

廃止措置実施方針

日立教育訓練用原子炉（HTR）

株式会社日立製作所 王禅寺センタ

2022年1月31日

日立教育訓練用原子炉（HTR）は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、2007年4月20日に廃止措置計画の認可を受け廃止措置段階に移行し、以降、2021年6月までに、計5回の変更認可を受けた。

2021年6月30日に変更認可された廃止措置計画は、添付のとおりである。

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（2020年3月17日公布、2020年4月1日施行）」の廃止措置実施方針に定める事項に該当する廃止措置計画の記載箇所を表1に示す。

表1 廃止措置実施方針に定める事項に該当する廃止措置計画の記載箇所

廃止措置実施方針に定める事項	廃止措置計画の記載箇所
一 氏名又は名称及び住所	1. 名称及び住所並びに代表者の氏名
二 工場又は事業所の名称及び所在地	2. 事業所の名称及び所在地
三 試験研究用等原子炉の名称	3. 試験研究用原子炉の名称
四 廃止措置の対象となることが見込まれる試験研究用等原子炉施設及びその敷地	4. 廃止措置対象施設及びその敷地
五 前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	5. 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
	添付書類 1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
六 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し	8. 核燃料物質の管理及び譲渡し
七 廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）	9. 核燃料物質による汚染の除去
	添付書類 4 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書
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つて汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄	10. 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の廃棄
九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理	添付書類 2 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書
十 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に	添付書類 3 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等が

廃止措置実施方針に定める事項	廃止措置計画の記載箇所
発生することが想定される事故の種類、程度、影響等	あつた場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書
十一 廃止措置期間中に性能を維持すべき試験研究用等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	<p>6. 性能維持施設</p> <p>7. 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間</p> <p>添付書類5 廃止措置期間中に機能を維持すべき施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書</p>
十二 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法	添付書類6 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書
十三 廃止措置の実施体制	添付書類7 廃止措置の実施体制に関する説明書
十四 廃止措置に係る品質マネジメントシステム	<p>12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム</p> <p>添付書類8 品質保証計画に関する説明書</p>
十五 廃止措置の工程	11. 廃止措置の工程
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第十六条の五の四の規定に基づく見直しを行つた日付、変更の内容及びその理由を含む。）	<p>該当なし</p> <p>（廃止措置実施方針の変更の記録は、別紙のとおり。）</p>

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）

改訂	日付	変更内容	理由
初版	2018年 12月25日	新規作成	原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律（2017年法律第十五号）（2017年4月14日公布、2018年10月1日施行）に基づき新規作成
1	2022年 1月31日	認可を受けた廃止措置計画変更認可申請書の活用	第4倉庫及び第5倉庫の設置等を行う計画の追加等のための廃止措置計画の変更認可（2020年9月24日 原規規発第2009246号）、代表者変更に伴う廃止措置計画変更届出（2021年6月23日）、及び法令改正を受けた原子力規制における検査制度の見直しに伴う廃止措置計画の変更認可（2021年6月30日 原規規発第21063017号）

添付

株式会社日立製作所 王禅寺センタ
日立教育訓練用原子炉に係る
廃止措置計画

2021年6月30日認可

株式会社日立製作所 王禅寺センタ

セキュリティ又は機微情報に係る事項は非公開としております

目 次

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名	本文 1
2. 事業所の名称及び所在地	本文 1
3. 試験研究用原子炉の名称	本文 1
4. 廃止措置対象施設及びその敷地	本文 1
5. 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	本文 3
5.1 解体する原子炉施設	本文 3
5.2 解体の方法	本文 5
5.3 解体廃棄物の取扱い	本文 27
6. 性能維持施設	本文 28
6.1 性能維持施設	本文 28
6.2 性能維持施設の施設管理	本文 28
7. 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びに その性能を維持すべき期間	本文 30
7.1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びに その性能を維持すべき期間	本文 30
7.2 廃止措置期間中に導入する施設	本文 30
8. 核燃料物質の管理及び譲渡し	本文 40
8.1 核燃料物質の管理	本文 40
8.2 核燃料物質の譲渡し	本文 40
9. 核燃料物質による汚染の除去	本文 41
9.1 核燃料物質による汚染の状況	本文 41
9.2 核燃料物質による汚染の除去の方法	本文 42
10. 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の廃棄	本文 43
10.1 放射性気体廃棄物の廃棄	本文 43
10.2 放射性液体廃棄物の廃棄	本文 43

10.3 放射性固体廃棄物の廃棄	本文 43
1 1. 廃止措置の工程	本文 45
1 2. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム	本文 46

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 : 株式会社日立製作所
住 所 : 東京都千代田区丸の内一丁目6番6号
代表者の氏名 : 執行役社長 小島 啓二

2. 事業所の名称及び所在地

名 称 : 株式会社日立製作所 王禅寺センタ
所 在 地 : 神奈川県川崎市麻生区王禅寺1022番地

3. 試験研究用原子炉の名称

名 称 : 日立教育訓練用原子炉

4. 廃止措置対象施設及びその敷地

株式会社日立製作所が所有権を有する土地は、川崎市の北西部、横浜市の東北部に隣接する多摩丘陵上に位置している。廃止措置の対象となる株式会社日立製作所の日立教育訓練用原子炉（以下、「HTR」という。）施設の敷地は株式会社日立製作所の所有権を有する土地内の東側に位置し、その敷地面積は約4000m²、形状は図1のとおりである。附属施設を含めた原子炉施設（以下、「HTR施設」という。）の敷地境界は、周辺監視区域と同一である。

所有権を有する土地の境界（以下、「所有権境界」という。）内の土地上及びその空間においては、廃止措置完了までの間所有権の処分はせず、当社社員を含む周辺公衆を居住させない。また、所有権境界にはフェンスを設けて第三者の立ち入りが無いよう管理する。

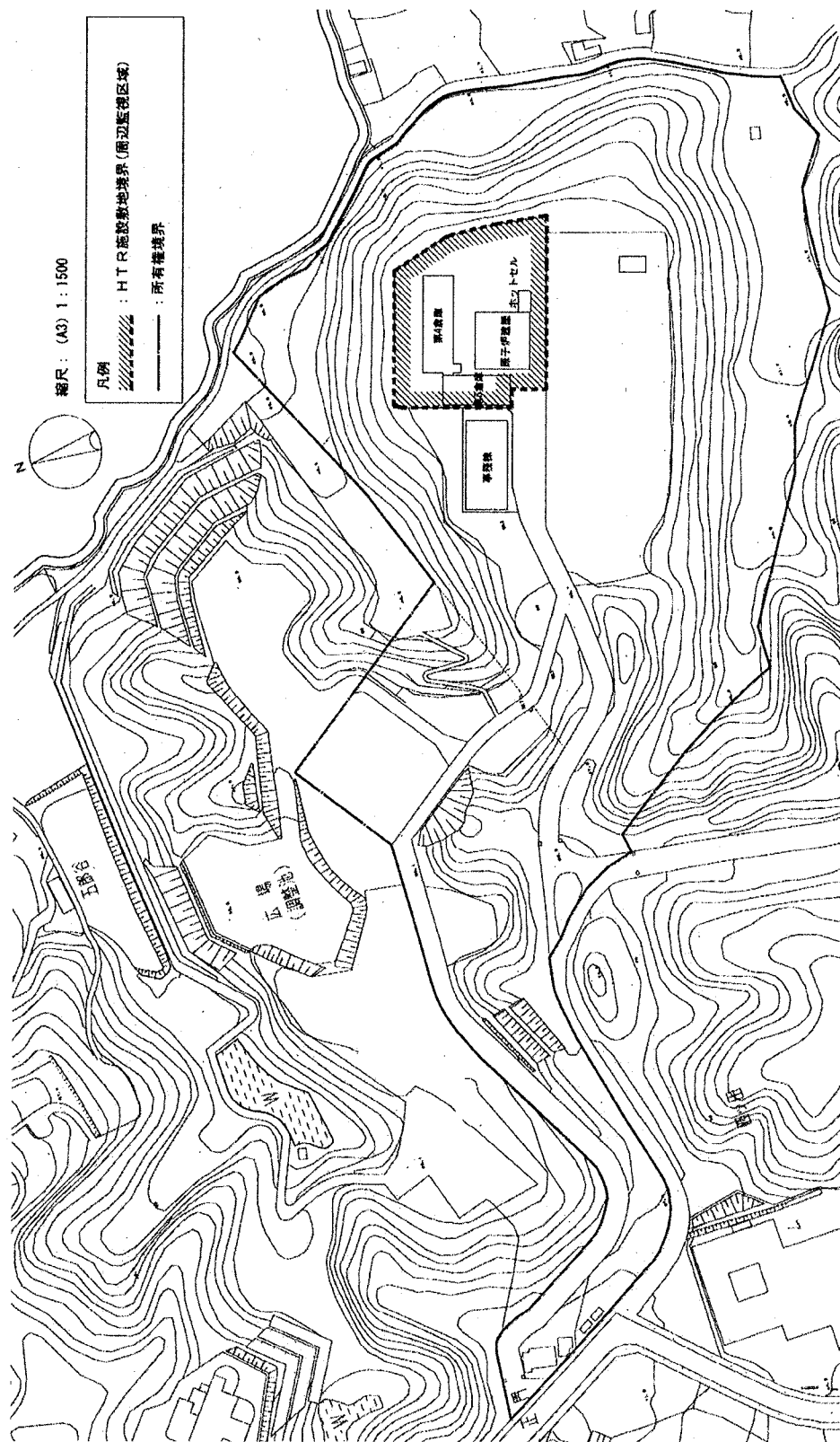


図1 HTR施設の敷地

5. 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 解体する原子炉施設

(1) 廃止措置の基本方針

HTRは、研究用及び教育訓練用として、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。）に基づき、株式会社日立製作所が昭和35年5月13日に設置の許可を受けて建設した原子炉である。HTR施設の廃止措置における基本方針は、次のとおりである。

- ① HTR施設の廃止措置は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律（平成17年5月20日法律第44号）及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律の施行に伴う経過措置を定める省令（平成17年11月30日文部科学省令第48号）により、本廃止措置計画（平成19年4月20日認可 認可番号18 諸文科科第1230号）の認可の通知を受けた翌日以降は本廃止措置計画に基づき実施する。
- ② HTR施設のうち、主要部の解体及び使用済燃料の搬出は、原子炉等規制法第38条第1項の規定による解体届（届出年月日 昭和50年6月7日）及び試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則第15条の3第2項の変更届（届出年月日 平成16年7月23日及び平成17年4月15日）に基づき実施済みである。本廃止措置計画により、残存するHTR施設を廃止する。
- ③ 廃止措置期間中は、HTR保安規定（以下、「保安規定」という。）に基づき残存する各施設・設備に要求される機能を維持し、解体中のHTR施設を適切に管理する。

専ら廃止措置期間中に放射性固体廃棄物の保管をより安全に行う目的で設置する第4倉庫及び第5倉庫については、管理区域の解除まで設備に要求される維持機能を保安規定に従い管理する。

(2) HTR施設の仕様等

HTR施設の主な設備及び仕様は、以下のとおりである。

- (i) 原子炉本体
 - ① 型式 : 濃縮ウラン軽水減速冷却型
(プール付タンク型)
 - ② 熱出力 : 100kW
 - ③ 燃料要素 : 10%濃縮ウラン、
二酸化ウランペレット、棒状燃料
 - ④ 出力検出器
 - ⑤ 炉心部 : 炉心枠、炉心周り反射体(黒鉛及び軽水)、炉心
タンク、反射体架台、危急開閉弁
 - ⑥ 生体遮蔽 : コンクリート
 - ⑦ 実験設備等 : 水平実験孔4本、水平貫通孔、
気送管2本、R I製造設備、熱中性子柱、遮蔽
実験用プール、アイソトープトレイン、ブリッ
ジ
- (ii) 原子炉冷却系統施設 : 冷却循環系統設備、給水系統設備、
排水系統設備
- (iii) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 : 燃料取扱装置、移動用キャスク、
使用済燃料貯蔵タンク、
破損燃料貯蔵タンク
- (iv) 放射性廃棄物の廃棄施設 : 液体廃棄物廃棄施設、気体廃棄物廃棄施設、廃
棄物倉庫
- (v) 計測制御系統施設 : 制御棒、中性子計測系統、プロセス計測系統、制
御棒操作系統設備、安全系統
- (vi) 放射線管理施設 : プロセスモニタ、健康管理用モニタ、その他の
放射能測定装置
- (vii) 原子炉格納施設 : 原子炉建屋、原子炉室、補機室、
準備室、制御室、R I取扱室、
ホットセル(A、B)、廃液処理室、
排・送風機室、燃料倉庫、天秤室
- (viii) その他原子炉の附属施設 : 非常用電源、照射要素、
原子炉室クレーン、準備室クレーン

(3) HTR施設の解体に係る経緯と現状

HTR施設は、原子炉等規制法第23条第1項の設置許可及び第26条第1項の変更許可に基づく、表1に示す経緯の原子炉施設である。また、表2に示すように、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律（平成17年5月20日法律第44号）施行前の原子炉等規制法第38条第1項の解体届及び試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（以下、「試験炉規則」という。）第15条の3第2項の変更届に基づく、現に解体を行っている原子炉施設である。平成18年5月（初版申請）時点で、5.2(1)に述べる廃止措置の第1段階が終了（使用済燃料は全量搬出済み）した。現在第2段階であり、放射性固体廃棄物を保管している。表2-1に廃止措置計画認可及びその変更認可を示す。

5.2 解体の方法

本廃止措置計画に係る全体計画は、廃止措置期間全体を以下の4つの段階に分けて示す。

- 原子炉の機能停止から燃料体搬出までの段階（以下、「第1段階」という。）
- 原子炉本体等の解体撤去着手前までの段階（以下、「第2段階」という。）
- 原子炉本体等の解体撤去が完了するまでの段階（以下、「第3段階」という。）
- 事業所外廃棄が完了し全ての管理区域を解除するまでの段階（以下、「第4段階」という。）

各段階において講じた措置及び講じる措置を以下に示す。

5.2.1 第1段階

HTRは、昭和50年6月に解体届を提出して原子炉本体の主要部分を含む主要システムを解体（以下、「解体1」という。）し、また、平成16年7月に解体届の変更届を提出して燃料搬出準備作業及び燃料搬出作業を実施した。

表2の解体届及びその変更届一覧のうち、上記第1段階における解体届及びその変更届にて実施した施設の区分毎の解体の方法及び工事实績工程を表3、表4に示す。

表3、表4に係るHTR施設の解体工事の経緯と現状は、以下のとおりである。

(1) 解体届による解体1（表3）

① 解体1の概要

- 所期の目的を達成したことにより運転を停止した（昭和50年2月）後、主要施設について原子炉機能停止後の解体1を表3に示す方法で実施した。解体開始は昭和50年10月、解体終了は昭和51年4月である。

② 原子炉本体の解体

- 炉心内の起動用中性子源、燃料要素、黒鉛反射体要素、出力検出器及び計測制御系統施設である制御棒を取り除いた後、遮へい実験用プールを除いた部分を水中打設してコンクリート充填固化し、その後、炉水抜き、ライニング除染をし、炉心タンク内をさらにコンクリートブロックで積み上げ（全充填量：約 30,000 kg）、炉頂開口部をコンクリートスラブで蓋をし、残置した。
- 黒鉛反射体要素、出力検出器及び制御棒は、解体して、汚染有りのものは廃棄物ドラム缶保管とし、汚染無しのは事業所外廃棄とした。起動用中性子源は、放射性同位元素による放射線障害防止に関する法律に従って、放射性同位元素の廃棄物として昭和 50 年 12 月に社団法人日本アイソトープ協会に引渡した。
- 使用済燃料は、燃料要素を燃料集合体から取外し、燃料保管容器に、アルミニウム被覆燃料要素（196 本）は最大 5 本一組として（5 本一組一体、3 本一組一体で、残りは全て 4 本一組で合計 49 体）収納し、ステンレス被覆燃料要素（402 本）は最大 9 本一組として（6 本一組一体、残りは全て 9 本一組で合計 45 体）収納して、以後、平成 16 年 12 月まで、遮へい実験プールを転用した使用済燃料保管プール（燃料容器保管容量：100 体）に保管を継続した。

③ 原子炉本体を除く系統施設の解体

- 原子炉本体を除く系統施設（表 3 に示す原子炉冷却系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設（希釈槽、排気筒は残置のため除く）、計測制御系統施設、放射線管理施設、その他原子炉の附属施設）は、解体撤去した。核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、転用（フックトング等取扱治具は継続使用のため、使用済燃料貯蔵タンク等は廃棄物ドラム缶保管のため、転用）のため残置した（破損燃料キャニング装置は、解体撤去）。
- 原子炉格納施設のうち、原子炉室は汚染を除去し、汚染の状況を確認した後、放射性廃棄物の保管室に転用した。その他の室（補機室、準備室等）も、汚染を除去し、汚染の状況を確認した後管理区域を解除し、残置し継続使用した。
- 原子炉室クレーンは、汚染の状況を確認した後、残置し継続使用した。

④ 解体撤去で発生した放射性固体廃棄物の処理

- 上記 ② ～ ③ の解体撤去に係る機器設備は、汚染検査をし、汚染のあるものは放射性固体廃棄物としてドラム缶に封入して原子炉室に保管、汚染のないものはスクラップ業者に引き渡した。

(2) 解体届の変更届による燃料搬出準備作業及び燃料搬出作業（表 4）

① 作業の概要

- 平成 16 年 11 月から平成 18 年 3 月までの間、燃料搬出準備作業（燃料要素を燃料容器から輸送に適した形状の新しい使用済燃料カプセル（以下、「カプセル」

という。)への収納し直し)、燃料搬出作業(カプセルを輸送容器に装荷し、搬出)及び燃料搬出設備等撤去を、表4に示す方法で実施した。

② 燃料搬出準備作業

- 燃料搬出準備作業用設備(密閉型の燃料要素詰替え設備(以下、「ワークベンチ」等という。))を準備した。

なお、本準備作業用スペースを確保するため、事前に原子炉室内の廃棄物ドラム缶の一部を新たに設けた管理区域(倉庫:旧排・送風機室)に移動した。

- カプセルへの収納は、平成17年1月から3月に以下のとおり実施した。
 - (a)使用済燃料保管プール内の燃料保管容器取り出し、(b)ワークベンチ内にて燃料要素を燃料保管容器から取り出し、(c)輸送に適したステンレス製の新しいカプセルへ収納、(d)カプセルの使用済燃料保管プール内への戻し、(e)(a)~(d)を燃料要素数を確認しつつ(保管量の特定)繰り返した。
- アルミニウム被覆燃料要素は7本単位でカプセル28本に、ステンレス被覆燃料要素は18本単位でカプセル23本に収納し(カプセル総数51本)、使用済燃料保管プールに戻して搬出までの期間保管した。

③ 燃料搬出作業

- 燃料搬出は、以下のとおり実施した。

(a)輸送容器設置、(b)使用済燃料保管プール内のカプセル取り出し、移動用遮へい容器に収納、(c)移動用遮へい容器を輸送容器上に設置、(d)移動用遮へい容器内カプセルを輸送容器内に装荷、(e)全装荷後、輸送容器2基を日本核燃料開発株式会社(所在地:茨城県東茨城郡大洗町)に搬出。

現在HTR施設内には、核燃料物質はない。使用済燃料がHTRから搬出されていることを、核燃料物質在庫変動・受払間差異・リバッチング報告書(図2表紙、図3在庫変動報告(ICR))にて示す。

④ 燃料搬出設備等撤去

- 燃料搬出設備等撤去は、以下のとおり実施した。

(a)②燃料搬出準備作業に記載の設備の解体撤去と移動、(b)使用済燃料保管プール水の水抜き・廃棄処理(廃棄量:94.5m³)、(c)倉庫に保管していた廃棄物ドラム缶の原子炉室への戻し。

- 使用済燃料保管プールに使用済燃料が存在していないことを図4(写真)に示す。

(3)第1段階終了時点のHTR施設の状況

- 使用済燃料は全量搬出済であり、HTR施設では燃料を保有していない。
- 解体1において発生した放射性固体廃棄物は、ドラム缶等に封入して原子炉室(使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンクを含む)に保管している。

- 燃料搬出準備作業において使用した設備のうち、燃料要素に触れた設備及び燃料保管容器内ガスに触れた設備（ワークベンチ、ワークベンチ用局所排気装置及び燃料保管容器（旧燃料要素収納用））は、原子炉室に保管とし、その他の設備（プール上台車等）は、汚染の状況を確認し、保安規定を変更して事業所内保管（非管理区域）とした。

第1段階終了時の配置を添1図1に示す。

5.2.2 第2段階

(1) 放射性固体廃棄物の保管

本段階では、解体1において発生した放射性固体廃棄物、燃料搬出準備作業及び燃料搬出作業で発生した放射性固体廃棄物について、10.3に記載の事業所外廃棄が可能になるまで保管（管理区域内）を継続する。

放射性固体廃棄物は、ドラム缶や角型金属容器等の容器（以下、「容器」という。）に封入しており放射性物質漏えいのおそれはないが、容器腐食状況確認のため、保安規定に従い巡視をして健全性を確認する。また、被ばく低減対策及び放射性物質漏えい防止対策等を含めて保安規定に従い保安管理を実施する。

原子炉建屋、放射線管理設備、電気設備等廃止措置期間中に性能を維持すべき施設（以下、「性能維持施設」という。）については、本文5.に記載のように、要求される機能を必要な期間、維持管理する。なお、燃料搬出準備作業期間中に、一部の容器を保管していた倉庫（管理区域に設定）については、汚染の状況を確認し、保安規定を変更して管理区域を解除する（平成19年に倉庫の管理区域を解除済）。

(2) 補機室の管理区域解除

管理区域のうち補機室については、汚染の状況を確認し、管理区域を解除する（平成27年に補機室の管理区域を解除済）。

(3) 排気筒等の解体（以下、「解体2」という。）

解体1で残置とした、排気筒、希釈槽（希釈槽に通じる配管の一部も含む。）及び排水路、原子炉建屋周りの準備室等、屋外の倉庫等（倉庫（純水製造装置等（純水タンク、純水ポンプ、配管弁類を含む。）、第3倉庫（廃棄物倉庫）、第1倉庫、第2倉庫、車庫（旧第2製品室））は老朽化しており、廃止措置期間中の安全性を確保するため解体する。

準備室等の内訳及び各室の原子炉運転時の使用の状況を下表に示す。入退域管理室の解体にあたっては、あらかじめ汚染の状況を確認し管理区域を解除する。入退域管理室の解体後における、管理区域の人の出入及び物品の搬出入は、保安規定に基づき1階の出入口から行う。

準備室等の内訳及び各室の使用の状況

No.	室名称*	原子炉運転時の使用の状況
1	倉庫（R I 取扱室）	管理区域として使用
2	準備室（遮蔽付フード含む）	管理区域として使用
3	倉庫（廃液処理室）	管理区域として使用
4	倉庫（排・送風機室）	排風機室：管理区域として使用 送風機室：非管理区域として使用
5	電気室	非管理区域として使用
6	計測室（燃料倉庫）	管理区域として使用
7	トイレ（天秤室）	管理区域として使用
8	警備室	非管理区域として使用
9	入退域管理室（制御室）	管理区域として使用

※：括弧内は原子炉運転時の名称

なお、原子炉建屋と接続している排気筒下部及び倉庫（ホットセル（A、B））については、後述する第3段階で行う原子炉建屋の解体に合わせて撤去する。

解体に伴い発生する廃棄物（以下、「解体廃棄物」という。）は、5.3に記載のとおり扱う。ここで、排気筒の内面及び希釈槽の内面の表面汚染については、検出限界未満であることが確認されているが、放射性物質を含む気体又は液体と接触していたことから、汚染のおそれのある箇所が分離されていないものとして扱い、はつり等を行う場合には、念のため一時管理区域に設定する。

第2段階解体2終了時の配置を添1図1に示す。（平成30年に解体2を実施済）

(4) 第4倉庫及び第5倉庫の設置等

専ら廃止措置期間中に放射性固体廃棄物の保管をより安全に行うため、第4倉庫及び第5倉庫の設置を行う。両倉庫は管理区域に設定する。第1段階で発生し原子炉室内に保管中の放射性固体廃棄物は容器で二重化した後両倉庫に保管する。両倉庫の詳細は本文7.2、10.3.1(2)及び添付書類1に記載する。

(5) 原子炉室内解体作業等（解体2-1）

第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物の保管開始後、以下の①から⑥の作業を行う。これを、原子炉室内解体作業等（以下、「解体2-1」という。）という。ここで発生した解体廃棄物は、5.3に記載のとおり扱う。

① 原子炉室床下の排水配管の解体撤去

原子炉室の床面コンクリートを除去し、排水配管を撤去する。ここで発生した解体廃棄物は、排水配管はクリアランス（以下、「CL」という。）対象物として取扱い、床面コンクリートは放射性廃棄物でないもの（以下、「NR」という。）の判断を行う。

② 燃料取扱装置の解体撤去

燃料取扱装置の解体撤去を行う。ここで発生した解体廃棄物は、CL対象物として取扱う。

③ 移動用キャスクの解体撤去

冷却水と接触のある移動用キャスクの金属枠を除去し、除去した金属枠は、放射性廃棄物又はCL対象物として取扱う。金属枠の除去後、鉛表面の汚染の状況を確認し、汚染が認められた場合において、深さ方向の汚染部位を特定し、はつり又は研磨による汚染除去を行う。汚染を除去した後の解体廃棄物については、NRの判断を行う。

④ 原子炉室内の使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンクの汚染分離

原子炉室内の使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンク（以下、「両タンク」という。）はピット構造を有するもので原子炉建屋の床面に設置され、ステンレス材のライニングが施されている。第1段階において両タンクのライニングの表面汚染は、検出限界未満であることを確認している。ライニングは放射性物質を含む液体と接触していた使用履歴があるため、全面測定及び代表サンプリングにより深さ方向の汚染の有無を調査する。汚染状況調査において仮に汚染が認められた場合は汚染範囲を特定し、はつりによる汚染分離を行う。ついで汚染を除去した解体廃棄物についてNRの判断を行う。

⑤ 原子炉本体領域を除く原子炉室内の管理区域解除

上記①から④の作業を完了後、原子炉本体領域を除く原子炉室内（両タンク含む）の管理区域を解除する。

⑥ 原子炉本体の汚染状況の調査

解体3の解体計画検討のため、原子炉本体の汚染状況の調査を実施する。作業実施時は、当該エリアは一時管理区域に設定する。汚染の状況調査は、原子炉本体の放射化汚染の程度を確認するために、「原子炉本体コンクリート部等コアボーリング」を行うことを計画している。

放射線業務従事者の被ばく低減対策については、線源からの離隔距離を確保する計画である。このコアボーリング時に、粉じんが発生することが予想されるため、汚染拡大防止のため囲いを設置し、発生する粉じんを吸引しながら作業を行うとと

もに、囲い内には仮設換気・排気設備を設ける等の措置を講ずる。また、作業者には適切な保護衣や保護具を着用させる。

第2段階終了時の廃止措置に係る工事作業区域を添1図1中に示す。

また、原子炉室内の使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンクについては第3段階で解体する。汚染分離が必要な場合には、汚染部位を特定し、はつり等による汚染除去作業を実施する。対象となる放射性廃棄物は、5.3に記載の考え方に従いNRの判断を行う。ここで発生した解体廃棄物は、5.3に記載のとおりに取り扱う。

作業の際には、9.2に記載したとおり、必要に応じて汚染拡大防止を図る。上記の作業後、原子炉本体領域を除く原子炉室内の管理区域解除（使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンク含む）を行う。管理区域解除においては、第1段階（解体1）で原子炉室内及び両タンクの表面汚染は検出限界以下であることを確認している。第2段階終了時の廃止措置に係る工事作業区域を添1図1中に示す。

また、解体3の解体計画検討のため原子炉本体の汚染状況の調査を実施する。調査を実施する場合、放射線業務従事者の被ばく低減、汚染拡大防止等を図る。

5.2.3 第3段階

第3段階における解体（以下、「解体3」という。）の着手要件は次のとおりである。解体3の着手にあたっては解体・撤去計画の詳細化を踏まえ廃止措置計画、保安規定の変更申請の認可を受ける。

- 原子炉室に保管している放射性固体廃棄物の第4倉庫及び第5倉庫における保管を開始し、解体に係る作業エリアが確保されていること。
- 解体3で発生が予想される放射性固体廃棄物の保管容量が確保されていること。

解体3は、図5に示す主要な手順フローに従い、以下のように実施する。解体3により発生する解体廃棄物は、5.3に記載のとおり扱い、放射性固体廃棄物を封入した容器は原則第5倉庫に保管する。第3段階終了時の配置を添1図1中に示す。

(1) 解体撤去範囲

- HTR施設の解体撤去は、機能維持すべき期間が終了したもの（原子炉本体（炉心部、実験設備、使用済燃料保管プール（遮蔽実験用プール）、生体遮蔽コンクリート、充填コンクリート）、使用済燃料貯蔵タンク、破損燃料貯蔵タンク、給水系統（管理区域内の配管）、原子炉建屋、排気筒下部、補機室、倉庫（ホット

セル (A、B))、原子炉室クレーン、電気設備、照明設備) について実施する。

(2) 解体準備

- 第2段階で実施した調査に基づき解体・撤去計画を詳細化する(廃棄物の区分け法、解体工法、放射性固体廃棄物の前処理設備の要否、仮設換気設備の設置の要否、仮設電源設備の設置の要否、安全対策(拡散防止対策、被ばく低減対策及び事故防止対策等))。
- 工法により、粉じん等の処理が必要な場合は、仮設換気設備を設置する等を行い、汚染拡大防止を図る。

(3) 原子炉本体以外の解体撤去

- 原子炉室内における燃料搬出準備作業用設備を解体撤去する。

(4) 原子炉本体解体撤去

- 原子炉本体のコンクリート充填している炉心部、実験孔等の実験設備、使用済燃料保管プール(遮蔽実験用プール)〔プール水廃棄済〕及び生体遮蔽コンクリート〔放射線遮蔽体〕等を解体撤去する。

(5) 仮設設備、その他原子炉の附属施設等の解体撤去

- (2)～(4)において、必要に応じて用いた放射性固体廃棄物前処理設備、仮設換気設備等の設備を解体撤去する。
- 原子炉室内の原子炉室クレーンを解体撤去する。

(6) 管理区域の解除及び原子炉建屋等の解体撤去

- 原子炉建屋等解体撤去のため、原子炉室の汚染の状況等を確認し、管理区域を解除する。
- 原子炉建屋、使用済燃料貯蔵タンク、破損燃料貯蔵タンク、排気筒下部、補機室、倉庫(ホットセル(A、B))を解体撤去する。

5.2.4 第4段階

第4倉庫及び第5倉庫内の放射性固体廃棄物の10.3に記載の事業所外廃棄を行い、全ての管理区域を解除する。

第4段階終了時の配置を添1図1中に示す。

表1 設置許可手続き及び関連する諸手続き届一覧

許可番号	許可年月日 (届出日含)	申請・届出の内容	
35 原第 1244 号	昭和 35 年 5 月 13 日	設置許可申請。	
37 原第 4336 号	昭和 37 年 8 月 24 日	原子炉施設の譲受の許可申請。 株式会社日立製作所から株式会社東京原子力産業研究所に譲渡 (譲受許可申請書による)	
39 原第 4141 号	昭和 39 年 12 月 25 日	原子炉施設の一部変更の許可申請。 制御棒、駆動装置	
—	昭和 40 年 7 月 13 日	住所変更届	
41 原第 3943 号	昭和 41 年 10 月 29 日	原子炉設置に係る変更許可申請。 パルス炉実験の追加 (昭和 41 年 10 月～昭和 44 年 9 月まで 4 回変更許可)	
42 原第 2894 号	昭和 42 年 6 月 15 日		
43 原第 378 号	昭和 43 年 1 月 26 日		
44 原第 4682 号	昭和 44 年 9 月 5 日		
43 原第 3907 号	昭和 43 年 7 月 30 日		
44 原第 6624 号	昭和 44 年 12 月 26 日		
45 原第 1817 号	昭和 45 年 3 月 20 日		
45 原第 3399 号	昭和 45 年 5 月 21 日		
45 原第 4491 号	昭和 45 年 7 月 2 日		
45 原第 6087 号	昭和 45 年 9 月 10 日		
46 原第 993 号	昭和 46 年 2 月 9 日		
46 原第 2743 号	昭和 46 年 4 月 8 日		
46 原第 5259 号	昭和 46 年 7 月 29 日		
46 原第 6879 号	昭和 46 年 9 月 9 日	原子炉設置に係る変更許可申請。 脳腫瘍治療の追加 (昭和 43 年 7 月～昭和 47 年 1 月まで 11 回変更許可)	
47 原第 415 号	昭和 47 年 1 月 13 日		
—	昭和 46 年 12 月 9 日		代表者氏名変更届
—	昭和 47 年 4 月 28 日		住所変更届
47 原第 10533 号	昭和 47 年 11 月 2 日		原子炉設置に係る変更許可申請。 パルス実験終了による設備撤去
50 原第 9169 号	昭和 50 年 10 月 28 日		原子炉設置に係る変更許可申請。 使用済燃料処分の方法変更
—	昭和 54 年 7 月 5 日		代表者氏名変更届
—	昭和 56 年 6 月 18 日		代表者氏名変更届
—	昭和 59 年 1 月 24 日		株式会社東京原子力産業研究所から日立ニュークリアエンジニアリング株式会社に社名変更 (原子炉設置変更届による)。
11 安 (原規) 第 63 号	平成 11 年 3 月 31 日		日立ニュークリアエンジニアリング株式会社と日立エンジニアリング株式会社との合併認可申請 (合併認可申請書による)。
—	平成 11 年 4 月 15 日		名称、住所、代表者氏名変更届
14 諸文科科第 4706 号	平成 15 年 4 月 1 日		日立エンジニアリング株式会社から株式会社日立製作所に譲受申請 (譲受許可申請書による)
—	平成 15 年 4 月 1 日		名称、住所、代表者氏名変更届
—	平成 16 年 7 月 2 日	代表者氏名、事業所名称変更届	
—	平成 16 年 10 月 15 日	住所変更届	
—	平成 18 年 4 月 13 日	代表者氏名変更届	
18 諸文科科第 1537 号	平成 18 年 10 月 13 日	原子炉設置に係る変更許可申請。敷地の変更	

—	平成 19 年 7 月 6 日	事業所名称変更届
—	平成 21 年 4 月 10 日	代表者氏名変更届
—	平成 21 年 10 月 9 日	事業所名称変更届
—	平成 22 年 4 月 1 日	代表者氏名変更届
—	平成 23 年 4 月 1 日	事業所名称変更届
—	平成 26 年 4 月 3 日	代表者氏名変更届
—	令和 2 年 6 月 26 日	試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る 品質管理に必要な体制の整備に関する事項変更届

表 2 解体届及びその変更届一覧

届出年月日	届出の内容	備 考
昭和 50 年 6 月 7 日	解体の届出。	—
昭和 50 年 7 月 9 日	解体届記載事項の内、「解体の方法及び工事工程表」の一部変更。(解体着手の1ヶ月延期)	—
昭和 50 年 8 月 8 日	同 上	—
昭和 50 年 9 月 11 日	同 上	—
昭和 50 年 10 月 23 日	同 上	—
昭和 50 年 10 月 29 日	解体届記載事項の内、以下の事項を変更。 1. 遮蔽実験用プールの改造方法 2. 放射性廃棄物処理施設の一部の処分方法 3. 使用済燃料容器の部品材質 4. 使用済燃料要素の解体に伴う事項	昭和 50 年 10 月 主要施設解体開始
昭和 50 年 12 月 19 日	解体届記載事項の内、第 1 表解体の方法及び工事工程表の一部変更。(ホットセル、RI、取扱室の工程を延長)	—
昭和 51 年 2 月 3 日	解体届記載事項の内、第 1 表解体の方法及び工事工程表並びに資料 1. 解体の方法及び工事工程の一部変更。	昭和 51 年 4 月 主要施設解体終了(以後、使用済燃料及び解体廃棄物保管)
昭和 53 年 6 月 13 日	解体届記載事項の内、4.1 解体後の施設の状況の一部変更。(図 17 周辺監視区域の変更含む)	—
昭和 55 年 2 月 13 日	解体届記載事項の内、図 17 周辺監視区域の変更。	—
昭和 60 年 1 月 30 日	解体届記載事項の内、図 17 周辺監視区域の変更。	現周辺監視区域
平成 16 年 7 月 23 日	解体届記載事項の内、燃料搬出準備作業の事項追加の変更。	平成 17 年 11 月～3 月 燃料搬出準備作業 (カプセル詰替準備、カプセル詰替え)
平成 17 年 4 月 15 日	解体届記載事項の内、燃料搬出作業の事項追加の変更。	平成 17 年 3 月～18 年 3 月 燃料搬出作業 (燃料搬出準備、燃料搬出、燃料搬出設備撤去)

表 2-1 廃止措置計画及びその変更一覧

認可番号	認可年月日	申請の内容
18 諸文科科第 1230 号	平成 19 年 4 月 20 日	廃止措置計画初版
原規規発第 1505187 号	平成 27 年 5 月 18 日	補機室の管理区域解除
原規規発第 1709117 号	平成 29 年 9 月 11 日	排気筒、希釈槽の解体
原規規発第 1804191 号	平成 30 年 4 月 19 日	原子炉建屋周りの準備室等の解体
原規規発第 2009246 号	令和 2 年 9 月 24 日	第 4 倉庫及び第 5 倉庫の設置等

表3 原子炉機能停止後の解体方法及び工事工程表 (第1段階のうちの解体1)

各施設の解体状況は、原子炉議受許可申請書に記載(平成15年1月14日申請、許可:同年4月1日(14)諸文科料第4706号)内容を基に加筆訂正した。

施設の 区分	構成品目	工事工程							解体方法	保管場所 又は搬出先	解体後の 施設の有無
		昭和50年									
		9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月			
原子炉 本体	起動用中性子源								取出 → 事業所外廃棄(*1)	RI協会	無
	黒鉛放射体要素								取出 → 汚染検査 → 汚染無し → 事業所外廃棄(*2) 汚染有り → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	燃料要素								取出 → 冷却 → 解体 → 廃棄 → ドラム缶保管 (燃料要素以外の構成材) 燃料要素は燃料保管容器に収納	原子炉室	有 (燃料保管容 器は使用済 燃料保管ブ ールに保管)
	出力検出器								取出 → 汚染検査 → 汚染無し → 事業所外廃棄 汚染有り → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	炉心部(炉心棒、炉心周 り反射体、炉心タンク、 反射体架台、危急開閉弁)								汚染検査 → 解体(炉心) コンクリート充填 → 炉水抜き → 残置(* 3)	原子炉室 生体遮へい体内	無
	実験設備(水平実験孔、 水平貫通孔、気送管RI製 造設備、熱中性子柱、アイ ソトープトレイン)								汚染検査 → コンクリート充填 → 残置	生体遮へい体内	有
	ブリッジ								解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無し → 事業所外廃棄 汚染有り → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	遮へい実験用プール								汚染検査 → 改造 → 残置	原子炉室	有 (使用済燃料 保管プール に転用)
	生体遮へい コンクリート								汚染検査 → 残置	原子炉室	有

*1 事業所外廃棄: 王禅寺センタから外部への搬出・廃棄、 *2 ドラム缶保管: 廃棄物ドラム缶に封入し、原子炉室に保管、 *3 王禅寺センタ内に転用等で残したもの

施設の 区分	構 成 品 目	工 事 工 程												解体後の 施設の有無		
		昭和50年		昭和51年		解体方法	保管場所 又は搬出先	有 無								
		9月	10月	11月	12月				1月	2月	3月	4月				
原子炉 冷却系 統施設	冷却循環系統(熱交換器、循環ポンプ、イオン交換器、配管弁類)													解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	給水系統(純水製造装置、純水タンク、純水ポンプ、配管弁類)													給水系であり又管理区域内の配管(残置)を除き、全て管理区域外に設置されているもので、解体作業の対象外である。	—	有
核燃料 物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	排水系統(ドレンタンク、排水ポンプ、配管弁類)													解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	燃料取扱装置(燃料要素取扱棒、グリッピング、フックトング)													汚染検査 → 汚染無 → 残置 (フックトング以外はドラム缶保管)	原子炉室	有 (フックの み残置)
	移動用キヤスク													汚染検査 → 内部に汚染有 → 残置	同上	有
	使用済燃料貯蔵タンク、破損燃料貯蔵タンク													汚染検査 → 汚染無 → 残置 汚染有 → 除染 → 残置	同上	有 (ドラム缶 保管設備 に転用)
放射性 廃棄物 の廃棄 施設	集液タンク (No1~No3)													解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	廃液ポンプ													解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 除染 → 譲渡	日立製作所 日立研究所	同上
	蒸発缶													同上	同上	同上
	凝縮冷却器													同上	同上	同上
	復水タンク													同上	同上	同上
復水ポンプ													同上	同上	同上	
イオン交換器													解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	同上	

施設の 区分	構成品目	工事工程												解体方法	保管場所 又は搬出先	解体後の 施設の有無	
		昭和50年			昭和51年												
		9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月				
放射性 廃棄物 の廃棄 施設	逆洗用ポンプ														解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	モニター槽														同上	同上	同上
	放出ポンプ														同上	同上	同上
	濃縮液タンク														汚染無 → 汚染検査 → 汚染無 → 譲渡 汚染有 → 汚染検査 → 汚染有 → 除染	日立製作所 日立研究所	同上
	配管弁類														汚染無 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → 汚染検査 → 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	同上
	希釈槽														汚染無 → 汚染検査 → 汚染無 → 残置 汚染有 → 汚染検査 → 汚染有 → 除染	事業所内	有
	冷凍機														管理区域外に設置されているもの（汚染の恐れ無）	スクラップ業者	無
	冷却水ポンプ														同上	同上	無 (倉庫として 転用)
	第一系統用送風機														同上	同上	
	第二系統用送風機														同上	同上	
	第三系統用送風機														同上	同上	
	パイパス用送風機														同上	同上	
	第二系統用排風機														汚染無 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → 汚染検査 → 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	同上
	第三系統用排風機														同上	同上	同上
	水洗フィルタ用 ポンプ														同上	同上	同上
グラスウールフィルタ														同上	同上	同上	
フィルタリーチャンバ														同上	同上	同上	
水洗フィルタ														同上	同上	同上	

施設の 区分	構成品目	工事工程												解体方法	保管場所 又は搬出先	解体後の 施設の有無			
		昭和50年			昭和51年			9月	10月	11月	12月	1月	2月				3月	4月	
		9月	10月	11月	12月	1月	2月												3月
放射 性 廃 棄 物 の 廃 棄 施 設	N・Sエヤーフィルタ																解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → 保管(プラスチック 梱包)	スクラップ業者 原子炉室	無
	アブソリュート フィルタ																同上	同上	同上
	排気ダクト																同上	同上	同上
	廃棄物倉庫																汚染検査 → 汚染無 → 除染 → 残置 汚染有 → 除染	事業所内	有 (一般倉庫と して転用)
計測制 御系 統 施 設	制御棒																取出 → 汚染検査 → 汚染有 → ドラム缶保管 汚染無 → ドラム缶保管	原子炉室	無
	中性子計測系統(第1 ～第5チャンネル、制 御盤、操作卓)																解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	プロセス計測系統(温 度計測系、流量計測 系、圧力計、液面計、伝 導度計)																同上	同上	同上
	制御棒操作系統設備 (シム、安全棒駆動装 置、調整棒駆動装置、 核分裂計数管駆動装 置)																同上	同上	同上
	安全系統(起動インタ ー ロック回路、2 out of 3 回路、スクラム回路、警 報回路)																同上	同上	同上

施設の 区分	構成品目	工事工程												解体方法	保管場所 又は搬出先	解体後の 施設の 有無	
		昭和50年						昭和51年									
		9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月				
放射線 管 施	プロセスモニター														解体撤去 → 汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 原子炉室	無
	健康管理用モニター														同上	同上	同上
	その他の放射能測定 装置(ポケット線量 計、フィルムバッジ 等)														同上	同上	同上 (ポケット線 量計等は、 解体1後新 規調達)
原子炉 格 施	原子炉室															事業所内	有 (使用済燃料 保管、廃棄 物ドラム缶 保管室に使 用)
	補機室														同上	同上	有 (室として のみ残置)
	準備室														同上	同上	同上
	制御室														同上	事業所内	有
	R I取扱室														同上	事業所内	有 (室として のみ残置)
	ホットセル(A、B)														同上	同上	同上
	廃液処理室														同上	同上	同上
	排・送風機室														同上	同上	同上
	燃料倉庫														同上	同上	同上
	天秤室														同上	同上	同上

施設の 区分	構 成 品 目	工事工程							解体方法	保管場所 又は搬出先	解体後の 施設の有無
		昭和50年		昭和51年							
		9月	10月	11月	12月	1月		2月			
その他 原子炉 の付属 施設	非常用電源								管理区域外に設置されているもの（汚染の恐れ無）	スクラップ業者 -----	無 (パレットは 残置)
	照射要素								汚染検査 → 汚染無 → 廃棄 汚染検査 → 汚染有 → ドラム缶保管	スクラップ業者 ----- 原子炉室	無
	原子炉室クレーン								汚染検査 → 汚染無 → 残置 汚染検査 → 汚染有 → 除染	原子炉室	有 (原子炉室内 荷物運搬用)
	準備室クレーン								汚染検査 → 汚染無 → 事業所外廃棄	スクラップ業者 -----	無

表4 第1段階のうちの燃料搬出準備作業及び燃料搬出作業の方法及び工程表

施設の 区分	構成 品目	作 業 項 目	工 事 工 程												解体方法	保管場所 又は 搬出先	作業後の 施設の有無	
			平成16年		平成17年													
			11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月				
原子炉 本体	燃料 要素	1. 燃料搬出 準備作業 (1) カプセル詰替 (収納) 準備																
		(2) カプセル詰替 (収納)																
	2. 燃料搬出準備作業 (1) 燃料搬出準備																	

```

    graph TD
      A[取出] --> B[汚染検査]
      B --> C[汚染無]
      B --> D[汚染有]
      C --> E[詰替]
      D --> F[除染]
      E --> G[使用済燃料保管プールに保管]
      F --> G
    
```

施設の 区分	構成 品目	作 業 項 目	工 事 工 程												解体方法	保管場所 又は 搬出先	作業後の 施設の有無	
			平成17年		平成18年													
			8月	9月	10月	11月	12月	1月	2月	3月	4月	5月	6月	7月				
原子炉 本体	燃料 要素	2. 燃料搬出準備作業 (2) 燃料搬出																
		(3) 燃料搬出設 備等撤去																

```

    graph TD
      A[カプセル取出] --> B[輸送容器へ装荷]
      B --> C[輸送前検査]
      C --> D[搬出]
    
```

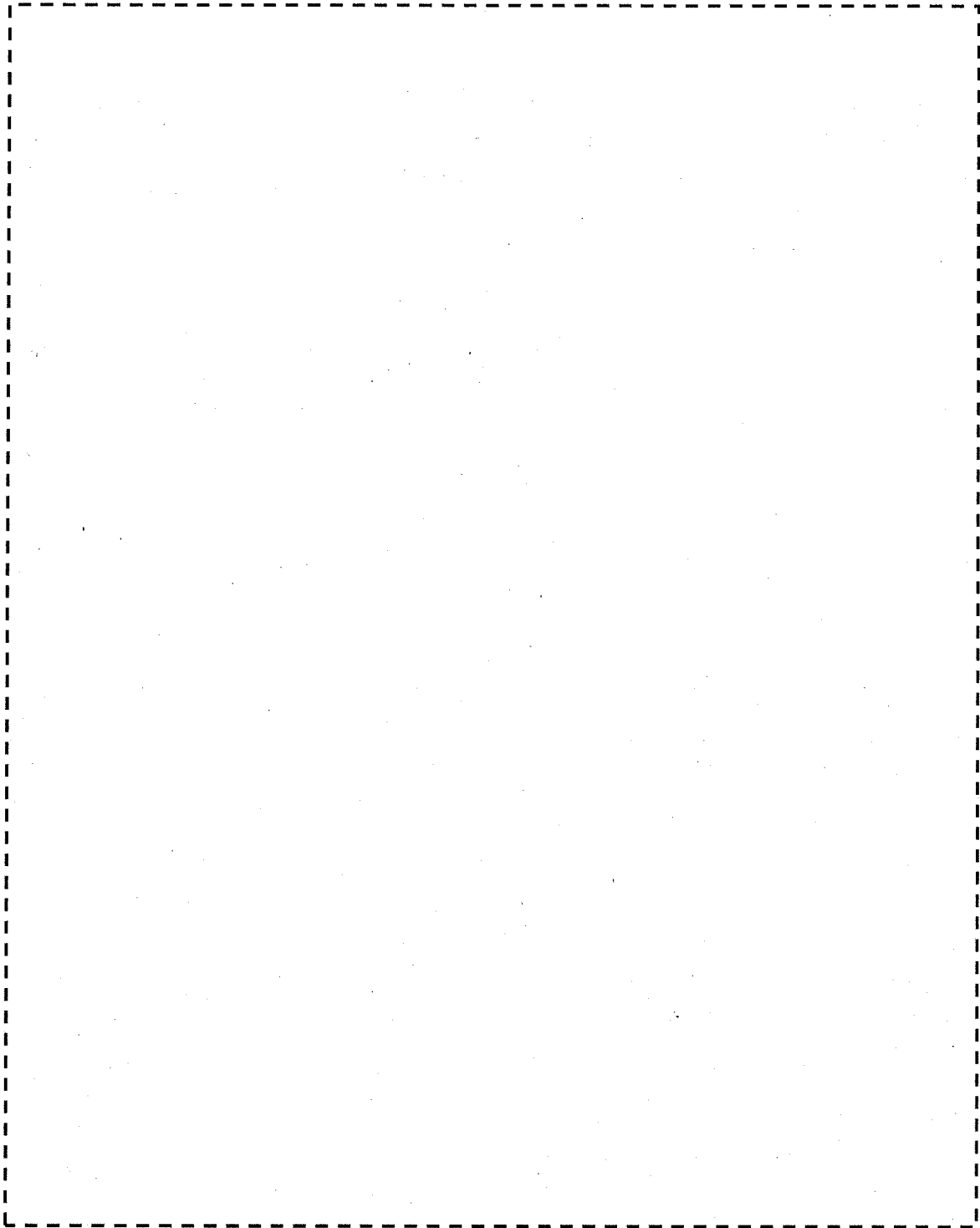


図2 核燃料物質在庫変動・受払間差異・リバッチング報告書（表紙）

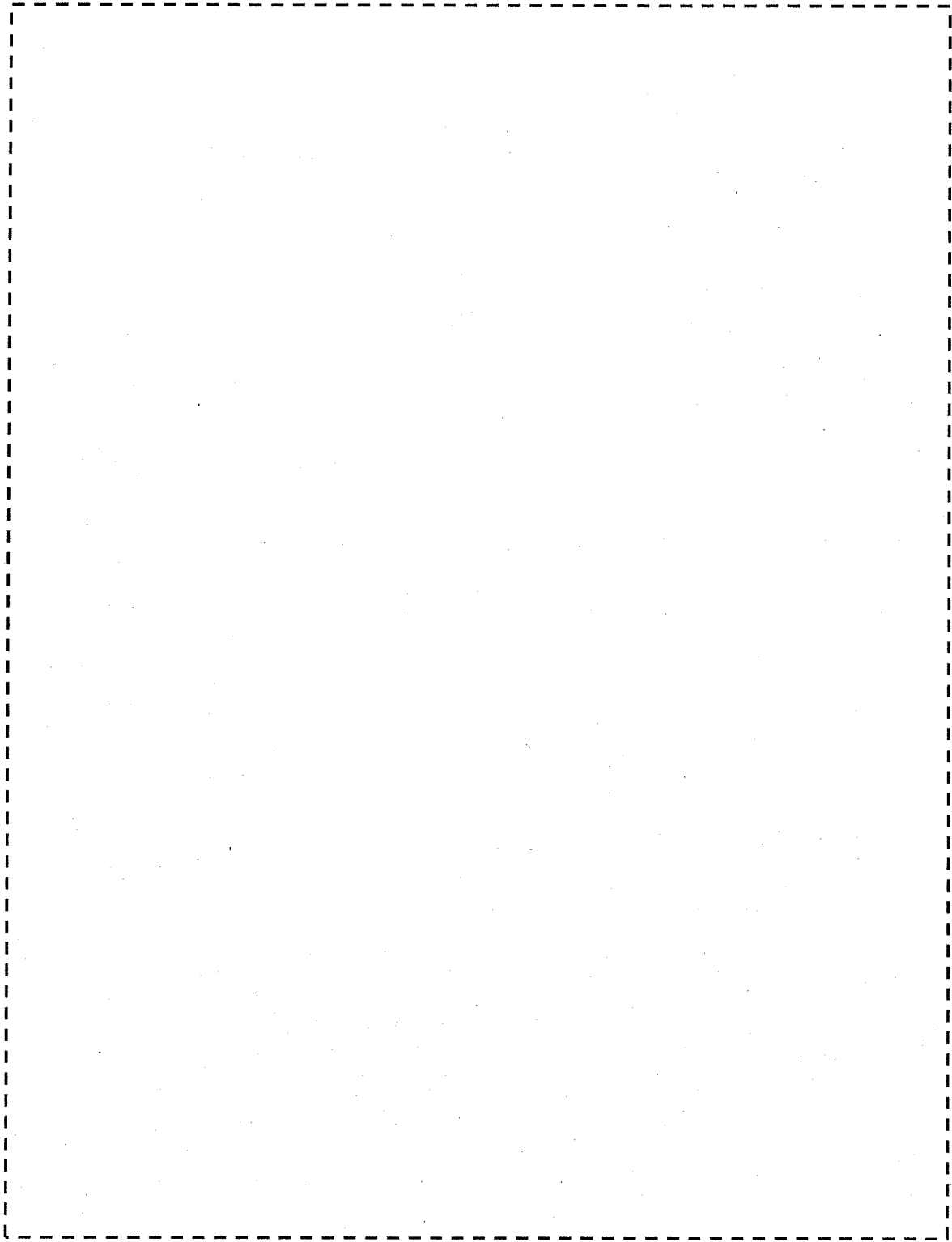
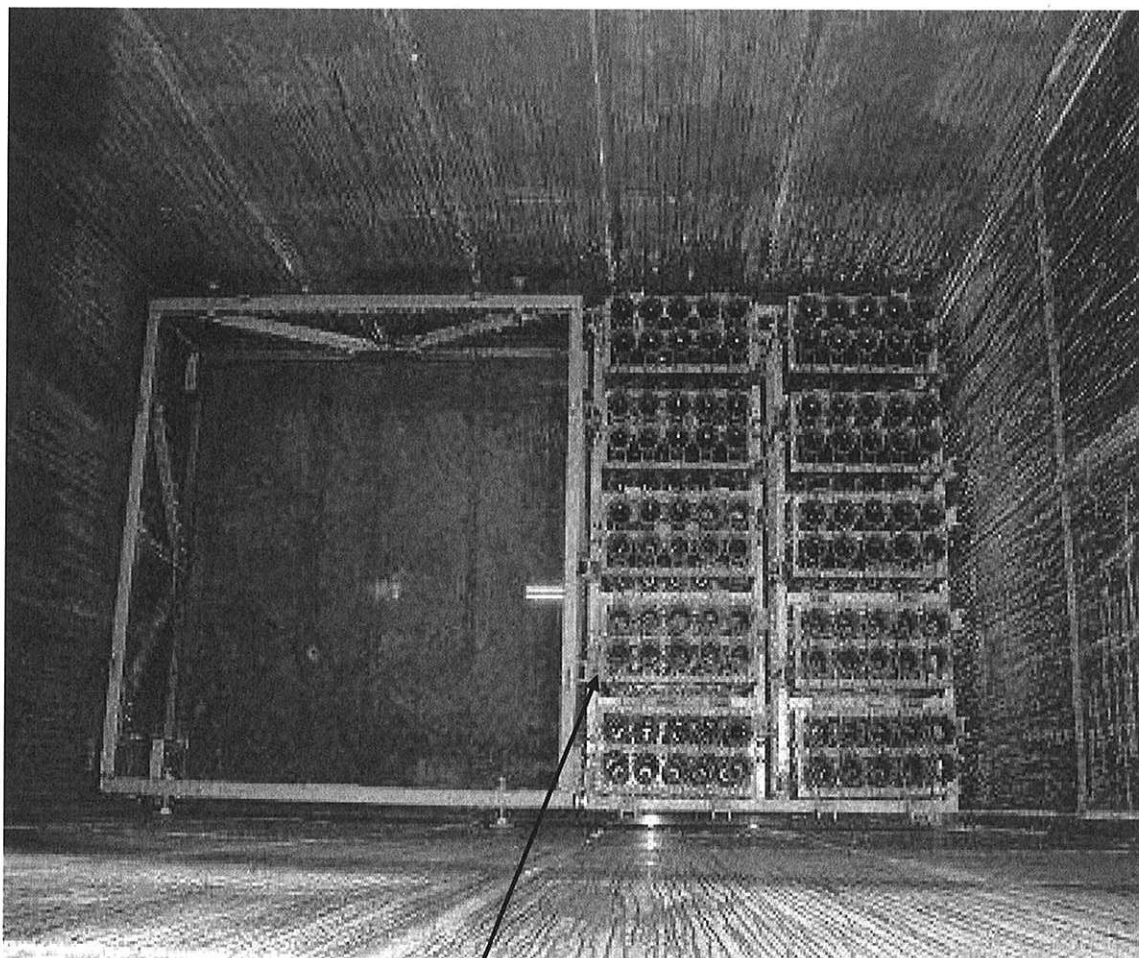


図3 在庫変動報告 (ICR)



カプセル収納用ラック（空）

図4 使用済燃料在庫無しの使用済燃料保管プール内部の写真

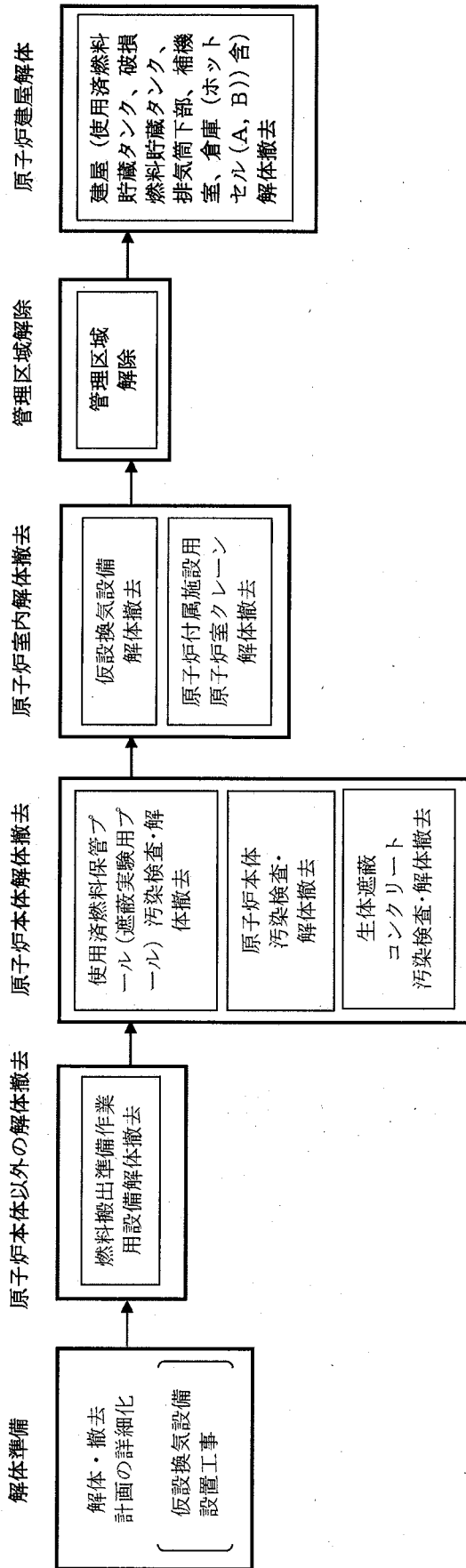


図5 解体3の主要な手順

5.3 解体廃棄物の取扱い

廃止措置期間中に発生する解体廃棄物については、使用履歴及び設置場所等に応じ以下のように取扱うものとする。なお、解体廃棄物をNRとして扱おうとする場合には、以下のNR判断の考え方に沿って判断する。汚染分離に係る作業は9.2に記載のとおり実施する。ただし、解体の前にNRの判断を行うことが、作業安全上あるいは解体工法等の理由により合理的でないと考えられる場合において、NRの判断を解体後に行う場合には、NRの判断が完了するまでの期間は、当該解体廃棄物は管理区域に保管する。

NR判断の考え方

- ①使用履歴調査による汚染の可能性の有無(放射化、二次汚染)
- ②汚染の可能性がある場合、表面材の剥離等の可否
- ③汚染部位の特定(対象箇所表面密度汚染測定、深さ方向の汚染範囲特定)
- ④汚染部位の汚染分離可否(はつり除去等)
- ⑤対象物(エリア)での確認測定
- ⑥NRの判断

No.	使用履歴及び設置場所等	解体廃棄物の取扱い
1	汚染のおそれのある管理区域として使用された(されている)場所であって、 汚染のおそれのある箇所が分離されていないもの	RW CL
2	汚染のおそれのある管理区域として使用された(されている)場所であって、 汚染のおそれのある箇所が分離されたもの	NR
3	汚染のおそれのない管理区域として使用された(されている)場所	NR

RW：放射性固体廃棄物として保管(10.3.1参照)

CL：放射性廃棄物として扱う必要のないものとして再利用あるいは産業廃棄物として処分(10.3.2参照)

NR：放射性廃棄物でないものとして再利用あるいは産業廃棄物として処分

6. 性能維持施設

6.1 性能維持施設

廃止措置を安全に進めるうえで、放射性廃棄物を内包する系統及び機器を収納する建屋等、性能維持施設を廃止措置の進捗に応じて維持管理していく。

現在廃止措置第2段階であるため、第2段階以降の性能維持施設に係る必要な機能及び性能並びに維持期間についての基本的な考え方を以下に示す。

- (1) 放射性物質を内包する系統及び機器を収納する建屋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期間、放射線遮蔽体としての機能及び性能を維持管理する。
- (2) 放射線管理施設については、関連する設備の供用が終了するまでの期間、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、放射線監視及び放出管理の機能及び性能を維持管理する。
- (3) 原子炉室については、放射性固体廃棄物を収納した容器を第4倉庫及び第5倉庫へ移動するまでの期間、放射性廃棄物保管設備としての機能及び性能を維持する。
- (4) 専ら廃止措置期間中に供する施設については、安全確保上必要な期間、それぞれの設備に要求される機能及び性能を維持管理する。

以上の基本的な考え方にに基づき選定した具体的な性能維持施設を表5に示す。廃止措置の進捗に応じて、表5に示す性能維持施設を変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

6.2 性能維持施設の維持

性能維持施設については、必要な期間中、必要な機能及び性能を維持するため、定期事業者検査を実施し、施設管理方針を定め管理する。

表 5 性能維持施設

施設区分	位置、構造及び設備		維持台数	機能	性能	維持期間	
	設備(建屋)名称						
原子炉 本体	生体遮蔽コンクリート(炉心部充填コンクリートを含む)	放射線遮蔽機能	1式	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	原子炉本体の解体開始前まで	
		表面汚染測定器	1式				
		空間線量率測定器	1式		放射線監視機能	線量当量率等を測定できる状態であること。	全ての管理区域が解除されるまで
		ダストサンプラ	1式				
放射線 管理施設	サーベイメータ						
	その他の放射能測定装置						
原子炉 格納施設	原子炉建屋外壁		1式	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	管理区域が解除されるまで	
	原子炉室		1式	放射性廃棄物保管機能	放射性固体廃棄物を保管できる状態にあること	第4倉庫および第5倉庫への放射性固体廃棄物の移動が完了するまで	
専ら廃止 措置期間 中に供す る施設	第5倉庫(側壁・天井)		1式	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること	管理区域が解除されるまで	
	第4倉庫		1式				
	第5倉庫		1式	放射性廃棄物保管機能	放射性固体廃棄物を保管できる状態にあること	保管中の廃棄物の搬出が完了するまで	
	自動火災報知設備		1式	火災感知機能	火災の感知及び発報ができる状態であること		
	消火ポンプ		1台	消火機能	初期消火が可能であること	設備の供用が終了するまで	
	消火器		1式	消火機能			
	防火水槽		1個	消火機能			
	高圧受電設備		1式	電源供給機能	自動火災報知設備へ電源供給できる状態にあること	設備の供用が終了するまで	

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

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

性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間は、表5に示すとおりである。

表5に示す性能維持施設は、原子炉設置許可等を受けて製作・設計されたものであり、これを引き続き使用するため、その性能維持施設の仕様等として、設置時の仕様及び廃止措置時に必要な台数を「位置、構造及び設備」欄に示すとともに、廃止措置段階において必要となる機能を「機能」欄に示す。

この性能維持施設を維持管理し、使用することを前提としていることから、性能維持施設の性能は、「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」等を参考に、廃止措置段階で求められる機能を維持管理するために必要となる状態を示す。

廃止措置の進捗に応じて、表5に示す性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間を変更する場合は、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

7.2 廃止措置期間中に導入する施設

7.2.1 第4倉庫及び第5倉庫

(1) 仕様

専ら廃止措置期間中に供する施設として、第2段階において第4倉庫及び第5倉庫を設置する。保安規定で定めるとおり、第4倉庫には容器の表面線量率が $0.1\mu\text{Sv/h}$ 以下のものを保管する。第5倉庫には容器の表面線量率が 0.1mSv/h 以下のものを保管する。ただし、容器の表面線量率が 0.1mSv/h を超える容器には遮蔽を行い、第5倉庫内の容器の表面線量率は 0.1mSv/h 以下になるようにする。

第4倉庫は、平屋で遮蔽機能がない鉄骨造であり耐震クラスはCクラスとする。

第5倉庫は、平屋で遮蔽機能を有した鉄筋コンクリート造とする。耐震クラスはCクラスであるが、静的地震力は1.5倍の裕度で設計する。壁厚は普通コンクリート600mm、天井の厚さは普通コンクリート300mmである。

所有権境界において、空気カーマで年間あたり $50\mu\text{Gy}$ 以下となるように第5倉庫を設計する。

倉庫の容量、主要な寸法を表6に、遮蔽に必要な寸法、材料について表7に示す。第4倉庫及び第5倉庫の図面は図6及び付録1に示す。

表6 第4倉庫及び第5倉庫の主要な仕様及び寸法

名 称		第4倉庫	第5倉庫
種 類		鉄骨造	鉄筋コンクリート造
容 量		本(2000ドラム缶換算)	1200
主要 寸法	たて	mm	11870* ¹
	横	mm	36320* ¹
	高さ	mm	5200* ²
材 料		—	普通コンクリート

*1: 外寸(ふかし含む)、*2: 軒高水下における高さ

注: 主要寸法における値は公称値を示す。

表7 第5倉庫の主要な補助遮蔽の寸法及び材料

第5倉庫		主要寸法(mm)	材 料
側壁	北壁	600	普通コンクリート (密度 2.14g/cm ³ 以上)
	東壁	600	
	南壁	600	
	西壁	600	
天 井		300	

注: 主要寸法における値は公称値を示す。

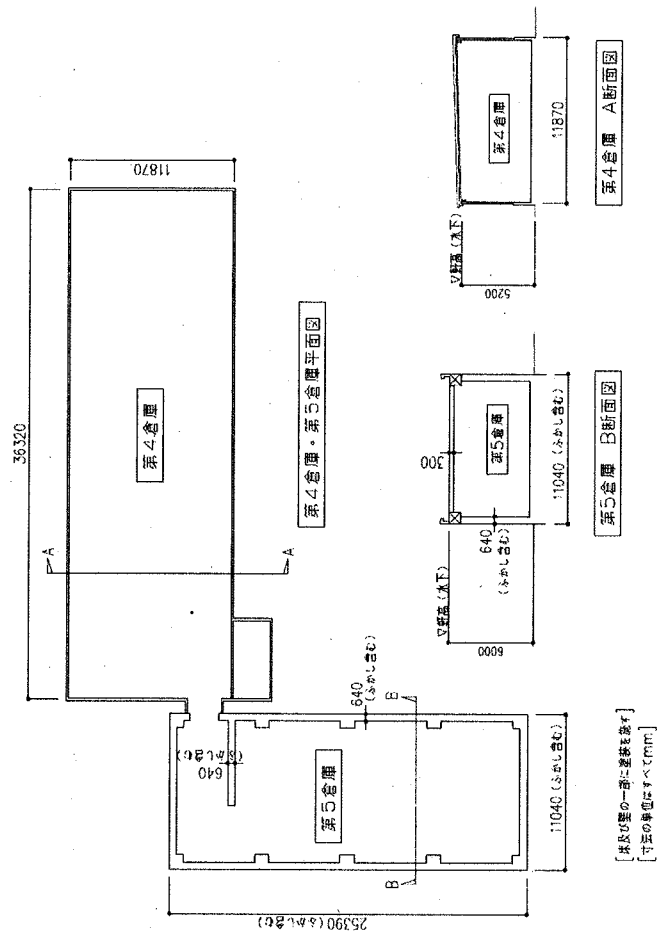


図6 第2段階で設置する第4倉庫及び第5倉庫の平面図

また第4倉庫及び第5倉庫の設工認規則への適合性を付録2に示す。

(2)適用する基準規則

- ① 試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則
- ② 建築基準法、建築基準法施行令、告示及び関係法令
- ③ 原子力発電所放射線遮へい設計規程 (JEAC4615-2008)
(日本電気協会 原子力規格委員会)
- ④ 原子力発電所耐震設計技術指針 (重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984 及び JEAG4601-1987)
- ⑤ 建築物の構造関係技術基準解説書 (2015 年版)
- ⑥ 鉄筋コンクリート構造計算規準 (1999 版)
- ⑦ 建築基礎構造設計指針 (2001 年版)
- ⑧ 消防法
- ⑨ 日本産業規格 (JIS)
- ⑩ 公共建築工事標準仕様書
- ⑪ 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5

以下第4倉庫に適用

- ⑫ 鋼構造接合部設計指針 (2006 年版)
- ⑬ 鋼構造設計規準 (2006 年版)

以下第5倉庫に適用

- ⑭ 建築工事標準仕様書・同解説 JASS5N

(3)工事工程

工事工程を図7に示す。

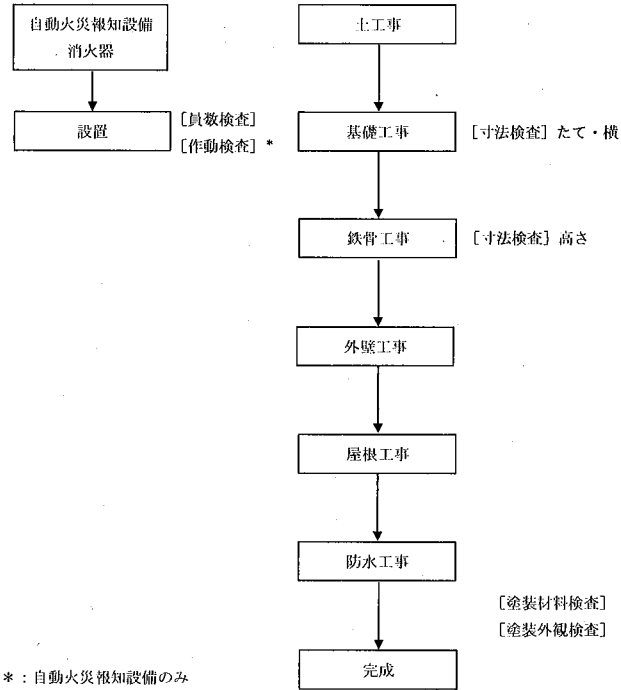
設備区分	2020年				2021年						
	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	
専ら廃止措置期間中に供する施設	第4倉庫	▼認可	準備期間					工事期間			
						▼ [寸法検査] たて・横	▼ [寸法検査] 高さ	▼ [材料検査] 塗料	▼ [材料検査] 塗料	▼ [外観検査] 塗装	
										▼ [員数検査] 自動火災報知設備 消火器 [作動検査] 自動火災報知設備	
	第5倉庫	▼認可	準備期間					工事期間			
						▼ [材料検査] コンクリート密度	▼ [型枠検査] 壁厚	▼ [寸法検査] たて・横	▼ [材料検査] 塗料	▼ [材料検査] 塗料	▼ [外観検査] 塗装
							▼ [型枠検査] 天井厚	▼ [寸法検査] 高さ	▼ [寸法検査] 高さ	▼ [員数検査] 自動火災報知設備 消火器 [作動検査] 自動火災報知設備	

図7 第4倉庫及び第5倉庫の工事工程

(4) 工事の方法

工事は図 8 に記載のフローで進め、廃止措置計画に定める内容が満たされていることを確認するための検査を適切な時期に実施する。

【第 4 倉庫】



【第 5 倉庫】

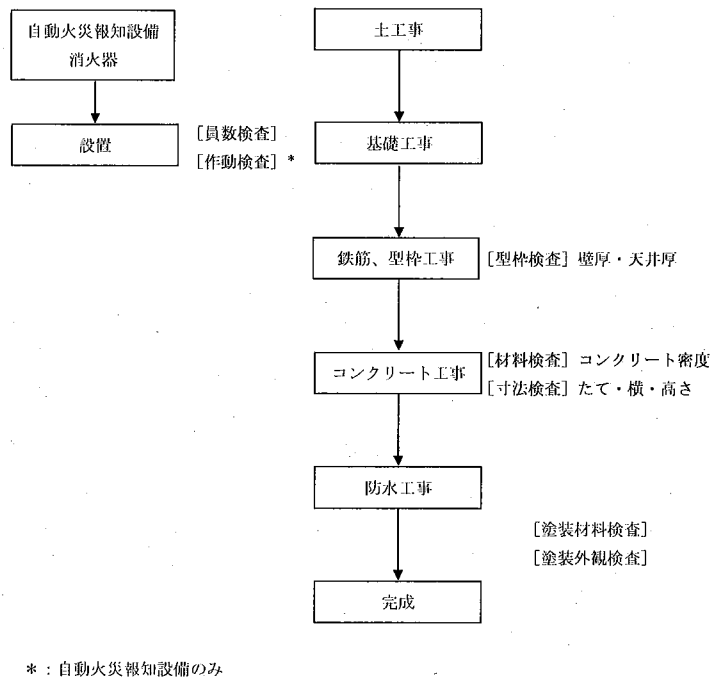


図 8 第 4 倉庫及び第 5 倉庫建屋工事フロー図

(5) 工事の方法に係る検査内容

第4倉庫及び第5倉庫の検査内容を表8に示す。

表8 第4倉庫及び第5倉庫の検査内容

設備名	検査項目	検査対象
第4倉庫	寸法検査	たて
		横
		高さ
	塗装材料検査	塗装材
	塗装外観検査	床
		壁
	員数検査	自動火災報知設備
消火器		
作動検査	自動火災報知設備	
第5倉庫	型枠検査	壁厚
		天井厚
	材料検査	コンクリート密度
	寸法検査	たて
		横
		高さ
	塗装材料検査	塗装材
	塗装外観検査	床
		壁
	員数検査	自動火災報知設備
		消火器
作動検査	自動火災報知設備	

(6) 火災の検知及び消火

① 火災防護に関する基本方針

火災により第4倉庫及び第5倉庫の安全性を損なうことがないように、火災発生防止、火災の検知及び消火を考慮し設計する。

② 火災発生防止

火災の発生を防止するため、可燃性の放射性固体廃棄物については金属容器に封入保管し、可燃物を保管しないこととする。また、可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。

③ 火災の検知及び消火

第4倉庫及び第5倉庫での火災を速やかに検知し、消火するために、消防法に適合した自動火災報知設備、消火器を設置する。

自動火災報知設備及び消火器の取付箇所及び系統図を図9に示す。

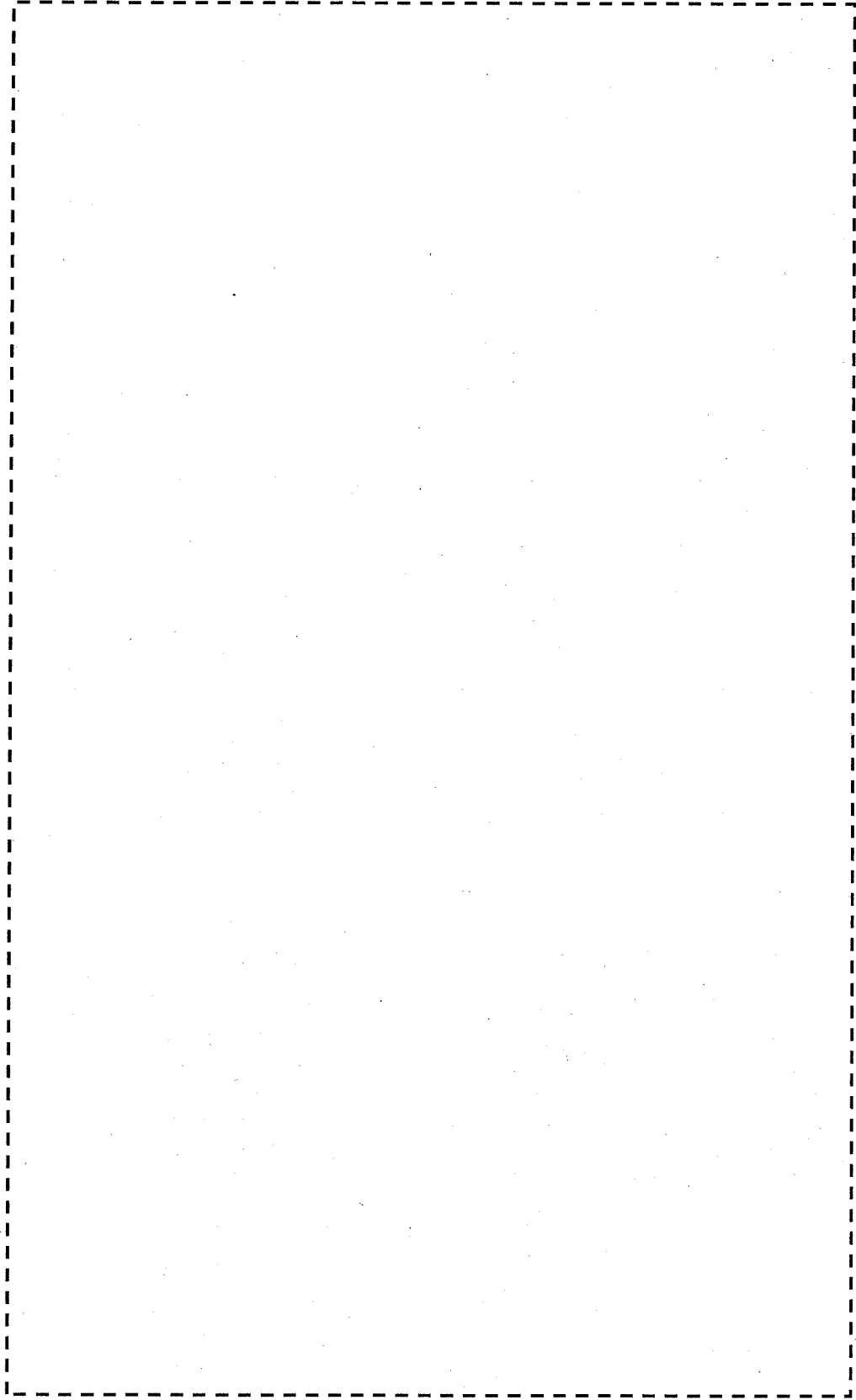


図9 自動火災報知設備及び消火器の取付箇所及び系統図

(7) 汚染拡大防止対策

第4倉庫、第5倉庫ともに、コンクリートへの浸透汚染を防ぐ目的からコンクリート面に塗装を実施する。両倉庫とも床面全てがコンクリートであるため、床面全体を塗装する。壁面については、第4倉庫は床面から1200mmまでコンクリート、1200mmより上部は金属であるため、コンクリートである床面から1200mmまでを塗装する。第5倉庫の壁面はすべてコンクリートであるため、人による汚染を想定して、手の届く範囲として床面から1800mmまでを塗装する。

8. 核燃料物質の管理及び譲渡し

8.1 核燃料物質の管理

使用済燃料は、解体1以降、使用済燃料保管プールで保管を継続し、平成17年10月に、再処理の準備として再組立てを行うため、日本核燃料開発株式会社（以下、「NFD社」という。）へ全量搬出した。再処理委託先が決定するまでの期間、NFD社において保管する。

HTR施設には、第1段階終了時点において使用済燃料は存在せず、第2段階以降において核燃料物質は持ち込まない。

8.2 核燃料物質の譲渡し

NFD社に保管中の使用済燃料は、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。

9. 核燃料物質による汚染の除去

核燃料物質による汚染の状況とその汚染の除去の方法について以下に示す。

9.1 核燃料物質による汚染の状況

核燃料物質による汚染は、原子炉運転中の中性子照射による放射化汚染物質と放射化した物質が配管、機器類に付着することによる二次汚染物質である。

このうち、核燃料物質で汚染又は汚染された可能性のあるもので、解体1及び解体2までに発生した放射性固体廃棄物は以下のとおりで、容器に収納し、原子炉室内に保管している。

- ・解体1では、放射能レベルの比較的高い炉心部の主要構造物は既に撤去し容器に封入している。また、床面等の二次汚染は、はつり又は剥離により除染済みである。
- ・解体2では、希釈槽や排気筒の内表面をはつることで発生したコンクリートと、一部残置された希釈槽に通じる配管は撤去し容器に封入して保管している。

今後、第3段階までに発生する核燃料物質による汚染物の主なものは、解体3の対象である原子炉本体の生体遮蔽コンクリート等の放射化汚染物質と炉心タンク等の二次汚染物質である。汚染の程度による廃棄物レベル区分毎に推定した放射性固体廃棄物等の発生量を表9に示す。なお、第4段階で発生する可能性のある放射性固体廃棄物については、適宜汚染の状況を確認する。

表9 保管中及び将来発生（第3段階まで）する放射性固体廃棄物等の汚染の程度と量

	発生本数(200L ドラム缶換算)			合計	(200L ドラム缶換算)		CL及びUNR *3
	L1*3	L2*3	L3*3		第4倉庫	第5倉庫	
保管中*1	なし	約30本	約970本	約1000本	約850本	約150本	なし
将来発生*2	なし	なし	約200本*4	約200本	—	約200本	約4370トン
合計	なし	約30本	約1170本	約1200本	約850本	約350本	

*1：2015年度に実施した計測結果に基づく評価

*2：2020年3月31日までの放射能減衰を考慮した放射化計算結果に基づく評価

*3：廃棄物レベル区分は以下のとおり

【保管中】

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（以下、「第二種埋設規則」という。）に定められるCs-137の放射能濃度に基づきレベル区分を実施

【将来発生（第3段階まで）】

L1：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第31条第1項に定める放射能濃度を超えないものであり、かつ第二種埋設規則第1条の2及び別表第一に定める放射能濃度を超えるもの

L2：第二種埋設規則第1条の2第2項第4号及び別表第一に定める放射能濃度を超えないものであり、第二種埋設規則第1条の2第2項第5号及び別表第二に定める放射能濃度を超えるもの

L3：第二種埋設規則第1条の2第2項第5号及び別表第二に定める放射能濃度を超えないものであり、試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則第2条に定める放射能濃度を超えるもの

CL：試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則第2条に定める放射能濃度を超えないもの

NR：放射性廃棄物でない廃棄物

*4：放射化汚染物質を対象に200Lドラム缶の充填量を100kg/本として算出。

9.2 核燃料物質による汚染の除去の方法

第1段階までの原子炉建屋内の二次汚染物質の除去は完了している。

第2段階において、特定した部位で汚染を除去する場合はふき取り、はつりにより行う。なお、汚染除去を行う際は、汚染拡大防止のため囲いを設置し、発生する粉じんを吸引しながら作業を行うとともに、囲い内には仮設換気・排気設備を設ける等の措置を講ずる。また作業には適切な保護衣や保護具を着用させる。

10. 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物の廃棄

廃止措置期間中に発生する（した）放射性廃棄物の廃棄の方法について、以下に概要を述べる。

10.1 放射性気体廃棄物の廃棄

運転中並びに既に完了した解体1及び燃料搬出準備等作業の際に発生した放射性気体廃棄物は、全て処分済である。

なお、第2段階及び第3段階では、解体工事に伴う放射化又は汚染された機器及びコンクリートの切断、破碎等の作業によつて粉じんが発生する可能性がある場合は、汚染拡大防止の対策を行う。放射性物質の放出にあたっては、法令に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないようにする。

10.2 放射性液体廃棄物の廃棄

運転中に使用した炉水及び手洗い水は、「解体1」で廃棄済みである。第1段階においては、5.2.1(2)④に示すとおり、使用済燃料保管プール（遮蔽実験用プール）の水を廃棄しており、その他の放射性液体廃棄物は存在していない。また、新たな放射性液体廃棄物の発生はないため、廃棄の方法（処理処分）を考慮する必要はない。

解体2においては、5.2.2(3)に示すとおり、希釈槽及び排水路の解体を実施しており、本設備を利用した放射性液体廃棄物の廃棄は出来ない。解体2以降に放射性液体廃棄物が発生する場合、放射性液体廃棄物を適切な容器に回収した後、放射能濃度を測定し、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下のものについては、一般排水路に放出する。濃度限度を超えるものについては、希釈して濃度限度以下にして一般排水路に放出する。

10.3 放射性固体廃棄物の廃棄

10.3.1 放射性固体廃棄物の保管について

放射性固体廃棄物の保管にあたっては、漏えい防止のため、容器に封入し保管する。また、保安規定に基づく巡視を行い漏えいの有無を確認し、漏えいがあった場合には、保安規定に基づく汚染拡大防止の措置を講ずる。

(1)原子炉室での保管

昭和50年の解体届に基づく解体（解体1）で発生した放射性固体廃棄物及び平成15年に王禅寺臨界集合体装置（OCF：昭和49年7月解体届提出、昭和49年10月解体工事終了、昭和49年10月～平成15年6月廃棄物保管、平成15年6月HTRに廃棄物移管、平成15年7月廃止届提出にて廃止）から受け入れた放射性固体廃棄物は、容器に封入して原子炉室に区別して保管している（保管容量：200Lドラム缶換算1000本）。

原子炉室内解体作業等の完了後、原子炉室の一部の管理区域を解除する。

(2) 第4倉庫及び第5倉庫での保管

専ら廃止措置期間中に放射性固体廃棄物の保管を行うため、第2段階において第4倉庫及び第5倉庫の設置を行う。この第4倉庫及び第5倉庫には、表9に示す放射性固体廃棄物を保管する。

第4倉庫及び第5倉庫竣工後に両倉庫を管理区域に設定し、表9に示す原子炉室、使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料タンクに保管中の放射性固体廃棄物の保管を行う。

倉庫の放射性固体廃棄物の保管容量は200Lドラム缶換算で第4倉庫1200本、第5倉庫600本である。これに対して、原子炉室での保管中の廃棄物と、第2段階及び第3段階で発生する(した)放射性固体廃棄物を第4倉庫へは約850本、第5倉庫へは約350本保管する計画であり、第4倉庫及び第5倉庫の保管容量は十分余裕を持った容量となっている。

10.3.2 放射性固体廃棄物の廃棄について

廃止措置期間中に発生する(した)解体廃棄物の発生量とレベル区分は表9に示したとおりである。これら放射性固体廃棄物は事業所外廃棄が完了するまでの間、管理区域内に保管する。事業所外廃棄にあたっては、必要条件に適合する事業者による前処理(性状確認、減容処理、所定の容器への収納、等)を実施し、事業所外へ廃棄する。CL対象物については、法令に基づき検認を受け施設外に搬出する。

1.1. 廃止措置の工程

HTRの解体に係る全体工程は、表 10 に示すとおりである。各段階における解体工事については、本文 5.2 に記載のとおりである。

表 10 廃止措置計画に係る工事の全体工程

項目	工期(年度)	昭和 49 年度	昭和 50 年度	昭和 51 年度～	平成 17 年度	平成 18 年度～	令和元年度～	原子炉本体等解体撤去 着手要件が懸う年度 * 1	放射性固体廃棄物の事業 所外廃棄が可能となる年 度	解体撤去完了要件 を満たす年度 * 2
マイルストーン				原子炉の機能停止から 燃料体搬出までの段階 (第 1 段階)	原子炉本体等の解体撤去 着手前までの段階 (第 2 段階)	原子炉本体等の解体撤去 が完了するまでの 段階 (第 3 段階)	事業所外廃棄が完了し全 ての管理区域を解除する までの段階 (第 4 段階)			
(1) 運転停止		▽ (停止)	△ (解体届出)	解体 1	解体 2	解体 2-1	解体 3			
(2) 主要施設の解体										
(3) 解体廃棄物の保管										
(4) 使用済燃料搬出										
(5) 解体 2						排気筒、希釈槽、準備室等の解体				
(6) 第 4 倉庫、第 5 倉庫の設置等										
(7) 原子炉室内解体作業						使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンクの汚染状況の確認及び管理区域の解除、排水配管の解体、原子炉本体の汚染状況調査等				
(8) 原子炉本体等解体										
(9) 廃棄物の事業所外廃棄										
(10) 全ての管理区域解除										

* 1 : 解体撤去着手要件は、5.2.3 記載の通り、解体に係る作業エリアが確保され、解体 3 で発生が予想される放射性廃棄物の保管容量が確保されていること。
* 2 : 解体撤去完了要件は、放射性廃棄物が全て事業所外廃棄され、全ての管理区域が解除されていること。

12. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置に係る品質マネジメントシステムの記述を以下のとおり追加する。

廃止措置期間中におけるHTR施設等の安全を達成・維持・向上させるため、原子炉設置許可申請書本文第9号の「試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に基づき、廃止措置に係る品質マネジメントシステムを確立し、保安規定に品質マネジメントシステム計画を定める。

この品質マネジメントシステム計画に基づき、廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを保安規定及びHTR品質マニュアル並びにそれらに基づく下部規定類により明確にし、これらを効率的に運用することにより、廃止措置期間中におけるHTR施設等の安全の達成、維持及び向上を図る。

添付書類 1

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

添 1.1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び

廃止措置に係る工事作業区域図…… 添 1-1

添 1.2 専ら廃止措置期間中に供する第4倉庫及び第5倉庫に関する説明書… 添 1-2

添 1.2.1 耐震性に関する説明書 …………… 添 1-2

添 1.2.1.1 設計方針 …………… 添 1-2

添 1.2.1.2 構造計画 …………… 添 1-2

添 1.2.1.3 設計用地震力 …………… 添 1-3

添 1.2.1.4 荷重の組合せと許容限界 …………… 添 1-3

添 1.2.2 放射線の遮蔽に関する説明書 …………… 添 1-4

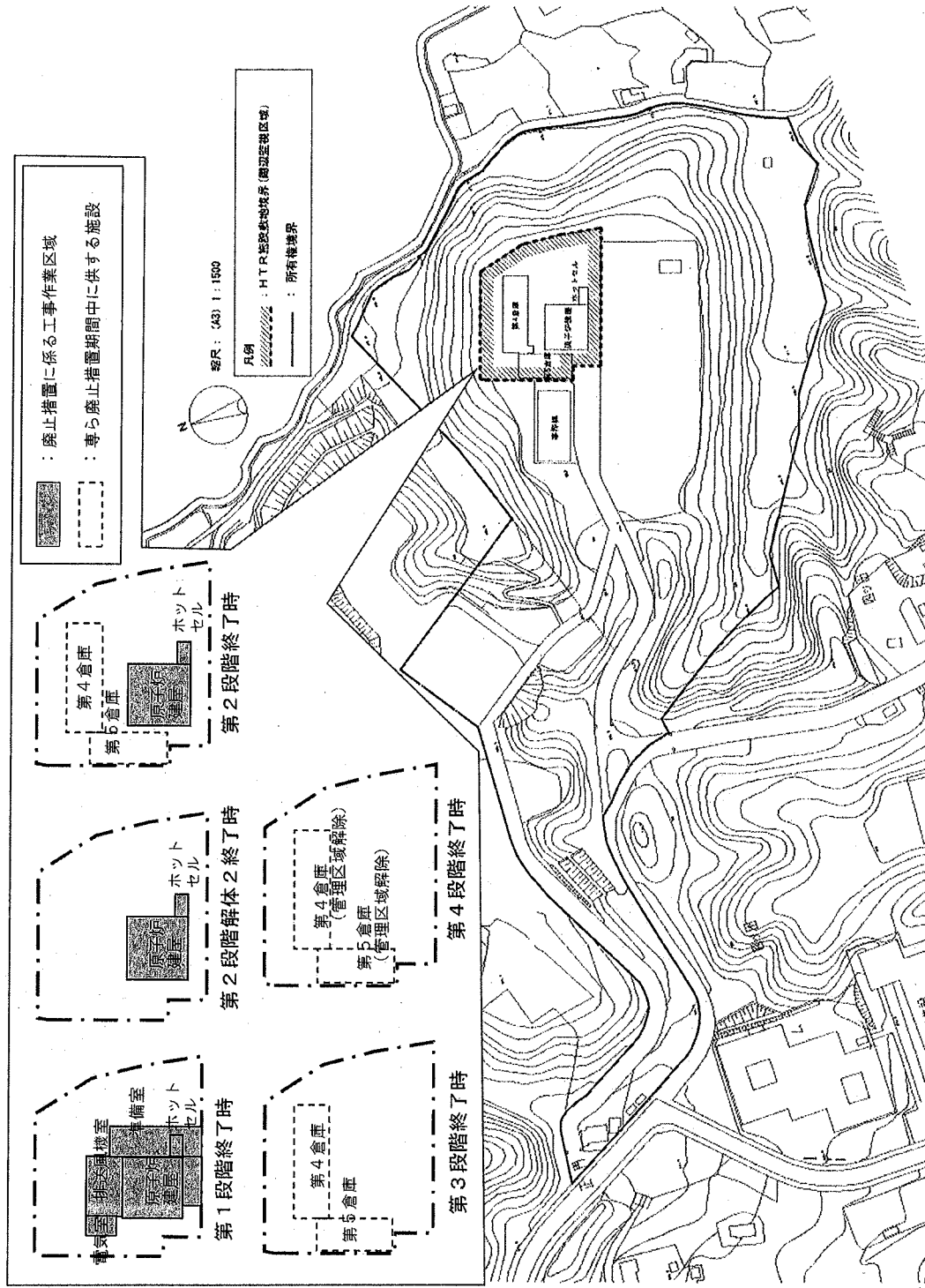
添 1.2.2.1 遮蔽評価の基本方針 …………… 添 1-4

添 1.2.2.2 遮蔽設計の方法 …………… 添 1-4

添 1.2.2.3 遮蔽計算結果 …………… 添 1-5

添 1.2.2.4 貫通部、遮蔽欠損に対する考慮 …………… 添 1-6

添 1.1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図
 第1段階から第4段階終了時の敷地に係る図面を添1図1に示す。



添1図1 廃止措置対象施設の敷地及び廃止措置に係る工事作業区域図

添 1.2 専ら廃止措置期間中に供する第4倉庫及び第5倉庫に関する説明書

添 1.2.1 耐震性に関する説明書

添 1.2.1.1 設計方針

第4倉庫は鉄骨造の地上1階の平屋である。第5倉庫は鉄筋コンクリート造で地上1階の平屋である。耐震Cクラスで設計を行い、基礎は泥岩層に支持させることとしている。

添 1.2.1.2 構造計画

第4倉庫及び第5倉庫は、平屋で耐震クラスはCクラスとする。計画の概要を添1表1に、概略構造図を本文図6に示す。

添1表1 第4倉庫及び第5倉庫の計画概略

設備名	計画の概要	
	基礎構造	外形寸法及び構造
第4倉庫	<ol style="list-style-type: none">1. 支持層はN 値 60 以上の泥岩層とする。2. 支持層に傾斜があり、一部基礎は基礎下が支持層に到達しないため、地盤改良を行い支持力を確保する。	<ol style="list-style-type: none">1. 本建物は、軒高水下 5200mm の地上1階建ての倉庫である。2. 平面形状は 11870mm × 36320mm であり、一部下屋と渡りが配置されている。3. 構造種別は鉄骨造を採用する。
第5倉庫	<ol style="list-style-type: none">1. 支持層はN 値 60 以上の泥岩層とする。2. 基礎下が支持層に到達しない場合は、支持層までラップル置換を行い、支持力を確保する。	<ol style="list-style-type: none">1. 本建物は、軒高水下 6000mm の地上1階建ての倉庫である。2. 平面形状 25390mm × 11040mm である。3. 構造種別は鉄筋コンクリート造（RC造）を採用する。

添 1.2.1.3 設計用地震力

静的地震力は、添 1 表 2 に基づき算出する。

設計用地震力を添 1 表 3 に示す。第 5 倉庫は耐震 C クラスであるが、層せん断力係数 $1.5C_i$ として設計する。

添 1 表 2 静的地震力

耐震クラス	建屋・構築物	
	層せん断力係数*	鉛直震度
C	$1.0 \cdot C_i$	—

*：層せん断力係数を算定する際の C_i は、標準せん断力係数を 0.2 とし、建屋・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

添 1 表 3 設計用地震力

設備名	耐震クラス	適用する地震動等		設計用地震力
		水平	垂直	
第 4 倉庫	C	層せん断力係数 ($1.0C_i$)	—	設計用地震力は、静的地震力とする。
第 5 倉庫	C	層せん断力係数 ($1.5C_i$) *	—	

*：C クラスは $1.0C_i$ であるが、 $1.5C_i$ で設計し裕度を確保した。

添 1.2.1.4 荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界は、原子力発電所耐震設計技術指針（重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 -1984 及び JEAG4601 -1987）（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和 59 年 9 月及び昭和 62 年 8 月）に準拠する。

荷重の組合せ	許容限界	適用範囲
D+Sc	原則として建築基準法*に定める「短期許容応力度」	第 4 倉庫及び第 5 倉庫

D：死荷重、Sc：C クラスの設備に適用される静的地震力

*：昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号、最終改正平成 30 年 8 月 30 日法第 67 号

また、建物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有することを確認する。重要度に応じた係数及び標準せん断力係数は 1.0 とする。

添 1.2.2 放射線の遮蔽に関する説明書

本説明書は、専ら廃止措置により発生した放射性固体廃棄物の保管を目的に供する設備として新設する第4倉庫及び第5倉庫の遮蔽設計について、遮蔽設計の方針、方法及び計算結果を記載し、その結果が「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」に適合することを確認するものである。

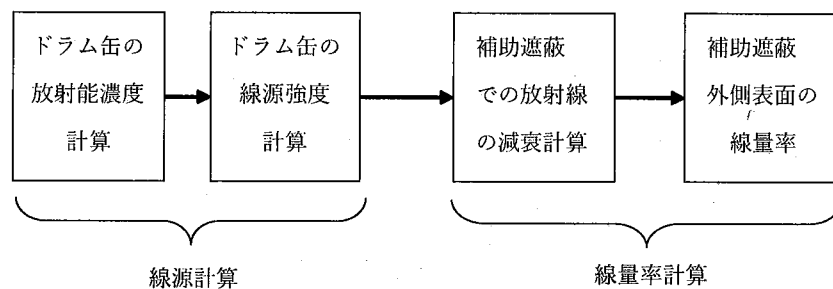
なお、第4倉庫については、倉庫に保管する容器表面の線量率が $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 以下で管理区域境界の基準線量率 ($2.6 \mu\text{Sv/h}$ 以下) に対し十分低く、躯体に対する遮蔽要求はない。

添 1.2.2.1 遮蔽評価の基本方針

第4倉庫及び第5倉庫にドラム缶を保管した場合において、補助遮蔽設計評価として各倉庫の管理区域境界（管理区域境界壁外側）で設計基準線量率を満足することを確認する。また、両倉庫にドラム缶が保管された状態で、周辺監視区域境界外で線量限度を満足していることを確認することにより、各倉庫における遮蔽設計が十分であるものと評価する。

添 1.2.2.2 遮蔽設計の方法

補助遮蔽評価におけるドラム缶の線源計算と線量率計算の手順は下図に示すとおりである。



(1) 線源条件の設定

線源は200Lドラム缶とし、ドラム缶内に線源が均一に分布するとする。（実際には、50L、100L容器が主体であるため、同じ廃棄物を容器全体に収納するとした場合、容器1体当たりの放射能は容積増加分だけ大きくなるので、保守的となる。）

線源核種はCo-60とし、ガンマ線エネルギーは1.173MeV-99.9%、1.333MeV-100%とする。ドラム缶表面線量率が、管理値Dと等価となる放射能濃度Aを設定する。

$$A(\text{Bq/cm}^3) = \frac{D(\mu\text{Sv/h})}{D_0(\mu\text{Sv/h}/(\text{Bq/cm}^3))}$$

ここで、

A : ドラム缶の放射能濃度 (Bq/cm³)

D : 管理値 (第4倉庫 ; ドラム缶表面の線量率 0.1 μSv/h、第5倉庫 ; ドラム缶表面の線量率 100 μSv/h)

D₀ : QAD コードによる計算値 (単位放射能濃度当りのドラム缶表面の線量当量率 (μSv/h/(Bq/cm³)))

上記方法で算出した第4倉庫及び第5倉庫に収納する 200L ドラム缶の放射能濃度、放射能を添1表4に示す。

(2) 遮蔽計算方法

はじめに、ドラム缶配置を考慮した線源エリアを設定し、倉庫の躯体条件を考慮して計算モデルを作成し、点減衰核積分法コード「QAD-CGGP2R」を用いて線量率を計算する。普通コンクリートの密度は、2.14g/cm³とする。

各倉庫の管理区域境界の線量率計算は、線源の中心軸延長上及び屋上の遮蔽壁外側で行う。添1図2に第5倉庫周りの計算モデル及び評価点を示す。図中に示すCo-60線源領域は通路部を含むドラム缶貯蔵エリア全体を包絡するように設定し、この領域に線源が均一に分布するとした(ドラム缶が貯蔵される領域毎に線源を設定した計算モデルに比べ、保守的となる)。屋上は管理区域として運用するため、参考扱いとする。

(第4倉庫は収納するドラム缶表面の線量率が0.1 μSv/h以下であり、管理区域境界での基準線量率2.6 μSv/hを満足するため、線量率計算は行わない。)

周辺監視区域境界では、第4倉庫及び第5倉庫からの寄与の合計が最大となる境界面を選定し、その境界面を対象に各倉庫から最短となる地点で各々線量率を計算し、その合計が線量限度以下であることを確認する。計算に用いた第4倉庫の計算モデルを添1図3に示す。添1図3に示すCo-60線源の領域も第5倉庫と同様に通路部を含むドラム缶貯蔵エリア全体を包絡するように設定した(このモデルがドラム缶貯蔵エリア毎の計算モデルに比べ保守的となる)。また、周辺監視区域境界外の評価点を添1図4に示す。なお、隣接する倉庫等の遮蔽効果は無視する。

添1.2.2.3 遮蔽計算結果

(1) 管理区域境界外

第5倉庫周りの管理区域境界の各評価点における線量率計算結果を添1表5に示す。遮蔽壁外側の評価点における線量率は、基準線量率(2.6 μSv/h)以下であることを確認した。(隣接する第4倉庫に保管しているドラム缶からの寄与は第4倉庫外側表面で約0.11 μSv/hであり、これらを保守的に考慮しても基準線量率以下である。)

(2) 周辺監視区域境界外

周辺監視区域境界外での実効線量率を添1表6に示す。表から、周辺監視区域境界外での実効線量率は 0.64mSv/y であり、線量限度(1mSv/y)を満足している。

添1.2.2.4 貫通部、遮蔽欠損に対する考慮

第5倉庫では、南側の側壁に換気扇用の開口部が2箇所設置される(開口部は、付録1 図-13 第5倉庫 建屋断面図および立面図参照)。また、側壁の両面(壁外面及び内面)には、誘発目地が施工される。(誘発目地については、付録1 図-16 第5倉庫 部分詳細図参照。)

貫通部に関しては、①原則として床上2mを超える高い位置に設置すること、②貫通部は原則として貫通部を通して線源となるドラム缶が直接見通せない位置に設置することとしている。

換気扇用の開口部は上記①、②を満足した位置に設置しており、影響は南側側壁の開口部近傍のみであり、地上2m高さで側壁外面から離れた場所でも線量率のピークは見られず、倉庫周辺で開口部から漏えいする放射線の影響はないことを確認している。一方で、これら開口部から漏えいする放射線により、開口がない場合に比べ側壁から50m以遠で空間線量率は約20%上昇する。所有権境界で南方向の線量率が最大となるSSW方位の直接線・スカイシャイン線は $4.7\mu\text{Gy/y}$ となっており、開口部から漏えいする放射線の影響で線量率が約20%上昇とした場合、直接線・スカイシャイン線は $5.6\mu\text{Gy/y}$ となる。SSW方位における第4倉庫からの寄与 $0.7\mu\text{Gy/y}$ と合算しても、全体で $6.3\mu\text{Gy/y}$ であり目安値 $50\mu\text{Gy/y}$ を満足する。

第5倉庫入口の開口部については、貯蔵エリアからの放射線の影響を低減するため迷路構造としている。添1.2.2.2に示す線源条件、線源形状に基づき、モンテカルロコードMCNP5を用いて迷路部入口の線量率を評価した。

添1図5に計算モデル及び評価点を示す。迷路部入口での線量率は $0.15\mu\text{Sv/h}$ であり、基準線量率である $2.6\mu\text{Sv/h}$ を満足する。以上から、入口部の迷路構造は妥当であることを確認した。

側壁に関しては、誘発目地(内側、外側共に20mmずつで合計40mm)が設置される。このため、誘発目地部では躯体厚が40mm欠損するが、この誘発目地による欠損を考慮し、躯体厚さを遮蔽要求厚(第5倉庫では600mm)に誘発目地欠損厚さ(40mm)を付加して施工するため、遮蔽設計上影響はない。

添1表4 計算に用いた第4倉庫、第5倉庫に収納する
200Lドラム缶の放射能濃度/放射能

設備名	A : 放射能濃度 (Bq/cm ³)	放射能(Bq/本)	備考
第4倉庫	0.12	2.8×10^4	容器表面の線量率 $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 以下
第5倉庫	139	3.3×10^7	容器表面の線量率 0.1mSv/h 以下

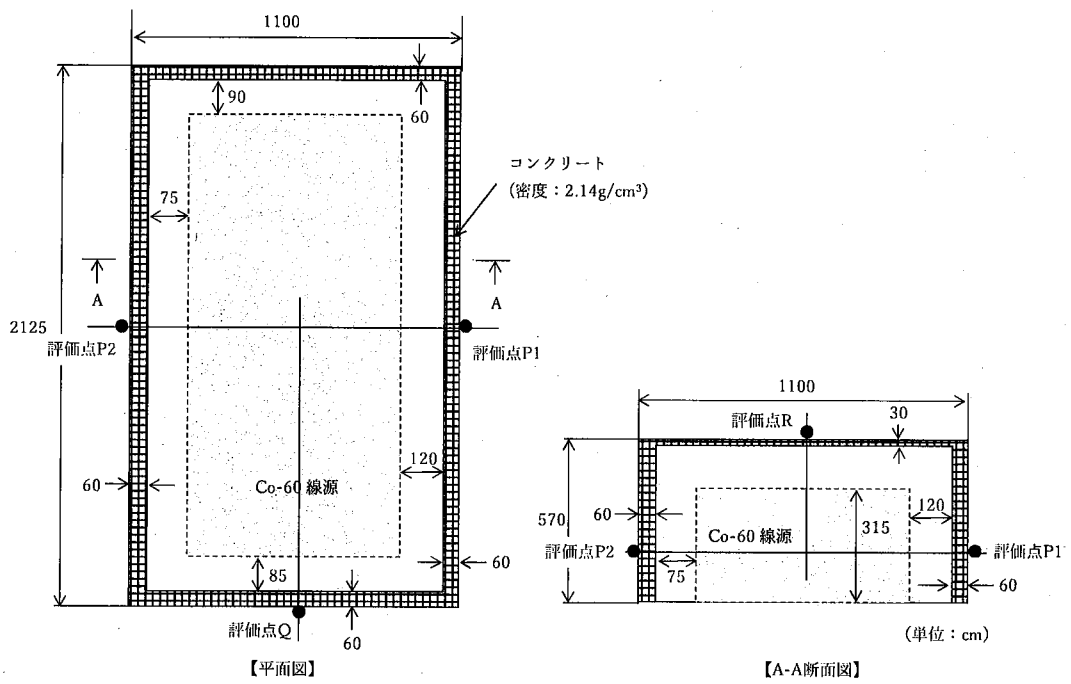
添1表5 第5倉庫外壁周りの線量率計算結果

評価点	壁厚(cm)	基準線量率($\mu\text{Sv/h}$)	計算結果($\mu\text{Sv/h}$)
P1	60	2.6	0.075
P2	60	2.6	0.079
Q	60	2.6	0.077
R(参考)	30	—	2.6

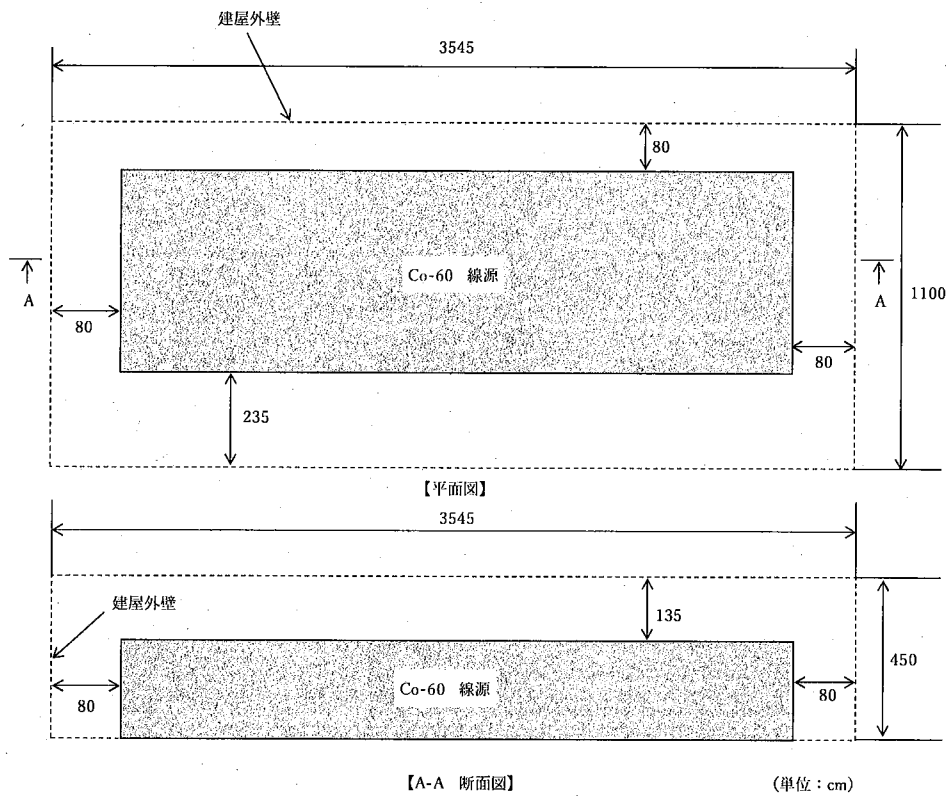
添1表6 周辺監視区域境界外での実効線量率

設備名	評価点	線量率($\mu\text{Sv/h}$)	備考(mSv/y*)
第4倉庫	A	0.003	0.03
第5倉庫	B	0.07	0.61
合計	(A+B)	0.073	0.64

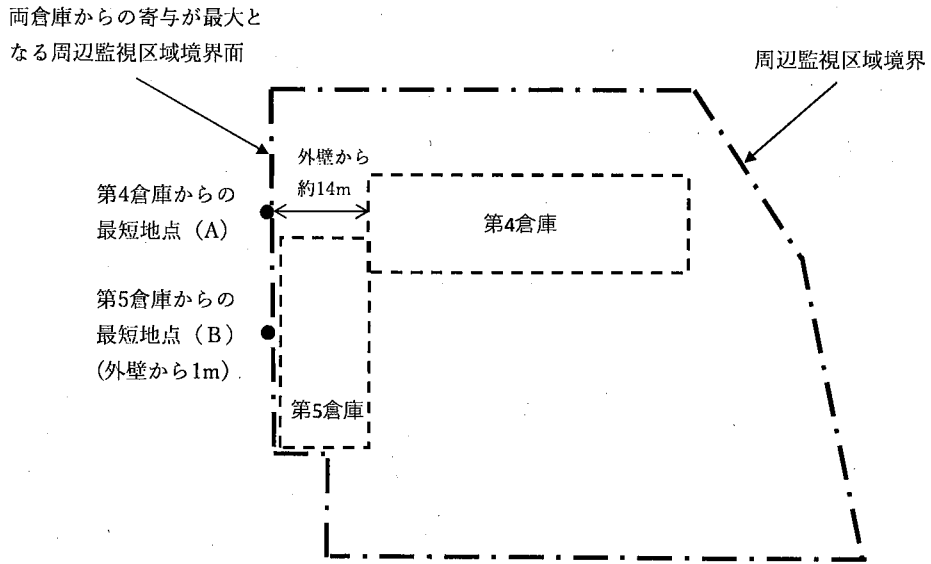
* : 1y=8760hr



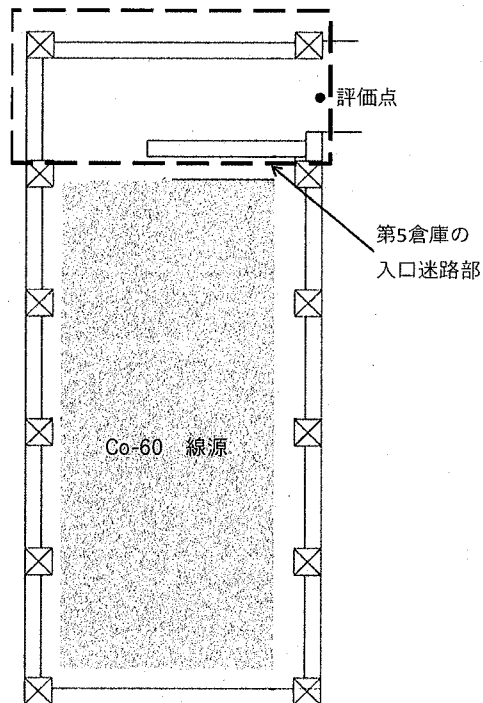
添1図2 第5倉庫周りの計算モデル及び評価点



添1図3 第4倉庫の線量率計算モデル



添1図4 周辺監視区域境界外の線量率評価点



添1図5 第5倉庫入口迷路部の計算モデル及び評価点

添付書類 2

廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

添 2.1 廃止措置期間中の放射線管理	添 2-1
添 2.1.1 HTR施設等における放射線管理	添 2-1
(1)放射線業務従事者の被ばく低減対策	添 2-1
(2)作業環境における放射線監視	添 2-1
(3)出入り管理及び搬出物品の管理	添 2-2
(4)一時管理区域の設定及び解除等	添 2-2
添 2.1.2 周辺環境の放射線監視等	添 2-2
(1)平常時における放射線監視等	添 2-2
(2)異常時における放射線監視等	添 2-2
添 2.2 廃止措置に伴う放射性廃棄物の発生量	添 2-3
添 2.3 廃止措置期間中の平常時における周辺公衆の被ばく線量の評価.....	添 2-3
添 2.3.1 放射性気体廃棄物によるもの	添 2-3
添 2.3.2 放射性液体廃棄物によるもの	添 2-3
添 2.3.3 放射性固体廃棄物によるもの	添 2-3
添 2.3.3.1 原子炉室における放射性固体廃棄物保管時の 周辺公衆の被ばく線量の評価	添 2-4
添 2.3.3.2 第4倉庫及び第5倉庫における放射性固体廃棄物保管時の 周辺公衆の被ばく線量の評価	添 2-7
添 2.4 廃止措置期間中における放射線業務従事者の受ける線量	添 2-10

添 2.1 廃止措置期間中の放射線管理

廃止措置期間中において、放射性固体廃棄物の保管及び解体作業を行うにあたり、保安規定に管理区域を定め、以下に述べるHTR施設及び専らHTR施設の廃止措置期間中に供する施設(以下「HTR施設」含め、「HTR施設等」という。)における放射線管理、周辺環境の放射線監視の放射線管理を行う。

添 2.1.1 HTR施設等における放射線管理

廃止措置期間中の放射線管理として、放射線業務従事者の被ばく低減対策、作業環境における放射線監視、出入り管理及び搬出物品の管理、一時管理区域の設定及び解除等を実施し、法令及び保安規定で定める基準値を超えないようにする。

(1)放射線業務従事者の被ばく低減対策

解体作業を実施するにあたっては、本文9.2に記載のとおり事前に解体対象物の放射線を評価したうえ、作業分析を行い、効率的な作業手順、防護方法(防護具の使用等)、モニタリング方法等を決定し、放射線業務従事者の被ばく線量の低減のため、必要に応じ、遠隔操作装置、遮蔽装置、事前の除染、防護具等を用いる等の対策を講じる。さらに、内部被ばく低減のため、粉じん発生が想定される場合は、抑制工法を採用するとともに、汚染拡大防止囲い、局所フィルタ、局所排風機の設置、マスク等防護具等の対策を講じ、空气中放射性物質の濃度を適宜測定し監視する。

また、解体作業を実施する前には保安規定に基づき解体等計画書により計画線量等を設定し、放射線業務従事者の線量限度を超えないように管理する。

(2)作業環境における放射線監視

①線量率

環境の放射線監視に係る管理区域内の線量率は、ガンマ線サーベイメータにより放射線レベルを監視する。放射線業務従事者が頻繁に立入る場所については、ガンマ線サーベイメータにより線量率を測定し、異常のないことを確認する。解体に伴って、遮蔽状況の変化、放射性廃棄物の移動あるいは特殊な作業の実施がある場合、そのつど線量率を測定し外部被ばく低減のために必要な措置を講ずる。

②表面汚染

放射線業務従事者が頻繁に立入る場所の管理区域内の床、機器類の表面をスマイヤ法又は直接法によって測定し、異常のないことを確認する。

③空気汚染

放射性固体廃棄物は、容器に封入されているため、保管中容器からの放射性物質漏えいのおそれはなく、常時監視する必要はないと判断する。ただし、保安規定に定める放射性固体廃棄物容器の腐食確認等の非常作業を実施する場合には、必要に応じて管理区域内の空气中放射性物質の濃度をダストサンプラ等によって測定し監視する。

(3) 出入り管理及び搬出物品の管理

① 出入り管理

管理区域に出入りする放射線業務従事者に対しては、解体作業の開始前に当該作業についての注意事項指示や教育訓練を施し、管理区域内遵守事項を徹底させ、作業の安全を図る。管理区域に立ち入るときは、個人線量計及び保護衣等の作業上必要な防護具を着用して作業を行う。また、汚染のおそれのある管理区域から退出するときは、表面汚染測定器によって身体表面及び衣服の汚染検査を行い、放射線業務従事者の被ばく防護、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。汚染が検出された場合は、汚染除去等の必要な措置をとる。

② 搬出物品の管理

汚染のおそれのある管理区域から物品を搬出するときは、放射性物質の表面密度を測定・記録し、法令及び保安規定に定める基準を超えた物品が持ち出されないように管理する。

(4) 一時管理区域の設定及び解除等

放射性固体廃棄物の保管を行うにあたり、解体工事の進捗に伴って、保安規定に定める管理区域以外の区域における線量率等が、法令及び保安規定に定める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。設定した一時管理区域は、壁、さく等の区画物によって区画する他、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する等の措置をとる。

上記で設定された一時管理区域を解除する場合、又は廃止措置の進捗に伴い管理区域を解除する場合は、解除しようとする区域が線量限度告示（核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示）に定める管理区域の設定に係る基準に該当しないことを確認する。

添 2.1.2 周辺環境の放射線監視等

(1) 平常時における放射線監視等

平常時において、周辺監視区域外の線量が法令及び保安規定に定める値を超えないことを確認するため、周辺監視区域外の実効線量及び線量率の監視を行う。放射性物質の飛散のおそれのある作業を行う場合には、これに加え、周辺監視区域境界における空気中の放射性物質濃度の監視を行う。

(2) 異常時における放射線監視等

何らかの要因により、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、サーベイメータ等を用いた敷地周辺の放射線測定、環境試料の採取・測定等を行う。

添 2.2 廃止措置に伴う放射性廃棄物の発生量

廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の発生量は、本文表 9 に示したとおりである。

添 2.3 廃止措置期間中の平常時における周辺公衆の被ばく線量の評価

廃止措置期間中の周辺公衆の被ばく線量評価は、放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物の放出によるもの（主に解体に伴って発生）と、保管中の放射性固体廃棄物によるものに分類できる。

第 3 段階における解体 3 については、解体 3 の工事実施前に、対策を含めて評価の方法に関して検討、評価し、廃止措置計画の変更の認可申請をして対応するものとする。

なお、使用済燃料は搬出済みであり、評価の対象外である。

添 2.3.1 放射性気体廃棄物によるもの

本文 10.1 に記載のとおり、解体工事で発生する粉じんは、フィルタでろ過した後放出する。放出にあたっては、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認して施設外に放出するため、被ばく線量は十分低く管理できる。

添 2.3.2 放射性液体廃棄物によるもの

解体作業において残存液体が生ずる場合には、本文 10.2 に記載のとおり、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認して施設外に放出するため、被ばく線量は十分低く管理できる。

添 2.3.3 放射性固体廃棄物によるもの

廃止措置期間中に発生した放射性固体廃棄物を容器に収納し、事業所外廃棄するまでの期間管理区域内に保管する計画である。第 2 段階で設置する第 4 倉庫及び第 5 倉庫が完成した後、各倉庫における容器の保管を開始するまでは、原子炉室に放射性固体廃棄物を保管する。原子炉室に保管中の放射性固体廃棄物からの周辺公衆の被ばく線量の評価を添 2.3.3.1 に示す。第 4 倉庫及び第 5 倉庫に放射性固体廃棄物を保管した状態での周辺公衆の被ばく線量の評価を添 2.3.3.2 に記載する。

保管中の放射性固体廃棄物は容器に封入されているため放射性物質の放出は無く、以下、直接線及びスカイシャインについて評価する。

添 2.3.3.1 原子炉室における放射性固体廃棄物保管時の周辺公衆の被ばく線量の評価

原子炉室における放射性固体廃棄物保管時の放射性固体廃棄物による直接線、スカイシャイン線による線量は、以下の①に記載のとおり、周辺監視区域境界における環境線量率実測データが、発電用原子炉施設に関する安全審査指針（発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について）の値と比較して十分小さいこと、第2段階で設置する第4倉庫及び第5倉庫における放射性固体廃棄物の保管を開始するまでの間、遮蔽構造の変更も予定していないことから、保管期間中の放射性固体廃棄物による公衆被ばくは現状レベルで変わらない。

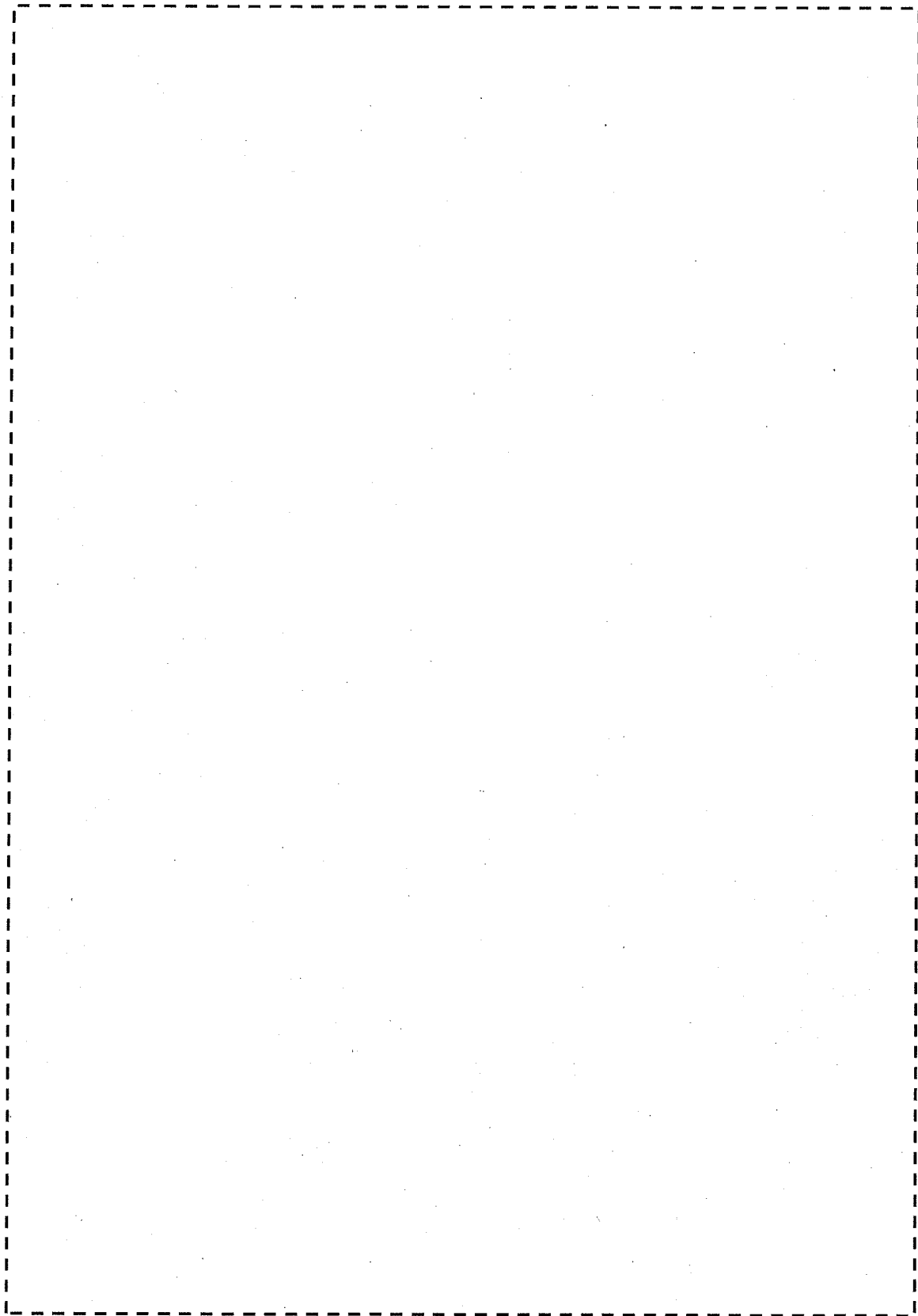
第2段階における原子炉室に放射性固体廃棄物を保管中の期間の評価は、下記のとおりである。

①直接線線量とスカイシャイン線量の評価

周辺監視区域境界の環境線量率実測データを基に評価した結果について、以下述べる。

添2図1「環境線量率測定箇所」に評価に係る測定箇所を、添2表1に実測データを示す。実測データは、平成17年8月～平成18年2月までの週間点検及び月間点検の結果を示す。これによると、周辺監視区域境界の平均線量率は、約 $0.055\mu\text{Sv/h}$ （バックグラウンド含む）であり、年間積算で約 0.48mSv/年 である。これは、周辺公衆の年間線量限度 1mSv/年 を下回り、周辺公衆の被ばくに影響を与えない値である。

以上から、敷地境界の周辺公衆への被ばくの影響は小さく、新たに放射線防護を考慮する必要はないと判断する。



添2図1 環境線量当量率測定箇所

(本図は廃止措置計画(初版)申請のために測定した時点の図である。)

添2表1 HTR環境放射線測定結果 (第2段階)

単位: $\mu\text{Sv/h}$

測定 年月日	測定位置									
	管理区域外側境界					周辺監視区域境界				
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
05・8・1	0.075	0.062	—	—	—	0.067	—	—	—	—
05・8・8	0.079	0.057	—	—	—	0.063	—	—	—	—
05・8・15	0.081	0.059	—	—	—	0.065	—	—	—	—
05・8・22	0.076	0.057	—	—	—	0.063	—	—	—	—
05・8・29	0.079	0.060	0.058	0.065	0.070	0.060	0.052	0.048	0.062	0.050
05・9・5	0.076	0.056	—	—	—	0.064	—	—	—	—
05・9・12	0.077	0.052	—	—	—	0.066	—	—	—	—
05・9・19	0.077	0.051	—	—	—	0.063	—	—	—	—
05・9・26	0.072	0.052	0.065	0.060	0.066	0.060	0.052	0.051	0.054	0.050
05・10・3	0.077	0.053	—	—	—	0.057	—	—	—	—
05・10・11	0.072	0.057	—	—	—	0.067	—	—	—	—
05・10・17	0.076	0.060	—	—	—	0.060	—	—	—	—
05・10・24	0.070	0.065	0.060	0.060	0.067	0.064	0.051	0.052	0.056	0.050
05・11・1	0.070	0.054	—	—	—	0.063	—	—	—	—
05・11・7	0.076	0.058	—	—	—	0.063	—	—	—	—
05・11・14	0.076	0.056	—	—	—	0.058	—	—	—	—
05・11・21	0.080	0.060	—	—	—	0.058	—	—	—	—
05・11・29	0.073	0.052	0.061	0.057	0.063	0.057	0.050	0.051	0.059	0.048
05・12・5	0.075	0.058	—	—	—	0.056	—	—	—	—
05・12・12	0.080	0.057	—	—	—	0.062	—	—	—	—
05・12・19	0.072	0.057	—	—	—	0.067	—	—	—	—
05・12・26	0.085	0.055	0.063	0.060	0.066	0.058	0.052	0.050	0.059	0.048
06・1・5	0.078	0.060	—	—	—	0.064	—	—	—	—
05・1・11	0.078	0.057	—	—	—	0.062	—	—	—	—
06・1・16	0.081	0.059	—	—	—	0.063	—	—	—	—
06・1・23	0.082	0.058	—	—	—	0.062	—	—	—	—
06・1・30	0.080	0.060	0.060	0.068	0.065	0.061	0.050	0.053	0.060	0.050
06・2・6	0.077	0.057	—	—	—	0.062	—	—	—	—
06・2・14	0.080	0.057	—	—	—	0.060	—	—	—	—

注1: 測定値はシンチレーションサーベイメータ(型式:アロカ株式会社製 TCS161(JIS4333 適合品)、校正日:平成17年4月15日)による。

注2: ①、②、⑥ は、週間点検測定結果。③ ~ ⑤、⑦ ~ ⑩ は、月間点検測定結果。

添 2.3.3.2 第4倉庫及び第5倉庫における放射性固体廃棄物保管時の周辺公衆の被ばく線量の評価

第4倉庫及び第5倉庫では、原子炉室に保管していた放射性固体廃棄物と、今後行う解体3によって発生が見込まれる放射性固体廃棄物の保管を予定している。

本項では、各倉庫に保管される放射性固体廃棄物による直接線及びスカイシャイン線量を評価する。

第4倉庫は容器の表面線量率が $0.1\mu\text{Sv/h}$ 以下の容器のみを保管するため、遮蔽機能はない。評価では、倉庫内にある線源をモデル化して直接線及びスカイシャイン線を一括して点減衰核積分法コード「QAD-CGGP2R」により計算する。

第5倉庫は容器の表面線量率が 0.1mSv/h 以下と第4倉庫に比べ比較的線量率が高い容器を保管するため、管理区域境界の壁等に遮蔽機能を有している。このため、第5倉庫からの直接線の計算には点減衰核積分法コード「QAD-CGGP2R」、スカイシャイン線は1次元輸送計算コード「ANISN」と一回散乱計算コード「G33-GP2R」の連続計算により計算する。

①計算条件

第4倉庫及び第5倉庫に保管する容器の放射能濃度は、添 1.2.2「放射線の遮蔽に関する説明書」に記載された値を用いる。

②計算モデル図

第4倉庫の計算モデルは添 1.2.2中の添 1 図 3と同様である。第5倉庫の計算モデルで直接線に関するモデルは添 1.2.2中の添 1 図 2と同様同じである。スカイシャイン計算モデルは、添 2 図 2に示すとおりである。

③計算点

添 2 図 3に示す第5倉庫を中心とした16方位の所有権境界のうち、線量が最大となる位置について計算する。

④結果

所有権境界最短地点での計算結果を添 2 表 2に示す。第4倉庫・第5倉庫からの寄与は、所有権境界 NNW 地点（第5倉庫外壁から50m）で最大となり $24.5\mu\text{Gy/y}$ であり、目安値である $50\mu\text{Gy/y}$ を満足することを確認した。

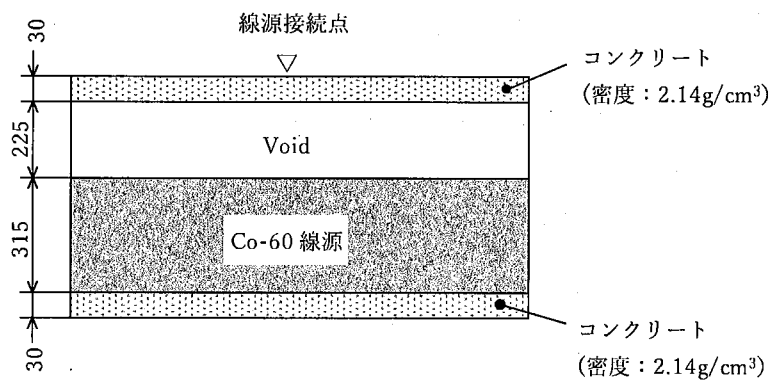
添 2 表 2 所有権境界における直接線及びスカイシャイン線量評価結果

評価点	線源	線量 ($\mu\text{Gy/y}$)	線量合計 ($\mu\text{Gy/y}$)	目安値 ($\mu\text{Gy/y}$)
NNW 方向*	第4倉庫	4.1	24.5	50
	第5倉庫	20.4		

*：第5倉庫外壁からの最短地点（50m）である。

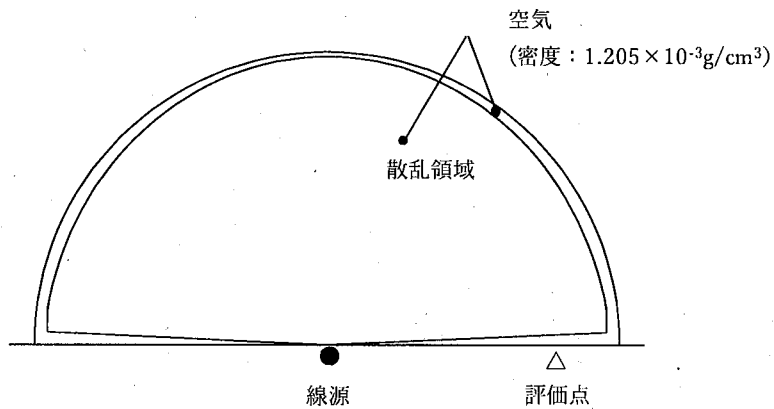
【スカイシャイン計算モデル】

① 線源計算

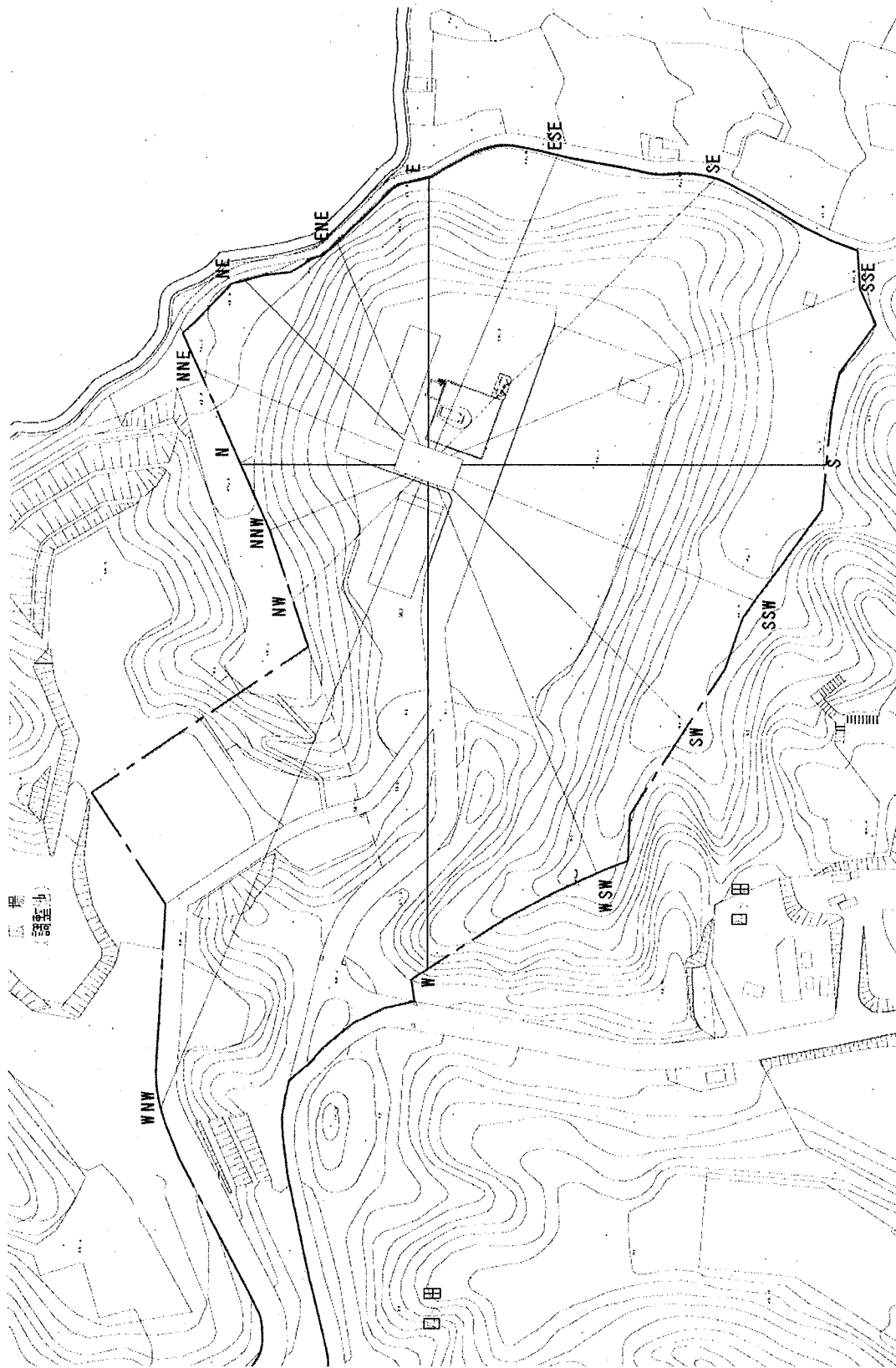


(単位: cm)

② 散乱計算



添2図2 第5倉庫のスカイシャイン計算モデル



添2図3 所有権境界評価点 (16方位)

添 2.4 廃止措置期間中における放射線業務従事者の受ける線量

廃止措置期間中の放射線業務従事者等の外部被ばくに係る線量は、個人線量計等で測定し保安規定で定める管理目標値を超えないように管理する。

①放射性固体廃棄物保管期間中の巡視に係る放射線業務従事者の被ばく線量

放射性固体廃棄物の保管を実施するにあたっては、作業区域における雰囲気線量率を $1\mu\text{Sv/h}$ (保管中の放射性固体廃棄物容器の表面線量率の平均値) とした。巡視は、容器の保管状況の確認 (年間 50 回の巡視 (週に一度程度) で 0.5 時間/回) 及び容器の健全性確認 (腐食) (1 回/2 年、25 時間/年) であり、従事者 1 人当たりの被ばく線量は $50\mu\text{Sv/年}$ となる。この値は、放射線業務従事者の線量限度 (年間 50mSv 、5 年で 100mSv) と比較して十分小さい値であり、更なる被ばく低減対策を講じる必要はないと判断している。

②第 2 段階での放射性固体廃棄物の原子炉室から第 4 倉庫及び第 5 倉庫への移動に係る放射線業務従事者の被ばく線量

放射性固体廃棄物の移動に関する作業は、①搬出準備、②原子炉室 (通常の管理区域) にある容器等の汚染検査、③移動準備エリアに移動し、第 1 段階で発生したドラム缶の二重化 (具体的には添 4.2.1(1)中の表参照)、④一時管理区域を經由して両倉庫へ移動、⑤倉庫内設置し固縛する作業である。それぞれの作業項目ごとに作業者を配置し合計 15 名で 16 週間で移動が完了するとし、一日の作業時間を 8 時間、週 5 日とすると、合計の人工は $9600\text{人}\cdot\text{hr}$ となる。従事者 1 人当たりで、640 時間/作業である。作業エリアにおける雰囲気線量率は、①と同様、 $1\mu\text{Sv/h}$ を想定すると、従事者 1 人当たりの被ばく線量は、 0.64mSv/作業 である。放射線業務従事者の線量限度 (年間 50mSv 、5 年で 100mSv) と比較して十分小さい値であり、更なる被ばく低減対策を講じる必要はないと判断している。

③第 2 段階における原子炉室内解体作業等

放射線の被ばくを伴う可能性のある工事は、原子炉本体の汚染状況の調査において行う測定作業や試料採取作業である。基本的に十分に遮蔽された原子炉本体の外側で行うため、被ばく低減対策を講じる必要はないと判断している。

なお、原子炉室床下の排水配管の解体、燃料取扱装置、移動用キャスクの撤去、使用済燃料貯蔵タンク及び破損燃料貯蔵タンクについては第 3 段階で解体するための準備を行うにあたっては、当該設備及びそれらの機器の表面線量率及び汚染密度は検出限界以下であり、放射線業務従事者に特段の被ばくを生じるものではない。

④解体 3 に係る放射線業務従事者の被ばく線量

第 2 段階で行う原子炉本体の汚染状況の調査結果を踏まえ解体 3 の作業内容を詳細化した後、放射線業務従事者の被ばく線量及び被ばく低減策について評価する。

添付書類 3

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があつた場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

添 3.1	原子炉室での放射性固体廃棄物保管中	添 3-1
添 3.1.1	原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定すべき事故	添 3-1
添 3.1.2	原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における放射性物質の放出量	添 3-2
(1)	評価条件	添 3-2
(2)	放射性物質の放出量	添 3-3
添 3.1.3	原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における周辺公衆の実効線量	添 3-3
(1)	評価地点	添 3-3
(2)	気象条件等	添 3-4
(3)	実効線量の評価	添 3-7
(4)	事故影響評価結果の検討 — 参考解析 —	添 3-8
添 3.2	第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中	添 3-11
添 3.2.1	第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定すべき事故	添 3-11
添 3.2.2	第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における放射性物質の放出量	添 3-13
(1)	評価条件	添 3-13
(2)	放射性物質の放出量	添 3-14
添 3.2.3	第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における周辺公衆の実効線量	添 3-14
(1)	評価地点	添 3-14
(2)	気象条件等	添 3-14
(3)	実効線量の評価	添 3-16
添 3.2.4	第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される安全機能喪失時における周辺公衆の実効線量	添 3-18
(1)	第 4 倉庫	添 3-18
(2)	第 5 倉庫	添 3-18

添 3.3 解体作業中	添 3-20
添 3.3.1 第2段階の作業中に想定すべき事故	添 3-20
添 3.3.2 第3段階の作業中に想定すべき事故	添 3-20

添 3.1 原子炉室での放射性固体廃棄物保管中

添 3.1.1 原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定すべき事故

HTR施設は、改正前の原子炉等規制法第38条に定められたところにより、昭和50年6月に解体届を提出して主要施設を解体し、また、平成17年10月に使用済燃料の全量を搬出した原子炉である。

第2段階の期間中は、放射性固体廃棄物の保管と並行して解体2を行う。以下に、放射性固体廃棄物の保管に係る事故要因事象 ①地震、②火災、③その他災害（台風、津波、洪水）、④動的機器の異常等（過失、電源喪失、機能停止）毎に想定すべき事故かどうか検討評価する。

① 地震

HTR施設における地盤は堅固な層（シルト質泥岩層）で、原子炉、建物を十分安全に支持することができ、原子炉、建物は地震荷重及び土圧に十分耐える構造をしている（設置許可）。また、保管放射性廃棄物を封入した廃棄物ドラム缶は、ロープで固縛しており、地震で倒れる可能性は十分小さい。したがって、地震による事故は、想定事故に含める必要がないと判断される。

② 火災

管理区域（原子炉室、倉庫）には可燃物はなく、火災が発生することはないと考えられる。また、管理区域は、他の室と区分けされており、他室による火災が発生したとしても延焼しない。したがって、火災による事故を想定事故として考慮する必要がないと判断される。

③ その他災害（台風、津波、洪水）

HTR施設の構造は堅固であり、台風の影響を受けることはない。また、HTR施設は高台に位置していること、海岸から約20km離れていること、一級河川の多摩川から約5km離れていることなどから、津波及び洪水の影響を受けることはない想定される。したがって、その他災害（台風、津波、洪水）による事故を想定事故として考慮する必要がないと判断される。

④ 動的機器の異常等（過失、電源喪失、機能停止）

廃棄物ドラム缶は、保安規定に則り、腐食点検を実施している。腐食点検の廃棄物ドラム缶取扱い時にクレーンを使用するが、何らかの原因によりクレーンで吊り上げられた廃棄物ドラム缶（1缶ずつ取扱い）が落下し、廃棄物ドラム缶破損並びにそれに伴う廃棄物の飛散・拡散が考えられ、想定事故となり得る。原因としては、設備の故障及び玉がけ作業における誤操作、確認不良の過失が挙げられる。外部電源喪失及び機能停止の故障の場合は、その場で停止するだけで落下には至らない。以上のことから、クレーン操作時の過失による廃棄物ドラム缶の落下を想定事故として評価する。

添 3.1.2 原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における放射性物質の放出量

(1) 評価条件

① 廃棄物ドラム缶の腐食点検時にクレーンにより吊り上げられた廃棄物ドラム缶 1 缶（点検は、1 缶ずつ扱う。）の落下による廃棄物ドラム缶破損並びにそれに伴う放射性廃棄物の飛散・拡散を想定した場合の実効線量を評価する。

② 評価対象とする廃棄物ドラム缶は、内蔵する放射性物質の種類ごとに最も放射性物質内蔵量が多く、被ばく線量への寄与の大きい、以下の 3 種類を選定する（放射性物質内蔵量は、廃棄物ドラム缶封入時の記録による。）。

[Redacted area]

添 3 表 1 評価対象核種

区 分		廃棄物ドラム缶容量	核種	廃棄物ドラム缶 1 缶当たりの最大放射性物質内蔵量 (Bq)	収納物の性状
①	HTR 炉施設分	200L	[Redacted]	[Redacted]	金属、全数セメント固化
②	HTR 使用施設分	50L	[Redacted]	[Redacted]	ウエス、プラスチック、一部セメント固化
		200L	[Redacted]	[Redacted]	セメント固化
③	OCF 炉施設分、使用施設分	50L	[Redacted]	[Redacted]	金属、ウエス、プラスチック
			[Redacted]	[Redacted]	

③ 対象核種は、廃棄物ドラム缶内に収納されている物質の放射化及び汚染放射性物質記録（解体 1 における放射性物質記録の原簿、平成 15 年 2 月に実施した廃棄物ドラム缶点検記録及び平成 18 年 2 月に実施した Ge 検出器による核種同定（抜き取りチェック）記録）に基づき有意な被ばく線量を与えるものとして、[Redacted] [Redacted] を選定した。

④ 放射性廃棄物の飛散率等は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 2 次版）に記載の想定事象における飛散率設定値に合わせて、以下とする。なお、本ハンドブックは、財団法人電力中央研究所が経済産業省委託調査として、実施している「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査」平成 13 年度報告書に添付されているものである。

落下時の飛散率

- ① 放射性廃棄物から廃棄物ドラム缶空隙に放出される割合
 ウェス(雑固体) : 100 %、
 汚染金属 : 10 %、
 セメント固化(コンクリート) : 1 %
- ② 移送容器からの漏洩割合
 移送容器からの漏洩割合 : 1 %
 (移送容器は、廃棄物を保管、輸送するための容器で、廃棄物ドラム缶も含む。)
- ③ 雰囲気中に飛散した放射性物質は、保守的に全量が建屋外に放出されるものとする。
- ④ 飛散した放射性物質による内部被ばく及び外部被ばくの実効線量を評価する。

(2) 放射性物質の放出量

添 3.1.2(1) 評価条件の ① ~ ④ より、事故時の各核種の放出量は、以下と評価される。

添 3 表 2 事故時の各核種の放出量

区分	核種	廃棄物ドラム缶 1 缶当たりの最大 放射性物質内蔵量(Bq)	飛散率	容器からの 漏洩割合 * 1	放出量 (Bq)
①					
②					
		* 2			
③					

* 1 : 「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査」平成 13 年度報告書 (財団法人電力中央研究所報告) を参考

* 2 : 「」を含む放射性廃棄物は、廃棄物ドラム缶 1 缶だけに封入されており、放射性物質内蔵量はこの 1 缶のみが対象である。

添 3.1.3 原子炉室での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における周辺公衆の実効線量

(1) 評価地点

- ① HTR 施設では、排気筒を使用していないことから原子炉室扉等の隙間から漏れること、時々刻々風向が変化する (当該方向に風が吹かなくなる) ことを考慮せず当該方向方位に常に風が吹いていることを想定する。
- ② 放射性物質の放出源位置は、建屋とし保守的に地表放散を想定する。
- ③ 評価地点は、HTR 施設の周辺監視区域境界のうち原子炉室壁面から最も近い地

点を評価点とし、原子炉室壁面から評価点までの距離を14mとする。評価地点を、添3図1に示す。

(2) 気象条件等

放射性物質の大気拡散条件は、原子力安全委員会の「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日付け）」に従い、建屋の影響を考慮した拡散評価式を適用する。

条件は、以下のとおりである。

- ①建屋の投影面積：194 m² (19.4m (W) ×10m (H))。
- ②建屋形状係数：0.5とする（建屋による風の巻き込みの影響を考慮した気象指針記載値。建屋影響を考慮しない場合の保守的なケースについては、(4)事故影響評価結果の検討、に述べる。）
- ③大気安定度：F（保守的に拡がり幅が少ない大気安定度を選定）。
- ④風速：1 m/sとする（保守的に十分小さな風速を選定）。*

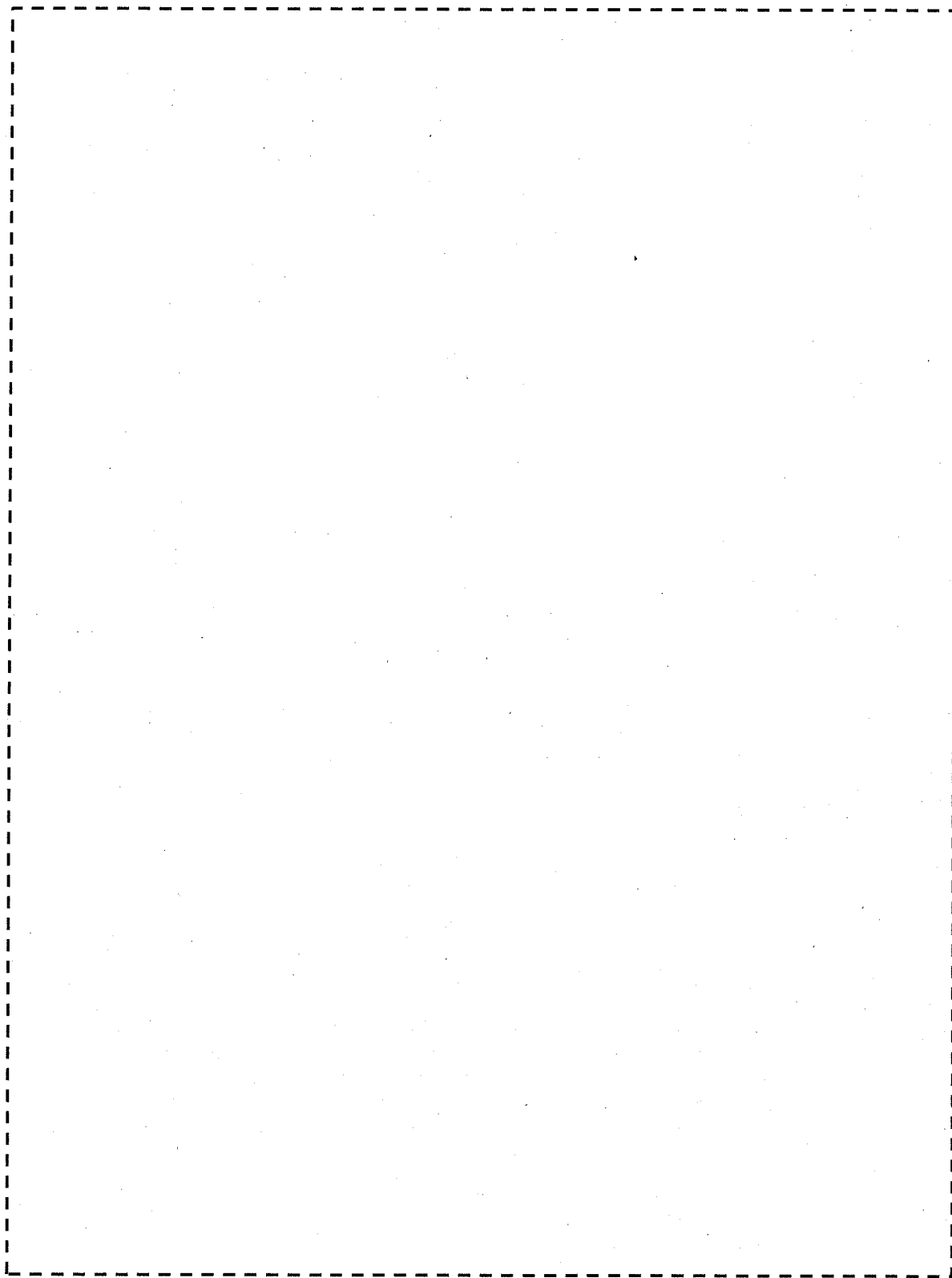
以上により、評価した評価地点における相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、以下となる。なお、参考として放出源からの距離と χ/Q 及び D/Q の関係を、添3図2及び添3図3に示す。

$$\chi/Q = 1.0 \text{ E-2 (s/m}^3\text{)}$$

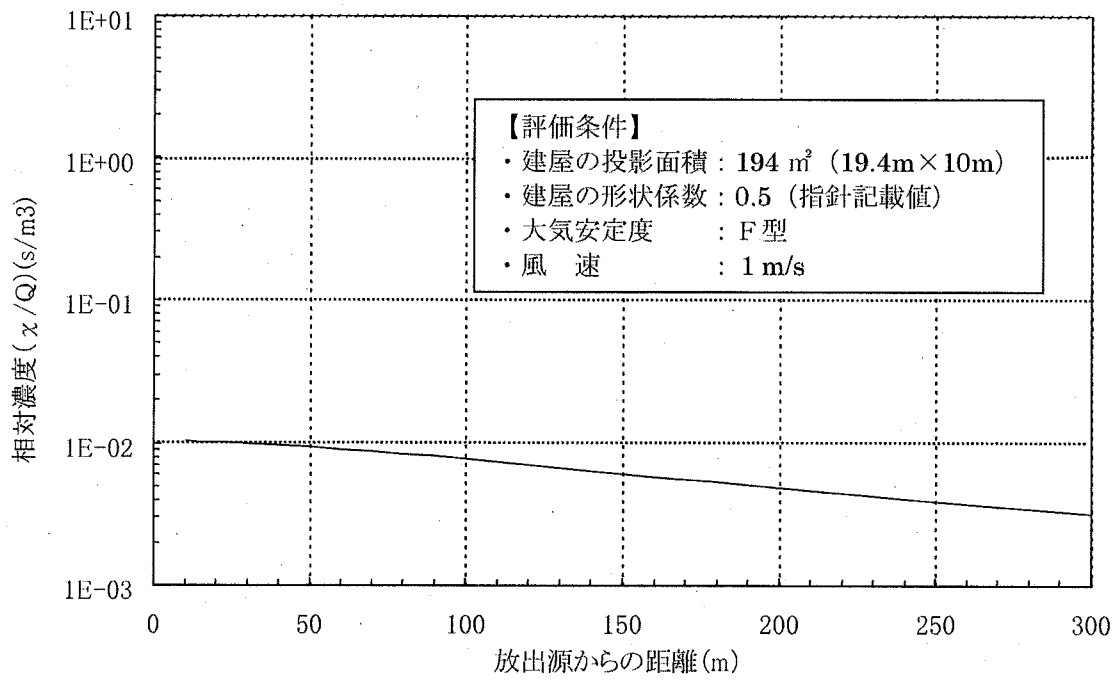
$$D/Q = 1.1 \text{ E-17 (Gy/Bq)}$$

なお、 D/Q は、上記 χ/Q の相対濃度より、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針に記載の(1)式を基にして計算している。

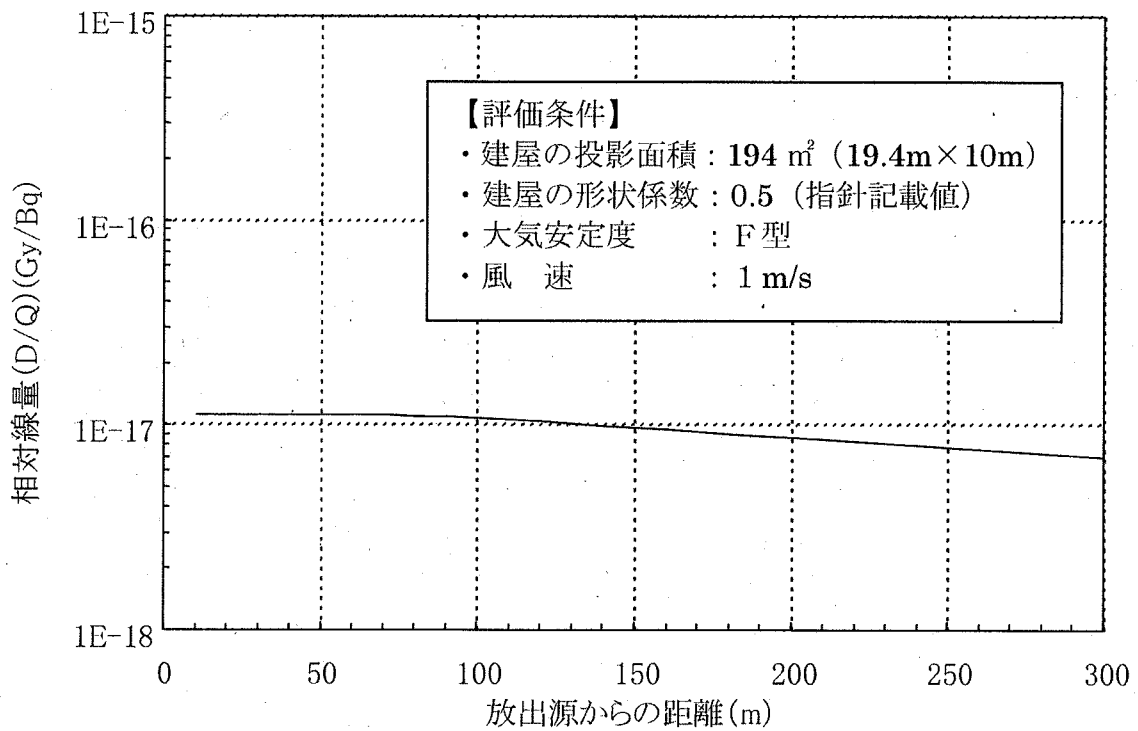
*：昭和27年～33年の平均風力は、1.4である（設置許可申請書添付資料六による）。
風力1は風速0.3～1.5 m/s、風力2は1.6～3.3 m/sに相当する。



添3図1 大気拡散評価地点
(本図は廃止措置計画（初版）申請のために評価した時点の図である。)



添3図2 大気拡散評価地点



添3図3 放出源からの距離と相対線量 (D/Q) の関係

(3) 実効線量の評価

評価地点における実効線量は、空气中を浮遊する放射性物質の吸入による実効線量（内部被ばく）及び空气中を浮遊する放射性物質からの γ 線による実効線量（外部被ばく）の和として評価する。

① 吸入による内部被ばく

内部被ばくによる実効線量は、「原子力安全委員会 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針付録Ⅱ 1.2 内部被ばくによる実効線量の評価」に記載の評価式を準用した。

$$H_{Ii} = R \cdot H_{i\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \quad (\text{添 3-1})$$

ここで、

H_{Ii} : 放射性核種 i の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 人間の呼吸率 ($3.333 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$)

事故期間が比較的短いことを考慮し、成人の活動時の呼吸率 1.2 (m^3/h) を用いる。

$H_{i\infty}$: 放射性核種 i の成人の実効線量係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) ($1.0 \times 10^{-2} \text{ s}/\text{m}^3$)

Q_i : 放射性核種 i の放出量 (Bq)

② γ 線による外部被ばく

外部被ばくによる実効線量は、以下の式により算出される。

$$H_{\gamma i} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_i \cdot E_{\gamma i} / 0.5 \quad (\text{添 3-2})$$

ここで、

$H_{\gamma i}$: 放射性核種 i の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K = 1 \text{ Sv}/\text{Gy}$)

D/Q : 相対線量 ($1.1 \times 10^{-17} \text{ Gy}/\text{Bq}$)

Q_i : 放射性核種 i の放出量 (Bq)

$E_{\gamma i}$: 放射性核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV)

0.5 : 0.5MeV 換算値の放出率を、当該 γ 線の実効エネルギーに換算する係数 相当

以上により評価した、評価地点における想定事故時の実効線量計算結果を添 3 表 3 に示す。

落下を想定した場合に被ばくに最も影響を与える放射性廃棄物を含む廃棄物ドラム缶は、添 3 表 3 に示す区分②のHTR使用施設分である。その対象核種はCs-137であり、実効線量は約 0.0024mSv である。この値は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評

値に関する審査指針」に示される、事故時のめやす線量である 5mSv を十分に下回る値である。

なお、日立所有土地と一般公衆居住地との境界における地点（炉室壁から約 70m、添 3 図 1 に示す。）での実効線量は、添 3 図 3 に示す（D/Q）からわかるように、上記解析条件の評価点（炉室壁から約 14m）と同等であると判断される。

上記解析は、保管中廃棄物ドラム缶の内最大放射性物質内蔵量を持つ廃棄物ドラム缶を想定した評価及び建屋影響を考慮した評価であるが、平均放射性物質内蔵量とする廃棄物ドラム缶を想定した評価及び保守的な評価としての建屋影響を考慮しないモデルによる評価についても、下記(4)事故影響評価結果の検討、に記載する。

添 3 表 3 想定事故時の実効線量計算結果

区分	核種	放出量 (Bq)	吸入による内部被ばく		γ線による外部被ばく		合計の 実効線量 (mSv)
			成人の実効 線量係数 $H_{i\infty}$ (Sv/Bq)	実効線量 H_{ii} (mSv)	ガンマ線実効 エネルギー $E_{\gamma i}$ (MeV)	実効線量 $H_{\gamma i}$ (mSv)	
①							約 8.0E-06
②							約 2.4E-03
							約 1.5E-03
③							約 1.4E-08
							約 4.7E-08
	合計						約 6.1E-08

(4) 事故影響評価結果の検討 — 参考解析 —

上記(3)に記載したとおり、廃棄物ドラム缶吊落し時の破損による影響は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される、事故時のめやす線量である 5mSv を十分に下回る値であったが、参考のために、被ばく線量評価モデルについてはより保守的なモデル（建屋影響を考慮しないモデル）、放出量 (Bq) についてはリスク評価の観点から現実的な想定（平均放射性物質内蔵量の廃棄物ドラム缶を想定）での評価を試みる。

① 保管中廃棄物ドラム缶の平均放射性物質内蔵量を持つ廃棄物ドラム缶を想定した評価

上記 添 3.1.3 (3) 実効線量の評価では、放出量 (Bq) は保管中廃棄物ドラム缶の内で核種毎に最も内蔵量の高いものを選定して算出した。しかし、廃棄物ドラム缶の総数は約 1600 缶あり、最大放射能のドラム缶を扱う確率は 1/1000 以下である。したがって、リスク評価の観点からは影響を過大評価している可能性がある。参考として、全廃棄物ドラム缶について平均の放射性物質内蔵量を持つ廃棄物ドラム缶を想定した場合の事故影響評価を試みる。添 3 表 4 に、廃棄物ドラム缶の放出量について、平均放射性物質内蔵量の場合と添 3 表 2 に示す最大放射性物質内蔵量の場合

合と比較して示す。いずれの核種についても平均放射性物質内蔵量は、最大放射性物質内蔵量よりも1桁から2桁小さくなっている。

平均放射性物質内蔵量を想定した廃棄物ドラム缶を対象に、事故時実効線量を解析した結果を添3表5に示す。最大放射性物質内蔵量の廃棄物ドラム缶の場合と比較すると、建屋影響を考慮しない保守的なモデルでも約2桁小さい実効線量である。この結果から、確率的には廃棄物ドラム缶落下破損により公衆の受ける実効線量はマイクロシーベルトのオーダーと考えられる。


②建屋影響を考慮しないモデルによる評価

「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日付け）」では、建物の影響を無視できない放出点高さの場合には建屋影響を考慮しても良いとされており、上記添3.1.3(2)気象条件等では建物影響を考慮して放出された放射性物質の拡散挙動を解析している。ここでは、さらに保守的なモデルとして建屋影響を考慮しない場合について解析を試みる。放出放射能等の条件は同じである。解析結果を添3表5に示す。建屋影響を考慮しない保守的なモデルでは、建屋影響を考慮した場合と比較して約2桁実効線量が大きくなっているが、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される、事故時のめやす線量である5mSvに対しては、1/10のレベルである。

添3表4 平均放射性物質内蔵量ドラム缶から放出される放出量 —参考値—

区分	核種	1 缶当りの放射性物質内蔵量 (Bq)		放出量 (Bq)	
		最大*1	平均*2	最大*3	平均*4
①					
②					
③					
合計	*5				

- *1：保管中廃棄物ドラム缶の内蔵される当該核種の1缶当り最大放射性物質内蔵量。
- *2：保管中廃棄物ドラム缶に内蔵される当該核種の全放射性物質内蔵量を廃棄物ドラム缶の総数1658で除した値、フィルタはクレーン操作の対象外なので平均値の算出から除外している。
- *3：当該廃棄物ドラム缶の性状に応じて、落下時に廃棄物ドラム缶空際に放出される割合を設定した。

- * 4 : 落下時に廃棄物ドラム缶空隙に放出される割合は保守的に 100%とした。
 ただし、については当該核種を内蔵するドラム缶が 1 缶だけで、性状が確定しているため落下時に廃棄物ドラム缶空隙に放出される割合はセメント固化対象の 1%としている。移送容器からの漏洩割合は最大放射性物質内蔵量のケースに同じとした。
- * 5 : 平均放射性物質内蔵量を持つ廃棄物ドラム缶の合計内蔵量及び事故時放出量の合計。

添 3 表 5 想定事故時の実効線量 —参考計算結果—

解析対象廃棄物 ドラム缶	区分	核 種	事故時の実効線量 (mSv) * 1	
			建屋影響を考慮 * 2	建屋影響を無視
最大放射性 物質内蔵量	①		約 8.0E-06	約 8.8E-04
			約 2.4E-03	約 2.6E-01
	②		約 1.5E-03	約 1.6E-01
			約 1.4E-08	約 1.5E-06
			約 4.7E-08	約 5.2E-06
			約 6.1E-08	約 6.7E-06
平均放射性 物質内蔵量	①		—	約 7.6E-05
			—	約 2.6E-03
	②		—	約 9.7E-05
			—	約 5.5E-08
			—	約 1.9E-07
			—	(約 2.5E-07)
			—	—
合計 * 3	—	約 2.7E-03		

- * 1 : 吸入による内部被ばくとγ線による外部被ばくの合計値
- * 2 : 添 3 表 3 の解析結果の再掲
- * 3 : 平均放射性物質内蔵量を持つ仮想的な廃棄物ドラム缶は、解析対象の全ての核種を含むので、実効線量も全核種の合計で評価した

添 3.2 第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中

添 3.2.1 第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定すべき事故

廃棄物の保管中に係る事故要因事項は、添 3.1 で検討した①地震、②内部火災、③台風、④その他災害（津波、洪水、土砂災害）、⑤動的機器の異常等のほか、⑥第4倉庫及び第5倉庫における容器取扱い時の過失について検討評価する。

① 地震

第4倉庫及び第5倉庫に保管する放射性固体廃棄物を収納した容器は、固縛し倒壊を防止する。また、封入している放射性固体廃棄物の漏えいを防止するため、容器の蓋は専用治具で固定され容易に開封しない構造とする。

第4倉庫は耐震Cクラスであるため、建屋が損壊する可能性があり、損壊した建屋により放射性固体廃棄物を封入した容器の破損並びにそれに伴う放射性固体廃棄物の飛散・拡散を想定する。

第5倉庫については耐震Cクラスであるが、構造物としての機能を維持するため静的地震力を1.5倍の裕度で設計することにしており、地震による容器の破損は想定しない。

以上から、地震に伴う事故要因事項として、第4倉庫の損壊に伴う容器からの放射能放出を想定事故とする。

② 内部火災

第4倉庫は鉄骨造、第5倉庫は鉄筋コンクリート造であること、倉庫内部の容器等も金属製であり可燃物でないこと、自動火災報知設備により火災を検知できることにより、消防への速やかな通報及び初期消火対応が可能である。

以上から、仮に内部火災が発生しても、容器及び収納物が延焼することはなく、放射性物質の放出に至らないため、想定事故として考慮しない。

③ 台風

猛烈な台風を想定した場合、最大風速*1は最小でも54m/sとなる。第4倉庫については、建屋（柱脚）が損傷（塑性変形）し、保管している容器（ドラム缶、角型金属容器）が倉庫外に飛散する可能性がある。容器の飛散を防止するため、風による浮き上がりや横風による容器の転倒がないようにドラム缶を積載したパレット又は角型金属容器の固縛範囲を設定する。

ドラム缶はパレットに積載し、最上段のドラム缶の上面にも固縛用のパレットを設置する。そのうえで最外周に位置するパレットの上下及び水平方向を連結する。なお、最上段に位置するドラム缶は、スリングを用いて隣のドラム缶と束ね固定する。

角型金属容器は、最外周に位置する角型金属容器の上下及び水平方向を連結する。

第5倉庫では、猛烈な台風（最大風速54m/s以上）より条件が厳しくなる竜巻を想定して構造耐力の安全性を確認している。想定した竜巻は、藤田スケールF3（風

速 92m/s)とし、竜巻の特性値は「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に従っている。

風圧力と第5倉庫建屋の保有水平耐力を比較した結果、建屋長手方向では風圧力が約 2600 kN に対し保有水平耐力が約 30000 kN、短手方向では風圧力が約 1600 kN に対し保有水平耐力は約 56000 kN となり、保有水平耐力が 10 倍以上大きいことを確認している。藤田スケールF 3 (風速 92m/s) の竜巻を想定しても第5倉庫の構造耐力は十分に裕度があることから、猛烈な台風下でも第5倉庫の構造耐力は維持でき、建屋の損傷はないと判断した。

以上から、台風による容器の飛散は想定事故として考慮しない。

④ その他災害 (津波、洪水、土砂災害)

HTR施設等は海拔約 50m に位置し、海岸からも約 20 km離れていること、一級河川の多摩川から約 5 km離れており、HTR施設等近隣は、川崎市の津波・洪水ハザードマップの対象外であることから、津波及び洪水の影響を受けることはない。また、建築基準法に準拠して基準風速*2 (建築基準法施行令第 87 条第 2 項関連から、川崎市の基準風速は 34m/s と規定) に対応した設計を行い、降水については屋根に適切な勾配を設け雨水が溜まることによる屋根の崩落を防ぐ。従って津波、洪水による事故は想定事故として考慮しない。

また両倉庫は土砂災害の影響を受けないよう泥岩層を支持層とし、川崎市建築基準条例(平成 29 年 4 月版)によるがけ付近の建築物として扱う範囲外に設置するため、土砂災害は想定事故として考慮しない。

⑤ 動的機器の異常等 (過失、電源喪失、機能停止)

第4倉庫及び第5倉庫に動的機器はなく、機能損失に伴う想定事故は考慮しない。

⑥ 容器取扱い中の過失

第4倉庫及び第5倉庫に保管する容器は、周囲を固縛し容易に転倒、落下し難いように保管する。容器健全性確認のため行う容器の腐食確認についても、容器を移動せず対応できるよう作業計画を保安規定に定め対応することとしている。このため、保管中の容器は原則として移動することがなく、容器取扱い中の過失は想定事故として考慮しない。

仮に、容器を移動する必要がある場合には、落下を想定しても容器破損が生じないように対策を講じる。

* 1 最大風速 : 10 分間の平均風速

* 2 基準風速 : 過去の台風の記録に基づき定められる、50 年に一度の確率で発生する大型台風を想定した最大風速 (10 分間平均の風速)

添 3.2.2 第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における放射性物質の放出量

(1) 評価条件

- ①地震に伴う建屋の倒壊により第4倉庫に保管している全容器の破損並びにそれに伴う放射性固体廃棄物の飛散・拡散を想定した場合の実効線量を評価する。
- ②第4倉庫には、容器表面の線量率が $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 以下のもののみを保管する。第4倉庫内の巡視通路を除く空間に、200L ドラム缶が存在する場合を想定し、その全数が破損することを想定する。
- ③対象核種は Co-60 を想定し、ガンマ線エネルギーは 1.17MeV (ガンマ線放出割合 99.9%)、 1.33MeV (ガンマ線放出割合 100%) でドラム缶表面で線量率 $0.1 \mu\text{Sv/h}$ 相当として、ドラム缶の放射性物質内蔵量を添3表6のとおり設定する。

添3表6 評価対象核種

区分	ドラム缶容量	核種	ドラム缶全数の放射性物質内蔵量(Bq)
第4倉庫	200L	Co-60	$4.3\text{E}+07$

- ④放射性固体廃棄物の飛散率等は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック (第2次版) に記載の想定事象における落下時・衝突時の飛散率設定値を用いる。なお、本ハンドブックは、財団法人電力中央研究所が経済産業省委託調査として、実施している「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査」平成13年度報告書に添付されているものである。

ドラム缶破損時の飛散率

- ① 放射性固体廃棄物からドラム缶空隙に放出される割合
 - ウエス(雑固体) : 100 %、
 - 汚染金属 : 10 %、
 - セメント固化(コンクリート) : 1 %
- ② 移送容器からの漏洩割合
 - 移送容器からの漏洩割合 : 1 %
 - (移送容器は、廃棄物を保管、輸送するための容器で、ドラム缶も含む。)
- ③ ドラム缶からの放出率は①×②となるが保守的に1%とする。
- ④ 雰囲気中に飛散した放射性物質は、保守的に全量が建屋外に放出されるものとする。

- ⑤ 飛散した放射性物質による内部被ばく及び外部被ばくの実効線量を評価する。

(2) 放射性物質の放出量

添 3.2.2(1) 評価条件の①～④より、事故時のドラム缶からの放射性物質の放出量は、添 3 表 7 のとおりと評価される。

添 3 表 7 事故時の各核種の放出量

区分	核種	ドラム缶全数の 放射性物質内蔵量(Bq)	ドラム缶からの 放出割合 * 1	放出量 (Bq)
第 4 倉庫	Co-60	4.3E+07	1 %	4.3E+05

* 1 : 「発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査」平成 13 年度報告書 (財団法人電力中央研究所報告) を参考

添 3.2.3 第 4 倉庫及び第 5 倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における周辺公衆の実効線量

(1) 評価地点

- ① 第 4 倉庫では、排気筒を使用していないことから扉等の隙間から漏れること、時々刻々風向が変化する (当該方向に風が吹かなくなる) ことを考慮せず当該方向方位に常に風が吹いていることを想定する。
- ② 放射性物質の放出源位置は、建屋とし保守的に地表放散を想定する。
- ③ 評価地点は、HTR 施設の周辺監視区域境界のうち第 4 倉庫壁面から最も近い地点を評価点とし、第 4 倉庫壁面から評価点までの距離を 35m とする。評価地点を、添 3 図 4 に示す。

(2) 気象条件等

放射性物質の大気拡散条件は、原子力安全委員会の「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 日付け)」に従い、建屋の影響を考慮した拡散評価式を適用する。

条件は、以下のとおりである。

- ① 建屋の投影面積 : 57.183m^2 (11.67m (W) × 4.9m (H))
- ② 建屋形状係数 : 0.5 とする (建屋による風の巻き込みの影響を考慮した気象指針記載値。
- ③ 大気安定度 : F (保守的に拡がり幅が少ない大気安定度を選定)

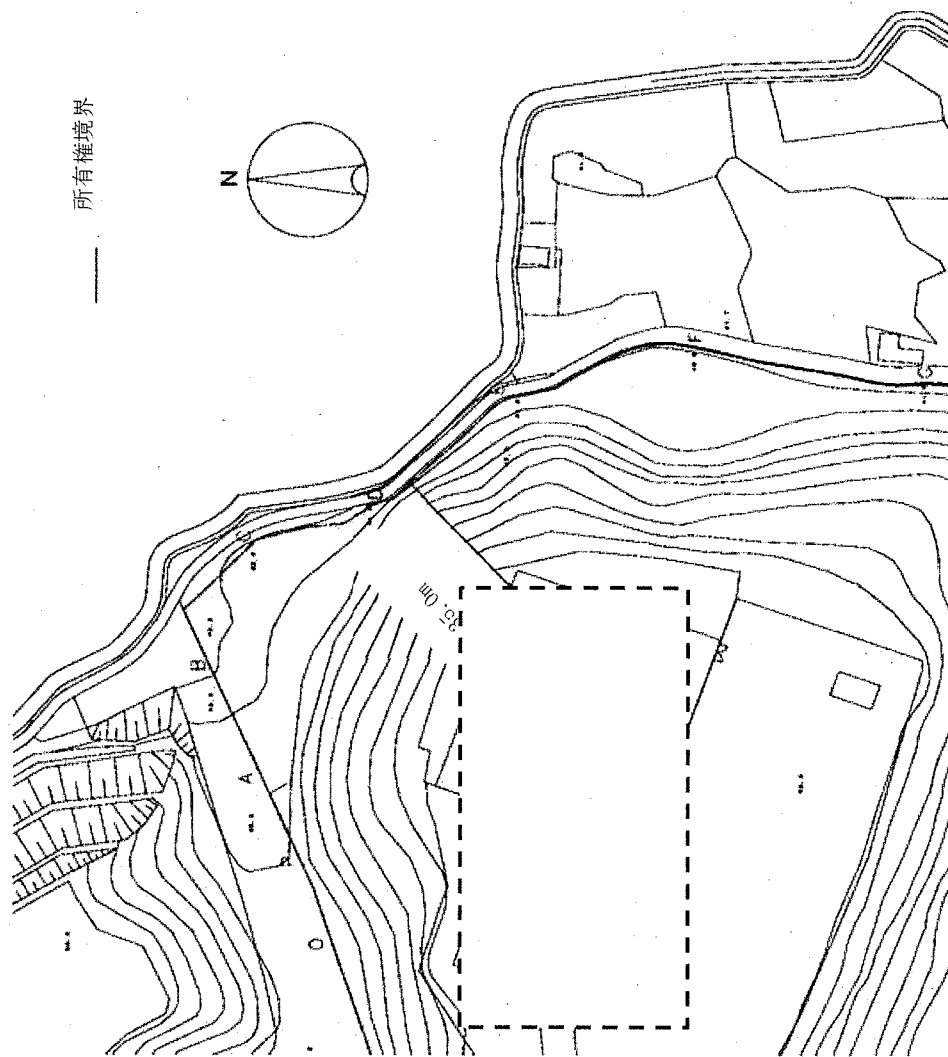
④風速 : 1m/s とする (保守的に十分小さな風速を選定)。*

以上により、評価した評価地点における相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) は、以下となる。

$$\begin{aligned}\chi/Q &= 3.0 \text{ E-2 (s/m}^3\text{)} \\ D/Q &= 2.0 \text{ E-17 (Gy/Bq)}\end{aligned}$$

なお、 D/Q は、上記 χ/Q の相対濃度より、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針に記載の (1) 式を基にして計算している。

* : 昭和 27 年～33 年の平均風力は、1.4 である (設置許可申請書添付資料六による)。風力 1 は風速 0.3～1.5m/s、風力 2 は 1.6～3.3m/s に相当する。



添3図4 大気拡散評価地点

(3) 実効線量の評価

評価地点における実効線量は、空气中を浮遊する放射性物質の吸入による実効線量（内部被ばく）及び空气中を浮遊する放射性物質からの γ 線による実効線量（外部被ばく）の和として評価する。

① 吸入による内部被ばく

内部被ばくによる実効線量は、「原子力安全委員会 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針付録Ⅱ 1.2 内部被ばくによる実効線量の評価」に記載の評価式を準用した。

$$H_{Ti} = R \cdot H_{i\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot Q_i \quad (\text{添 3-3})$$

ここで、

H_{Ti} : 放射性核種 i の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 人間の呼吸率 ($3.333 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$)

事故期間が比較的短いことを考慮し、成人の活動時の呼吸率 1.2 (m^3/h) を用いる。

$H_{i\infty}$: 放射性核種 i の成人の実効線量係数 (Sv/Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3) ($3.0 \times 10^{-2} \text{ s}/\text{m}^3$)

Q_i : 放射性核種 i の放出量 (Bq)

② γ 線による外部被ばく

外部被ばくによる実効線量は、以下の式により算出される。

$$H_{\gamma i} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_i \cdot E_{\gamma i} / 0.5 \quad (\text{添 3-4})$$

ここで、

$H_{\gamma i}$: 放射性核種 i の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 ($K=1\text{Sv}/\text{Gy}$)

D/Q : 相対線量 ($2.0 \times 10^{-17} \text{ Gy}/\text{Bq}$)

Q_i : 放射性核種 i の放出量 (Bq)

$E_{\gamma i}$: 放射性核種 i のガンマ線実効エネルギー (MeV)

0.5 : 0.5MeV 換算値の放出率を、当該 γ 線の実効エネルギー相当に換算する係数

以上により評価した、評価地点における想定事故時の実効線量計算結果を添 3 表 8 に示す。

第 4 倉庫内の巡視通路を除く空間に、200L ドラム缶が存在する場合を想定し、その全数が地震により破損した場合の所有権境界における実効線量は、約 0.00013mSv である。この値は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示される、事故時のめやす線量である 5mSv を十分に下回る値である。

添 3 表 8 想定事故時の実効線量計算結果

区分	核種	放出量 (Bq)	吸入による内部被ばく		γ 線による外部被ばく		合計の 実効線量 (mSv)
			成人の実効 線量係数 $H_{i\infty}$ (Sv/Bq)	実効線量 H_{Ti} (mSv)	ガンマ線実効 エネルギー $E_{\gamma i}$ (MeV)	実効線量 $H_{\gamma i}$ (mSv)	
第 4 倉庫	Co-60	4.3E+05	3.1E-08	約 1.3E-04	2.504	約 4.3E-08	約 1.3E-04

添 3.2.4 第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される安全機能が喪失した場合における周辺公衆の実効線量

廃止措置期間中に導入する第4倉庫及び第5倉庫は、添 1.2「専ら廃止措置期間中に供する第4倉庫及び第5倉庫に関する説明書」に記載のとおり耐震Cクラスとして設計する。本項では、第4倉庫及び第5倉庫で保管中の放射性固体廃棄物を封入した容器の安全機能が喪失した場合における周辺公衆の実効線量について評価する。

(1) 第4倉庫

第4倉庫には、表面線量当量率が $0.1\mu\text{Sv/h}$ 以下の容器を保管する。倉庫内の巡回通路を除く空間に200Lドラム缶が存在するとして、その全数が破損することを想定する。この事象は、前述した添 3.2.2「第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における放射性物質の放出量」及び添 3.2.3「第4倉庫及び第5倉庫での放射性固体廃棄物保管中に想定される事故時における周辺公衆の実効線量」で評価済みであり、所有権境界における実効線量は約 0.00013mSv （約 $0.13\mu\text{Sv}$ ）である。

(2) 第5倉庫

第5倉庫に保管する放射性廃棄物は、解体2-1までに発生した廃棄物のうちドラム缶の表面線量率が $0.1\mu\text{Sv/h}$ を超えるもの（既往発生分）と今後の解体3で発生する見込みの廃棄物（解体3発生分）である。

既往発生分を封入したドラム缶は、添 4.2 に示すとおりドラム缶表面の線量率を実測している。実測された $0.1\mu\text{Sv/h}$ を超えるドラム缶を8つの線量率レベルに分類し、各線量率レベル毎に各レベル区分の上限値に対応する放射能濃度を設定した。対象核種はCo-60とする。既往発生分は50Lドラム缶であるが、保守的に200Lドラム缶として1体当たりの放射能を設定した。なお、 $100\mu\text{Sv/h}$ を超えるドラム缶1本については、添 3.1.2 で被ばく評価を評価済みであり、この値を用いる。

解体3発生分は、添 4.2.2「第3段階で発生する放射性固体廃棄物」評価の中で、解体3で発生する部位の材料毎に核種別の放射能濃度を評価している。L3に分類された各部位の材料毎に、その放射能濃度を用いてドラム缶1体に収納した場合の放射能を算出した。材料毎に支配的となる核種の放出量及びドラム缶の発生本数を用いて、所有権境界における公衆の被ばく線量を評価した。被ばく評価の方法、放出量評価に用いた飛散率等は、添 3.2.2 に示すものと同様とした。

所有権境界における実効線量計算結果を添 3表 9 及び添 3表 10 に示す。添 3表 9 は既往発生分のドラム缶破損時の所有権境界における実効線量、添 3表 10 は解体3発生分のドラム缶破損時の被ばく線量を示す。

添 3表 9 から、所有権境界における既往発生分の寄与は約 0.0032mSv 、解体3発生分の寄与は約 0.0075mSv となり、合計で約 0.011mSv である。

添3表9 既往発生分の所有権境界における実効線量計算結果

No.	ドラム缶表面線量率*1	ドラム缶数 (200Lドラム缶とした)	核種	放出量(Bq)	実効線量(mSv)
①	0.1~1 μ Sv/h以下	90本	Co-60	1.6E+05	5.0E-05
②	1~2 μ Sv/h以下	51本		1.8E+05	5.7E-05
③	2~5 μ Sv/h以下	44本		4.0E+05	1.2E-04
④	5~10 μ Sv/h以下	16本		2.9E+05	9.0E-05
⑤	10~20 μ Sv/h以下	7本		2.5E+05	7.8E-05
⑥	20~50 μ Sv/h以下	5本		4.5E+05	1.4E-04
⑦	50~100 μ Sv/h以下	5本		9.0E+05	2.8E-04
⑧	100 μ Sv/hを超える*2	1本	Cs-137	1.9E+07	2.4E-03
合計				2.2E+07	3.2E-03

*1 : 実測値

*2 : 添3.1.2に記載している値

添3表10 解体3発生分の所有権境界における実効線量計算結果

No.	ドラム缶線量率*1	ドラム缶数(200Lドラム缶)	核種	放出量(Bq)	実効線量(mSv)
①	0.1~1 μ Sv/h以下	76本	H-3, C-14,	2.1E+07	4.7E-04
②	1~10 μ Sv/h以下	52本	Co-60, Ni-63,	3.5E+07	3.4E-04
③	10~100 μ Sv/h以下	38本	Eu-152 他	4.4E+06	2.4E-04
④	100~1000 μ Sv/h	45本		3.9E+09	6.4E-03
合計				3.9E+09	7.5E-03

*1 : 部材を収納したドラム缶1体の放射能から求めた計算値

添 3.3 解体作業中

添 3.3.1 第2段階の作業中に想定すべき事故

解体2に係る事故要因としては、解体作業に伴う粉じんの放出が考えられるが、解体2の範囲は汚染のおそれのない区域又は管理区域を解除した区域であり、管理区域を解除した区域の表面密度は検出限界（約 $0.011\text{Bq}/\text{cm}^2$ ）未満であることが確認されている。したがって、解体作業に伴う粉じんの放出は、想定事故に含める必要がないと判断される（平成30年に解体2を実施済）。

また、第2段階では、原子炉室内解体作業等として原子炉室に残っている排水配管の撤去、使用済燃料貯蔵タンク、破損燃料貯蔵タンクの管理区域解除、原子炉本体の汚染状況の調査を実施する。原子炉室に残っている排水配管については解体1において除染済みであること、使用済燃料貯蔵タンク、破損燃料貯蔵タンクの表面密度は検出限界未満であることが確認されていること、原子炉本体の汚染状況の調査にあつては原子炉本体の外側の作業であること、かつ作業時には添 2.1.1 に記載の汚染の除去の際と同様に放射線管理を実施することから、原子炉室内解体作業等に想定すべき事故はない。

添 3.3.2 第3段階の作業中に想定すべき事故

第3段階においては、解体3の工事实施前に工事に係る想定事故を検討、評価し、廃止措置計画の変更の認可を受ける。

添付書類 4

核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書

添 4.1	核燃料物質による汚染の分布	添 4-1
添 4.2	核燃料物質による汚染の評価方法	添 4-1
添 4.2.1	第 1 段階及び第 2 段階で発生した保管中の放射性固体廃棄物	添 4-1
添 4.2.2	第 3 段階で発生する放射性固体廃棄物	添 4-2
添 4.2.2.1	放射化汚染物質	添 4-2
添 4.2.2.2	二次汚染物質	添 4-5
添 4.2.3	第 4 段階で発生する放射性固体廃棄物	添 4-6

添 4.1 核燃料物質による汚染の分布

本文 5.2 で記載したとおり、解体 1 及び解体 2 が完了しており、それぞれの解体で発生した放射性固体廃棄物及び、本文 10.3.1 で記載したとおり、OCF 廃止により受け入れた放射性固体廃棄物を保管中である。平成 30 年度末時点での HTR で残存する放射性物質は、上記の保管中の放射性固体廃棄物と、今後行う解体 3 の対象範囲である原子炉本体の生体遮蔽コンクリート等の放射化汚染物質及び炉心タンク等の二次汚染物質があり、その汚染の程度の廃棄物レベル区分ごとに想定される発生量は本文表 9 に記載のとおりである。

添 4.2 核燃料物質による汚染の評価方法

本文表 9 に示したそれぞれの物量及びレベル区分に係る評価方法及び評価結果を以下に示す。

添 4.2.1 第 1 段階及び第 2 段階（解体 2 まで）で発生した保管中の放射性固体廃棄物

(1) 第 1 段階で発生した保管中の放射性固体廃棄物は、以下の通りである。

容器種類	発生本数 (本)	備考
50L ドラム缶	1,632	
200L ドラム缶	26	
フィルタ廃棄物	37 (200L ドラム缶換算)	角型金属容器 13 基に収納 (平成 27 年度までに実施済)

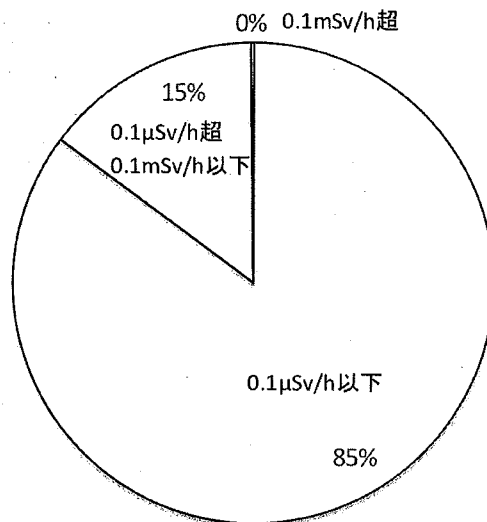
(2) 第 2 段階（解体 2：平成 29 年度実施）では、100L ドラム缶が 10 本発生した。

(3) 上記(1)のうち、フィルタ廃棄物（200L ドラム缶換算：37 本）を除くドラム缶全数（50L ドラム缶：1632 本、200L ドラム缶：26 本）の容器表面の線量率の測定結果（添 4 図 1 に示す）及び重量を測定し、計算により、容器毎の放射エネルギー及び放射能重量密度を求めた。また、これらの測定結果及びγ線エネルギースペクトル測定に基づく核種分析結果から、Cs-137 が主要な核種と判断し、レベル区分にあたっては「核燃料物質又は核燃料物質によつ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」の別表第二に定められる Cs-137 に対するトレンチ処分の濃度上限値である 100MBq/t を用いて、L 2 廃棄物と L 3 廃棄物の区分を行った。

なお、解体 1 で発生したフィルタ廃棄物（200L ドラム缶換算：37 本）及び平成 29 年度において実施した解体 2 で発生した放射性固体廃棄物（200L ドラム缶換算：5 本）については、合わせて 200L ドラム缶換算約 50 本は容器の表面線量率は全て $1\mu\text{Sv/h}$ 以

下であることから、全てL3とした。

(4) 上記(1)の第1段階で発生した保管中の放射性固体廃棄物は、容器からの汚染拡大防止を目的に、容器を二重化して保管する計画である(50Lドラム缶:角型金属容器又は100Lドラム缶に収納して二重化する、200Lドラム缶:350Lドラム缶に収納して二重化する。)。この二重化に伴う容積増加を考慮して、200Lドラム缶換算した結果、発生本数は約1000本と推定しており、上記(3)の評価をもとに、L2廃棄物:約30本、L3廃棄物:970本と想定した。



添4図1. 保管中の放射性固体廃棄物の表面線量率の測定結果
(平成27年度実測)

添4.2.2 第3段階で発生する放射性固体廃棄物

添4.2.2.1 放射化汚染物質

解体3では、原子炉本体等の放射化された廃棄物を取扱う。生体遮蔽コンクリート等の放射化汚染物質の量は、はじめに原子炉廻りの中性子束を求め、次いで得られた中性子束分布から各部位における材質毎の放射化量分布(Bq/g)を計算する。この結果に基づき、各部位の材質別の放射能レベルを評価した。放射能レベル毎に発生する物量は、当該領域の物量を設計図に基づき算出した。

1) 中性子束分布の計算

中性子束分布は、原子炉周りの形状及び炉心内中性子発生強度・分布を入力して2次元輸送計算コードDORTコードを用いて原子炉周りの中性子束を計算する。次いで、この中性子束を用いて貫通孔(水平実験孔及びサーマルコラム部)周りの中性

子束を計算した。計算に用いた断面積は JENDL-3.3 より作成された輸送計算用断面積ライブラリ MATXSLIB-J33 である。

2) 放射化汚染物質の量の計算

放射化汚染物質の量は、中性子スペクトルの変化(3群)が考慮できる核種生成消滅計算コード ORIGEN-S を使用した。上記1)で求めた中性子束及び以下の原子炉運転履歴から設備毎に中性子束を設定し、親元素の存在量を用いて放射化放射能を求めた。計算に使用した放射化断面積及び崩壊定数は、ORIGEN-S に組み込まれているものである。

① 原子炉運転履歴

照射期間は、原子炉運転期間(添4表1参照)とし、連続照射とする。

その間の原子炉熱出力は平均値とし、表1に示した積算出力と原子炉運転期間から求める。照射期間中の中性子束は、中性子束評価で用いた100kW運転時の中性子束を照射時の熱出力の平均値に規格化した値を用いる。

添4表1 HTRの運転履歴

年度	昭 和							
	36	37	38	39	40	41	42	43
積算出力 (kWh)	~0	21,835	70,858	81,278	69,440	68,948	59,958	58,185

年度	昭 和							積算出力合計 (kWh)
	44	45	46	47	48	49	50	
積算出力 (kWh)	54,537	50,808	49,473	49,659	48,761	43,040	0	726,780

注：運転期間は、初臨界の昭和36年12月25日から運転最終日の昭和50年2月17日までとする。(13年1か月と24日=4803日)

② 炉心構造物及び原子炉建屋等の組成

放射化を検討すべき主な機器は、炉心タンク、炉心構造物、生体遮蔽コンクリート、原子炉建屋である。これらの構造材は、アルミニウム合金、ステンレス鋼(解体1で容器に収納済みの構造材)、炭素鋼、黒鉛、鉛、普通コンクリート、重コンクリート等である。計算に用いる放射化汚染物質の親元素の存在量は、軽水炉の設計に用いられている NUREG/CR-3474 等の数値を使用した。

計算に用いた主要構造材の元素組成を添4表2に示す。

添4表2 HTR施設主要構造材の元素組成

元素	原子番号	構造材の元素組成 (wt%)									
		ステンレス鋼 (密度7.93g/cm ³)	アルミニウム (密度2.70g/cm ³)	鉛 (密度11.0g/cm ³)	炭素鋼 (密度7.85g/cm ³)	ボラル (密度2.53g/cm ³)	黒鉛 (密度1.70g/cm ³)	普通コンクリート (密度2.30g/cm ³)	重コンクリート (密度3.20g/cm ³)	ドロン [®] アミン (密度0.979g/cm ³)	
H	1							6.10E-01	4.38E-01	1.35E+01	
Li	3	1.30E-05			3.00E-05		1.00E-03	2.00E-03	1.44E-03		
Be	4							2.80E-04	2.01E-04		
B	5					2.00E+01	1.00E-05	2.00E-03	1.44E-03	9.14E+00	
C	6	8.00E-02			2.50E-01	4.50E+00	1.00E+02	6.40E+00	4.60E+00	7.74E+01	
N	7	4.52E-02			8.40E-03			1.20E-02	8.63E-03		
O	8							4.37E+01	3.14E+01		
F	9							6.25E-02	4.49E-02		
Na	11	9.70E-04			2.30E-03			7.39E-01	5.31E-01		
Mg	12		1.70E+00			9.60E-01	1.00E-04	2.33E+00	1.67E+00		
Al	13	1.00E-02	1.00E+02		3.30E-02	8.00E+01	1.00E-03	3.10E+00	2.23E+00		
Si	14	1.00E+00	8.00E-01		4.00E-02	6.40E-01	5.00E-04	1.68E+01	1.71E+01		
P	15	5.00E-04			3.50E-02			5.00E-01	3.59E-01		
S	16	3.00E-02			4.00E-02			3.10E-01	2.23E-01		
Cl	17	7.00E-03			4.00E-03			4.50E-03	3.23E-03		
K	19	3.00E-04			1.20E-03			7.50E-01	5.39E-01		
Ca	20	1.90E-03			1.40E-03		1.00E-03	1.83E+01	1.32E+01		
Sc	21	3.00E-06			2.60E-05			6.50E-04	4.67E-04		
Ti	22	6.00E-02	1.50E-01		2.00E-04	1.20E-01	1.00E-04	2.12E-01	1.52E-01		
V	23	4.56E-02			8.00E-03		2.00E-03	1.03E-02	7.40E-03		
Cr	24	1.84E+01	3.50E-01		1.70E-01	2.80E-01	1.00E-04	1.09E-02	7.83E-03		
Mn	25	1.53E+00	1.50E-01		1.02E+00	1.20E-01	1.00E-04	3.77E-02	2.71E-02		
Fe	26	7.00E+01	7.00E-01	2.00E-03	9.80E+01	5.60E-01	1.00E-03	3.90E+00	3.09E+01		
Co	27	1.41E-01	5.00E-04		1.22E-02	4.00E-04		9.80E-04	7.04E-04		
Ni	28	1.00E+01			6.60E-01		3.00E-03	3.80E-03	2.73E-03		
Cu	29	3.08E-01	4.00E-01	1.50E-03	1.27E-01	3.20E-01	1.00E-04	2.50E-03	1.80E-03		
Zn	30	4.57E-02	2.50E-01	1.50E-03	1.00E-02	2.00E-01		7.50E-03	5.39E-03		
Ga	31	1.29E-02			8.00E-03			8.80E-04	6.33E-04		
Ge	32							1.50E-04	1.08E-04		
As	33	1.94E-02		1.50E-03	5.32E-02			7.90E-04	5.68E-04		
Se	34	3.50E-03			7.00E-05			9.20E-05	6.61E-05		
Br	35	2.00E-04			8.50E-05			2.40E-04	1.73E-04		
Rb	37	1.00E-03			4.80E-03			3.50E-03	2.52E-03		
Sr	38	2.00E-05			1.50E-05			4.38E-02	3.15E-02		
Y	39	5.00E-04			2.00E-03			1.82E-03	1.31E-03		
Zr	40	1.00E-03			1.00E-03			7.10E-03	5.10E-03		
Nb	41	8.90E-03			1.88E-03			4.30E-04	3.09E-04		
Mo	42	2.60E-01			5.60E-01			1.03E-03	7.40E-04		
Pd	46							3.00E-04	2.16E-04		
Ag	47	2.00E-04		1.50E-03	2.00E-04			2.00E-05	1.44E-05		
Cd	48							3.00E-05	2.16E-05		
In	49							1.00E-05	7.19E-06		
Sn	50							7.00E-04	5.03E-04		
Sb	51	1.23E-03			1.10E-03			1.80E-04	1.29E-04		
I	53							5.00E-05	3.59E-05		
Cs	55	3.00E-05			2.00E-05			1.30E-04	9.34E-05		
Ba	56	5.00E-02			2.73E-02			9.50E-02	6.83E-02		
La	57	2.00E-05			1.00E-05			1.30E-03	9.34E-04		
Ce	58	3.71E-02			1.00E-04			2.43E-03	1.75E-03		
Pr	59							8.20E-04	5.89E-04		
Nd	60							2.80E-03	2.01E-03		
Sm	62	1.00E-05			1.70E-06			2.00E-04	1.44E-04		
Eu	63	2.00E-06			3.10E-06			5.50E-05	3.95E-05		
Gd	64							5.40E-04	3.88E-04		
Tb	65	4.70E-05			4.50E-05			4.10E-05	2.95E-05		
Dy	66	1.00E-04						2.30E-04	1.65E-04		
Ho	67	1.00E-04			8.00E-05			9.00E-05	6.47E-05		
Er	68							2.80E-04	2.01E-04		
Tm	69							4.80E-05	3.45E-05		
Yb	70	2.00E-04			1.00E-04			1.40E-04	1.01E-04		
Lu	71	8.00E-05			2.00E-05			2.70E-05	1.94E-05		
Hf	72	2.00E-04			2.10E-05			2.20E-04	1.58E-04		
Ta	73				1.30E-05			4.40E-05	3.16E-05		
W	74	1.86E-02			5.50E-04			1.40E-04	1.01E-04		
Au	79							4.00E-07	2.88E-07		
Hg	80							8.00E-06	5.75E-06		
Tl	81							4.50E-05	3.23E-05		
Pb	82	6.70E-03		1.00E+02	8.20E-02		1.00E-04	6.10E-03	4.38E-03		
Bi	83			5.00E-02				1.70E-05	1.22E-05		
Th	90	1.00E-04			1.80E-05			3.50E-04	2.52E-04		
U	92	2.00E-04			2.00E-05			2.70E-04	1.94E-04		

参考文献等 *1 *2 *3 *4 *5 *6 *7 *8

*1 NUREG/CR-3474ベースで、それに無い核種については、NUREG/CR-0672により補足した。
 *2 JIS H4000、ただしCoが含まれないため、 5×10^{-4} wt%として追加した。
 *3 Reactor Handbook 2nd. Ed. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC., (1967).
 *4 データがないため、アルミの分積 (80wt%) に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は繰送計算用組成と同じとした。
 *5 原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社 (1977)
 *6 NUREG/CR-3474ベースで、それに無い核種については、NUREG/CR-0672及び化学便覧により補足した。
 *7 Fe以外の元素の密度は普通コンクリートと同じとし、Feで合計の密度を調整
 *8 パラフィンの組成はJAERI-M-6928ベースとし、これにポロンを10%添加して密度を補正した。
 補正した密度となる元素別組成比を設定した。

3) 放射化汚染物質の放射能レベル評価結果

2020年時点でHTRは炉停止後45年経過しており、放射化汚染物質で支配的な核種はCo-60であり、その他Ni-63、Eu-152等比較的半減期の長い核種が主要な核種となっている。炉心構造物及び建屋等の材質別に、炉停止から45年後(2019年度末時点)HTR施設に残存する放射性固体廃棄物等の汚染の程度の推定量を添4表3に示す。(レベル区分の評価方法は本文表9と同じ)

表3に示すように、炉停止後45年経過(2019年度末)時点では残存する放射化汚染物質の放射能レベルはL3、CL及びNRであり、L1及びL2レベルの放射化汚染物は存在しない。

廃棄物量は全体で約4390トンであり、そのうちL3レベルの廃棄物は約20トン、残りがCL及びNRである。なお、これらには、解体2-1で発生するL3廃棄物約0.02トン、CL及びNR約8トンを含んでいる。

添4表3 HTR施設に残存する放射性固体廃棄物等の汚染の程度の推定量
(レベル区分評価時点：2019年度末)

放射能レベル	L3	CL及びNR
廃棄物量(トン)	約20 (約0.02)	約4370 (約8)
合計(トン)	約4390 (約8)	

()内数値は、解体2-1で発生する廃棄物量(内数)を示す。

添4.2.2.2 二次汚染物質

二次汚染物質の量の評価は、汚染の可能性のある炉心タンク、炉内構造物及び原子炉建屋を対象とする。ただし、HTRの場合には、主要な炉内構造物は撤去済み、原子炉建屋は運転停止時に除染済みのため、発生する物量の評価対象となるのは炉心タンクだけである。

二次汚染物質の量を評価するため、汚染面積を施設建設時の設計図から、表面汚染密度を昭和51年時点の解体1の作業記録から求めた。炉心タンクの汚染面積、表面汚染密度及び放射エネルギーの推定結果を添4表4に示す。この表に記載した汚染面積に表面汚染密度を乗じて求めた放射エネルギーは、約 $2.2E+4$ Bqである。

添4表4の評価値は、昭和51年に実施した解体1時点の汚染測定結果を用いている。汚染物質の核種同定がされていないため放射エネルギーの減衰補正はしていない。炉心タンクの解体撤去に着手する前に再評価を実施する計画である

添 4 表 4 HTR施設に残存する二次汚染物質（炉心タンクの表面汚染）

項 目	評 価 値
汚染面積 (側面は底面から炉心上面 45cm まで)	底部 : 5.6E+4 cm ² 側面 : 1.8E+5 cm ²
表面汚染密度 (解体届 50 東原 (総) 第 0570 号による 解体作業時の測定結果)	底部 : 3.6E-1 Bq/cm ² (最大値) 側面 : 1.1E-2 Bq/cm ² 以下
放射能量	底部 : 約 2.0E+4 Bq 側面 : 約 2.0E+3 Bq 合計 : 約 2.2E+4 Bq
合 計	約 2.2E+4 Bq

以上の結果からHTR施設に残存する放射能は、放射化汚染物質が主体で、L3以下である。

添 4.2.3 第4段階で発生する放射性固体廃棄物

第4段階では、第2段階で設置する第4倉庫及び第5倉庫の管理区域の解除を実施する。

これらの施設は汚染のおそれが無く、廃棄物保管時に躯体構造が放射化することも無いため、第4段階に発生する放射性固体廃棄物はないものとした。

添付書類 5

性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書

添 5.1	維持管理に関する内容	添 5-1
添 5.2	H T R施設等の位置等	添 5-3
添 5.3	その他の安全対策	添 5-4

添 5.1 維持管理に関する内容

廃止措置の段階に応じて性能維持施設に要求される機能を考慮した、性能維持施設の維持すべき性能及びその性能を維持すべき期間については本文表5のとおりである。

性能維持施設の各設備、機器等及び廃止措置に伴い保安のために講じる措置等については、その性能を維持すべき期間の間適切な頻度で検査・校正を行う。

(1) 建屋及び構築物

廃止措置では、周辺公衆及び放射線業務従事者の受ける被ばくを低くするため、「放射線遮蔽機能」を有する設備を維持する。具体的な性能維持施設は以下のとおり。

性能維持施設	機能	性能
生体遮蔽コンクリート (炉心部充填コンクリートを含む) 原子炉建屋外壁 第5倉庫(側壁・天井)	放射線遮蔽機能	放射線障害の防止に影響するような有意な損傷がない状態であること

生体遮蔽コンクリート(炉心部充填コンクリートを含む)の「放射線遮蔽機能」及びその性能は、炉心部の解体が完了するまで維持する。また、原子炉建屋外壁及び第5倉庫(側壁・天井)の「放射線遮蔽機能」及びその性能は、原子炉建屋外壁は原子炉建屋の管理区域が解除されるまで維持し、第5倉庫(側壁・天井)は第5倉庫の管理区域が解除されるまで維持する。

(2) 放射線管理施設

原子炉施設内外の放射線監視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に係る設備を維持する。具体的な性能維持施設は以下のとおり。

性能維持施設	機能	性能
サーベイメータ その他の放射線測定装置	放射線監視機能	線量当量率等を測定できる状態であること

サーベイメータ及びその他の放射線測定装置の「放射線監視機能」及びその性能は、全ての管理区域が解除されるまで維持する。

(3) 放射性廃棄物の保管廃棄に係る施設

放射性廃棄物の保管廃棄に係る施設を維持する。具体的な性能維持施設は以下のとおり。

性能維持施設	機能	性能
原子炉室 第4倉庫 第5倉庫	放射性廃棄物保管機能	放射性固体廃棄物を保管できる状態にあること

原子炉室の「放射性廃棄物保管機能」及びその性能は、第4倉庫及び第5倉庫へ放射性固体廃棄物の移動が完了するまで維持する。第4倉庫及び第5倉庫の「放射性廃棄物保管機能」及びその性能は、当該箇所における保管中の放射性固体廃棄物の搬出が完了するまで維持する。

(4) 消火に係る施設

消火に係る施設を維持する。具体的な性能維持施設は以下のとおり。

性能維持施設	機能	性能
自動火災報知設備	火災感知機能	火災の感知及び発報ができる状態であること
消火器 消火ポンプ 防火水槽	消火機能	初期消火が可能であること
高圧受電設備	電源供給機能	自動火災報知設備へ電源供給できる状態にあること

消火に係る施設の「火災感知機能」又は「消火機能」及びその性能は、設備の供用が終了するまで、消防法に基づく定期点検を実施しその機能を維持する。

消火に係る施設の「電源供給機能」及びその性能は、設備の供用が終了するまで、電気事業法に基づく定期点検を実施しその機能を維持する。

添5.2 HTR施設等の位置等

HTR施設の解体対象及び解体2後の構成品目の位置を、添5図1と添5図2に、第2段階終了時のHTR施設等の構成品目及び性能維持施設の位置を添5図3に示す。

準備室等の解体後の人や車両の動線を確保するため、周辺監視区域境界に設置していたフェンスの設置位置を一部周辺監視区域の外側へ変更する（平成30年に実施済）。周辺監視区域境界は不変であるため、フェンス内の周辺監視区域外のエリア（添5図2内の網掛け部）についてはHTR施設としては今後使用しない。

添 5.3 その他の安全対策

廃止措置期間中においては施設の維持管理に合わせて以下の保安のための措置を講じる。

①管理区域の区分

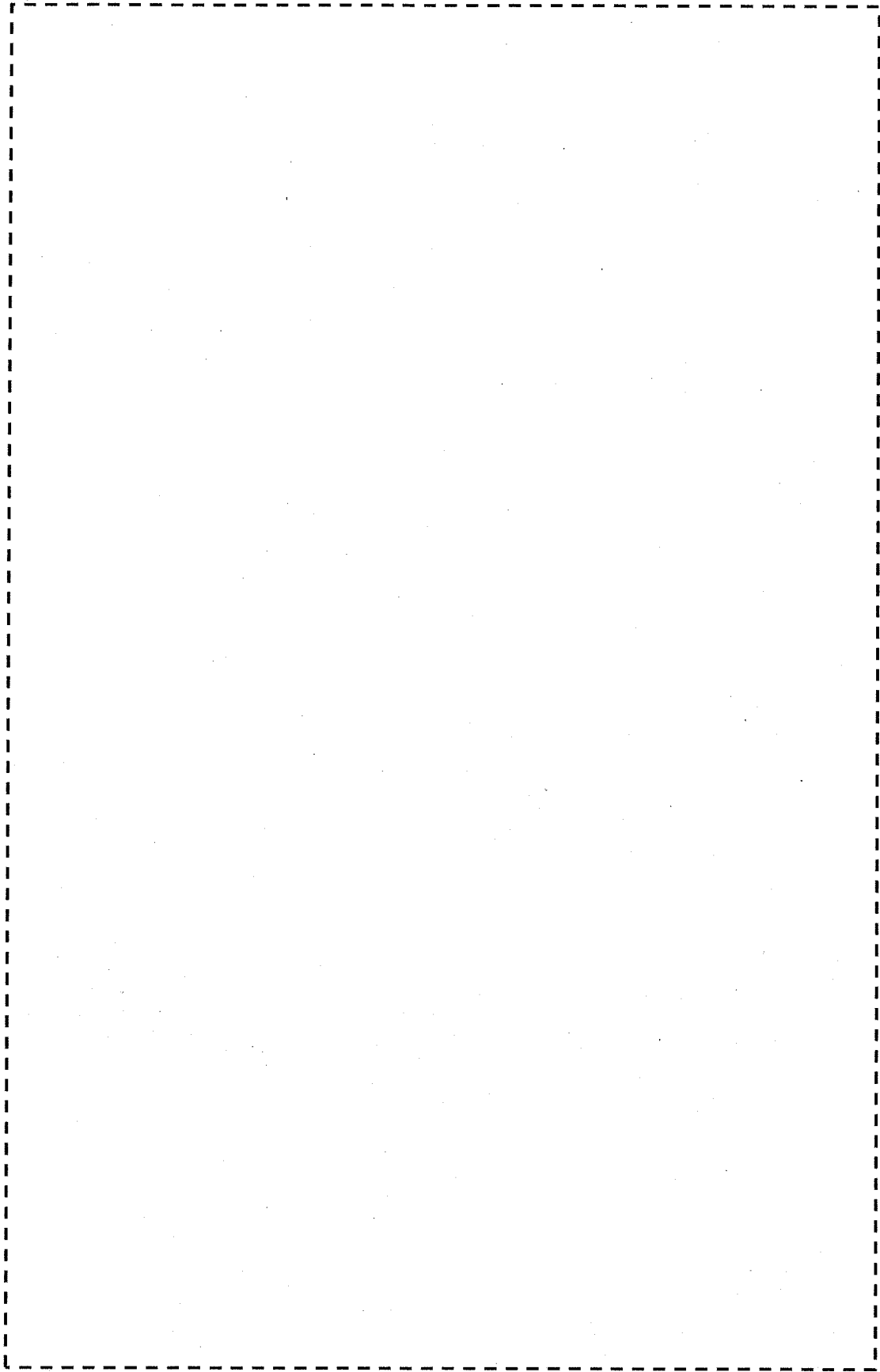
放射線被ばく等の可能性の程度に応じて、管理区域を適切に区分し、区分に応じた保安のための措置を講じ、放射線業務従事者の不必要な被ばくを防止する。

②放射線モニタリング

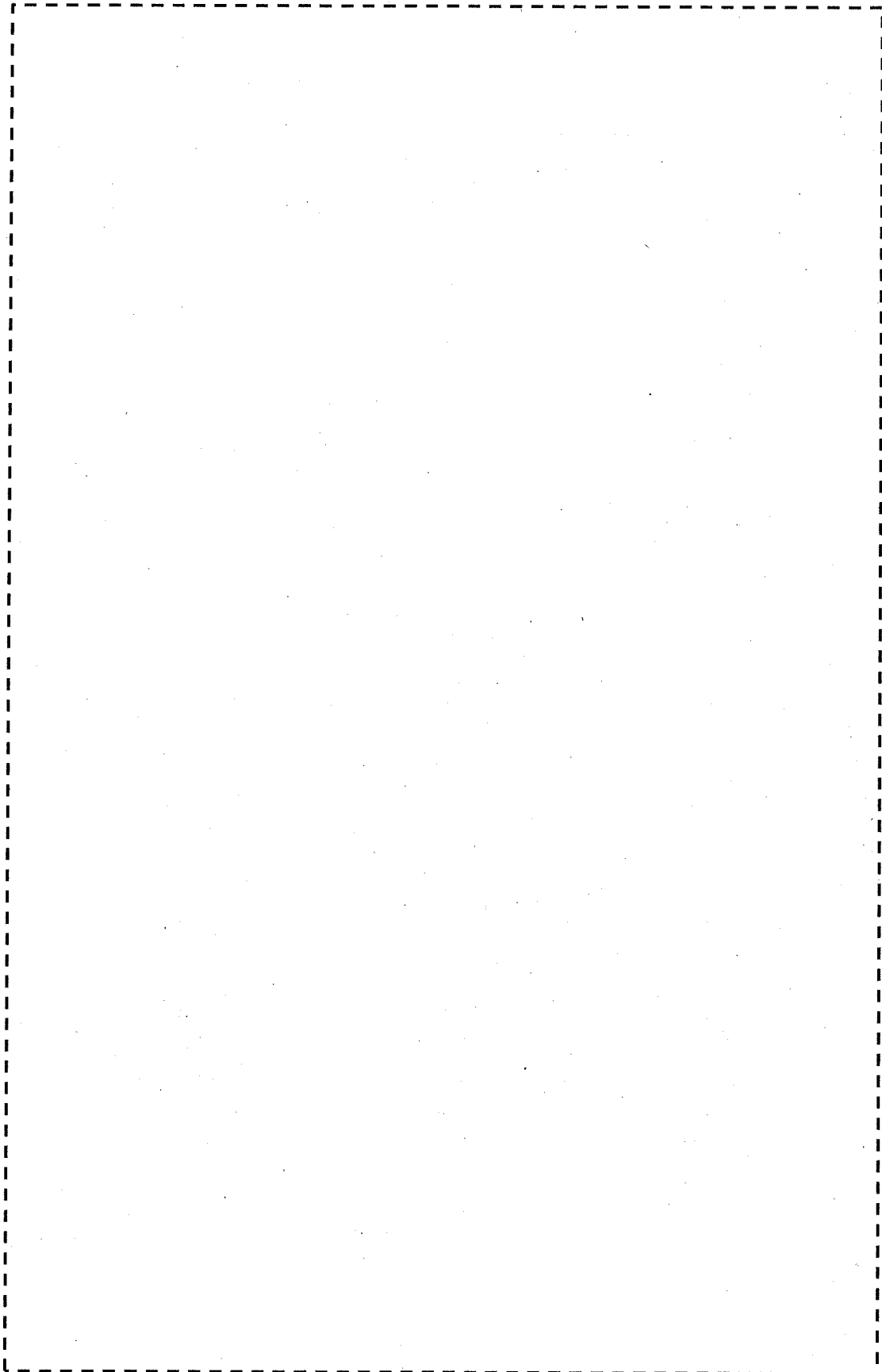
周辺環境へ放出される放射性物質の管理が適切に行われていることを確認するため、放射性気体廃棄物については、本文 10.1 に記載のとおり、解体作業において法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認し、また、放射性液体廃棄物に関しては、本文 10.2 に記載のとおり、解体作業において残存液体が生ずる場合には、法令で定められている周辺監視区域外の濃度限度以下であることを確認することにより、周辺環境に対する放射線モニタリングを適確に行う。

③所有権境界内への第三者の不法な侵入の防止

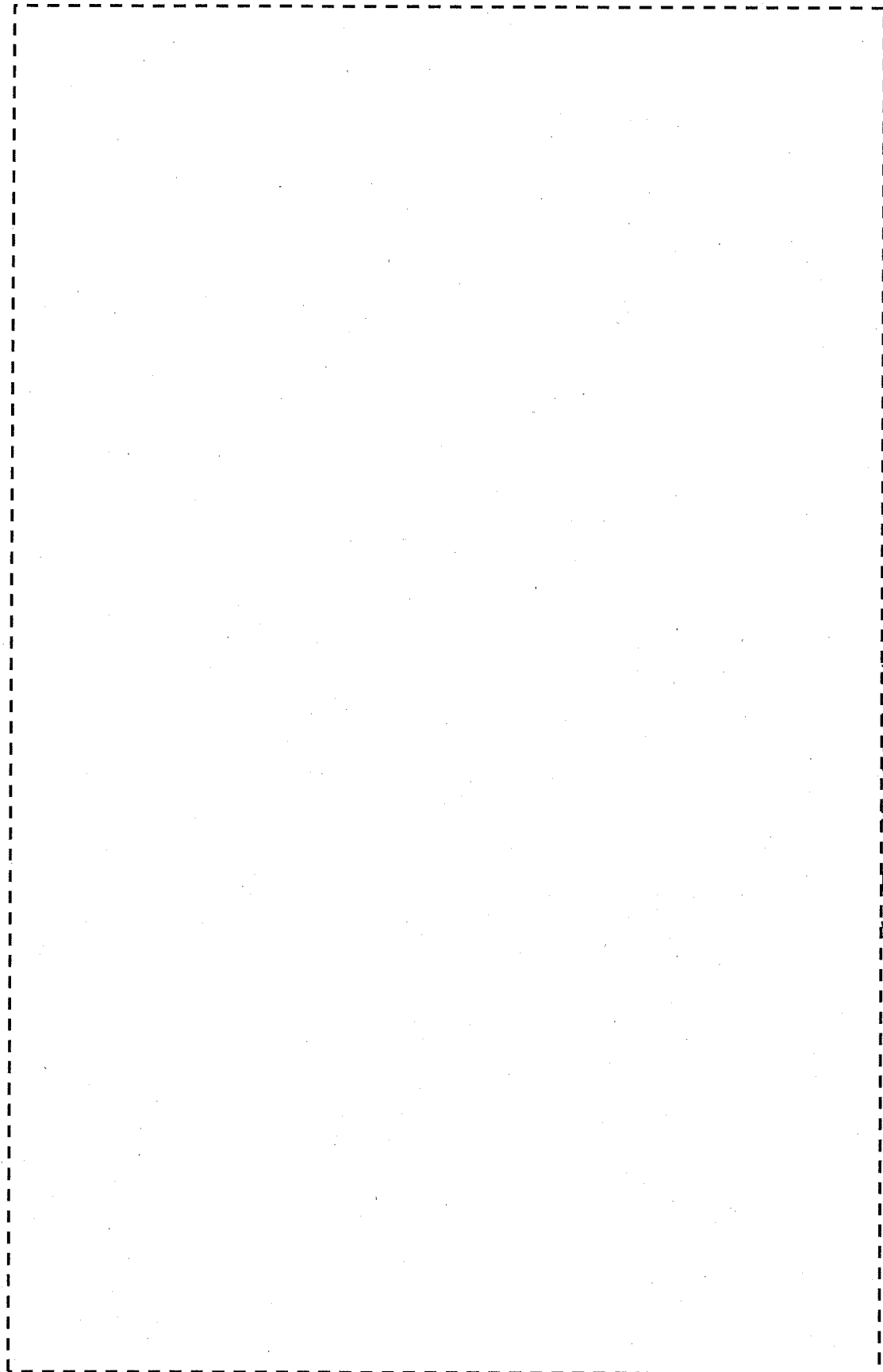
HTR施設への不法な侵入の防止のために、周辺監視区域にはフェンスを設けている。所有権境界内への第三者の立入りの防止のため、所有権境界フェンスを設ける。これらフェンスについては、保安規定に従い巡視をし、フェンスに破損が無いこと、第三者の接近や侵入がないことを確認する。



添5図1 HTR配置図



添5図2 解体2後のHTR配置図



添5図3 第2段階終了時のHTR配置図

添付書類 6

廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書

添 6.1	廃止措置に要する費用	添 6-1
添 6.2	資金調達計画	添 6-1

添 6.1 廃止措置に要する費用

解体廃棄物量から想定される廃止措置に要する総見積額は、約 23 億円である。

また、第 2 段階で設置する第 4 倉庫及び第 5 倉庫の設置に係る見積額は約 5 億円である。

添 6.2 資金調達計画

全額自己資金により賄う。

添付書類 7

廃止措置の実施体制に関する説明書 添 7-1

HTR施設の廃止措置の実施体制については、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を審議するための委員会の設置及び審議事項を規定する。また、廃止措置の実施に当たりその監督を行う者の任命に関する事項及びその職務を明確にし、その者に各職位の業務を総括的に監督させることとする。これらの体制を確立することにより、廃止措置に関する保安管理業務を円滑かつ適切に実施する。

また、廃止措置を適切に実施するために、保安規定に基づき必要な情報を保持するとともに、廃止措置を行うために必要な教育及び訓練により技術者を確保し、各種資格取得の奨励により、知識及び技術の維持向上を図る。

添付書類 8

廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	添 8-1
8.1 概要	添 8-1
8.2 品質マネジメントシステム	添 8-1
8.3 経営責任者等の責任	添 8-2
8.4 個別業務に関する計画、実施、評価及び改善	添 8-2
8.5 廃止措置に係る業務	添 8-4

8.1 概要

廃止措置期間中におけるHTR施設等の安全を達成・維持・向上させるため、原子炉設置許可申請書本文第9号の「試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に基づき、廃止措置に係る品質マネジメントシステムを確立し、保安規定に品質マネジメントシステム計画を定める。

この品質マネジメントシステム計画では、事業所の長を経営責任者とした品質マネジメントシステムを定め、廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを保安規定及びHTR品質マニュアル並びにそれらに基づく下部規定類により明確にし、これらを効率的に運用することにより、廃止措置期間中におけるHTR施設等の安全の達成、維持及び向上を図る。

廃止措置に係る工事、性能維持施設の施設管理等、HTR施設等の廃止措置に係る業務は、品質マネジメントシステム計画のもとで実施する。

8.2 品質マネジメントシステム

- (1) HTR施設等に係わる保安管理及び品質保証に関する組織（以下、「保安管理組織」という。）は、品質マネジメントシステム計画に従って、品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行う。
- (2) 保安管理組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを明確にするとともに、そのプロセスを組織に適用することを決定し、次に掲げる業務を行う。
 - a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスの運用により達成される結果を明確にする。
 - b) プロセスの順序及び相互の関係を明確にする。
 - c) プロセスの運用及び管理の実効性の確保に必要な組織の保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに当該指標に係る判定基準を明確に定める。この保安活動指標には、原子力規制検査等に関する規則第5条に規定する安全実績指標（特定核燃料物質の防護に関する領域に係るものを除く。）を含める。
 - d) プロセスの運用並びに監視及び測定（以下「監視測定」という。）に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。
 - e) プロセスの運用状況を監視測定し、分析する。ただし、監視測定することが困難である場合は、この限りでない。
 - f) プロセスについて、意図した結果を得、及び実効性を維持するための措置（プロセスの変更を含む。）を講ずる。

- g) プロセス及び組織の体制を品質マネジメントシステムと整合的なものとする。
- h) 原子力安全とそれ以外の事項において意思決定の際に対立が生じた場合には、原子力安全が確保されるようにする。これには、セキュリティ対策が原子力安全に与える潜在的な影響と、原子力安全に係る対策がセキュリティに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。

- (3) 保安管理組織は、健全な安全文化を育成し、及び維持する。
- (4) 保安管理組織は、機器等又は個別業務に係る要求事項(関係法令を含む。以下「個別業務等要求事項」という。)への適合に影響を及ぼすプロセスを外部委託することとしたときは、当該プロセスが管理されているようにする。
- (5) 保安管理組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

8.3 経営責任者等の責任

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

- (1) 品質方針を定める。
- (2) 品質目標が定められているようにする。
- (3) 要員が、健全な安全文化を育成し、及び維持することに貢献できるようにする。
- (4) マネジメントレビューを実施する。
- (5) 資源が利用できる体制を確保する。
- (6) 関係法令を遵守することその他原子力安全を確保することの重要性を要員に周知する。
- (7) 保安活動に関する担当業務を理解し、遂行する責任を有することを要員に認識させる。
- (8) すべての階層で行われる決定が、原子力安全の確保について、その優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

8.4 個別業務に関する計画、実施、評価及び改善

8.4.1 個別業務に必要なプロセスの計画

- (1) 保安管理組織は、個別業務に必要なプロセスについて、計画を策定するとともに、そのプロセスを確立する。
- (2) 保安管理組織は、(1)の計画(計画を変更する場合を含む。)と当該個別業務以外のプロセスに係る個別業務等要求事項との整合性を確保する。
- (3) 保安管理組織は、プロセス及び組織の変更(累積的な影響が生じうるプ

プロセス及び組織の軽微な変更を含む。)を含む個別業務に関する計画(以下「個別業務計画」という。)の策定又は変更を行うに当たり、次に掲げる事項を明確にする。

- a) 個別業務計画の策定又は変更の目的及び当該計画の策定又は変更により起こり得る結果(当該変更による原子力の安全への影響の程度の分析及び評価並びに当該分析及び評価の結果に基づき講じた措置を含む。)
 - b) 機器等又は個別業務に係る品質目標及び個別業務等要求事項
 - c) 機器等又は個別業務に固有のプロセス、品質マネジメント文書及び資源
 - d) 使用前事業者検査等、検証、妥当性確認及び監視測定並びにこれらの個別業務等要求事項への適合性を判定するための基準(以下「合否判定基準」という。)
 - e) 個別業務に必要なプロセス及び当該プロセスを実施した結果が個別業務等要求事項に適合することを実証するために必要な記録
- (4) 保安管理組織は、策定した個別業務計画を、その個別業務の作業方法に適したものとする。

8.4.2 個別業務の実施

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

- (1) 以下の事項を含むHTR施設等の保安のために必要な情報が利用できる体制にある。
 - a) 保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性
 - b) 当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果
- (2) 手順書等が必要な時に利用できる体制にある。
- (3) 当該個別業務に見合う設備を使用している。
- (4) 監視測定のための設備が利用できる体制にあり、かつ、当該設備を使用している。
- (5) 監視測定を実施している。
- (6) 本品質マネジメントシステム計画に基づき、プロセスの次の段階に進むことの承認を行っている。

8.4.3 評価及び改善

8.4.3.1 監視測定、分析、評価及び改善

保安管理組織は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。

このプロセスには、取り組むべき改善に係る部門の管理者等の要員を含め、組織が当該改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含める。

8.4.3.2 不適合の管理

- (1) 保安管理組織は、個別業務等要求事項に適合しない機器等が使用され、又は個別業務が実施されることがないように、当該機器等又は個別業務を特定し、これを管理する。
- (2) 保安管理組織は、次に掲げる方法のいずれかにより、不適合を処理する。
 - a) 発見された不適合を除去するための措置を講ずる。
 - b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力安全に及ぼす影響について評価し、機器等の使用又は個別業務の実施についての承認を行う(以下「特別採用」という。)
 - c) 機器等の使用又は個別業務の実施ができないようにするための措置を講ずる。
 - d) 機器等の使用又は個別業務の実施後に発見した不適合については、その不適合による影響又は起こり得る影響に応じて適切な措置を講ずる。
- (3) 保安管理組織は、(2) a) の措置を講じた場合においては、個別業務等要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

8.4.3.3 改善

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

8.5 廃止措置に係る業務

廃止措置期間中における品質保証活動は、廃止措置の安全の重要性に応じた管理を実施する。廃止措置に係る工事、性能維持施設の施設管理等、HTR施設等の廃止措置に係る業務は、品質マネジメントシステム計画のもとで実施する。

付録 1

- 図-1 第4倉庫および第5倉庫 配置図
- 図-2 第4倉庫および第5倉庫 建屋平面図
- 図-3 第4倉庫 ボーリング位置図およびボーリング柱状図
- 図-4 第4倉庫 建屋断面図および立面図
- 図-5 第4倉庫 伏図(1)
- 図-6 第4倉庫 伏図(2)
- 図-7 第4倉庫 軸組図
- 図-8 第4倉庫 部分詳細図
- 図-9 第4倉庫 部材リスト(1)
- 図-10 第4倉庫 部材リスト(2)
- 図-11 第4倉庫 鉄骨架構図
- 図-12 第5倉庫 ボーリング位置図およびボーリング柱状図
- 図-13 第5倉庫 建屋断面図および立面図
- 図-14 第5倉庫 伏図
- 図-15 第5倉庫 軸組図
- 図-16 第5倉庫 部分詳細図
- 図-17 第5倉庫 部材リスト
- 図-18 第5倉庫 架構配筋図

上記図中の数値は参考値とする。

上記の各図（図-1～図-18）は、セキュリティに関わる情報のため、公開しないこととしております。

付録 2

第4倉庫及び第5倉庫に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」への適合性

第4倉庫及び第5倉庫に係る「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則」に掲げる技術上の基準との適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項	評価の必要性の有無		適合性
	有・無	項・号	
第一条	適用範囲	—	—
第二条	定義	—	—
第三条	特殊な方法による施設	—	—
第四条	試験研究用等原子炉施設の機能	無	—
第五条	機能の確認等	有り	第1項 添付2-1参照
第五条の二	試験研究用等原子炉施設の地盤	無	—
第六条	地震による損傷の防止	無	添付2-2参照
第六条の二	津波による損傷の防止	無	—
第六条の三	外部からの衝撃による損傷の防止	無	—
第六条の四	試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	無	—
第七条	材料、構造等	無	—
第八条	遮蔽等	有り	第1項 第2項第一号 第2項第二号 添付2-3参照
第九条	換気設備	無	—
第十条	逆止め弁	無	—
第十一条	放射性物質による汚染の防止	無	—
第十二条	試験研究用原子炉に係る試験研究用等原子炉施設	—	—
第十三条	安全設備	無	—
第十三条の二	溢水による損傷の防止	無	—
第十三条の三	安全避難通路等	無	—
第十四条	炉心等	無	—
第十四条の二	熱遮蔽材	無	—
第十五条	核燃料物質取扱設備	無	—
第十六条	核燃料物質貯蔵設備	無	—
第十七条	一次冷却材	無	—
第十八条	一次冷却材の排出	無	—
第十九条	冷却設備等	無	—
第二十条	液位の保持等	無	—
第二十一条	計装	無	—
第二十一条の二	警報装置	無	—
第二十一条の三	通信連絡設備等	無	—
第二十二条	安全保護回路	無	—
第二十三条	反応度制御系統及び原子炉停止系統	無	—
第二十四条	原子炉制御室等	無	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第二十五条	廃棄物処理設備	無	—	—
第二十六条	保管廃棄設備	有り	第1項第一号 第2項	添付2-4参照
第二十七条	放射線管理施設	無	—	—
第二十八条	原子炉格納施設	無	—	—
第二十九条	保安電源設備	無	—	—
第三十条	実験設備等	無	—	—
第三十条の二	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	無	—	—
第三十一条 ～第四十一条	第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—
第四十一条の二 ～第四十一条の八	第四章 ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—
第四十二条 ～第五十一条	第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項	無	—	—

(機能の確認等)

第五条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉容器その他の試験研究用等原子炉の安全を確保する上で必要な設備の機能の確認をするための試験又は検査及びこれらの機能を健全に維持するための保守又は修理ができるものでなければならない。

[適合の説明]

1. 第4倉庫は安全機能を有さないため、本申請の範囲外である。
第5倉庫は遮蔽機能を有しているので、本申請対象であり、第5倉庫で要求している遮蔽機能に必要な遮蔽厚、コンクリート密度が確保されていることを確認する。
施設運用後は、保安規定に基づく施設定期自主検査として、保管容量が確保されていること及び建屋構造に異常がないことについて外観検査で確認する。

(地震による損傷の防止)

第六条

試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないように施設しなければならない。

2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によつて作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。

3 耐震重要施設が試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生じる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

[適合の説明]

1. 第4倉庫及び第5倉庫は耐震Cクラスとして、建築基準法に従い設計する。
2. 両倉庫とも耐震重要施設ではなく適用外である。
3. 両倉庫との耐震重要施設ではなく適用外である。
ただし、設計では泥岩層を支持層とすること、設置位置は川崎市建築基準条例に準じて「がけ付近の建築物として扱う範囲」から離して設置する。

(遮蔽等)

第八条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において当該試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるように施設しなければならない。

2 工場等（原子力船を含む。）内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に掲げるところにより遮蔽設備を施設しなければならない。

- 一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。
- 二 開口部又は配管その他の貫通部がある場合であつて放射線障害を防止するために必要がある場合には、放射線の漏えいを防止するための措置が講じられていること。
- 三 自重、熱応力その他の荷重に耐えるものであること。

[適合の説明]

- 1. 所有権境界において、目安値である空気カーマで一年間あたり $50 \mu\text{Gy}$ 以下となるように第4倉庫及び第5倉庫を設計する。
- 2. 一 管理区域境界において一時間当たり $2.6 \mu\text{Sv}$ 以下、かつ周辺監視区域境界において一年間あたり 1mSv 以下となるように第4倉庫及び第5倉庫を設計する。
- 二 遮蔽機能を有する第5倉庫入口の迷路構造の妥当性は、管理区域境界での基準線量率を満足することを評価する。誘発目地に伴う躯体厚欠損については、遮蔽要求厚を確保する施工とすることで対応する。南側壁の開口部からの漏えい放射線については、その影響を評価して所有権境界において直接線・スカイシャイン線線量率は目安値である空気カーマで一年間あたり $50 \mu\text{Gy}$ 以下となることを確認する。
- 三 本申請の範囲外である。

(保管廃棄設備)

第二十六条 放射性廃棄物を保管廃棄する設備は、次に掲げるところにより施設しなければならない。

- 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を保管廃棄する容量を有すること。
 - 二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。
 - 三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の要因により著しく腐食するおそれがないこと。
- 2 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。
- 3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置されている施設について準用する。

[適合の説明]

1. 一 第3段階までに発生する放射性固体廃棄物を保管する容量（第4倉庫：200Lドラム缶換算1200本、第5倉庫：200Lドラム缶換算600本）に対し、第4倉庫では200Lドラム缶換算で最大1548本、第5倉庫では200Lドラム缶換算で最大792本まで保管可能な設計とする。
- 二 本設備で扱う放射性廃棄物は固体であり、保安規定に基づき、適切な容器に収納して汚染拡大の防止措置を講じるため、本申請の範囲外である。
- 三 以下の理由から本申請の範囲外である。
 - 放射性固体廃棄物の想定される放射エネルギーから、崩壊熱による廃棄物の温度上昇のおそれはない。
 - 保管中の放射性固体廃棄物は、これまでに容器の著しい腐食の発生はないことから、これまで発生した容器には化学薬品は入っていないと判断している。また、今後実施する解体3では化学薬品を用いる計画はない。従って、化学薬品等による著しい腐食はない。
2. 保安規定に基づき、適切な容器に封入して放射性廃棄物の汚染の拡大を防止している。仮に容器の破損が発生し汚染が発生した場

合でも、汚染が浸透せず汚染の除去が容易であるよう床及び壁の一部に塗装を施す。

3. 本申請の範囲外である。