1 に示す。

10.4.1.4 評価結果

「燃料取扱事故」時の放射性雲からの外部被ばくの実効線量の評価において、使用済燃料（1 体）の取扱事故による実効線量を評価した結果、 6.3×10^{-5} mSv となる。

10.4.2 放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故

放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタが火災・爆発により破損し、局所フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が瞬時に作業環境中に飛散することにより、粒子状放射性物質が換気設備を通過して、大気中に放出される場合を想定する。大気中への放出量から公衆の実効線量を評価する。

10.4.2.1 計算条件

- (1) 放射化機器の水中解体工事において、水中に浮遊する粒子状放射性物質の一部が空気中へ移行し、その粒子状放射性物質が汚染拡大防止囲いの局所フィルタ（捕集効率：0.99）に回収されるものとする。作業途中のフィルタ交換は考慮せず、保守的に評価する。
- (2) 局所フィルタの火災・爆発により、フィルタに付着している粒子状放射性物質の全量が原子炉建屋内の作業環境中に飛散する。
- (3) 原子炉建屋内の作業環境中に飛散した粒子状放射性物質は換気設備を通過時に捕集（捕集効率：0.99）されて大気中に放出される。なお、

原子炉建屋の構造上、汚染拡大防止囲いの局所フィルタの火災・爆発が換気設備の火災・爆発に発展することはない。

10.4.2.2 線量の評価方法

(1) 線量の評価

被ばく経路には、放射性気体廃棄物の放出に伴い、短期的に被ばくする経路（放射性雲からの外部被ばく及び呼吸摂取による内部被ばく）及び放射性物質の放出後に長期間にわたって被ばくする経路（地表沈着による外部被ばく及び農産物摂取による内部被ばく）がある。事故時においては、長期的に被ばくする経路（地表沈着による外部被ばく及び農産物摂取による内部被ばく）については、付近への立入制限や土地表面の除染、農産物の摂取制限等の措置により適切に制限することが可能であると考えられることから、短期的に影響を受ける経路（呼吸摂取による内部被ばく、放射性雲からの外部被ばく）について考慮する。ここで、2つの経路への核種別の放射エネルギーの分配は考慮せず、すべての放射性物質の放射エネルギーが、それぞれ、呼吸摂取による内部被ばくと放射性雲からの外部被ばくの経路に移行したと仮定して被ばく線量を評価し、合算して保守的に評価する。また、内部被ばく線量においては、成人と小児について評価する。

(2) 大気中に放出された粒子状放射性物質による線量

粒子状放射性物質による線量評価に用いる相対線量(D/Q)は、10.4.1.2(2)に記載した値と同様とする。

また、粒子状放射性物質による線量評価に用いる相対濃度(χ/Q)は、10.4.1.2(2)の記載と同様、気象指針に示された方法に従って求めたものを用いる。

排気筒放散、放出源の有効高さを 25 m、実効的な放出継続時間を 1 時

間とし、16方位のうち海側方位を除く12方位の着目地点について相対濃度(χ/Q)を求める。このようにして求めた値を累積し、年間累積出現頻度が97%に相当する値のうち、最大となる値を設定する。核分裂生成物の線量評価に用いる相対濃度(χ/Q)は、排気筒の東南東方位830m地点で最大となり、その値は、 4.85×10^{-5} s/m³である。

10.4.2.3 計算方法

事故時における周辺公衆の被ばく線量評価に当たっては、安全評価審査指針及び一般公衆線量評価の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量評価式及び放射性雲からの外部被ばくの実効線量評価式を参考に、以下のとおり計算する。評価対象核種は、新型転換炉原型炉施設の特徴的な核種である炭素-14、ニオブ-94、アンチモン-125を考慮した上で、実効線量へ大きく寄与する核種（全体の比率から90%以上の合計値となる核種）となるコバルト-60、アンチモン-125の粒子状放射性物質を選定する。

(1) 呼吸摂取による内部被ばく

呼吸摂取による内部被ばくの実効線量計算は以下のとおり行う。

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

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

ここで、

H_{BD} : 呼吸摂取による内部被ばくの実効線量 (mSv)

H_{BDi} : 核種 i の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量 (mSv)

M_a : 活動時の呼吸率 (m³/s)

H_{∞} : 核種 i の呼吸摂取による実効線量係数 (mSv/Bq)

(χ/Q) : 事故時の相対濃度 (s/m³)

Q_i : 事故における核種 i の放出量(Bq)

「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」時の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータを表 10-2(1)に示す。

(2) 放射性雲からの外部被ばく

放射性雲からの外部被ばくの実効線量計算は以下のとおり行う。

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

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

ここで,

H_{rD} : 放射性雲からの外部被ばくによる実効線量 (mSv)

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

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

(D/Q) : 事故時の相対線量 (mGy/(MeV・Bq))

E_i : 核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)

Q_i : 事故における核種 i の放出量(Bq)

「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」時の放射性雲からの外部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータを表 10-2(2)に示す。

10.4.2.4 評価結果

「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」時の実効線量を評価した結果、呼吸摂取による内部被ばくの実効線量は、成人の場合 2.6×10^{-4} mSv、小児の場合 2.0×10^{-4} mSv、放射性雲からの外部被ばくの実効線量は 9.1×10^{-7} mSv、2つの被ばく

経路を合算して保守的に評価した場合の実効線量は成人において、 2.6×10^{-4} mSv となる。

10.4.3 重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故

重水搬出のための重水抜き出し作業中における重水入りドラム缶取扱時において、ドラム缶 1 本が落下又は周辺機器に衝突して破損することにより、ドラム缶内の重水の全量 200 リットルが漏えいして重水中に含まれるトリチウムの全量が瞬時に大気中に放出される場合を想定する。大気中への放出量から公衆の実効線量を評価する。なお、漏えいした重水は、回収して液体廃棄物の廃棄設備で処理し、管理放出することから、液体としての公衆の被ばく線量評価は考慮しない。

10.4.3.1 計算条件

- (1) 重水入りドラム缶の破損により、ドラム缶内の重水の全量 200 リットルが漏えいし、床面に一様に分布したとする。
- (2) 漏えいした重水の蒸発（重水中トリチウムの作業環境中への移行及び拡散）が 1 時間にわたって継続する。
- (3) 高濃度（約 99.7%）の重水のトリチウム濃度 2.2×10^8 Bq/cm³（分析値）に重水蒸発量 650 cm³（想定される作業環境条件として、最高室温 40°C、相対湿度 69.3%と仮定した場合の 1 時間における蒸発量）を乗じて作業環境中へのトリチウムの移行量を算出し、その全量のトリチウム 1.4×10^{11} Bq が瞬時に大気中に放出される。

10.4.3.2 線量の評価方法

- (1) 線量の評価

トリチウムの被ばく経路の選定として、呼吸摂取による内部被ばくのみを採用する。評価対象は、成人と小児とする。

(2) 大気中に放出されたトリチウムによる線量

トリチウムの線量評価に用いる相対濃度(χ/Q)は、4.2.2(2)に記載した値と同様とする。

10.4.3.3 計算方法

事故時における周辺公衆の被ばく線量評価に当たっては、「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載している実効線量評価式を参考に、新指針に基づく評価を以下のとおり計算する。

$$H_T = M_a \cdot H_\infty \cdot (\chi/Q) \cdot Q_T \cdot (1+f_a)$$

ここで、

H_T : トリチウムの呼吸摂取による実効線量 (mSv)

M_a : 活動時の呼吸率 (m^3/s)

H_∞ : トリチウムの呼吸摂取による実効線量係数 (mSv/Bq)

(χ/Q) : 事故時の相対濃度 (s/m^3)

Q_T : 事故におけるトリチウムの放出量(Bq)

f_a : 皮膚吸収による摂取率の呼吸摂取率に対する比(-)

「重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故」時のトリチウムの呼吸摂取による内部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータを表10-3に示す。

10.4.3.4 評価結果

「重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故」時の実効線量を評価した結果、トリチウムの呼吸摂取による実効線量は成人の場合 6.1×10^{-5} mSv、小児の場合 4.2×10^{-5} mSv となる。

10.4.4 評価結果のまとめ

「燃料取扱事故」、 「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」、 「重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故」による実効線量の評価結果を表 10-4 に示す。

これらの想定事故のうち、最大の実効線量は、「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」の 2.6×10^{-4} mSv となり、安全評価審査指針に記載された事故時評価の判断基準である 5 mSv を十分下回る結果となり、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認した。

表 10-1 「燃料取扱事故」時の放射性雲からの外部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータ

パラメータ	単位	数値		備考
使用済燃料 1 体の放射能量 (クリプトン-85)	Bq	2.88×10^{13}	*1	燃焼度：20,000 MWd/MT 以下 平均比出力：16.3 MW/MT 冷却期間：720 日以上
ガンマ線実効エネルギー	MeV/dis	0.0022	*2	核種：クリプトン-85
ガンマ線換算放出量 Q_γ	MeV・Bq	6.3×10^{10}	*3	(使用済燃料 1 体の放射能量) × (ガンマ線実効エネルギー)
空気カーマから実効線量への換算係数 K	Sv/Gy	1	*4	
事故時の相対線量 (D/Q)	mGy/ (MeV・Bq)	1.00×10^{-15}	*5	放出源の有効高さ 25 m での放散 東南東方位 830 m 地点で最大

*1: 「核燃料輸送物設計承認書 平成 17・11・25 原第 8 号 (平成 18 年 2 月 17 日付)」に記載された数値

*2: 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について (平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)」(原子力安全委員会) から引用

*3: 計算により算出

*4: 「安全評価審査指針」から引用

*5: 「気象指針」に基づき算出

表 10-2(1) 「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」時の呼吸摂取による内部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータ

パラメータ	単 位	数 値		備 考
呼吸率 M_a	m^3/s	3.33×10^{-4}	*1	成人の活動時の場合 1.2 m^3/h
		8.61×10^{-5}	*1	小児の活動時の場合 0.31 m^3/h
核種 i の呼吸摂取による 実効線量係数 H_{∞}	mSv/Bq	3.1×10^{-5}	*2	成人の場合 核種：コバルト-60
		8.6×10^{-5}	*2	小児の場合 核種：コバルト-60
		1.2×10^{-5}	*2	成人の場合 核種：アンチモン-125
		3.8×10^{-5}	*2	小児の場合 核種：アンチモン-125
事故時の相対濃度 (χ/Q)	s/m^3	4.85×10^{-5}	*3	放出源の有効高さ 25 m での放 散 東南東方位 830 m 地点で最大
事故における核種 i の放 出量 Q_i	Bq	2.4×10^8	*4	核種：コバルト-60
		7.0×10^8	*4	核種：アンチモン-125

*1: 「安全評価審査指針」から引用

*2: 「ICRP Pub. 72」から引用

*3: 「気象指針」に基づき算出

*4: 放射化機器の水中解体工事に伴う粒子状放射性物質の局所フィルタ捕集量とし、解体対象物切断部分の残存放射エネルギーに粒子状放射性物質の気中移行割合等
を乗じることにより算出

表 10-2(2) 「放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故」時の放射性雲からの外部被ばくの実効線量計算に使用するパラメータ

パラメータ	単 位	数 値		備 考
空気カーマから実効線量への換算係数 K	Sv/Gy	1	*1	
事故時の相対線量 (D/Q)	mGy/ (MeV・Bq)	1.00×10^{-15}	*2	放出源の有効高さ 25 m での放散 東南東方位 830 m 地点で最大
核種 i のガンマ線実効エネルギー E_i	MeV/dis	2.50	*3	核種：コバルト-60
		4.34×10^{-1}	*4	核種：アンチモン-125
事故における核種 i の放出量 Q_i	Bq	2.4×10^8	*5	核種：コバルト-60
		7.0×10^8	*5	核種：アンチモン-125

*1: 「安全評価審査指針」より引用

*2: 「気象指針」に基づき算出

*3: 「一般線量公衆評価」より引用

*4: 「JAERI Data Code 2001-004」より引用

*5: 放射化機器の水中解体工事に伴う粒子状放射性物質の局所フィルタ捕集量とし、解体対象物切断部分の残存放射エネルギーに粒子状放射性物質の気中移行割合等乗じることにより算出

表 10-3 「重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故」時のトリチウムの呼吸摂取による内部被ばくの実効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
呼吸率 M_a	m^3/s	3.33×10^{-4}	*1	成人の活動時の場合 1.2 m^3/h
		8.61×10^{-5}	*1	小児の活動時の場合 0.31 m^3/h
トリチウムの呼吸摂取による実効線量係数 H_o	mSv/Bq	1.8×10^{-8}	*2	成人の場合
		4.8×10^{-8}	*2	小児の場合
事故時の相対濃度 (χ/Q)	s/m^3	4.85×10^{-5}	*3	放出源の有効高さ 25 m での放散 東南東方位 830 m 地点で最大
事故におけるトリチウムの放出量 Q_T	Bq	1.4×10^{11}	*4	作業環境(最高室温 40°C, 相対湿度 69.3%)における 1 時間の重水蒸発量(650 cm^3)から評価
皮膚吸収による摂取率の呼吸摂取率に対する比 f_a	—	0.5	*5	

*1: 「安全評価審査指針」より引用

*2: 「ICRP Pub. 72」から引用

*3: 「気象指針」に基づき算出

*4: 重水中トリチウム濃度に重水の蒸発量を乗じることにより算出

*5: 「ICRP Pub. 30」から引用

表 10-4 実効線量の評価結果

想定事故の種類	実効線量 (mSv)	被ばく経路
燃料取扱事故	6.3×10^{-5}	放射性雲からの外部被ばく
放射化機器の水中解体工事における汚染拡大防止囲いの局所フィルタの破損事故	2.6×10^{-4}	呼吸摂取による内部被ばく（成人）と放射性雲からの外部被ばくの合算
重水搬出のための重水抜き出し作業中の重水漏えい事故	6.1×10^{-5}	呼吸摂取による内部被ばく（成人）

十一 廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間

11.1 概要

廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設(以下「性能維持施設」という。)は、「五 5.1 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被ばくの低減を図るとともに、使用済燃料の貯蔵のための管理、汚染の除去工事、解体撤去工事及び核燃料物質によって汚染された物の廃棄作業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、所要の性能及び必要な機能を維持管理する。なお、廃止措置期間中の工事の進捗状況に応じて段階的に性能を変更する必要がある場合には、要求されている機能に支障を及ぼさないこととする。

また、廃止措置のために導入する装置については、漏えい及び拡散防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策の安全確保のための機能が要求を満足するよう、適切な設計を行うとともに、製作・施工の適切な時期に試験又は検査を実施し、必要な性能を満足していることを確認していく。

これらの設備・機器等の性能については、定期的に点検等で確認していくこととし、また、その結果については、適切な基準と照らし合わせて評価し、経年変化等による性能低下又はそのおそれのある場合には、その対象機器等について、必要な性能を満足するために、その都度、適宜更新することとする。

これら性能維持施設の維持管理に関しては、保安規定に管理の方法を定めて、これに基づき実施することとする。

11.2 性能維持施設の維持管理に関する内容

性能維持施設に対し、維持すべき性能、並びに維持すべき期間を表 11-1 に示

す。

以下に、性能維持施設の考え方について示す。

- 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建屋及び構築物については、これらの系統及び機器が撤去されるまでの間、放射性物質の外部への漏えいを防止するための障壁及び放射線遮へい体としての機能及びその性能並びに拡散防止機能を維持管理する。特に、建屋の一部の壁においては、圧縮強度が設計基準強度を下回るデータが得られていることを考慮して、廃止措置期間中においても各建屋の巡視及び点検等を継続実施していくこととする。
- 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設については、使用済燃料搬出完了まで、使用済燃料の未臨界維持、貯蔵、遮へい、浄化等の各機能及びその性能を維持管理する。なお、別添資料の「使用済燃料貯蔵プールの水溫評価について」に示すとおり、使用済燃料を貯蔵した状態で除熱機能を有する設備を停止しても、使用済燃料貯蔵プールの水溫が原子炉設置許可申請書に記載の余熱除去系の機能維持が必要となる 52℃及び上限値である 66℃を超えないことを確認したことから、使用済燃料貯蔵設備の除熱機能に係る設備を供用終了とした。
- 放射性廃棄物の廃棄施設については、気体廃棄物及び液体廃棄物を適切に処理・放出するため、放出低減等の各機能及びその性能を維持管理する。また、固体廃棄物を適切に処理及び貯蔵保管するため、貯蔵等の各機能及びその性能を維持管理する。
- 放射線管理施設については、原子炉施設内外の放射線監視、環境への放射性物質の放出管理及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理のために、放射線監視、測定等の各機能及びその性能を維持管

理する。

- 換気設備については、①使用済燃料の貯蔵管理及び放射性廃棄物の処理、②放射線業務従事者の被ばく低減、③解体撤去工事に伴い放射性粉じんが発生する場合において、建屋内の空気浄化、放出低減、拡散防止の各機能及びその性能を維持管理する。
- 電源設備については、解体中の原子炉施設の安全確保上必要な場合、適切な容量を確保し、それぞれの設備に要求される機能及びその性能を維持管理する。なお、ディーゼル発電機については、使用済燃料の安全貯蔵に係る非常用電源としての目的が終了したことから供用を終了する。また、商用電源喪失時の電源供給のために新たに予備電源装置（空冷式）を設置し、維持管理する。さらに、商用電源である受電系統については、275kV から 77kV に切り替えるとともに、275kV は供用終了とする。
- その他の安全確保上必要な設備（消火設備等）については、それぞれの設備に要求される機能及びその性能を維持管理する。

燃料移送機を除く燃料移送装置については、燃料等の取扱対象物の交換プールから使用済燃料貯蔵プールへの移送が完了したため、供用終了とした。また、重水の抽出しが完了した重水貯槽及び劣化重水貯槽についても、供用終了とした。

- 原子炉補機冷却系については、原子炉運転中、原子炉冷却系統施設の一次冷却設備、非常用冷却設備等の主要機器へ冷却水を供給していた。廃止措置以降は、使用済燃料貯蔵設備の除熱機能に係る設備である余熱除去系の供用終了により、原子炉補機冷却系の除熱対象機器は再生廃液処理系蒸発濃縮装置濃縮器復水器、中央制御室換気系チリングユニット、床ドレン処理系床ドレン収集ポンプ、機器ドレン処理系廃液収集ポンプ、

プール水冷却浄化系循環ポンプ及び圧縮空気系設備空気圧縮機である。圧縮空気系設備空気圧縮機は、空冷式のユニット型空気圧縮機に変更し、その他の除熱対象機器は、除熱が必要な負荷ごとに適切な代替冷却装置を設置する。

これらの代替冷却装置と除熱対象の設備と一体的に維持管理することとし、原子炉補機冷却系は供用終了とする。

- ・ 圧縮空気系設備については、原子炉運転中、原子炉の計測系計器及び空気作動弁等に制御用空気を供給していた。廃止措置以降は、性能維持施設及び解体作業に用いる機械設備へ圧縮空気を供給してきている。今後も、廃止措置期間中は、必要な性能維持施設等に圧縮空気を適切に供給する事が必要であることから、高経年化対策を図り、空冷式空気圧縮機に更新する。更新においては、廃止措置期間中に適切な圧縮空気を供給できるユニット型空気圧縮機を設置し、維持管理することとし、圧縮空気系設備のうち、空気圧縮機は供用終了とする。

11.3 検査・校正

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

11.4 管理区域の区分，立入制限及び保安のために必要な措置

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質の濃度（空気又は水のうち自然に含まれている放射性物質を除く。）若しくは放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が法令に定める管理区域設定の基準値を超えるか又は超えるおそれがある場合は，対象区域を管理区域として設定

する。廃止措置工事の進捗に伴い、設定した管理区域が法令に定める基準値を超えず、汚染のおそれがないことを確認した場合は、管理区域の設定を解除する。また、管理区域以外の区域における線量当量率等が一時的に法令に定める基準値を超えるか又は超えるおそれがある場合は、対象区域を一時管理区域として設定する。また、設定した管理区域及び一時管理区域は、放射線業務従事者等の不必要な被ばくを防止するため、これらの区域に対する立入りを制限する措置として、壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。これら管理区域の区分、立入制限及び保安のために必要な措置については、原子炉運転中と同様に、保安規定に定め、実施する。

11.5 原子炉施設からの放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリング

主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒から大気中に放出する排ガス中の放射性物質濃度は、「原子炉設置許可申請書 添付書類9」に記載のとおり、各々に設置した主排気筒モニタ及び廃棄物処理建屋排気筒モニタにより連続監視し、復水器冷却水放水路から海洋へ放出する排水中の放射性物質濃度は、放水槽モニタにより連続監視する。また、モニタリングポストにより、周辺監視区域境界付近における空気吸収線量率を連続監視する。

また、主排気筒及び廃棄物処理建屋排気筒から大気中に放出する排ガス中の放射性物質濃度は、サンプリング装置により定期的に採取し、その濃度を測定するとともに評価し、法令に定める周辺監視区域の外における濃度限度を超えないように管理する

放射性液体廃棄物を復水器冷却水放水路から海洋へ放出する場合には、放出する前に放射性液体廃棄物の性状に応じて区分している各サンプルタンク等から試料を採取して、その濃度を測定するとともに評価し、法令に定める周辺監視区域の外側の境界における濃度限度を超えないように管理する。

これら廃止措置期間中の原子炉施設からの放出管理に係る放射線モニタリング及び周辺環境に対する放射線モニタリングについては、原子炉運転中と同様に、保安規定に定め、実施する。

11.6 原子炉施設への第三者の不法な接近を防止する措置

原子炉施設への第三者の不法な接近を防止するため、境界に柵又は標識を設ける等の方法によって原子炉施設への第三者の不法な接近等を防止する措置を講じる。

11.7 火災の防護設備の維持管理

保安規定等に基づき、消火器、自動火災報知設備等の火災の防護設備の維持管理を行う。

表 11-1 性能維持施設 [1/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考	
原子炉施設的一般構造	その他の主要な構造	原子炉建屋	—	地下2階・地上5階 鉄筋コンクリート造 ・主要寸法(内径):約33m	漏えい防止機能 拡散防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質が漏えいするよう有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するよう有意な損傷がない状態であること 	当該建屋内の管理区域の解除完了まで	建屋解体期間	—
		原子炉補助建屋	—	地下2階・地上3階 鉄筋コンクリート造 ・主要寸法 原子炉補機室:長さ約40m, 幅35m, 高さ約33.5m 廃棄物処理室:長さ約35m, 幅26m, 高さ約20m 電気・機械室:長さ約84m, 幅21m, 高さ約33.5m	漏えい防止機能 拡散防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する		当該建屋内の管理区域の解除完了まで	建屋解体期間	—
		タービン建屋	—	地下2階・地上1階 鉄筋コンクリート造 ・主要寸法:長さ約84m, 幅32m, 高さ約30.5m	漏えい防止機能 拡散防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する		当該建屋内の管理区域の解除完了まで	建屋解体期間	—
		燃料貯蔵プール建屋	—	地下2階・地上2階 鉄筋コンクリート造 ・主要寸法:長さ約61m, 幅18.5m, 高さ約27m	漏えい防止機能 拡散防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する		当該建屋内の管理区域の解除完了まで	建屋解体期間	—
		廃棄物処理建屋	—	地下1階・地上3階 鉄筋コンクリート造 ・主要寸法:長さ約40m, 幅25m, 高さ約30m	漏えい防止機能 拡散防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する		当該建屋内の管理区域の解除完了まで	建屋解体期間	—
原子炉本体	放射線遮へい体	鉄水遮へい体	—	側部及び上下部遮へい体からなる炭素鋼製の溶接構造タンク ・位置:原子炉建屋内 ・種類:矩形円筒形 ・主要寸法:全高6,980mm 最大外径9,450mm	遮へい機能	外観点検により機能を維持する	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線障害の防止に影響するよう有意な損傷がない状態であること 	原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事着手まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		外周壁(生体遮へい体)	—	・位置:原子炉建屋内 ・種類:鉄筋コンクリート造 ・主要寸法:炉心半径方向で厚さ150cm	遮へい機能	外観点検により機能を維持する		原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事着手まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		原子炉建屋外壁	—	・位置:原子炉建屋 ・種類:鉄筋コンクリート造 ・主要寸法:外径約40.5m, 地上高約42.2m	漏えい防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する		<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質が漏えいするよう有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するよう有意な損傷がない状態であること 	原子炉建屋の管理区域の解除完了まで(原子炉建屋解体に準ずる)	建屋解体期間
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料移送装置	トランスファー装置	トランスファー装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉建屋及び燃料貯蔵プール建屋内	移送機能	トランスファー装置の動作状態の確認により機能を維持する	<ul style="list-style-type: none"> ・装置の運転状態に異常がないこと ・停止機能、ブレーキが正常に動作すること ・燃料移送機については、グリッパ電源が喪失した場合においても、停止した位置で機軸燃料が保持されること 	取扱対象物の使用済燃料貯蔵プールへの移送完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
			燃料出入機	燃料出入機 ・基数:1基 ・位置:原子炉建屋内 ・種類:屋内クレーン型	移送機能	燃料出入機の動作状態の確認により機能を維持する		取扱対象物の使用済燃料貯蔵プールへの移送完了まで	原子炉周辺設備解体撤去期間	—
			燃料移送機	燃料移送機 ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・種類:屋内クレーン型	移送機能	燃料移送機の動作状態の確認により機能を維持する		取扱対象物の使用済燃料貯蔵プールからの搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
			燃料交換プール	燃料交換プール ・基数:1基 ・位置:原子炉建屋内 ・種類:鉄筋コンクリート構造 ・主要寸法:縦8,710mm(長辺)7,824mm(短辺),横4,900mm,深さ17,750mm	移送機能	外観点検により機能を維持する		取扱対象物の使用済燃料貯蔵プールへの移送完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—

表 11-1 性能維持施設 [2/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	設備、維持台数、位置、構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考		
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	キャスク取扱装置	—	キャスク洗浄室 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内	拡散防止機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること	使用済燃料の施設外への搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
			—	キャスク取扱クレーン ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・種類:屋内天井クレーン型 ・定格荷重:80 ton	吊上げ・運搬機能	クレーンの動作状態の確認により機能を維持する	・装置の運転状態に異常のないこと ・停止機能、ブレーキが正常に動作すること	燃料貯蔵プール建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
	核燃料物質貯蔵設備	使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵プール	使用済燃料貯蔵プール ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・主要寸法:縦9,000mm、横11,300mm、深さ12,400mm 貯蔵ラック ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール内 ・主要寸法:縦6,600mm、横8,800mm、高さ4,800mm	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・貯蔵能力に影響を与える著しい破損、著しい変形がないこと	貯蔵対象物の使用済燃料貯蔵プールからの搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	使用済燃料搬出完了以降、レベル1の放射性廃棄物を使用済燃料貯蔵プールに保管する計画である。	
				貯蔵ラック ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール内 ・主要寸法:縦6,600mm、横8,800mm、高さ4,800mm	未臨界維持機能	外観点検により機能を維持する					
				使用済燃料貯蔵プール ・基数:1基 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・主要寸法:縦9,000mm、横11,300mm、深さ12,400mm	遮へい機能	外観点検により機能を維持する					
	プール水冷却浄化系	—	循環ポンプ ^{(81), (82)} ・台数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置渦巻ポンプ ・容量:43 m ³ /h 冷却器 ⁽⁸¹⁾ ・台数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置U字管式 ・容量:1.7×10 ³ kcal/h ろ過塩器 ⁽⁸²⁾ ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:整形円筒プレコート形フィルタ ・容量:43 m ³ /h	除熱機能 ⁽⁸¹⁾	系統の運転状態の確認により機能を維持する	系統の運転状態の確認により機能を維持する	重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間	原子炉本体解体撤去期間	維持すべき期間は、使用済燃料貯蔵プール水温が52℃を越えないことを確認したことによる。		
			浄化機能 ⁽⁸²⁾	系統の運転状態の確認により機能を維持する	・プール水冷却循環ポンプ出口流量が基準値を満足し安定しており、各部の運転状態に異常がないこと					使用済燃料の施設外への搬出完了まで	—
	原子炉冷却系統施設	その他の主要な事項	余熱除去系	—	余熱除去ポンプ ・台数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置単段渦巻式 ・容量:250 m ³ /h 熱交換器 ・台数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置U字管式 ・容量:1.75×10 ³ kcal/h	除熱機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する	プール水冷却浄化系の後備冷却機能が不要となるまで	原子炉周辺設備解体撤去期間	維持すべき期間は、使用済燃料貯蔵プール水温が52℃を越えないことを確認したことによる。	
	放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	排気口	主排気筒	・基数:1基 ・位置:原子炉中心から約230m ・排気口地上高さ:55m	放出低減機能	外観点検により機能を維持する	・排気口の機能を損なうような亀裂、変形等有意な欠陥がないこと	主排気筒に接続されている換気設備解体撤去工事完了まで	建屋解体期間	—
				廃棄物処理建屋排気筒	・基数:1基 ・位置:廃棄物処理建屋 ・排気口地上高さ:約30m	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				

表 11-1 性能維持施設 [3/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	設備、維持台数、位置、構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考				
放射性廃棄物の 廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン処理系	—	廃液収集タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:57m ³ 廃液サージタンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:57m ³	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること	機器ドレン廃液の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—			
				漏えい防止機能	警報及びインターロックの動作状態の確認により機能を維持する	・警報及びインターロックが正常に動作すること							
				汚濁水タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:25m ³ 上澄水タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:20m ³	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること						
				漏えい防止機能	警報の動作状態の確認により機能を維持する	・警報及びインターロックが正常に動作すること							
				廃液サンプルタンク ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:67m ³ ×1基, 57m ³ ×1基	貯蔵機能 放出低減機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること						
				漏えい防止機能	警報及びインターロックの動作状態の確認により機能を維持する	・警報及びインターロックが正常に動作すること							
		ろ過装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒中空糸膜フィルタ ・容量:15m ³ /h 脱塩装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒混床式イオン交換塔 ・容量:15m ³ /h	放出低減機能	装置への通水状態の確認により機能を維持する	・処理能力が基準値以上であること ・系統からの著しい漏洩がないこと								
		床ドレン処理系	—	床ドレン収集タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:32m ³	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること				床ドレン廃液の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
					漏えい防止機能	警報の動作状態の確認により機能を維持する	・警報及びインターロックが正常に動作すること						
				床ドレンサンプルタンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:32m ³	貯蔵機能 放出低減機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること						
					漏えい防止機能	警報の動作状態の確認により機能を維持する	・警報及びインターロックが正常に動作すること						

表 11-1 性能維持施設 [4/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物の廃棄設備	再生廃液処理系	—	廃液中和タンク ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:45m ³ ×2基	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること ・警報及びインターロックが正常に動作すること	再生廃液の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				蒸発濃縮装置 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:単効用立型大気圧蒸発罐 ・容量:1ton/h	放出低減機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する				
				洗濯廃液タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:20m ³	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること ・警報及びインターロックが正常に動作すること			
		洗濯廃液サンプルタンク ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:20m ³	貯蔵機能 放出低減機能	外観点検により機能を維持する						
		ろ過装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒圧力プレコートフィルタ ・容量:10m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する						
		重水ドレン処理系	—	劣化重水貯槽(劣化重水貯蔵タンク) ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・容量:13m ³ (A), 30m ³ (B)	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する				
	復水器冷却水放水路	—	復水器冷却水放水路 ・基数:一式 ・位置:放水槽, 放水口	放出低減機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること	液体廃棄物の廃棄設備での処理完了まで	建屋解体期間	—	
	流体状の放射性廃棄物の漏えい検出装置及び警報装置	—	漏えい検出装置 ・基数:一式 ・位置:原子炉補助建屋内, 廃棄物処理建屋内 ・種類:電極式	漏えいの早期検出機能	警報の動作状態の確認により機能を維持する	・警報が正常に動作すること	液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備解体撤去工完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
	固体廃棄物の廃棄設備	使用済イオン交換樹脂貯蔵タンク	粒状廃樹脂貯蔵タンク ・基数:7基 ・位置:原子炉補助建屋内, 廃棄物処理建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:55m ³ ×2基, 50m ³ ×5基	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	・著しい漏洩又はその形跡がなく、亀裂、変形等有意な欠陥がない状態であること	貯蔵している廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
			粉末廃樹脂貯蔵タンク ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内, 廃棄物処理建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:20m ³ ×1基, 50m ³ ×1基	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する					
		フィルタスラッジ貯蔵タンク ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:堅型円筒開放タンク ・容量:55m ³	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する	貯蔵している廃棄物の処理完了まで					原子炉本体解体撤去期間

表 11-1 性能維持施設 [5/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
放射性廃棄物の廃棄施設	固体廃棄物の廃棄設備	雑固体廃棄物焼却設備	—	雑固体廃棄物焼却設備 ・基数:1基 ・位置:廃棄物処理建屋内 ・種類:自然式 ・容量:約355,000kcal/h	減容機能	設備の運転状態の確認により機能を維持する	・運転状態に異常がないこと	可燃性固体廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		アスファルト固化装置	—	アスファルト固化装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・容量:160~200kg/h	固化機能	装置の運転状態の確認により機能を維持する	・運転状態に異常がないこと	セメント混練固化装置設置に伴う解体者手まで	原子炉周辺設備解体撤去期間	アスファルト固化装置解体後の跡地にセメント混練固化装置を設置する。
		第1固体廃棄物貯蔵庫	—	第1固体廃棄物貯蔵庫 ・基数:1棟 ・位置:屋外 ・種類:鉄筋コンクリート造2階建 ・貯蔵能力:ドラム缶3段積で8,500本相当	貯蔵機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する	・放射線障害の防止に影響するよう な有意な損傷がない状態であること	施設内にある放射性固体廃棄物の施設外への搬出完了まで	建屋解体期間	—
		第2固体廃棄物貯蔵庫	—	第2固体廃棄物貯蔵庫 ・基数:1棟 ・位置:屋外 ・種類:鉄筋コンクリート造地上2階、地下1階建 ・貯蔵能力:ドラム缶3段積で13,000本相当	貯蔵機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する				
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	放射線監視設備	プロセスモニタ	原子炉補機冷却水モニタ ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10^{-3} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	原子炉補機冷却系の解体撤去工事者手まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				換気系モニタ ・基数:ダストモニタ 6台 ・種類:半導体検出器 ・計測範囲: $10^{-4} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	各建屋の換気設備解体撤去工事者手まで	原子炉本体解体撤去期間	各建屋の換気系の供用終了に伴せて、当該ダストモニタも供用を終了する。
				換気系モニタ ・基数:ガスモニタ 1台 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10^{-3} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$	監視機能	点検・校正、警報動作状態及びインターロック動作状態の確認により機能を維持する		使用済燃料の施設外への搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	燃料貯蔵プール建屋のガスモニタを機能維持する。
			エリアモニタ	γ線エリアモニタ ・基数:8台 ・位置:建屋全域 ・種類:電離箱 ・計測範囲: $10^{-3} \sim 10^0 \text{ mSv/h}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	対象エリア内の施設解体撤去着手時には、当該エリアモニタの供用を終了する。
				トリチウムモニタ ・基数:2台 ・種類:電離箱 ・計測範囲: $3.5 \times 10^{-2} \sim 3.5 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$	監視機能	点検・校正、警報動作状態及びインターロックの動作状態の確認により機能を維持する		重水系・ヘリウム系解体撤去工事並びに原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
			分析用放射線測定装置	測定用機器 ・基数:一式 ・位置:原子炉補助建屋内	測定機能	点検・校正により機能を維持する	・放射性物質の濃度等を測定できる状態であること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
			携帯用及び半固定放射線検出器	放射線測定器 ・基数:一式 ・位置:原子炉補助建屋内	測定機能	点検・校正により機能を維持する		管理区域の解除完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
屋外管理用の主要な設備	主排気筒モニタ	—	ガスモニタ ・基数:1台 ・位置:排気筒モニタ小屋 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10^{-3} \sim 10^5 \text{ s}^{-1}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	使用済燃料の施設外への搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	

表 11-1 性能維持施設 [6/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
放射線管理施設	屋外管理用の主要な設備	主排気筒モニタ	— ダストモニタ ・基数:1台 ・位置:排気筒モニタ小屋 ・種類:半導体検出器 ・計測範囲: $10^{-1} \sim 10^2 \text{ s}^{-1}$ トリチウムモニタ ・基数:1台 ・位置:排気筒モニタ小屋 ・種類:電離箱 ・計測範囲: $3.5 \times 10^{-2} \sim 3.5 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	主排気筒の維持完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		廃棄物処理建屋排気筒モニタ	— ダストモニタ ・基数:1台 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10^{-1} \sim 10^2 \text{ s}^{-1}$ トリチウムモニタ ・基数:1台 ・種類:電離箱 ・計測範囲: $3.5 \times 10^{-2} \sim 3.5 \times 10^2 \text{ Bq/cm}^3$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・放射性物質の濃度を測定できる状態であること ・警報設定値において警報が発信する状態であること	廃棄物処理建屋排気筒の維持完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		復水器冷却水放水路の放水筒モニタ	— 放水筒モニタ ・基数:1台 ・位置:屋外 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10^{-1} \sim 10^2 \text{ s}^{-1}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・放射性物質の濃度を測定できる状態であること ・警報設定値において警報が発信する状態であること	復水器冷却水放水路の維持完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		気象観測設備(ただし、日本原子力発電株式会社教習発電所兼用のものを除く)	— 気象観測装置記録計 ・基数:1台 ・位置:中央制御室	監視機能	点検・校正により機能を維持する	・気象観測データが記録できること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		固定モニタリング設備(ただし、日本原子力発電株式会社教習発電所兼用のものを除く)	— モニタリングポスト ・基数:1台 ・位置:屋外 ・種類:NaI(Tl)シンチレーション ・計測範囲: $10 \sim 10^3 \text{ nGy/h}$	監視機能	点検・校正及び警報動作状態の確認により機能を維持する	・警報動作値が警報設定値及びその誤差範囲内で発生し、警報が正常に動作すること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		放射能観測車(無線装置付)	— 車載放射線測定器 ・基数:一式	監視機能	点検・校正により機能を維持する	・発電所周辺地域の環境モニタリングを行えること	使用済燃料の施設外への搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器	— 直径36m,高さ64mの上下部鏡付き円筒型鋼板製 ・基数:1基 ・位置:原子炉建屋	漏えい防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する	・放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するよう有意な損傷がない状態であること	原子炉建屋の管理区域の解体完了まで(原子炉建屋解体に準ずる)	建屋解体期間	—
		外周コンクリート壁	— 鉄筋コンクリート造 ・基数:1基 ・位置:原子炉建屋	漏えい防止機能 遮へい機能	外観点検により機能を維持する				
その他原子炉の附属施設	重水系	重水貯槽	— 重水貯槽 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置円筒形 ・容量: $75\text{m}^3 \times 2$ 基	貯蔵機能	外観点検により機能を維持する		貯蔵している重水の抜出完了まで	原子炉周辺設備解体撤去期間	—
	原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ	— 原子炉補機冷却熱交換器 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置円筒多管式 原子炉補機冷却水ポンプ ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:横置両吸込渦巻ポンプ ・容量: $1,248\text{m}^3/\text{h}$	除熱機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する	・運転量が基準値を満足し、各部の運転状態に異常のないこと	設備ごとの代替冷却装置の供用開始まで	原子炉周辺設備解体撤去期間	原子炉補機冷却系の除熱対象機器である蒸発濃縮装置濃縮器復水器及び中央制御室換気系子リングユニットは冷却塔による代替冷却装置を、床ドレン収集ポンプ、廃液収集ポンプ及びプール水冷却浄化系循環ポンプは冷却水循環装置による代替冷却装置を設置し、設備ごとに維持管理する。

表 11-1 性能維持施設 [7/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考	
その他原子炉の 附属施設	海水系	原子炉補機冷却系海水ポンプ	—	原子炉補機冷却海水ポンプ ・基数:1台 ・位置:屋外 ・種類:立形斜流ポンプ ・容量:1,650m ³ /h	除熱機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する	・運転量が基準値を満足し, 各部の運転状態に異常がないこと	原子炉補機冷却系の設備ごとの代替冷却装置及び予備電源装置の供用開始まで	原子炉本体解体撤去期間	除熱機能停止後, 原子炉補機冷却系熱交換器パイプスラインを計画する。	
				原子炉補機冷却海水ポンプ ・基数:1台 ・位置:屋外 ・種類:立形斜流ポンプ ・容量:1,650m ³ /h	希釈放出機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する		重水系・ヘリウム系解体撤去工事並びに原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事完了まで			
	換気設備	原子炉建屋換気系	—	送風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:30,000m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:30,000m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・給気ファン及び排気ファンの運転に異常がない状態であること	原子炉建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
				フィルタユニット ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:プレフィルター, 高性能フィルター内蔵 ・容量:60,000m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する					
		原子炉補助系統換気系	—	送風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:151,900m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:168,800m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・給気ファン, 排気ファン及びブロア等の運転に異常がない状態であること	原子炉補助建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
					フィルタユニット ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:プレフィルター, 高性能フィルター内蔵 ・容量:126,600m ³ /h	放出低減機能					外観点検により機能を維持する
			非常用ガス処理系	—	重水系及びヘリウム系各室 ・位置:原子炉補助建屋内	拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態における負圧確認により機能を維持する	原子炉補助建屋の重水系・ヘリウム系解体撤去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
						ブロア ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて型遠心式 ・容量:1,110Nm ³ /h 吸着塔 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて置円筒型 ・容量:2.2m ³	放出低減機能				系統の運転状態の確認により機能を維持する
				—	収集タンク ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・容量:2.5m ³	貯蔵機能 放出低減機能	外観点検により機能を維持する	重水系・ヘリウム系解体撤去工事並びに原子炉領域及び生体遮へい体解体撤去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
						ブロア ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて型遠心式 ・容量:1,110Nm ³ /h 吸着塔 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて置円筒型 ・容量:2.2m ³	放出低減機能				系統の運転状態の確認により機能を維持する
						重水系及びヘリウム系各室 ・位置:原子炉補助建屋内	拡散防止機能				送風機・排風機の運転状態における負圧確認により機能を維持する
						ブロア ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて型遠心式 ・容量:1,110Nm ³ /h 吸着塔 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:たて置円筒型 ・容量:2.2m ³	放出低減機能				系統の運転状態の確認により機能を維持する

表 11-1 性能維持施設 [8/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
その他原子炉の附属施設	換気設備	廃棄物処理系換気系	—	送風機 ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:55,000m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:60,700m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・給気ファン及び排気ファンの運転に異常がない状態であること	原子炉補助建屋内にある廃棄物処理室の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				フィルタユニット ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:プレフィルタ, 高性能フィルタ内蔵 ・容量:46,000m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				
		中央制御室換気系	—	循環送風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:45,100m ³ /h 給湯室排風機 ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:2,200m ³ /h	空気浄化機能	循環送風機・給湯室排風機の運転状態の確認により機能を維持する		すべての管理区域解除完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
		保物室換気系	—	送風機 ・基数:1台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:49,800m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:58,000m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態の確認により機能を維持する		原子炉補助建屋内にある洗濯室, 分析室, 計器室等の保物室の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				フィルタユニット ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:プレフィルタ, 高性能フィルタ内蔵 ・容量:58,000m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				
		タービン建屋換気系	—	送風機 ・基数:2台 ・位置:タービン建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:220,700m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:遠心型電動機直結型 ・容量:156,100m ³ /h 補助ボイラ室用排風機 ・基数:1台 ・位置:タービン建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:84,400m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機・補助ボイラ室用排風機の運転状態の確認により機能を維持する		タービン建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				フィルタユニット ・基数:1基 ・位置:タービン建屋内 ・種類:ラフフィルタ内蔵 ・容量:156,100m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				

表 11-1 性能維持施設 [9/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
その他原子炉の附属施設	換気設備	燃料貯蔵プール建屋換気系	—	送風機 ・基数:1台 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:53,100m ³ /h 排風機 ・基数:2台 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・種類:遠心型ベルト駆動 ・容量:58,500m ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・給気ファン及び排気ファンの運転に異常がない状態であること	燃料貯蔵プール建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				フィルタユニット ・基数:2基 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内 ・種類:プレフィルタ、高性能フィルタ内蔵 ・容量:44,000m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				
		廃棄物処理建屋設備室換気系	—	送風機 ・台数:2台 ・位置:廃棄物処理建屋内 ・種類:遠心式 ・容量:57,100Nm ³ /h 貯蔵室排風機 ・台数:2台 ・位置:廃棄物処理建屋内 ・種類:遠心式 ・容量:38,660Nm ³ /h 焼却室排風機 ・台数:2台 ・位置:廃棄物処理建屋内 ・種類:遠心式 ・容量:18,500Nm ³ /h	空気浄化機能 拡散防止機能	送風機・貯蔵室排風機・焼却室排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・給気ファン及び排気ファンの運転に異常がない状態であること	廃棄物処理建屋の汚染の除去工事着手前まで	原子炉本体解体撤去期間	—
				フィルタユニット ・基数:2基 ・位置:廃棄物処理建屋内 ・種類:プレフィルタ、高性能フィルタ内蔵 ・容量:38,660m ³ /h	放出低減機能	外観点検により機能を維持する				
	廃棄物処理建屋制御室換気系	—	非管理区域空調機(循環ファン) ・台数:1台 ・位置:廃棄物処理建屋内 非管理区域排風機 ・台数:1台 ・位置:廃棄物処理建屋内	空気浄化機能	非管理区域空調機・非管理区域排風機の運転状態の確認により機能を維持する	・性能維持施設に電源を供給できる状態であること	雑固体廃棄物焼却設備の維持完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
	非常用電源設備	受電系統	275kV	開閉所母線 ・母線数:2 ・位置:屋外 起動変圧器 ・基数:1 ・位置:屋外 ・容量:22,000kVA	電源供給機能	充電状態の確認により機能を維持する	・性能維持施設に電源を供給できる状態であること	所内電源が77kVへの受電系統に切替完了まで	原子炉周辺設備解体撤去期間	—
			77kV	開閉所母線 ・母線数:1 ・位置:屋外 予備変圧器(77kV変圧器) ・基数:1 ・位置:屋外 ・容量:4,000kVA	電源供給機能	充電状態の確認により機能を維持する		各建屋及び構築物解体工事着手まで	原子炉本体解体撤去期間	—
ディーゼル発電機		—	ディーゼル発電機 ・基数:1基 ・位置:タービン建屋内 ・種類:3相横置同期式 ・容量:6,000kVA ・電圧:6.9kV ・周波数:60Hz	電源供給機能	手動にてディーゼル起動後、電源を供給できることの確認により機能を維持する	・手動起動操作により、ディーゼル発電機が起動すること ・ディーゼル発電機起動後、ディーゼル発電機遮断器が投入されること ・ディーゼル発電機の運転状態に異常がなく、必要な補機に対し電源を供給できること	予備電源装置の供用開始まで	原子炉本体解体撤去期間	—	

表 11-1 性能維持施設 [10/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称		設備, 維持台数, 位置, 構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	蓄電池	所内用	蓄電池一式 ・基数:2基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・種類:クラッド式エポナイト槽密封形 ・容量:2,500AH(10時間率) ・電圧:115V	電源供給機能	通常時, 停電時の充電状態の確認により機能を維持する	・交流電源喪失時, 蓄電池側に正常に切り替わること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—
	—	非常用照明設備	—	非常用照明 ・基数:一式 ・位置:建屋全域	照明機能	通常状態の確認により機能を維持する	・商業電源が喪失した場合に非常用照明が点灯できる状態であること	各建屋及び構築物解体工事着手まで	建屋解体期間	—
主要な施設	発電所補助系設備	消火設備	—	自動火災報知設備 ・基数:一式 ・位置:建屋全域	報知機能	消防法に基づく点検により機能を維持する	・早期の消火を行えること	各建屋及び構築物解体工事着手まで	原子炉本体解体撤去期間	対象エリア内の施設解体撤去着手時には, 当該自動火災報知設備の供用を停止する。 対象エリア内の施設解体撤去着手時には, 当該水消火設備の供用を停止する。
				水消火設備 ・基数:一式 ・位置:建屋全域	消火機能	消防法に基づく点検により機能を維持する		各建屋及び構築物解体工事着手まで		
				泡消火設備 ・基数:一式 ・位置:建屋全域	消火機能	消防法に基づく点検により機能を維持する		軽油タンクの供用が終了するまで		
				不活性ガス消火設備(炭酸ガス消火設備) ・基数:一式 ・位置:建屋全域	消火機能	消防法に基づく点検により機能を維持する		当該設備の消火対象物撤去完了まで		
				可搬式消火器 ・基数:一式 ・位置:建屋全域	初期消火機能	消防法に基づく点検により機能を維持する		各建屋及び構築物解体工事着手まで		
	圧縮空気系設備	—	空気圧縮機 ・基数:一式 ・位置:タービン建屋内 ・容量:11.5m ³ /min	圧縮空気の供給機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する	・設備の運転に異常がない状態であること	ユニット型空気圧縮機の供用開始まで	原子炉本体解体撤去期間	—	
			ユニット型空気圧縮機 ・基数:一式 ・位置:屋外 空気圧縮機小屋 ・容量:13.2m ³ /min	圧縮空気の供給機能	系統の運転状態の確認により機能を維持する	・設備の運転に異常がない状態であること	換気設備解体撤去工事着手まで	原子炉本体解体撤去期間	空冷式のユニット型空気圧縮機を設置する。	
	固体廃棄物の保管設備	蒸気放出プール	—	蒸気放出プール ・基数:一式 ・位置:原子炉建屋内	遮へい機能	外観点検により機能を維持する	・放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること	放射性固体廃棄物の蒸気放出プールからの搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	使用済燃料搬出完了までは, レベル1の放射性廃棄物を蒸気放出プールに保管する計画である。
		使用済燃料貯蔵プール	—	使用済燃料貯蔵プール ・基数:一式 ・位置:燃料貯蔵プール建屋内	遮へい機能	外観点検により機能を維持する	・放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること	放射性固体廃棄物の使用済燃料貯蔵プールからの搬出完了まで	原子炉本体解体撤去期間	使用済燃料搬出完了以降, レベル1の放射性廃棄物を使用済燃料貯蔵プールに保管する計画である。
	—	クレーン設備	—	クレーン設備 ・基数:一式	吊上げ・運搬機能	労働安全衛生法に基づく点検により機能を維持する	・装置の運転状態に異常のないこと ・停止機能, ブレーキが正常に動作すること	各建屋及び構築物の汚染の除去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	—

表 11-1 性能維持施設 [11/11]

施設区分	設備等の区分	設備(建屋)名称	設備、維持台数、位置、構造等	要求される機能	機能維持の方法	性能	維持すべき期間	維持管理後の解体着手可能時期	備考	
専ら廃止措置に必要な主要装置	-	減容安定化処理装置	-	減容安定化処理装置 ・基数:一式	漏えい防止機能 送へい機能	外観点検により機能を確認する		対象廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	使用済イオン交換樹脂等の前処理として導入する。
		レベル2用モルタル充填固化装置	-	レベル2用モルタル充填固化装置 ・基数:一式	漏えい防止機能 送へい機能	外観点検により機能を確認する	・放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	対象廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	放射能レベルの比較的低い不燃性の固体廃棄物の廃棄物体処理のため導入する。
		レベル1用廃棄物体処理・搬送装置	-	レベル1用廃棄物体処理・搬送装置 ・基数:一式	漏えい防止機能 送へい機能	外観点検により機能を確認する		対象廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	放射能レベルの比較的高い不燃性の固体廃棄物の廃棄物体処理及び搬出のため導入する。
		セメント混練固化装置	-	セメント混練固化装置 ・基数:1基 ・位置:原子炉補助建屋内 ・処理能力:1900/回/個	漏えい防止機能 送へい機能	外観点検により機能を確認する	・放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	対象廃棄物の処理完了まで	原子炉本体解体撤去期間	使用済イオン交換樹脂等の処理ができるよう導入する。
					固化機能	装置の運転状態の確認により機能を維持する	・運転状態に異常がないこと			
		原子炉領域遠隔解体装置	-	} 一式 ・基数: 熱的切断装置又は機械的切断装置 把持装置 吊上げ装置	被ばく低減機能	遠隔操作により機能を確認する	・遠隔操作が可能であること	原子炉領域及び生体送へい解体撤去工事完了まで	原子炉本体解体撤去期間	原子炉領域解体のため導入する。
					解体用ブール	解体用ブール ・基数:一式	漏えい防止機能 送へい機能	外観点検により機能を確認する	・放射性物質が漏えいするような有意な損傷がない状態であること ・放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	
予備電源装置	-	予備電源装置 ・基数:一式	電源供給機能	外観点検により機能を確認する	・性能維持施設に電源を供給できる状態であること	各建屋及び構築物解体工事着手まで	建屋解体期間	-		

使用済燃料貯蔵プールの水温評価について

「ふげん」では、使用済燃料が十分な期間にわたり冷却されているものとする原子力規制委員会の告示の施行（平成 28 年 4 月 1 日）を受け、使用済燃料の崩壊熱が十分低いことの確認を得ている。

このような背景も踏まえ、廃止措置を進める「ふげん」の維持管理の適切性に資する観点から、プール水冷却浄化系の除熱機能及び後備冷却機能である余熱除去系の停止に係る検討を行った。

本検討においては、プール水冷却浄化系の除熱機能を停止した状態で使用済燃料貯蔵プールの水温の変化を実測及び解析のそれぞれの方法により確認し、プール水温は、原子炉設置許可申請書に記載の余熱除去系の機能維持が必要となる 52 °C 及び上限値である 66 °C を超えることがないことを評価した。

1. プール水温に係る実測評価

(1) 実施内容

外気温の高い夏季である平成 28 年 7 月 15 日（金）から平成 28 年 8 月 29 日（月）までの 46 日間にかけて、プール水冷却浄化系の除熱機能を停止した状態でのプール水温等の推移について実測作業を実施した。実測作業期間中のプールの冷却に関連する機器類の停止及び起動並びにプールへの水張りに係る時系列は以下のとおりである。

- ・ 7 月 15 日（金） 9:40 B-プール水冷却循環ポンプ停止
9:50 燃料貯蔵プール建屋エアカーテン送風機停止
- ・ 8 月 18 日（木） 10:00 から 21:00 までプール水張り
(水位が 12.21 m から 12.30 m まで上昇)
- ・ 8 月 22 日（月） 10:08 燃料貯蔵プール建屋換気系（以下「換気系」という。）停止
(水温の上昇率が低下したため)

・8月23日(火) 15:45 換気系起動(燃料貯蔵プール建屋内に結露が発生したため)

・8月29日(月) 10:47 燃料貯蔵プール建屋エアカーテン送風機起動

11:02 B-プール水冷却循環ポンプ起動

プール水温の実測に際しては、プール内の温度の均一性を確認するために、別紙-1(1/2)、(2/2)に示すとおり、計8箇所の水温計[プールの南北両側に深さに応じて3箇所(燃料体長さの中央、ラック上部より+0.5 m及び水面より-0.5 m付近)]、プール中央付近に深さに応じて2箇所(ラック上部より+0.5 m及び水面より-0.5 m付近に設置)に設置して測定した。

(2) 結果

プール水温の実測値は、別紙-2に示すとおりプール内の8箇所で有意な差はなく(最大で0.3℃程度)、均一であることを確認するとともに、外気温の高い夏季においてもプール水温は最大37℃程度で平衡状態に達することが判明した。

このことから、プール水温が原子炉設置許可申請書に記載の余熱除去系の機能維持が必要となる52℃及び上限値である66℃を超えることがないことを確認できた。

2. プール水温に係る解析評価①(実測との比較)

(1) 実施内容

1項に示す実測で得られたデータやイベント(換気系の停止・起動、プールへの水張り等)の条件を踏まえ、プール水温の推移に係る解析評価を実施し、実測値との比較を行った。別紙-3に計算体系を、別紙-4に計算条件を示す。

(2) 結果

プール水温の解析値は、実測期間中と同様の条件で求めた結果、別紙-5に示すとおり最

大で約 37 °C 程度までの上昇で平衡状態に達し、余熱除去系の機能維持が必要となる 52 °C 及び上限値である 66 °C を超えることがないことを確認した。

また、プール水温の解析値の経時変化は実測と同等であり、本解析評価が実測値を評価する手法として妥当であることも合わせて確認した。

3. プール水温に係る解析評価②（保守的評価）

(1) 実施内容

ここでは 2 項の評価にて妥当性を確認した解析方法を用いて、プール水温に大きな影響を与える外気温等の計算条件を保守的に設定した場合のプール水温の推移評価を実施した。別紙-3 に計算体系を、別紙-4 に計算条件を示す。

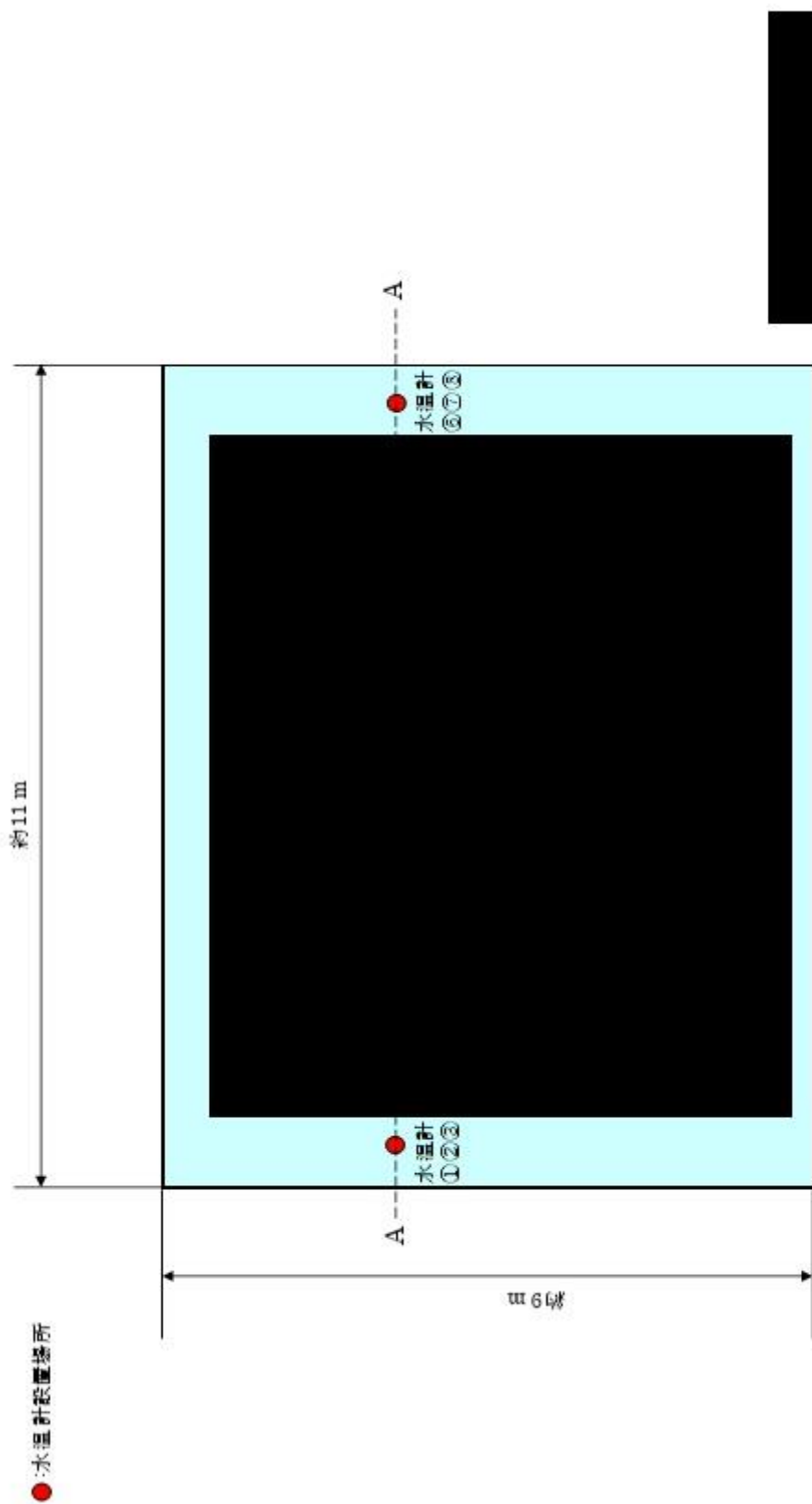
(2) 結果

外気温等の計算条件を保守的に設定した場合のプール水温の解析値は、別紙-6 に示すとおり、最大でも約 47 °C で平衡状態に達し、余熱除去系の機能維持が必要となる 52 °C 及び上限値である 66 °C を超えることがないことを確認した。

4. 結論

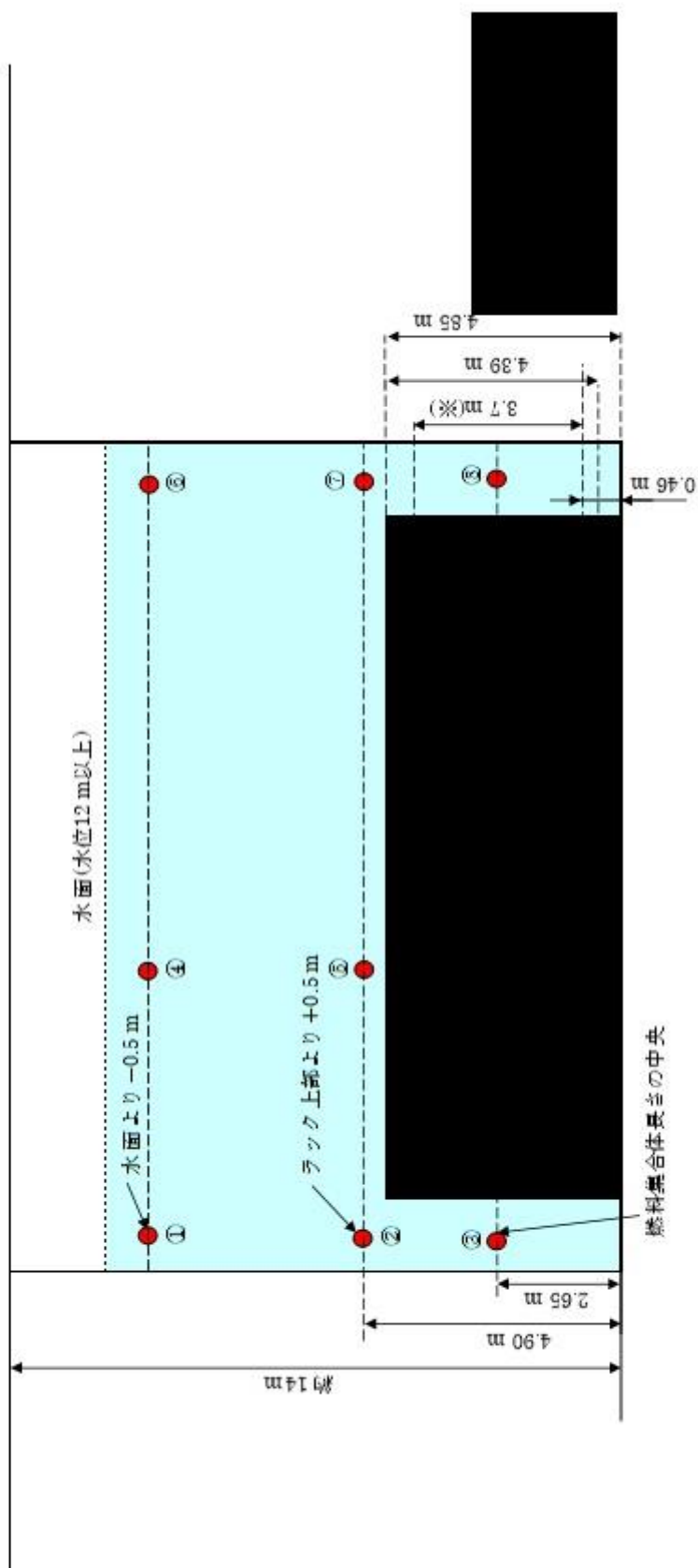
上記の実測評価及び解析評価の結果から、外気温の高い夏季において、プール水の除熱機能を停止した状態でも、プール水温が原子炉設置許可申請書に記載の余熱除去系の機能維持が必要となる 52 °C 及び上限値である 66 °C を超えることがないことを確認した。

このことから、使用済燃料貯蔵設備に係るプール水冷却浄化系の除熱機能を除外でき、後備冷却機能である余熱除去系の供用終了が可能である。

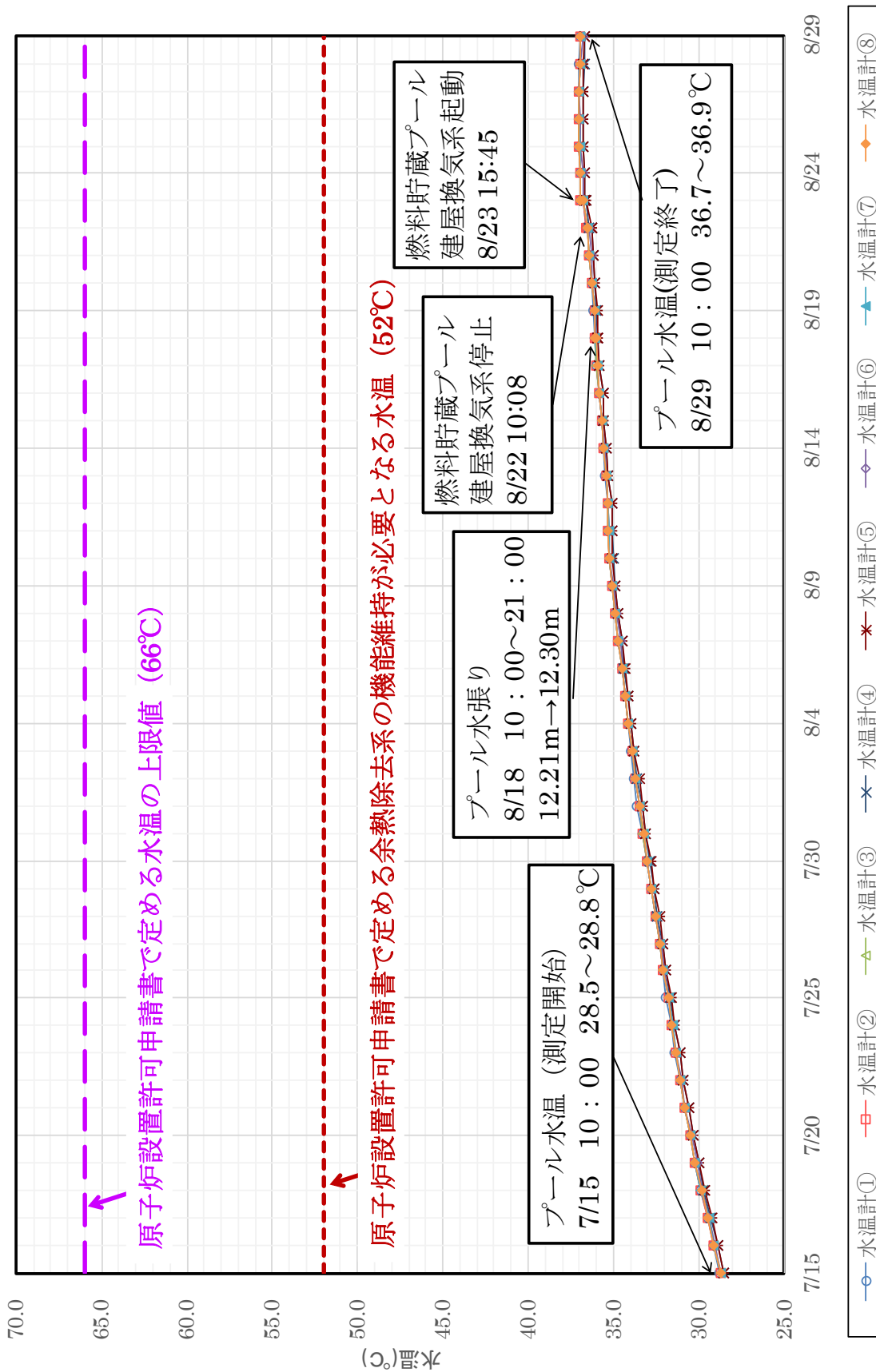


使用済燃料貯蔵ブールにおける水温計設置場所図(平面図)

● : 水温計設置場所



使用済燃料貯蔵プールにおける水温計設置場所図(A-A断面図)



プール水温測定結果

解析評価における計算体系

使用済燃料貯蔵プール内の使用済燃料の崩壊熱による発熱は、プール水冷却浄化系が停止した状態では、以下のプロセスによって除熱される。

- (1) 使用済燃料の崩壊熱による発熱がプール水へ伝達する。
- (2) プール水の熱が水面から燃料貯蔵プール建屋2階の空気へ伝達するとともに、プール水の蒸発に伴う蒸発潜熱として除去される。
- (3) 燃料貯蔵プール建屋2階の空気と外気との熱の移動は、表1に示すとおり、燃料貯蔵プール建屋換気系の運転の有無によって2パターンの場合に区分される。

表1 燃料貯蔵プール建屋2階の空気と外気との間の熱の移動

	燃料貯蔵プール建屋換気系が運転している場合	燃料貯蔵プール建屋換気系が停止している場合	補足
燃料貯蔵プール建屋2階の空気と外気との間の熱の移動	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料貯蔵プール建屋2階の空気が常時外気と入れ替わるため、外気と同条件とみなすことができる体系。 ・建屋コンクリート壁、天井を介した外気との熱伝達は考慮しない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・プール室内の空気は滞留しており、燃料貯蔵プール建屋換気系を介した外気との入替もないことから、建屋コンクリート壁、天井を介して外気へ放熱される体系。 ・建屋コンクリート壁の温度は、太陽の輻射熱により外気温よりも上昇することを考慮し、外気温の代わりに相当外気温度を用いて熱伝達の計算を実施する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・「プール水温に係る解析評価①(実測との比較)」では実測作業の実績を考慮し、平成28年8月22日 10:08から8月23日 15:45までは燃料貯蔵プール建屋換気系が停止し、それ以外の期間では燃料貯蔵プール建屋換気系が運転しているものとしている。 ・一方、「プール水温に係る解析評価②(保守的評価)」では、燃料貯蔵プール建屋換気系が常時停止しているものとしている。

1項に燃料貯蔵プール建屋換気系停止時に考慮する外気温の条件設定を、2項に上記プロセスを考慮し構築したプール水温等の計算体系を示す。

1. 外気温の条件設定（相当外気温度）

使用済燃料貯蔵プールに保管中の使用済燃料の崩壊熱による発熱は、建屋の壁や天井を介して、最終的に外気に放熱されるが、外壁の日射により外壁温度は外気温よりも上昇し、外気への放熱を小さくする要因となる。

外壁への日射の影響については、図1に示す概念図に基づき、太陽輻射熱による壁面（天井）の温度上昇を考慮して、外気への放熱を評価する際に外気温 T_a の代わりに以下の式で表される相当外気温度 SAT を用いる。

$$\text{SAT} = \alpha \cdot I / h' + T_a \quad (\ast)$$

ここで、

SAT：相当外気温度（K）

α ：外壁の日射吸収率

I：外壁の全日射量（ W/m^2 ）

h' ：外壁の表面熱伝達率（ $\text{W}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$ ）

T_a ：外気温度（K）

※出典：『空気調和・衛生工学便覧 II 巻一空気調和篇（1975年 空気調和・衛生工学
会）』

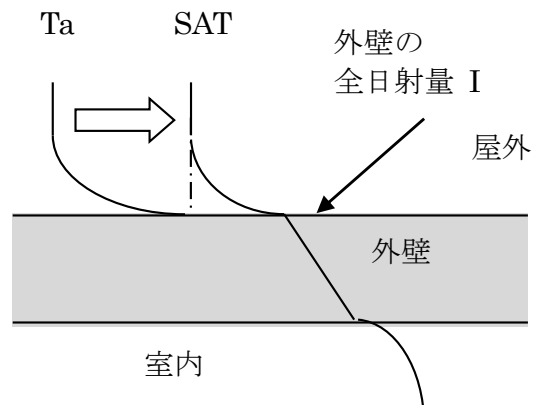


図1 相当外気温度の概念図

2. プール水温等の計算体系

解析評価は、図2に示す計算体系の概念図に基づき、汎用表計算ソフトを用いて、微小なタイムステップ（※）ごとに各パラメータの経時変化を評価した。なお、以下に示す計算は全て熱伝達等に係る理論式及び実験式を用いて実施している。

※ 本計算では、十分に短いタイムステップとして、1タイムステップを0.1時間に設定した。

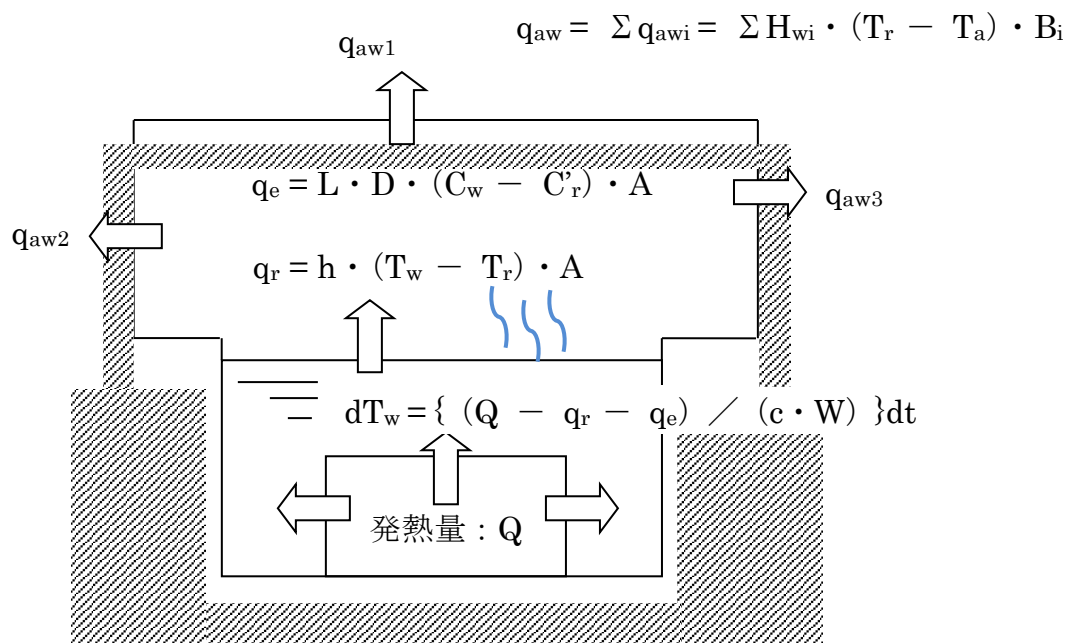


図2 計算体系の概念図

Q : 燃料の発熱量 (kcal/hr)	L : 水の蒸発潜熱 (kcal/kg)
q_r : プール水面からの熱伝達量 (kcal/hr)	D : 蒸発係数 (kg/(m ² · hr · hPa))
q_e : 蒸発による除熱量 (kcal/hr)	T_r : 燃料貯蔵プール建屋2階の室温 (K)
T_w : プール水温 (K)	h : プール水面の熱伝達率 (kcal/(m ² · hr · K))
C_w : プール水温に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 (hPa)	c : プール水の比熱 (kcal/(kg · K))
C'_r : 燃料貯蔵プール建屋2階の室内空気の水蒸気分圧 (hPa)	W : プール水量 (kg)
A : プール水面の面積 (m ²)	T_a : 建屋外部の温度 (K)
B_i : 天井や壁 (i) の面積 (m ²)	H_{wi} : 天井や壁 (i) の熱通過率 (kcal/(m ² · hr · K))
	q_{awi} : 天井や壁 (i) を通して外気へ放熱される熱量 (kcal/hr)

(a) 水面からの蒸発による除熱量

水面からの蒸発による除熱量 q_e は、次式で求めた。

$$q_e = L \cdot D \cdot (C_w - C'_r) \cdot A$$

ここで、

q_e : 蒸発による除熱量 (kcal/hr)

L : 水の蒸発潜熱 (kcal/kg)

D : 蒸発係数 (kg/(m²・hr・hPa))

C_w : プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

C'_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の空気の水蒸気分圧 (hPa)

A : プール水面の面積 (m²)

水の蒸発潜熱 L は、以下に示すクラウジウスークラペイロンの式を蒸発潜熱 L の式に変換し使用した。

クラウジウスークラペイロンの式

$$\ln (C_r/C_w) = (L/R) \cdot (1/T_w - 1/T_r)$$

この式を蒸発潜熱 L の式に直すと、

$$L = R \times \ln (C_r/C_w) / (1/T_w - 1/T_r)$$

ここで、

L : 蒸発潜熱 (J/kg)

R : 水蒸気の気体定数 (J/(kg・K))

C_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r における空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

C_w : プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

T_w : プール水温 (K)

T_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 (K)

プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 C_w ，燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r における空気の飽和水蒸気圧 C_r は，以下に示す Tetens (1930) の式で算出した。

$$C_w = 6.11 \times 10^{\frac{7.5t_w}{t_w + 237.3}}$$

$$C_r = 6.11 \times 10^{\frac{7.5t_r}{t_r + 237.3}}$$

ここで，

C_w ：プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

C_r ：燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r における空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

t_w ：プール水温 T_w の摂氏温度 (°C)

t_r ：プール水温 T_r の摂氏温度 (°C)

プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 C_w ，燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r における空気の飽和水蒸気圧 C_r を算出する際に，プール水温 T_w (K)，燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r (K) は，次式を用いて摂氏温度 (°C) に単位変換した。

$$t_w = T_w - 273.16$$

$$t_r = T_r - 273.16$$

(b) プール水面からの熱伝達量

プール水面からの熱伝達量 q_r は，次式で求めた。

$$q_r = h \cdot (T_w - T_r) \cdot A$$

ここで，

q_r ：プール水面からの熱伝達量 (kcal/hr)

h ：プール水面の熱伝達率 (kcal/(m²・hr・K))

T_w ：プール水温 (K)

T_r ：燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 (K)

A ：プール水面の面積 (m²)

(c) 建屋の壁や天井を介した外部への放熱

建屋の壁や天井を介した外部への全放熱量 q_{aw} は、次式で求めた。

$$q_{aw} = \sum q_{ai} = \sum H_{wi} \cdot (T_r - T_a) \cdot B_i$$

ここで、

q_{ai} : 天井や壁 (i) それぞれの外部への放熱量 (kcal/hr)

H_{wi} : 天井や壁 (i) の熱通過率 (kcal/(m²・hr・K))

T_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 (K)

T_a : 建屋外部の温度 (K)

B_i : 天井や壁 (i) の面積 (m²)

天井や壁 (i) の熱通過率 H_{wi} は、次式で求める。建屋の壁や天井を介した外部への放熱は、外気と接する燃料貯蔵プール建屋の壁 2 面と天井の計 3 面を考慮することとし、各面の熱通過率 H_{wi} を求めた。

$$H_{wi} = 1 / (1/h_i + L_i/\lambda + 1/h_o)$$

ここで、

h_i : コンクリート内表面熱伝達率 (kcal/(m²・hr・K))

h_o : コンクリート外表面熱伝達率 (kcal/(m²・hr・K))

λ : コンクリート熱伝導率 (kcal/(m・hr・K))

L_i : 天井や壁 (i) のコンクリート厚さ (m)

(d) プール水量及びプール水位の減少

微小時間 dt におけるプール水の蒸発量 dW_e は、次式で求めた。

$$dW_e = D \cdot (C_w - C'_r) \cdot A \cdot dt$$

ここで,

dW_e : プール水の蒸発量 (kg)

D : 蒸発係数 ($\text{kg}/(\text{m}^2 \cdot \text{hr} \cdot \text{hPa})$)

C_w : プール水温 T_w に等しい温度の空気の飽和水蒸気圧 (hPa)

C'_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室内空気の水蒸気分圧 (hPa)

A : プール水面の面積 (m^2)

dt : 経過時間 (hr)

プール水量 W は, 上記のプール水の蒸発量 dW_e を考慮し, 次式で求めた。

$$W(t) = W_0 - W_e(t)$$

ただし,

$$W_e(t) = W_e(t - dt) + dW_e(t)$$

ここで,

$W(t)$: 時刻 t におけるプール水量 (kg)

W_0 : プール水初期量 (kg)

$W_e(t)$: 時刻 0 から時刻 t までのプール水の積算蒸発量 (kg)

$W_e(t - dt)$: 時刻 0 から時刻 $(t - dt)$ までのプール水の積算蒸発量 (kg)

$dW_e(t)$: 微小時間 dt におけるプール水の蒸発量 (kg)

また, プール水位 L は, 上記のプール水の積算蒸発量 W_e を考慮し, 次式で求めた。

$$L(t) = L_0 - W_e(t) / (1000d \cdot A)$$

ここで,

$L(t)$: 時刻 t におけるプール水位 (m)

L_0 : 初期プール水位 (m)

$W_e(t)$: 時刻 0 から時刻 t までのプール水の積算蒸発量 (kg)

d : 水の密度 (kg/ℓ)

A : プール水面の面積 (m²)

(e) プール水温の温度上昇

以上の条件に基づき、微小時間 dt におけるプール水温の上昇温度 dT_w は、次式で求めた。

$$dT_w = \{(Q - q_r - q_e) / (c \cdot W)\} dt$$

ここで、

dT_w : プール水温の上昇温度 (K)

Q : 使用済燃料の崩壊熱による発熱量 (kcal/hr)

q_r : プール水面からの熱伝達量 (kcal/hr)

q_e : 蒸発による除熱量 (kcal/hr)

c : 水の比熱 (kcal/(kg · K))

W : プール水量 (kg)

dt : 経過時間 (hr)

プール水温 T_w は、上記の上昇温度 dT_w を考慮し、次式で求めた。

$$T_w(t) = T_w(t - dt) + dT_w(t)$$

ここで、

T_w(t) : 時刻 t におけるプール水温 (K)

T_w(t - dt) : 時刻 (t - dt) におけるプール水温 (K)

dT_w(t) : 微小時間 dt におけるプール水温の上昇温度 (K)

(f) 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温の上昇

微小時間 dt における燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温の上昇温度 dT_r は、次式で求めた。

$$dT_r = (q_r - q_{aw}) / (c_r \cdot W_r) dt$$

ここで、

dT_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温の上昇温度 (K)

q_r : プール水面からの熱伝達量 (kcal/hr)

q_{aw} : 建屋の壁や天井を介した外部への全放熱量 (kcal)

c_r : 空気の比熱 (kcal/(kg · K))

W_r : 燃料貯蔵プール建屋 2 階の室内空気の重量 (kg)

dt : 経過時間 (hr)

燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 T_r は、上記の上昇温度 dT_r を考慮し、次式で求めた。

$$T_r(t) = T_r(t - dt) + dT_r(t)$$

ここで、

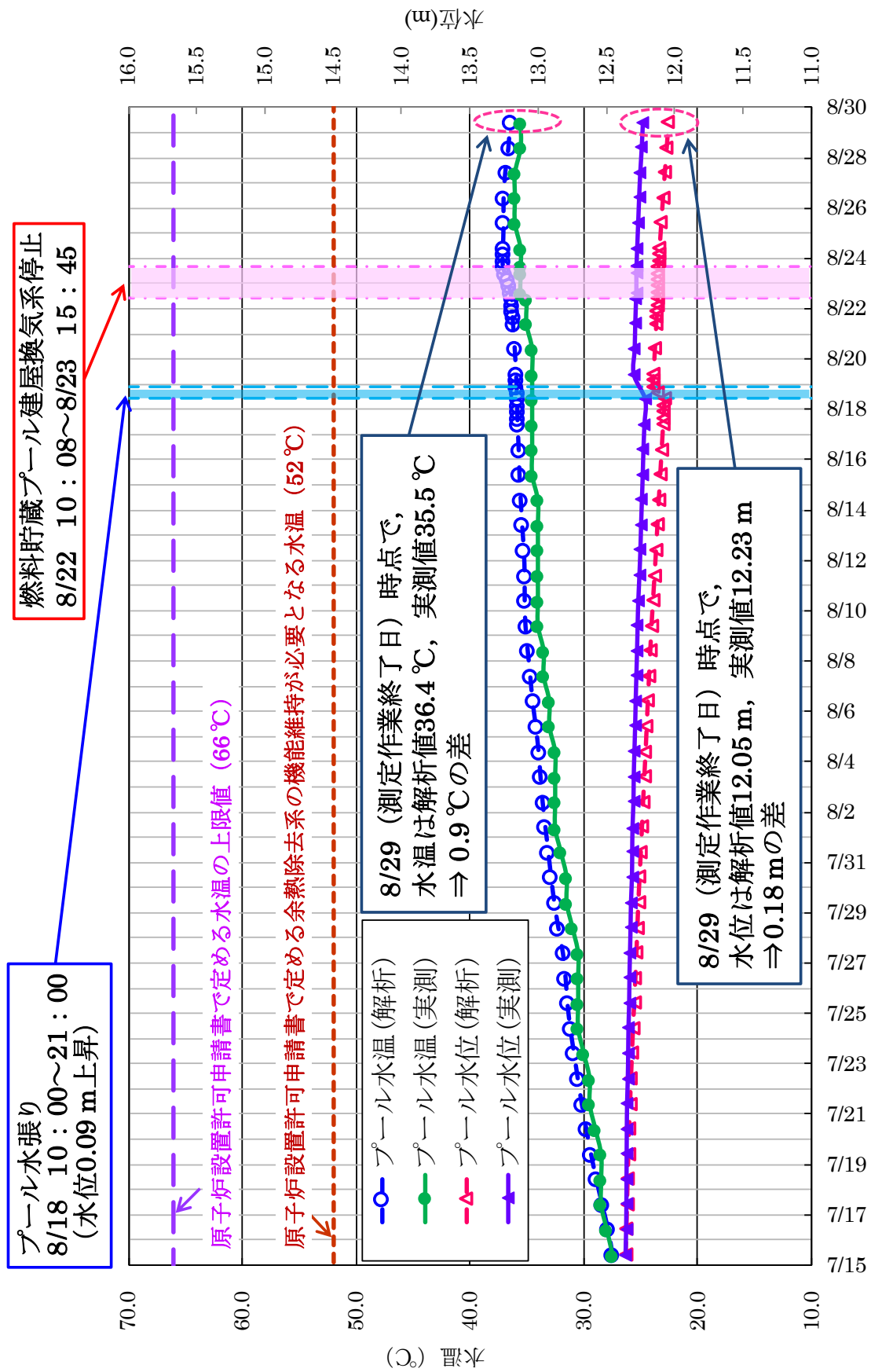
$T_r(t)$: 時刻 t における燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 (K)

$T_r(t - dt)$: 時刻 $(t - dt)$ における燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温 (K)

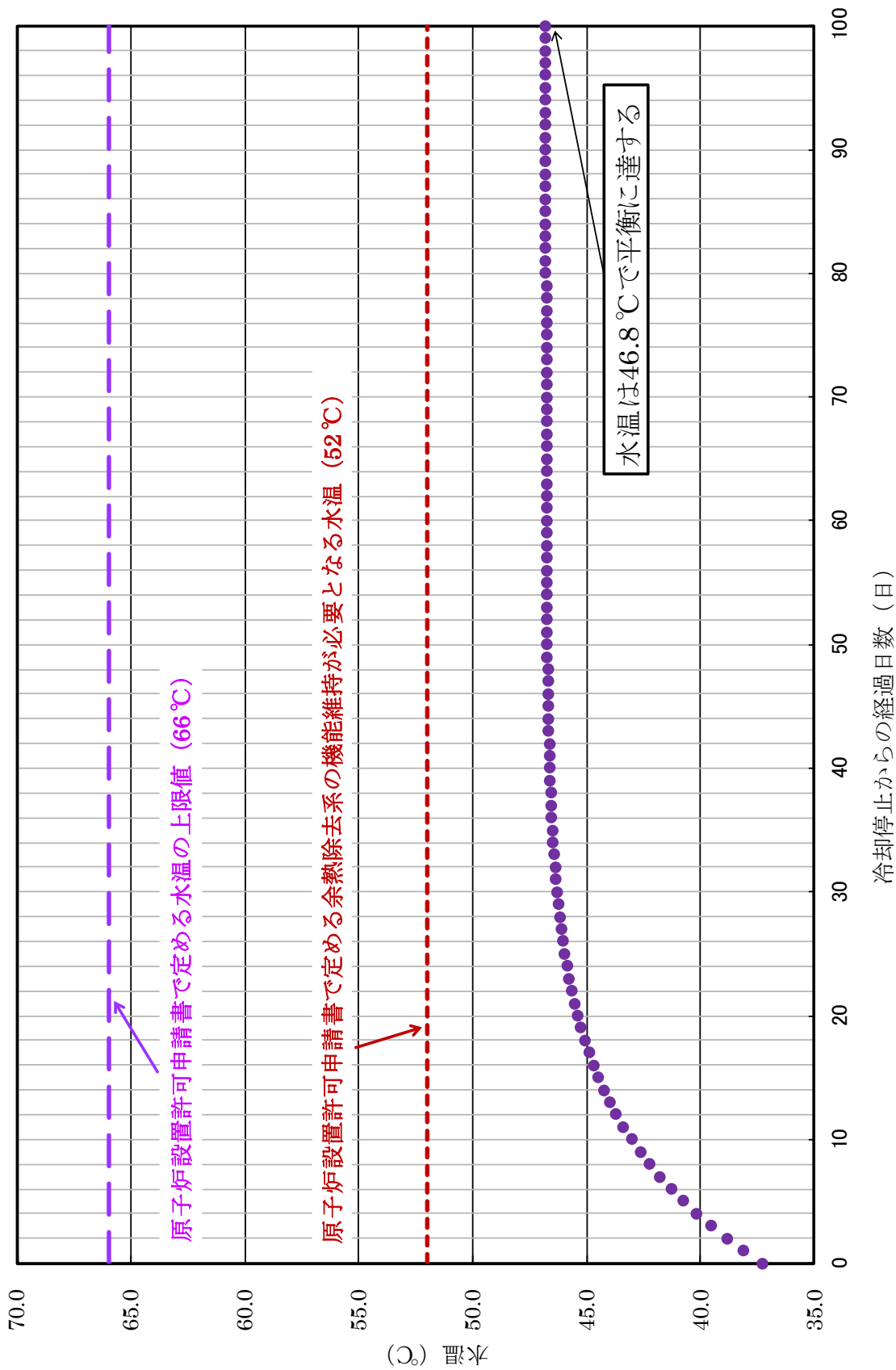
$dT_r(t)$: 微小時間 dt における燃料貯蔵プール建屋 2 階の室温の上昇温度 (K)

解析評価における計算条件

		プール水温に係る 解析評価①(実測との比較)	プール水温に係る 解析評価②(保守的評価)	補足
計算条件	評価期間	平成28年7月15日から 平成28年8月29日に かけての46日間 (実測作業と同様)	100日間 (水温が平衡状態に達するのに 十分な期間として設定)	—
	燃料貯蔵プール 建屋外部の温度	・実測作業にて毎日1回測定して いる外気温を1日の代表値として1 日ごとに設定した。	37.3℃(一定) (相当外気温)	・燃料貯蔵プール建屋換気系停止 時は、外気温データを直接計算に 用いず、外気温データに基づき算 出した相当外気温を用いる。 ・解析評価②(保守的評価)では、 観測史上の敦賀市の月平均最高気 温である29.8℃に基づき相当外気 温度を計算した。
	燃料貯蔵プール 建屋2階の湿度	・実測作業にて毎日1回測定して いる燃料貯蔵プール建屋2階の湿 度を1日の代表値として1日ごと に設定した。	100%(一定)	—
	燃料貯蔵プール 建屋2階の初期 室温	26.4℃ (実測データを反映)	37.3℃ (燃料貯蔵プール建屋 外部の温度と同じ値に設定)	—
	初期プール水温	27.5℃ (実測データを反映)	37.3℃ (燃料貯蔵プール建屋 外部の温度と同じ値に設定)	—
	初期プール水位	12.358 m (実測データを反映)	12.36 m (使用済燃料貯蔵プール 補給水ポンプ自動停止設定値)	—
	使用済燃料の 崩壊熱による 発熱量	39.35 kW(一定)	39.35 kW(一定)	・解析評価①(実測との比較)及び 解析評価②(保守的評価)共に、実 測作業と同時期の平成28年6月30 日時点の評価値を採用した。
	プールへの 水張り	・実測作業でのプールへの水張り 実績を考慮し、平成28年8月18日 10時00分から21時00分にかけて 水位が0.008 m/hの速さで上昇す るものと設定した。	考慮せず	—



プール水温解析結果(実測との比較)



プール水温解析結果(保守的評価)

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

12.1 廃止措置に要する費用の見積り

新型転換炉原型炉施設の廃止措置に要する費用見積総額は、約 747 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 392
放射性廃棄物処理費	約 84
放射性廃棄物処分費	約 261
重水輸送費	約 10
合計	約 747

注 1： 本見積額は、「総合エネルギー調査会 原子力部会中間報告（平成 11 年 3 月 23 日）」等を参考に試算したものである。

注 2： 本試算に当たっては、解体、処理・処分、重水輸送に係るものとし、使用済燃料輸送費、再処理費、特定放射性廃棄物処分拠出金、用地借料、諸費等は対象外とした。なお、汚染のないすべての地下の建屋及び構造物並びに基礎を除いている。

12.2 資金の調達計画

新型転換炉原型炉施設の廃止措置に要する資金は、エネルギー対策特別会計運営費交付金（エネルギー対策特別会計・電源利用勘定運営費交付金）及びエネルギー対策特別会計施設整備費補助金（エネルギー対策特別会計・電源利用勘定施設整備費補助金）により充当する計画である。

十三 廃止措置の実施体制

13.1 廃止措置の実施体制

新型転換炉原型炉施設の廃止措置の実施体制については、原子炉等規制法第43条の3の24第1項及び開発段階炉規則第87条第3項に基づき、保安規定において、保安管理体制を定め、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の審査をするための委員会の設置及び審査事項を規定する。定期事業者検査においては、保安活動の重要度に応じて、中立性及び信頼性が損なわれないように検査する要因の独立性を確保する。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ものとする。

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行う。

13.2 廃止措置に係る経験

「機構」は、JPDR、JRR-2等の原子炉施設等の解体実績を有し、廃止措置に係る技術開発等の成果が原子力安全委員会指針である「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）」に反映される等、廃止措置に係る経験を有している。

また、原子炉施設解体に関し、JPDR原子炉施設の解体実地試験のほか、国からの受託事業として、発電用原子炉の廃止措置に係る解体作業中の事故時評価、公衆及び放射線業務従事者の被ばくに関する検討、平常時及び事故時の周辺公衆の被ばく線量評価精度向上のための放射性物質の海洋拡散評価・検討等を行ってきており、廃止措置に係る十分な知識を有している。

新型転換炉原型炉施設は、昭和42年から設計、昭和45年から工事を開始し

て、昭和 52 年には機器据付を完了し、昭和 53 年 3 月の初臨界から平成 15 年 3 月の運転終了まで順調な運転を行ってきており、設計・建設及び原子炉運転中における設備点検・補修等多くの保守管理並びに運転・保守における保安管理の経験・実績を有している。

廃止措置期間においても、これらの経験を基に適切な解体撤去及び汚染の除去に係る保安管理、放射線管理並びに設備の維持管理等を行うこととする。

13.3 技術者の確保

平成 19 年 10 月 1 日現在における新型転換炉原型炉施設の原子力関係在籍技術者は 81 名であり、そのうち、廃止措置の監督を行う者の選任要件である原子炉主任技術者の有資格者は 3 名、核燃料取扱主任者の有資格者は 3 名、放射線取扱主任者（第 1 種）の有資格者は 13 名である。

また、機構は、JPDR、JRR-2 等の原子炉施設等の解体実績を有する技術者がおり、廃止措置業務の実施に当っては、必要に応じ廃止措置に係る知見・経験を反映できる体制下にある。

今後も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を適切に確保していくこととする。

13.4 技術者に対する教育・訓練

新型転換炉原型炉施設の技術者に対しては、機構内原子力研修センター及び外部研修等において教育訓練を行っており、今後も廃止措置を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行うこととする。

十四 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品質マネジメント活動は、廃止措置計画変更認可申請書本文「12 廃止措置に係る品質マネジメントシステム」を踏まえ、原子炉等規制法第43条の3の22第1項並びに開発段階炉規則第64条及び第87条第3項に基づき、保安規定において、理事長をトップマネジメントとする品質マネジメント計画を定め、保安規定及び新型転換炉原型炉ふげん及び高速増殖原型炉もんじゅ品質マネジメント計画書並びにその関連文書により廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、これらを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、廃止措置期間中における品質マネジメント活動は、廃止措置における安全の重要性に応じた管理を実施する。

十五 廃止措置の工程

新型転換炉原型炉施設の廃止措置は、原子炉等規制法に基づく本廃止措置計画の認可以降、本廃止措置計画に基づき実施し、2040年度までに完了する予定である。廃止措置工程を表 15-1 に示す。

なお、廃止措置は長期に渡るものであることから、表 15-1 廃止措置工程の終了時期以外の時間軸である年度展開については、厳密なものではなく、重水系・ヘリウム系等の汚染の除去期間、原子炉周辺設備解体撤去期間、原子炉本体解体撤去期間、建屋解体期間の期間ごとに各工事を管理することとし、本表に記載した工事の順序を遵守して工事を実施していく。

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見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む）

No.	日付	変更の内容	変更理由
—	平成 30 年 12 月 25 日	実施方針作成	—
1	令和元年 8 月 23 日	設備維持管理等の変更及び放射性気体・液体廃棄物の放出量の実績値反映に伴う変更。	新型転換炉原型炉施設廃止措置計画の変更の認可について（原規規発第 1907223 号）の内容を反映した。
2	令和 3 年 6 月 21 日	新検査制度への移行に伴い、性能維持施設に関する事項の追加、品質マネジメントシステムに係る事項等の追加に伴う変更。	新型転換炉原型炉施設廃止措置計画の変更の認可について（原規規発第 2105141 号）の内容を反映した。
3	令和 4 年 4 月 15 日	セメント混練固化装置の導入に伴い、その機能維持の方法及び性能に係る記載の変更。	新型転換炉原型炉施設廃止措置計画の変更の認可について（原規規発第 2202215 号）の内容を反映した。
4	令和 4 年 12 月 20 日	原子炉補機冷却系の代替冷却装置及びユニット型空気圧縮機の導入、受電設備の切替えに伴い、その機能維持方法及び性能に係る記載の変更。さらに、廃止措置工程延伸の届出による記載の変更。	新型転換炉原型炉施設廃止措置計画の変更の認可について（原規規発第 2211165 号）の内容及び令 04 原機(敦廃) 009 による届出の内容を反映した。