

立教大学研究用原子炉に係る廃止措置実施方針の変更について

2021年7月1日

学校法人 立教学院

理事長 戸井田和彦

学校法人立教学院立教大学原子力研究所の立教大学研究用原子炉に係る廃止措置実施方針を別紙のとおり変更しましたので、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第四十三条の三に基づき、これを公表します。

廃止措置実施方針

1. 氏名又は名称及び住所

名 称 学校法人 立教学院
住 所 東京都豊島区西池袋三丁目3 4 番1 号

2. 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称 立教大学原子力研究所
所 在 地 神奈川県横須賀市長坂二丁目5 番1 号

3. 原子炉の名称

立教大学研究用原子炉

4. 廃止措置の対象となることが見込まれる原子炉施設及びその敷地

立教大学研究用原子炉は、濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速水冷固体均質型（TRIGA－II型）で、最大熱出力 100 kW の低出力試験研究用原子炉であった。1961 年 12 月 8 日に初臨界に達し、以後、40 年にわたり、研究及び教育に供するため運転を続けた。そして、所期の目的を達成したことから、2001 年 12 月 15 日をもって運転を停止した。

廃止措置の対象となる施設は、学校法人立教学院が「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）に基づいて原子炉設置の許可（昭和 32 年 6 月 29 日付けで設置の許可、その後昭和 52 年 9 月 6 日付け及び平成 14 年 7 月 30 日付けで変更の許可）を受けた次の 8 系統施設である。

- ① 原子炉本体
- ② 核燃料物質の取扱施設・貯蔵施設
- ③ 原子炉冷却系統施設
- ④ 計測制御系統
- ⑤ 放射性廃棄物の廃棄施設
- ⑥ 放射線管理施設
- ⑦ 原子炉格納施設（原子炉室）
- ⑧ その他の施設（非常用電源）

「敷地及び廃止措置開始前の施設の配置」を図 1 に、また、「原子炉の概要」を図 2 に示す。

なお、「5. 解体の対象となる施設及びその解体の方法」で記述するように②、③、④、⑤及び⑧は、その機能を停止し一部又は全部の撤去が終わっている。

5. 解体の対象となる施設及びその解体の方法

解体の対象となる施設は、廃止措置の対象とする原子炉施設の全てである。

原子炉の運転停止後、平成 14 年 8 月 30 日に原子炉等規制法の規定に基づき「原子炉施設の解体届」を国に提出して廃止措置に着手した。その後、原子炉等規制法の改正による廃止措置制度の整備に伴い平成 18 年 5 月 30 日に廃止措置計画認可申請を行い、平成 19 年 6 月 1 日に認可された。さらに、機能の維持が不要でなくなった施設の解体撤去を行うため、「廃止措置計画」を変更して（平成 24 年 5 月 1 日、平成 27 年 7 月 1 日及び令和 3 年 6 月 25 日変更認可）、廃止措置を進めている。

(1) 廃止措置の基本方針

原子炉本体を構成する原子炉タンクと放射線遮蔽体コンクリートの解体撤去は、放射性廃棄物処分事業開始の見通しが立ち、解体工法、放射能汚染の測定方法等が確立した段階で廃止措置計画の変更の認可手続きを行い実施する。それまでは、解体撤去時に使用する各施設・設備の機能維持を行い、立教大学原子力研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき廃止措置中の原子炉施設を適切に管理する。一方、機能を維持する必要がない設備、機器については機能停止ないし解体撤去を行い、放射性物質としての管理が必要な撤去物の保管管理を行う。

解体撤去工事における安全確保対策としては、放射性物質による汚染拡大防止及び被ばく低減化を図るとともに、事故防止対策として予め事故の誘因となる人為事象及び自然事象に留意して労働災害に対する防止対策及び作業計画を立案し、事故発生時には事故拡大防止等の応急措置を講じて早期復旧に努めることとする。解体撤去は、事前に作業区域の放射線量及び解体対象設備の放射能汚染量を確認して工事に着手する。

(2) 廃止措置の概要

廃止措置は、次の三段階に分けて計画し、現在は第二段階の途中まで進んでいる。

第一段階：原子炉の運転機能の停止から燃料棒搬出までの段階

原子炉の運転に必要な機能の永久停止措置を行った後、燃料棒の搬出を行った。

第二段階：燃料棒搬出後から解体撤去までの段階

機能を維持する必要のなくなった設備、機器の機能停止及び一部解体撤去を行った。

現在は、必要な設備の機能の維持及び放射性物質の保管管理を行っている。

第三段階：解体撤去の段階

放射性廃棄物の処分事業開始の見通しが得られた後、解体方法等の詳細を確定させ、原子炉本体をはじめ全ての設備、機器の解体撤去を行い、放射性固体廃棄物を処分場に搬出し、原子炉等規制法に定められた廃止措置終了の確認を受けて廃止措置を完了する。

6. 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

使用済燃料の譲渡しは、立教大学原子力研究所から米国エネルギー省（USDOE）と立教大学との契約-CONTRACT NO.DE-SC07-01ID14199（2001 年 5 月 8 日）」に基づいて USDOE に引き渡すことで行い、2003 年に USDOE の受け入れ施設である INEEL（Idaho National Engineering & Environmental Laboratory）に向けて搬出し、同年米国に到着した。

7. 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)

7.1 汚染状況の概要

原子炉施設における核燃料物質による汚染には、中性子線による放射化と放射性液体・気体の接触による二次汚染（以下、総称して「放射能汚染」という。）がある。

放射化された物は炉内構造物と一部の放射線遮蔽体コンクリート等であり、二次汚染の可能性のある物は主として原子炉冷却システムの一次冷却系と気体廃棄物の廃棄施設の換気系である。残存する放射性物質の評価結果は、次のとおりである。その評価時期は原子炉運転停止から 20 年後の 2021 年とした。なお、現時点で人が点検等のために立入る場所における表面の汚染は法令で定められた表面密度限度以下である。

(1) 放射化された物の濃度及び量の評価

評価対象は原子炉本体であり、放射化放射性物質の推定放射能は、2021 年において、約 9.3×10^8 Bq と評価される。主要放射性核種は Fe-55 と Co-60 である。

(2) 二次汚染

原子炉冷却システムの一次冷却系には炉心を通過した水が流れ、気体廃棄物の廃棄施設の換気系には放射性汚染の原因となりうる塵あいを排気していたことから、僅かではあるが、汚染の可能性はある。これらについては、解体撤去段階（第三段階）で改めて汚染の状況を実測等によって確認し評価する。

7.2 残存する放射性物質等の評価

原子炉施設内には中性子線により放射化された物質及び放射性物質により汚染されている可能性のある物質が残存している。

立教大学研究用原子炉の炉心は直径、高さともに 35.6 cm の正円筒形をしている。物質を放射化する中性子線は炉心で発生していたので、放射化されている物質は炉心構造物及び炉心から中性子線を導いて実験に供していた実験装置の周辺の原子炉構造物のみである。冷却系と排気系設備は炉心から離れており放射化されていないが、放射化された物質が通過していたので、二次的な放射性汚染の可能性はある。

(1) 放射化物質の放射エネルギー、種類及び分布の評価

廃止措置計画に必要な放射化物質の放射エネルギー、種類及び分布の評価は、原子炉構造物のミルシートや 40 年間の原子炉運転記録などを用いて計算により求めた値¹⁾を暫定的に使用した。将来、解体撤去の方法が確立した段階で放射能強度と分布を実測により再評価し、廃止措置計画の変更認可を受ける。

(a) 評価方法

① 評価対象核種

Co-60 等、「表 2 放射性物質の評価対象核種」に示す 14 核種を選定した。

② 中性子束分布の評価

中性子束分は二次元の輸送方程式計算コード「DOT3.5」、群定数「ANISN-JR」を用いて計算した。

③ 放射化量の評価

放射化放射性物質濃度は、中性子照射量を原子炉の運転記録からまた元素濃度は材質の成分値を用い、燃焼計算コード「ORIGEN-MD」から計算した。

(b) 放射化放射性物質の濃度及び量の評価

表3に「機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量」を示す。2021年において存在する放射化放射性物質量は、約 9.3×10^8 Bqと評価される。

(2) 二次汚染

(a) 一次冷却系

原子炉運転中に一次冷却水中で観測されていた放射化生成物は Na-24 であったが、この核種の半減期は 15 時間であるので、冷却機器や配管内部に付着していたとしても、原子炉運転を停止してから現在までに減衰して消滅したと考えられる。一次冷却水の放射能濃度と冷却水を満たした原子炉タンク内壁の汚染状況を測定した結果、それぞれ最大で 1.24 Bq/cm^3 (Co-60)、 1.3 Bq/cm^2 であった。原子炉稼働中にアルミ材質の照射管から摩擦等により微量のアルミ粒子が飛散して一次冷却水に混入したために放射化されたと推定される。この量は Co-60 の排水中濃度限度値より十分に低い値であり、一次冷却水による冷却系の二次汚染の程度は小さいと考えられるが、解体撤去時には外部線量率測定等により一次冷却系設備の汚染の程度を調査し、汚染量の確認後工事を行う。

2012 年度には、原子炉タンク内に機能停止した状態で保管していた炉心構造物及び原子炉構造物（原子炉タンク、サーマルコラム等の遮蔽コンクリート内に埋め込まれている実験設備を除く）を撤去した。撤去後、原子炉タンク内面を濡れウエスを用いて除染した。その結果、タンク内面の放射能の表面密度は 0.4 Bq/cm^2 以下となった。

(b) 排気系

原子炉運転中、観測された放射性気体は Ar-41 のみであった。この Ar-41 の半減期は 1.8 時間であり、アルゴンは希ガスであることから排気機器中に付着することはないので、排気系の汚染はないと考えられる。しかし、解体撤去時には、工事前に表面汚染密度の測定を行ない、汚染量の確認後に工事を行う。

7.3 核燃料物質による汚染の除去

核燃料物質による汚染の除去は、放射能レベルが低いことから化学的方法等による除染は不要であり、解体撤去することにより実施する。

第二段階において、次の措置を実施した。

- ・廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった液体廃棄物の廃棄施設の設備、機器及びそれらを収容する建屋の解体撤去
- ・放射性固体廃棄物を原子炉棟内管理区域に移動させた後の第一放射性固体廃棄物保管施設及び第二放射性固体廃棄物保管施設の使用の停止及び第二放射性固体廃棄物保管施設の解体撤去

解体撤去に伴い発生した解体物のうち放射性汚染の恐れのある物は原子炉棟内管理区域内に集中して保管管理している。

放射線遮蔽体、炉心タンク等より構成される原子炉本体、その他一次冷却系の床埋設配管

等については、第三段階において解体撤去する。ただし、二次汚染の場合は管理区域内での使用履歴、使用時の濃度を考慮し、汚染範囲の明らかな物に対しては拭き取り又は洗浄により汚染の除去を行う。その上で、放射能濃度についての確認等を受けた物、又は汚染がない物は、事業所内で再利用するかあるいは産業廃棄物として処分する。除染及び解体撤去により発生する放射能汚染物は、容器に収納等の措置を行い事業所外廃棄施設に搬出する。

参考文献

- 1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会（現財団法人原子力研究バックエンド推進センター）平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書（その 2）核燃料施設等解体技術総合調査第 3 章 pp.485～578 平成 12 年 12 月

8. 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

核燃料物質によって汚染された放射性気体・液体・固体廃棄物の廃棄の方法並びに想定される放射性固体廃棄物の発生量は、以下のとおりである。

8.1 放射性気体廃棄物の廃棄

原子炉の運転機能の永久停止措置から燃料棒搬出までの段階で発生した放射性気体廃棄物は全て処分済みである。現在では、気体状核分裂生成物が発生することはない。解体撤去（第三段階）開始までの放射性気体廃棄物は、炉室の換気に伴って放出する天然の放射性核種ラドン・トロンが主たるものである。

解体撤去段階においては、原子炉本体の解体に伴い、放射化された金属及びコンクリートの切断等において、放射性粉塵の発生が考えられる。解体作業においては、汚染拡大防止措置として、必要に応じて汚染防止囲いや局所排風機等を設置し、既存の廃棄施設を使用する。これらの気体廃棄物の排気に当たっては、塵あいモニタ等により放射性物質の濃度測定を行い、周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度が法令で定められている濃度限度以下であることを監視しながら排気筒から放出する。

8.2 放射性液体廃棄物の廃棄

燃料棒が搬出された後、一次冷却水及び付属プール水を放出したため、放射性液体廃棄物は処分済みである。具体的には、点検等のために発生し貯留槽等に残留していた放射性排水並びに原子炉タンク及びタンク内に保管していた炉内構造物及び原子炉構造物の洗浄により発生した排水が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放出した。その後、液体廃棄物の廃棄設備の機能停止を実施した。

放射性液体廃棄物の事業所外への今後の放出は計画していない。

8.3 放射性固体廃棄物の廃棄

第二段階の解体撤去工事で発生した放射性固体廃棄物は、原子炉棟の炉室、一次冷却系ピ

ット及び付属プールにおいてドラム缶等に収納して保管、管理している。これまでの廃止措置で発生し保管している解体物は、照射装置等の炉内構造物、原子炉冷却系統施設の一次冷却系設備、計測制御系統設備、液体廃棄物の廃棄設備、放射線管理施設のうち塵あいモニタを除く放射線管理施設用各種モニタ（管理区域外に設置したものを除く。）等である。

解体撤去段階（第三段階）で発生する放射性固体廃棄物は、原子炉本体及び各施設・設備等の解体によって主に発生する金属（原子炉タンク等）、コンクリート（放射線遮蔽体等）、黒鉛（熱中性子柱）、解体付随物並びに放射性気体廃棄物の廃棄施設で使用済みとなったフィルターである。

解体した施設・設備及び解体付随物は、放射能レベルに応じて区分し、放射性物質として扱う必要のある物は放射性固体廃棄物として事業所外廃棄施設へ搬出する。また、放射能濃度についての確認等を受け放射性物質として扱う必要のない物及び放射性物質による汚染がない廃棄物に区分されるものは、事業所内で再利用するか又は産業廃棄物として処分する。放射性固体廃棄物は事業所外廃棄施設へ搬出するまでの間、事業所内管理区域において汚染の拡大の防止及び放射線による被ばくの低減の措置を講じて安全に保管する。

現在、放射性固体廃棄物は、次のように区分して保管管理している。

- ① 原子炉の運転中に発生した廃棄物（運転中廃棄物）
- ② 設備の解体・撤去により発生した廃棄物（解体廃棄物）
- ③ 解体・撤去工事に付随して発生した廃棄物（解体付随廃棄物）

これらの保管場所と数量（200 Lドラム缶換算）及び保管場所の保管容量は、現時点で、それぞれ表4及び表5のとおりである。

8.4 廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の推定量

「7.2 残存する放射性物質等の評価（1）放射化物質の放射能量、種類及び分布の評価」で得られた結果を基に、廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の発生量を推定した。

放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の推定量を、原子炉停止から20年後について表6に示す。

放射能レベルの比較的高いものの発生はなく、放射能レベルの比較的低いものとしては制御棒、反射体カバー、グラフィイト及び重コンクリート等がある。放射能レベルの極めて低いものとしては放射線遮蔽体コンクリート、照射装置等があり、放射性物質として扱う必要のないものとしては炉室建屋コンクリート等がある。

表6から原子炉停止20年後の放射性固体廃棄物の推定量は、放射性固体廃棄物が約55トンで大部分がコンクリートであり、放射性物質として扱う必要のないものは約132トンである。

9. 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

9.1 廃止措置期間中の放射線管理

廃止措置期間のうち、維持管理の段階では、保安規定に基づき日常の管理を行う。解体撤去段階において工事（廃止措置の進捗によりその機能を維持する必要がなくなった設備、機

器を廃止措置計画に基づき解体撤去する工事を含む)を実施するときは、作業環境における放射線監視及び被ばく管理、放射性廃棄物の管理、管理区域の出入及び物品の管理、汚染検査並びに周辺環境の放射線監視を行う。管理には既存の気体廃棄物の廃棄設備及びモニタリング設備が使用可能であり、その他は必要に応じて汚染拡大防止または遮へい機能をもった機器等を使用する。

工事実施時の作業環境の放射線管理の方法を以下に述べる。

(1) 作業環境の放射線監視及び被ばく管理

(a) 作業環境の放射線監視

① 線量率

廃止措置作業の進捗に伴い、放射能汚染のある設備、機器を撤去し、撤去物をドラム缶等の容器へ収納したため、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成している。そこで、エリアモニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施している。

解体に伴って、遮へい状況の変化、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は、そのつど線量率を測定し、安全確保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、機器類の放射性物質の表面密度は、定期的なスミヤ法等により測定し、異常のないことを確認する。また汚染の低減対策として、事前の除染作業を確実に行うこととする。

③ 空気汚染

管理区域内の空气中放射性物質の濃度は、塵あいモニタにより作業中は連続して監視する。放射線遮蔽体コンクリート、放射化された金属類の切断など、空気汚染の発生する恐れのある作業を行うときには、必要に応じ、汚染拡大防止囲い、局所排風機等を設置するとともに、可搬式ダストサンプラを用いて作業環境中の空气中放射性物質の濃度を監視する。

低減対策として、切断を出来る限り少なし、かつ、放射化の分布を考慮して切断する措置を講じる。

(b) 被ばく管理

作業を実施するにあたっては、事前に詳細な作業分析を行い、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低減を図る。

解体工事中の個人の外部被ばく線量は、個人用の放射線測定器で測定する。内部被ばくに関しては、必要に応じて作業環境の空气中放射性物質の濃度測定値から計算により評価する。また、作業開始前に計画線量を設定し、適宜、集積線量と比較して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) 放射線業務従事者の出入り及び物品の持込み・持出し管理

(a) 出入り管理

放射線業務は、保安規定に定める所要の教育を受け原子力研究所が認定した放射線業務

従事者に行わせるものとし、作業開始前に作業内容についての指示及び教育訓練を行い、管理区域内遵守事項を徹底させ、作業の安全を図る。

管理区域に立入るときは、個人線量計及び防護衣等の作業上必要な防護具を着用させる。また管理区域から退出するときは、ハンド・フット・クロズモニタ等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、汚染除去等必要な措置を行う。

(b) 物品の持込み・持出し管理

解体工事に当たっては、管理区域への持込み物品の制限を行う。また管理区域から物品を持出すときは、放射性物質の表面密度を測定して記録し、保安規定に定める基準を超えた物品を持出さないように管理する。

(3) 管理区域内における特別措置等

(a) 管理区域内における特別措置

解体工事の進捗に伴い、既存の管理区域内における外部線量率、空気中の放射性物質濃度、表面密度が保安規定に定める値を超えるか、または超える恐れがある場合は、管理区域内における特別措置として、柵等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する等の措置を講ずる。

(b) 管理区域内における特別措置の解除

(a)で設定された管理区域の線量等が、管理区域に係る特別措置を必要とする値以下であることが確認された場合には、解体状況を考慮して特別措置を解除する。

(4) 周辺環境の放射線監視

(a) 平常時における放射線監視

周辺監視区域外の線量が、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（平成27年8月31日原子力規制委員会告示第8号）（以下、「線量限度等を定める告示」という。）に定める値を超えないように、線量を測定・記録し監視する。廃止措置作業の進捗に伴い、線量率の変動が生じないような廃止措置の段階を達成したので、野外モニタによる連続監視に替えて積分型線量計による測定と随時のサーベイメータによる線量率測定を実施している。

放射性物質の放出による環境影響は、定期的な環境試料の採取、測定により監視する。

(b) 異常時における放射線監視

万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、放射線測定器等を用いて敷地周辺の放射線測定、環境試料の採集・測定等を行う。

9.2 廃止措置期間中の平常時における一般公衆の線量の評価

(1) 放出放射性物質に起因する一般公衆の線量の評価

解体方法の詳細が確定していないため、以下の記載は暫定的に評価したものである。詳細な工事方法及び解体撤去の方法が確定した段階で必要に応じて見直すこととする。

(a) 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

放射性気体廃棄物はフィルタでろ過した後、塵あいモニタ（ β γ 線用）により放射性物

質の濃度が法令の定める基準値以下であることを連続監視しながら、排気筒より放出する。廃棄施設は、炉室内の塵あい濃度測定と施設機能の維持のための月1回程度の換気系の運転を行っている。

放射性液体廃棄物は液体廃棄物の廃棄施設により処理処分することとしていた。しかし、廃止措置の進捗に伴い、液体廃棄物を発生させる状況が生じないことが明らかとなった。そこで、2012年度及び2013年度に実施した工事において、液体廃棄物の廃棄施設の機能を停止し、一部を撤去、解体した。機能停止措置に先立って、貯留タンク等に貯留していた液体廃棄物の全てを処理し、処分した。2015年度及び2016年度の工事では液体廃棄物の廃棄施設の全てを解体撤去した。

放射性固体廃棄物は、原子炉運転中に発生したものについては固体廃棄物保管施設で保管管理してきたが、安全管理の観点から炉室等の原子炉棟管理区域において集中管理することとした。そこで、第一及び第二放射性固体廃棄物保管施設で保管管理してきた廃棄物を炉室内に移動し、それらの保管施設を解体撤去した。また、廃止措置に伴い発生した放射性固体廃棄物はドラム缶等に収納し、炉室に保管している。

(b) 放射性粉塵の放出に伴う一般公衆の線量評価

解体作業に伴い、放射化された放射線遮蔽体コンクリートの切断によって空気中に放射性粉塵が飛散する可能性がある。そこで、粉塵が大気中に放出されることによる一般公衆の被ばく線量に与える影響について評価を行った。「7.2 残存する放射性物質等の評価」で記載した計算による「放射化コンクリートの放射性物質量及び濃度」¹⁾は、表7に示すとおりである。被ばく線量に影響を与える放射化コンクリートの範囲は厚さ50cm、高さ150cmの円筒状で量は約6m³、重量で約16トンである。

切断に伴い発生する放射性粉塵の量は、放射化コンクリートの0.1%²⁾とするレポートがあるが、ここでは、条件の不確かさを考えて、粉塵の発生率を10倍の1%として、その全てが被ばく線量に対する寄与の大きいCo-60であると仮定した。この条件において、「表3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量（原子炉停止20年後、主機器別）」から算出すると、解体撤去工事において放出されるCo-60粉塵の推定放出量は約2.8×10⁵Bqになる。この量を、捕捉率99%のフィルターを通し、1日（8時間）排気筒から放出することによる一般公衆の外部及び内部被ばく線量を計算した。粉塵の排気筒から大気への拡散の評価には、「原子力安全委員会安全審査指針集」³⁾に示されている基本拡散式を用いた。この式を以下に示す。

$$x(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right]$$

x : 点 (x, y, z) における濃度 (Bq/m³)

Q : 放出率 (Bq/s)

U : 風速 (m/s)

H : 放出源の有効高さ(m)

σ_y : y方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m)

σ_z : z方向の濃度分布の拡がりのパラメータ(m)

気象条件は立教大学原子力研究所の気象データ⁴⁾を用い、放出率(Q)が9.7Bq/s、放出源の有効高さ(H)を18 m、風速は平均風速(m/s)を2.2 m/sとして、大気安定度 A, B, C, Dについて地表面濃度を求めた。その結果、大気安定度がBで地表面濃度が最大となったので、Bについて外部被ばく及び内部被ばく線量を求めた。

地表面濃度が最大となる地点は、排気筒位置から北北東風下120mの周辺監視区域外であり、1年間の外部被ばく線量は 2.0×10^{-4} μ Sv/yで、周辺監視区域境界上では、これよりさらに低くなる。

また、内部被ばく線量は、事項「(2) 廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量」の内部被ばく実効線量の計算式を用いて計算した。得られた値を年間の内部被ばく線量に直すと 4.3×10^{-7} μ Sv/yとなった。

したがって、外部被ばく、内部被ばく線量ともに一般公衆に影響を与えることはない。

(2) 廃止措置期間中の放射線業務従事者被ばく線量

廃止措置工事の実施においては、「9.1 廃止措置期間中の放射線管理 (1)作業環境の放射線監視及び被ばく管理 (b)被ばく管理」に基づき放射線管理を行う。

(a) 外部被ばく線量評価

放射線業務従事者の外部被ばく線量が最も高くなるのは、解体した炉内構造物を容器に収納する時である。解体撤去時の放射性物質量を全てCo-60とすると約0.89GBqとなり、作業員の被ばく線量は、遠隔操作装置の使用や遮へい体の利用により最大でも200 μ Sv/d程度と推定される。個別作業毎の作業内容、人数、日数等を仮定して評価した作業全体での外部被ばくによる推定集団実効線量は18人・mSv、平均線量率及び作業人工数はそれぞれ3 μ Sv/h、 6×10^3 人・hと推定される。

2012年度及び2013年度の工事における放射線業務従事者の外部被ばく線量の実績は、全線量で2.6人・mSv、個人では平均0.1 mSvであった。また、個人の1日の最大線量は100 μ Svに抑えることができた。これら両年度の工事により外部被ばくの可能性の高い工事はほぼ終了し、今後の作業においてこれらの数字を超えることはないと考えられる。

(b) 内部被ばく線量評価

内部被ばくに影響を与えるものは、金属類及び放射化コンクリートの切断中の粉塵である。金属類については、容積が小さい物は極力切断を伴わない解体作業とすることにより粉塵の発生を少なく出来る。しかし、放射化コンクリートの切断による粉塵の飛散の可能性はあるので、一般公衆の評価と同様に飛散する粉塵中の放射化核種を全てCo-60として内部被ばく線量を計算した。

粉塵中のCo-60の量は 2.8×10^5 Bqで、作業場所である炉室内での平均空気中濃度は 1.1×10^{-4} Bq/cm³となり、Co-60の吸入摂取による実効線量係数及び呼吸率等から内部被ばく線量は 2.7×10^{-5} μ Sv/dと推定される。この値は外部被ばく線量に比べて十分低いものである。計算式を以下に示す。

$$1 \text{ 日の内部被ばく実効線量 } (\mu\text{Sv/d}) = K_{\text{Co}} \cdot \chi \cdot M_a \cdot k$$

K_{Co} : Co-60 の吸入摂取による実効線量係数 ($7.1 \times 10^{-9} \mu\text{Sv/Bq}$)

χ : 炉室内の平均空気中濃度 (Bq/cm^3)

M_a : 呼吸率 ($2.3 \times 10^7 \text{cm}^3/\text{d}$)

k : 皮膚浸透による摂取量の増加係数 (1.5)

ちなみに、現在までの廃止措置においては、内部被ばくは発生していない。

(3) 廃止措置期間中に保管する放射性固体廃棄物に起因する直接線量とスカイシャイン線量の評価

現在、施設内で放射性物質の放射エネルギーの高い物は、炉内構造物であり、放射線遮蔽体コンクリート内にある。原子炉の廃止措置作業として、2012 年度及び 2013 年度には炉内構造物を撤去し、そのうち、放射エネルギーの高い物を付属プール内に保管管理した。2015 年度及び 2016 年度には、第一放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物を炉室内一次冷却系ピットに移動し、第二放射性固体廃棄物保管施設に保管管理中の放射性固体廃棄物をホットセル操作室に新しく設置した保管廃棄施設に移動し、廃液処理装置等の液体廃棄物の廃棄施設を撤去し解体して炉室に搬入し保管している。

(a) 直接線量

付属プール内部に収納した炉内構造物からの寄与線量を低減するために、炉内構造物に鉛ブロック等で遮へいを施し、付属プール外壁面での線量当量率を大きく下げることができた。この結果、コンクリート遮蔽体の最も薄いところで、 $0.5 \sim 1 \mu\text{Sv/h}$ の線量率となった。

(b) スカイシャイン線量

スカイシャイン放射線による線量計算の線源は、原子炉タンク内残存放射化構造物 (A) 及び付属プールに保管した炉内構造物 (B)、それらに加えるに第一放射性固体廃棄物保管施設から一次冷却系ピットに移動、保管している廃棄物 (C) である。液体廃棄物の廃棄施設の解体に伴う廃棄物及び第二放射性固体廃棄物保管施設からホットセル操作室に移動した廃棄物の放射能は、A から C に比べて 2, 3 桁小さいので、それらからの影響は無視できる。原子炉から至近の事業所境界までの距離は約 100 m であり、計算⁵⁾によると線源 A, B 及び C からのスカイシャイン線量はそれぞれ年換算 $0.009 \mu\text{Sv}$, $5.0 \mu\text{Sv}$ 及び $3.3 \mu\text{Sv}$ であり、合計 $8.3 \mu\text{Sv}$ である。この計算では、炉室天井及び側壁の遮蔽効果を含めていない。また一次冷却系ピットに保管する廃棄物線源については、炉室 1 階床面の線量率が $0.5 \mu\text{Sv/h}$ 程度となるよう第一放射性固体廃棄物保管施設から廃棄物容器を一次冷却系ピットに搬入した後、適切な遮蔽を施したので、上記 $8.3 \mu\text{Sv/y}$ を超えることはない。

参考文献

- 1) 財団法人原子力施設デコミッションング研究協会, 平成 12 年度原子炉解体高度化技術開発成果報告書 (その 2) 核燃料施設等解体技術総合調査第 3 章 pp.485~578, 平成 12 年 12 月
- 2) (財) 原子力発電技術機構, 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書 :

軽水炉等改良技術確証試験 p.442 平成 12 年 3 月

- 3) 原子力安全委員会安全審査指針集 第 1 部 指針類 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
- 4) 立教大学原子力研究所, 原子炉利用実績報告 XVII (1983 年度) 標準気象データと放射性気体の地表濃度の計算 pp.45~48
- 5) 改訂 3 版アイソトープ便覧 (財) 日本アイソトープ協会, 放射線遮蔽 pp.415~430

10. 廃止措置中の過失, 機械又は装置の故障, 地震, 火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類, 程度, 影響等

10.1 概要

2003 年に全燃料棒を事業所外へ搬出し, 施設の潜在的危険性は大きく低下している。想定される事故としては, 廃止措置の工事上の過失, 機械若しくは装置の故障又は地震, 火災, その他の災害によるものがある。

(1) 工事中の事故

公衆に影響を与える事故を想定することは困難であるが, 最も可能性のある想定される事故としては, 放射化された放射線遮蔽体コンクリートの切断作業中に工事上の過失により, 換気フィルターの破損と切断装置の故障で飛散防止機能が低下し, 放射性粉塵が周辺環境に放出されることである。

(2) 地震

施設は原子炉施設としての耐震基準で作られており, 地震により破壊, 崩壊することはない, 放射性物質が飛散することはない。

(3) 津波

放射性の廃棄物は全て原子炉棟内の管理区域において容器に収納し, 放射能レベルの比較的高い物は容器収納して付属プール内に保管している。原子炉棟は堅牢な鉄筋コンクリート造りであり, 開口部は気密性のある鋼鉄製の扉で閉め切っている。したがって, 廃棄物を収納した容器が事業所外に流出するおそれはない。原子炉棟は 5 m 超の津波で浸水 (横須賀市津波ハザードマップ) するが, 5 m を超える津波は想定されない (神奈川県津波浸水想定) ことから, 浸水するおそれはない。万一, 原子炉棟に浸水する事態が生じて, 付属プール頂部は原子炉棟床面よりさらに 3.6 m 高いところにあるので, 付属プール内のレベルの比較的高い廃棄物が棟外に流出することはない。

(4) がけ崩れ

横須賀市発行の土砂災害ハザードマップによれば, 原子炉棟 (研究棟を含めて) は土砂災害警戒区域 (急傾斜地の崩壊 (がけ崩れ) により被害を受けるおそれのある区域) に指定されている。原子炉建屋から約 30 m 離れて隣接する急傾斜地は岩盤層であり, 大雨による土砂崩れのおそれはないが, 地震による落石が建屋に影響を与える恐れがあることから, 次の仮定の下に落下する岩塊による衝撃力を評価した。

原子炉建屋付近の斜面の標高の最高: 30 m, 岩塊の大きさ: 球体換算で直径 1 m,

岩塊の密度：2.5，建屋の高さ：10 m，建屋の鉄筋コンクリート壁厚：18 cm，
岩塊の落下途中でのエネルギー吸収：なし

その結果，衝撃力は $1,110 \text{ kg/cm}^2$ と評価された。鉄筋の設計許容応力度（引張り及び圧縮）の $1,600 \text{ kg/cm}^2$ を超えることはなく，衝撃力は建屋壁により吸収され，放射性廃棄物の収納容器に影響を及ぼすことはない。

(5) 火災

原子炉建屋は，鉄筋コンクリート造の耐火構造である。考えられる火災の事故は，解体作業領域内の可燃物等への引火で，もし火災が発生した場合は，早期に感知し消火を行うため既設の火災警報設備及び消火設備を活用する。

(6) 爆発

民間ガス事業者のLPガスボンベ貯蔵設備が公共道路を挟んで隣接している。当該貯蔵設備は，LPガスを充填したボンベを消費者に配送するまで貯蔵する事業所であり，周辺施設への影響を及ぼさないよう「施設距離」として第1種保安物件に対して 22.5 m，第2種保安物件（立教大学原子力研究所はこれに該当）に対して 15.0 m 以上を確保することを定めた高圧ガス保安法の基準を満たしている。炉室は当該施設からの距離が約 200 m であり，高圧ガス保安法に照らして十分離れた位置にある。また，当該貯蔵設備は，屋外開放の施設であり，万一ガスが漏れたとしても，漏れたガスが充満することはない。

以上のことから，隣接事業所におけるLPガスの爆発，爆発火災による原子炉施設の損傷を想定する必要はない。

10.2 事故時における一般公衆の線量評価

以上の考察から，公衆が被ばくを受ける可能性のある最も影響の大きい事故としては，解体工事中，放射線遮蔽体コンクリート解体中の放射性粉塵の環境放出が想定される。この場合に公衆の受ける被ばく線量評価は次のとおりである。

(1) 想定事故

放射化されている放射線遮蔽体コンクリートを切断中に粉塵回収装置が故障し放射性粉塵が炉室内に飛散したとする。この場合，放射化コンクリートの放射性物質量は，「表3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量(原子炉停止 20 年後，主機器別)」から $2.8 \times 10^7 \text{ Bq}$ であるが，そのうちの 10% が飛散したとし，換気が正常に働いていたとすると，炉室内の空気中粉塵の濃度は $3 \times 10^{-4} \text{ Bq/cm}^3$ となる。この濃度は Co-60 の告示の値より低い，この粉塵が炉室内に飛散している時，換気系のフィルターが破損し，外部に放出されたものと仮定する。

(2) 拡散計算と一般公衆の被ばく評価

上記の事故における大気拡散濃度を「原子力安全委員会安全審査指針集」¹⁾の 基本拡散式により計算した。ただし，この式において濃度が最大となるのは風速が 0 m/s の時であり，濃度が無限大となるので，無風状態の拡散を基本拡散式を用いて求めることはできない。そこで，濃度が最大となる風速として，同指針集が便宜上採用している「静穏時」の取扱いに

従って、風速が 0.5 m/s の時の拡散計算を行った。また放出時間を 5 時間とした。

放射性粉塵が 5 時間地上に蓄積された場合の地上からの外部被ばく線量は、敷地境界で $8.3 \times 10^{-6} \mu\text{Sv}/5\text{h}$ と算出され、自然放射能による被ばく線量より低い。

1 m の高さの大気中の粉塵濃度の最大値は $3.5 \times 10^{-7} \text{Bq}/\text{cm}^3$ であり、線量限度等を定める告示別表第 1 第 2 欄 Co-60 の実効線量係数から、内部被ばく線量は $1.8 \times 10^{-8} \mu\text{Sv}/5\text{h}$ となる。

以上のことから、想定される事故時においても一般公衆に対して外部被ばく及び内部被ばく線量とも影響を与えることはない。

参考文献

- 1) 原子力安全委員会安全審査指針集 第 2 部 専門部会報告書等 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

1 1. 廃止措置期間中に機能を維持すべき原子力施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間

廃止措置期間中においても、その安全性を確保するため、原子炉施設外への放射性物質の放出抑制、放射線業務従事者の放射線被ばくの低減に必要な設備等の機能を維持すべき施設・設備については、保安規定に基づき維持管理する。廃止措置期間中に「機能を維持すべき原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間」を表 8 に示す。施設区分ごとの維持管理は、以下のように実施する。

(1) 原子炉本体

原子炉本体は、前述のように放射化された炉内構造物を内包している。2012/2013 年度に実施した廃止措置作業において、炉内構造物は、放射線遮蔽体に埋め込まれたものを除いて撤去し、付属プールに設置した鋼製容器に収納し、外部廃棄事業体に搬出するまでの一時的な保管を行っている。放射線業務従事者及び公衆の被ばく低減を図る必要から、遮蔽性能を定期的な線量測定で確認しており、放射性固体廃棄物の一時的保管のための十分な容量を確保している。今後も必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。なお、現時点で、放射線遮蔽体側面の線量率は付属プール周りを除いて自然放射線レベルに下がっており、付属プール外壁面では最大 $0.81 \mu\text{Sv}/\text{h}$ が測定されている。

(2) 放射性廃棄物の廃棄施設

原子炉室内には放射性物質が存在していることから、気体廃棄物の原子炉施設外への放出管理、放射線業務従事者等の被ばく管理や汚染拡大防止が必要である。このため、十分な排気量を持ち、フィルターを通して、法令限度以下の濃度で放射性じんあいを排出することのできる気体廃棄物の廃棄施設を維持している。今後も、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。

(3) 放射線管理施設

放射線管理施設は、施設管理のために管理区域内に立ち入る放射線業務従事者の被ばく管理及び原子炉施設外への放射性物質の放出管理を行う必要がある。このため、十分な感度

で放射線の測定ができ、必要な警報・記録のできる設備を維持している。今後も、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。

(4) 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、廃止措置に伴って発生した放射性の固体廃棄物及び運転中に発生した放射性固体廃棄物を一時的に保管する場所として使用し、また、上記(1)に示したように放射性物質を内包する原子炉本体が原子炉格納施設内に残存している。そのため、換気中に原子炉室内の負圧を維持する性能を維持し、放射性固体廃棄物を一時的に保管するために十分な容量を確保している。今後も、必要な期間、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。

(5) その他の安全対策

(a) 放射線管理

管理区域に立入る放射線業務従事者に対し線量評価を行い、実効線量が保安規定で定めた値を超えるおそれのある時は、業務に従事する時間を制限する。

(b) 放出される放射性物質のモニタリング

解体撤去開始までに炉室内において工事を行う必要が生じた時は、工事作業中、換気系を作動し、作業環境の放射性粉塵濃度を塵あいモニタで連続測定しながら監視をする。

(c) ドラム缶の管理

解体物収納ドラム缶等は、事業所外廃棄施設に搬出するまでの期間について、腐食による内容物の漏えい、地震による転倒が生じないように、適切に点検を行って安全を確認する。

(d) 施設への出入管理

施設敷地の出入り口は、正門の1箇所のみであり、人の出入りは所員及び24時間勤務の警備員が監視する。また施設敷地内を定期的に巡視し異常がないことを確認する。

(e) 火災防護設備

火災が発生した場合に備え、火災警報設備及び消火設備を設置している。定期的な点検を行い、設備を維持する。

12. 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

廃止措置に要する費用は、施設・設備の解体撤去費及び放射性固体廃棄物の処分費に大別される。現時点では不確定要素が多く費用の見積りは困難であるが、概算した結果は次のとおりである。

(1) 解体撤去費

原子炉本体の放射線遮蔽体コンクリート他の解体対象とする全ての設備・機器及び建屋の解体撤去に要する費用、これらの工事に要する期間を約2年とした解体工法の検討・工事計画の策定・工事管理・工事進捗管理等のエンジニアリング費用も含めて、概算見積額は約6億円である。

(2) 放射性固体廃棄物の処分費

「8.4 廃止措置に伴う放射性固体廃棄物の推定量」に基づいて、事業所外廃棄施設に搬出

するピット処分相当及びトレンチ処分相当の放射性固体廃棄物の数量を 200 L ドラム缶換算で算出した。計画されている処分単価（ピット処分：643 千円，トレンチ処分：172 千円）¹⁾ を用いて引渡費用を見積り，これにドラム缶代と輸送費を加えると，概ね約 2 億円となる。

12.2 資金の調達の方法

学校法人立教学院にて計画的に資金の積立て（原子力研究所廃棄処理引当特定資産）を行い，この資金を充当する予定である。

参考資料

- 1) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，平成 30 年度 埋設処分業務に関する計画（年度計画） p.4

1 3. 廃止措置の実施体制

廃止措置の実施体制は，保安規定に定める保安管理組織（図 3）のとおりとする。立教学院理事長は廃止措置を総理し，立教大学総長は立教学院理事長を補佐して，廃止措置を統理する。立教大学原子炉施設統括本部は総長を補佐し，審議を行う。原子力研究所長は廃止措置を管理する。原子力研究所長は，廃止措置の保安を監督する保安監督者を，原子炉主任技術者，核燃料取扱主任者，第一種放射線取扱主任者又は技術士（原子力・放射線）であって，核燃料物質や放射性廃棄物の取扱い及び管理に関する専門的知識及び実務経験を有する者の中から任命する。安全委員会は原子炉施設の安全に関する諮問を受ける。管理室長は廃止措置を実施する。

1 4. 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は，原子力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基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）及び同規則の解釈を踏まえ，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保安規定に定め，保安規定及び品質マニュアル並びにそれらの下位文書により，廃止措置に係る保安活動の計画，実施，評価及び改善のプロセスを明確にし，これらの効果的な運用により，原子力安全の達成・維持・向上を図る。廃止措置に係る品質マネジメントシステムは，保安活動の重要度に応じて確立し，運用する。機能を維持すべき施設及びその他の設備の保守等の廃止措置に係る業務は，この品質マネジメント計画のもとで行う。

1 5. 廃止措置の工程

「5. 解体の対象となる施設及びその解体の方法」で記載したように廃止措置は三段階に分けて計画し，進めている。その全体工程を表 9 に示す。各段階での具体的な措置を以下に述べる。

15.1 第一段階の廃止措置

原子炉の運転機能の永久停止措置として、2002年10月、中性子源を炉心から原子炉タンク内の燃料貯蔵ラックへ移動、全ての制御棒駆動機構の取外し、燃料棒の装荷ができないよう原子炉タンク上面蓋の施錠を行った。

使用済み燃料は、2003年に米国エネルギー省の受け入れ施設である Idaho National Engineering & Environmental Laboratory に向けて搬出した。

15.2 第二段階の廃止措置

放射性廃棄物処分事業の開始までに相当期間を要することから、廃止措置期間の長期化が避けられない。すると、施設・設備の維持管理の課題が生じる。そこで、第二段階で次のような廃止措置を実施することとした。

- ・原子炉の運転機能の停止に伴い不要となった、ないしは機能を維持する必要のない設備・機器の機能停止ないし解体撤去
- ・放射線管理区域（以下、「管理区域」という。）として維持する必要のないエリアの管理区域解除

これに基づいて2012年と2015年に廃止措置計画を変更し、それぞれ2012年度～2013年度及び2015年度～2017年度に廃止措置工事を行った。それらの概要は次のとおりである。

(1) 2012年度及び2013年度に実施した措置

放射線遮へい措置を必要とする設備は炉心近傍の構造物に限られている。これを解体撤去し、放射線遮へい措置を施した容器に収納して厚いコンクリート壁に囲まれたエリアに納め、保管した。引き続き、以下の工事を行った。

- ・原子炉冷却系統施設一次系機器等及び原子炉冷却系統施設二次系機器配管等の撤去
- ・計測制御系統施設の撤去（中性子検出器、ケーブル類、制御棒、他の撤去）
- ・気体廃棄物の廃棄施設の一部機能停止（水封ダンプの機能停止）
- ・液体廃棄物の廃棄施設の機能停止及び一部撤去（系統配管の閉止措置、一部配管の撤去）
- ・放射線管理施設の撤去（排水モニタ、野外モニタ、制御室モニタ、他の撤去）
- ・放射線管理区域の一部解除（第1～第4測定室及び第2汚染検査室の解除）

(2) 2015年度～2017年度に実施した措置

建屋の解体を含む工事など、次の措置を実施した。

- ・液体廃棄物の廃棄施設の撤去工事（貯留タンク、廃液処理装置、イオン交換塔、屋外貯槽、ポンプ、配管、弁、電源ケーブル及び信号ケーブル等の解体撤去）
- ・固体廃棄物の廃棄施設の撤去工事（保管している放射性固体廃棄物を原子炉室に運搬して保管。固体廃棄物保管施設内の設備・機器の解体撤去）
- ・管理区域の一部解除（液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設の解除）
- ・建屋等の撤去工事（液体廃棄物の貯槽・処理建屋及び放射性固体廃棄物保管施設の解体撤去）

この結果、長期にわたって維持管理を継続する施設・設備は、原子炉本体（放射線遮蔽体、原子炉タンク等）、放射性気体廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設及び原子炉格納施設（原子炉室）となった。2017年度末時点での廃止措置の進捗状況及び維持管理を続ける設備の要点を整理すると、表1のようになる。第三段階の開始までは、引き続き、施設の安全管理に必要な機器の維持管理及びこれまでの廃止措置に伴い発生した放射性廃棄物の保管管理を行う。

15.3 第三段階の廃止措置

研究炉等の放射性廃棄物の処分を目的とした廃棄事業者の施設（以下、「事業所外廃棄施設」という。）において放射性固体廃棄物を受け入れる見通しが得られた段階で、放射線遮蔽体他の解体工法や放射性汚染の測定方法等の確定を行い、廃止措置計画の変更認可手続きを行った上で、放射線遮蔽体他の解体撤去工事を開始する。まず、管理区域内の施設・設備を解体して汚染の除去の確認を行い、保安規定に定める管理区域を順次解除する。その後、原子炉施設を設置する原子炉棟建屋を解体する。

解体撤去工事において、設備・機器を放射性廃棄物ないしは非放射性廃棄物に仕分けする。放射性廃棄物については放射能汚染検査及び放射線量測定の結果を参考に、汚染及び線量率のレベルに応じて必要な汚染拡大防止対策及び作業員の被ばく低減対策を講じた上、放射能汚染の程度に応じて所定の容器に収納あるいは梱包して事業所外廃棄施設へ搬出する。非放射性廃棄物については事業所内で再利用するか、あるいは産業廃棄物として処分する。

廃止措置を終了した後、原子炉等規制法第43条の3の2第3項において準用する同法第12条の6第8項に基づき廃止措置の終了の確認を受け、廃止措置が完了する。

16. 廃止措置実施方針の変更の記録

作成年月日 平成30年12月10日

変更年月日 令和3年7月1日

変更の内容 廃止措置の実施体制及び廃止措置に係る品質マネジメントシステムの見直し
機能を維持すべき施設に関する記載の見直し
廃止措置の工程の記載に係る構成の見直し
その他記載の適正化及び明確化

変更の理由 平成29年法律第15号により改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の令和2年4月1日施行に係る廃止措置計画の変更（令和2年9月29日申請，令和3年6月25日認可）を反映するため。

表1 廃止措置の実施状況と機能を維持すべき設備

施設区分	廃止措置の実施状況	維持すべき設備
原子炉本体	機能を停止，全ての燃料を事業所外に搬出，炉内構造物を取り外し，原子炉タンク・放射線遮蔽体を現状の据付状態で保管	放射線遮蔽体
核燃料物質の取扱・貯蔵施設	燃料取扱い器具を撤去	—
原子炉冷却系統施設	配管，弁，ポンプ等の系統隔離・閉止措置，主要機器を撤去	—
計測制御系統施設	ケーブル等の系統隔離・末端処理，制御盤内の主要機器を撤去	—
放射性廃棄物の廃棄施設	液体廃棄物及び固体廃棄物の廃棄施設を撤去，気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去	気体廃棄物の廃棄施設
放射線管理施設	一部機能を停止し，撤去	屋内管理用設備， 屋外管理用設備
原子炉格納施設	維持管理	格納施設
その他原子炉の附属施設	給排水系設備の機能停止，非常用電源の撤去	—

表2 放射性物質の評価対象核種

核種	半減期(年)
H-3	12
C-14	5.7×10^3
Cl-36	3.0×10^5
Ca-41	1.0×10^5
Mn-54	0.85
Fe-55	2.7
Ni-59	7.5×10^4
Co-60	5.3
Ni-63	1.0×10^2
Zn-65	0.67
Nb-94	2.0×10^4
Cs-134	2.1
Eu-152	13
Eu-154	8.5

表3 機器別の放射化放射性物質の推定放射能濃度と量

(原子炉停止後20年, 主機器別, 主要核種)

	Fe-55	Co-60	Ni-63	Eu-152	全核種 合計	放射能量
単 位	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq
反射体内面	2.38E+03	1.60E+03	7.57E+02	—	4.74E+03	8.20E+08
炉心グラフィ イト	—	—	—	—	1.18E+02	6.82E+07
アルミタンク	5.03E-03	3.19E-03	4.11E-03	—	1.23E-02	9.20E+03
モルタル	9.28E-03	1.70E-02	2.00E-03	1.22E-01	4.24E+00	8.90E+06
鉄タンク	2.40E-01	1.16E-01	1.80E-01	3.50E-03	5.73E-01	1.21E+06
デンスコンク リート 炉中心から 105 c m	2.80E-02	6.40E-03	7.20E-04	4.30E-02	1.72E+00	2.75E+07
デンスコンク リート 炉中心から 123 c m	3.50E-04	7.60E-05	9.00E-06	5.40E-04	4.09E-01	6.04E+06
合 計	2.38E+03	1.60E+03	7.57E+02	1.69E-01	4.86E+03	9.32E+08

表4 原子炉棟内管理区域に保管中の放射性固体廃棄物一覧表

区分	保管場所	数量 (本数)
運転中廃棄物	一次冷却系ピット	鋼製収納容器 5 (200L ドラム缶換算 12) 200L ドラム缶 3
解体廃棄物	付属プール	鋼製収納容器 角型: 1 (200L ドラム缶換算 10) 丸型: 1 (200L ドラム缶換算 1.7)
	炉室内ドラム缶ラック	200L ドラム缶 116
	炉室	鋼製収納容器 角型: 1 (200L ドラム缶換算 10)
解体付随廃棄物	炉室内ドラム缶ラック	200L ドラム缶: 14
合計		200L ドラム缶換算 166.7

表5 放射性固体廃棄物の保管容量

保管場所	保管容量 (200L ドラム缶換算本数)
炉室 (収納容器及びドラム缶ラック)	170
炉室内一次冷却系ピット	15
炉室内付属プール	15

表6 原子炉停止から20年後における放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要のない物の推定量

埋設処分方法による放射能レベル区分			重量
放射性物質として扱う必要のある物	第2種廃棄物埋設	ピット処分相当*	12.26 t
		トレンチ処分相当**	42.43 t
放射性物質として扱う必要のないもの			132.12 t

* ピット処分相当の材質別放射性物質の内訳

材質名	品目	重量	放射能濃度
金属	制御棒	0.18 t	4.6 GBq/t
	制御棒案内管		
	反射体カバー		
その他	反射体グラファイト モルタル (水平実験孔周)	1.48 t	440 MBq/t
コンクリート	放射線遮蔽体	10.6 t	470 MBq/t

** トレンチ処分相当の材質別放射性物質の内訳

材質名	品目	重量	放射能濃度
金属	反射体	5.48 t	160 MBq/t
	反射体カバー		
	アルミケース		
	回転試料棚		
	水平実験孔鉄遮へい (4本)		
	水平実験孔スリーブ		
	鉛		
鉄タンク			
その他	反射体グラファイト	4.72 t	2.0 MBq/t
	モルタル		
	ポリエチレン (コーティング材)		
	ボラール (中性子遮へい板)		
玉石 (γ 線遮へい材)			
コンクリート	放射線遮蔽体	32.23 t	2.2 MBq/t

表7 放射化コンクリートの放射性物質質量及び濃度

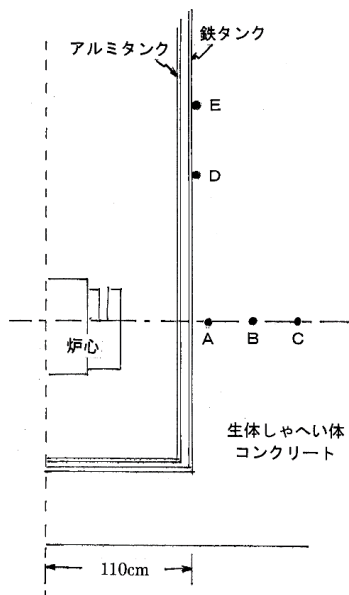
(1) 放射化コンクリートの放射性物質質量 (Bq)

核種	H-3	C-14	Fe-55	Co-60	Eu-152
	4.6E+07	5.3E+04	1.1E+06	2.1E+05	1.4E+06

(2) 放射性物質の濃度 (Bq/g)

位置*	H-3	C-14	Fe-55	Co-66	Eu-152
A	1.2E+00	1.4E-03	3.0E-02	6.4E-03	4.3E-02
B	2.18E-01	2.60E-04	5.00E-03	1.10E-03	7.70E-03
C	1.50E-02	1.80E-05	3.48E-04	7.60E-05	5.40E-04
D	7.8E-03	9.3E-05	1.8E-04	4.0E-05	2.8E-04
E	1.2E-04	1.5E-07	2.8E-05	6.3E-07	4.4E-06

* 位置については下の図及び表を参照

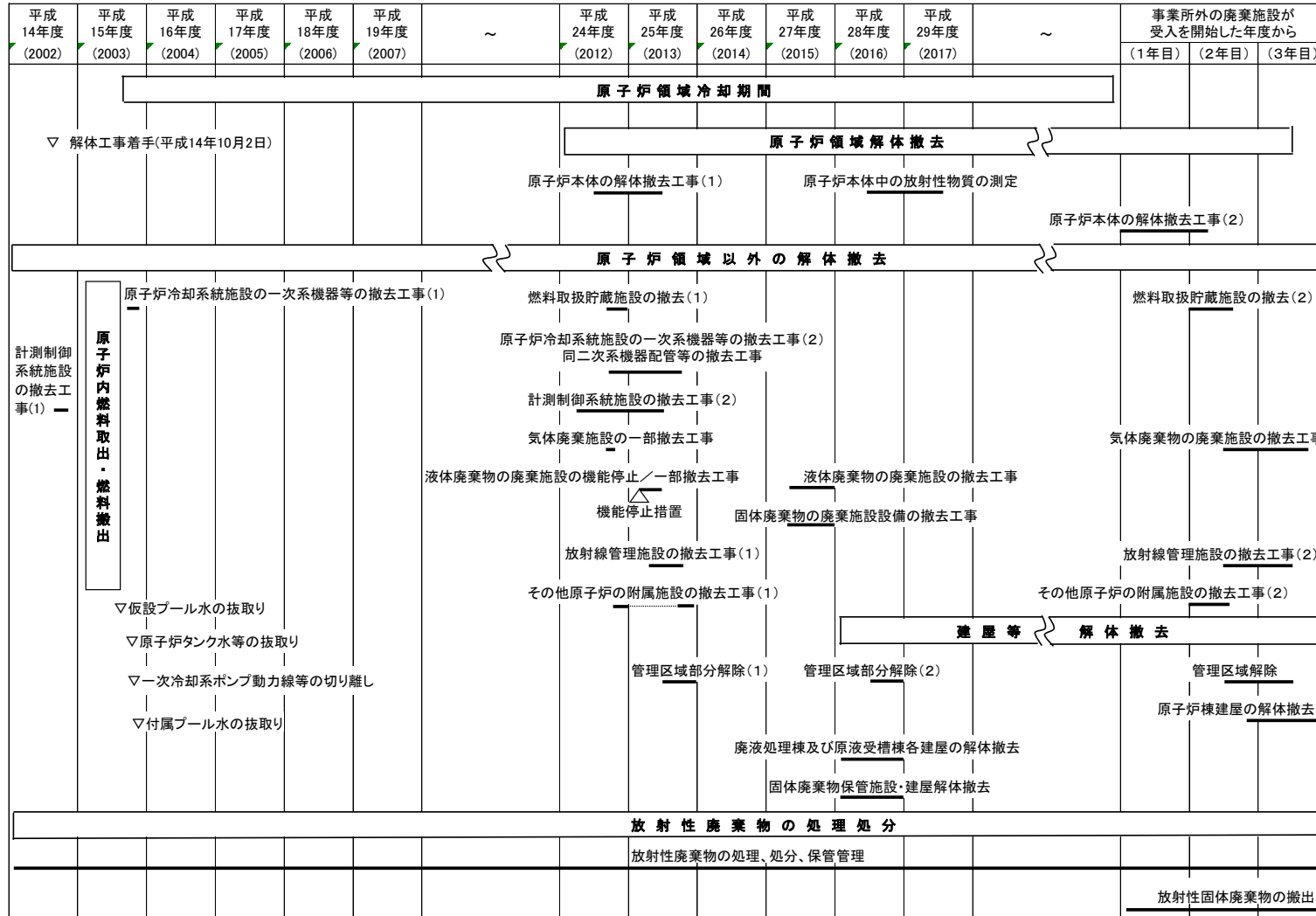


位置	コンクリートの厚さ (cm)	炉中心からの高さ (cm)
A	5.25	0
B	29.5	0
C	58.7	0
D	0	110
E	0	160

表8 機能を維持すべき原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間

施設区分	設備等の区分	対象機器	機能	性能	維持期間
原子炉本体	放射線遮蔽体	—	放射線遮蔽	事業所周辺の空間線量率が法令の定める線量限度を十分下回ること 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	放射線遮蔽体以外の原子炉構造物、炉内構造物を解体するまで
			放射性物質の保管	放射化物及び解体廃棄物を保管する容量を有すること	
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄施設	送風機	汚染拡大の防止	周辺監視区域の外の空気中の放射性物質濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないように廃棄する能力を有すること	原子炉本体の解体撤去が完了するまで
		ダクト フィルタ 排風機	換気	20分で原子炉室を一回換気することのできる排気量を有すること	
		排気筒	排気経路の確保	排気口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出することがないこと	
放射線管理施設	屋内管理用設備	線量当量率測定用 サーベイメータ(γ線用) 表面汚染密度測定用 サーベイメータ(β線用) ハンド・フット・クロスモニタ	原子炉室内外の放射線の監視、測定、記録等	(共通) 線量当量率、表面密度又は放射性物質濃度が適切に測定できること (ハンド・フット・クロスモニタ及びじんあいモニタ) 所定のしきい値を超えた場合に警報を発すること	放射線監視の必要がなくなるまで
	屋外管理用設備	じんあいモニタ		(じんあいモニタ) 放射性物質濃度を記録すること	
原子炉格納施設	格納施設	原子炉室 (一次冷却系ピット)	閉じ込め機能 換気中の負圧の維持	原子炉室内を大気圧以下に維持すること	原子炉本体及び原子炉室内の施設・設備が解体撤去されるまで
			放射性物質の保管	放射化物及び解体廃棄物を保管する容量を有すること	

表9 廃止措置の全体工程



凡例 □ : 廃止措置工程 — : 参考工程

← 実績 | 計画 →

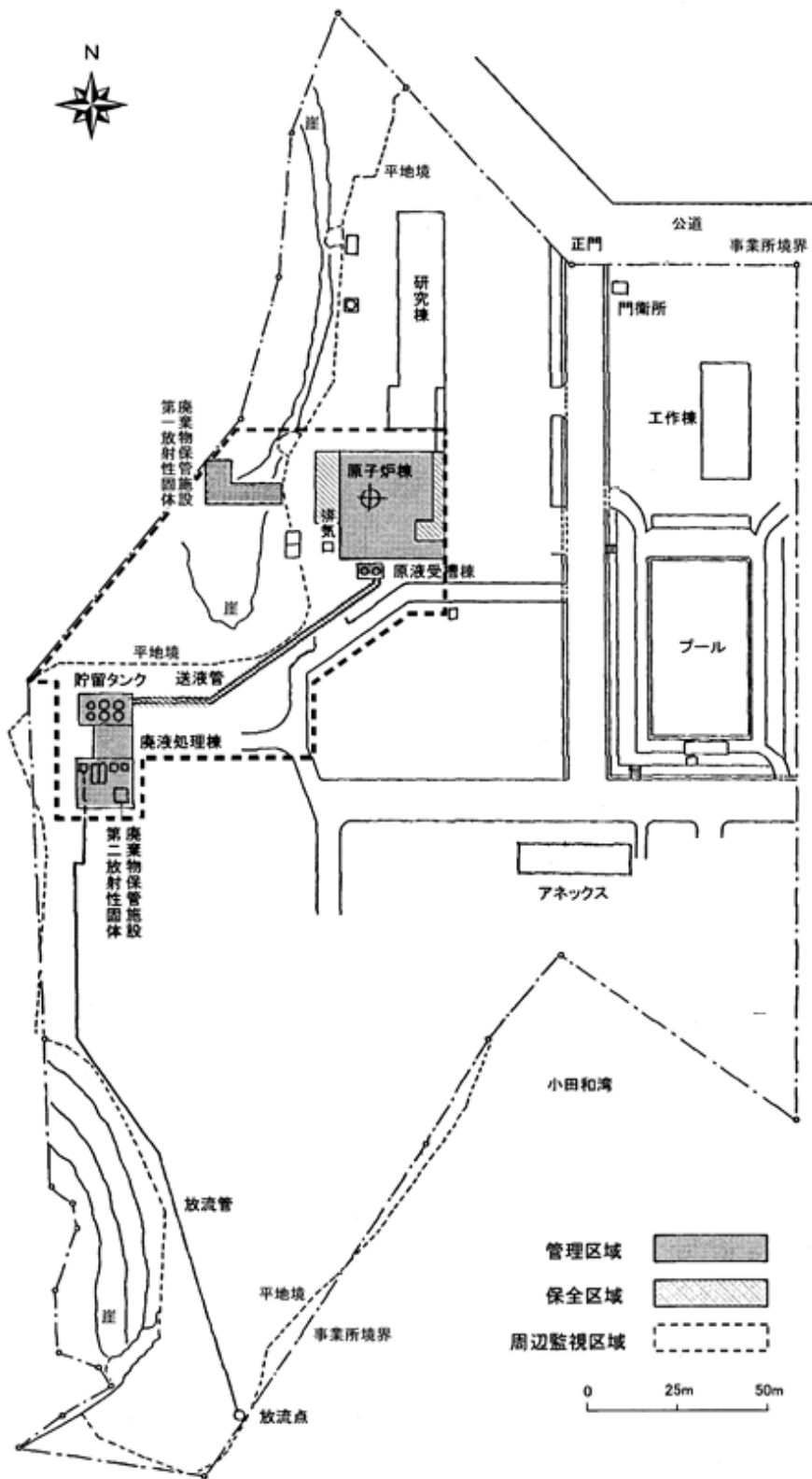


図1 敷地及び廃止措置開始前の施設の配置
 (原子炉棟以外の原子炉施設構造物は既に撤去されている。)

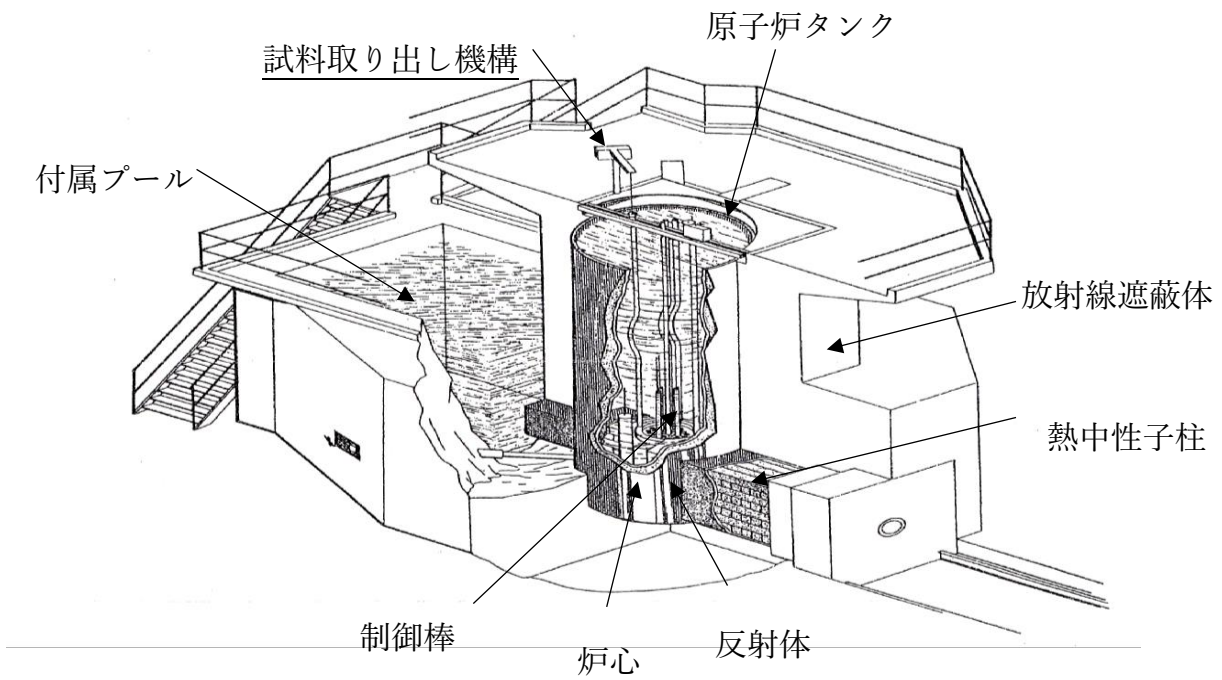


図2 原子炉の概要

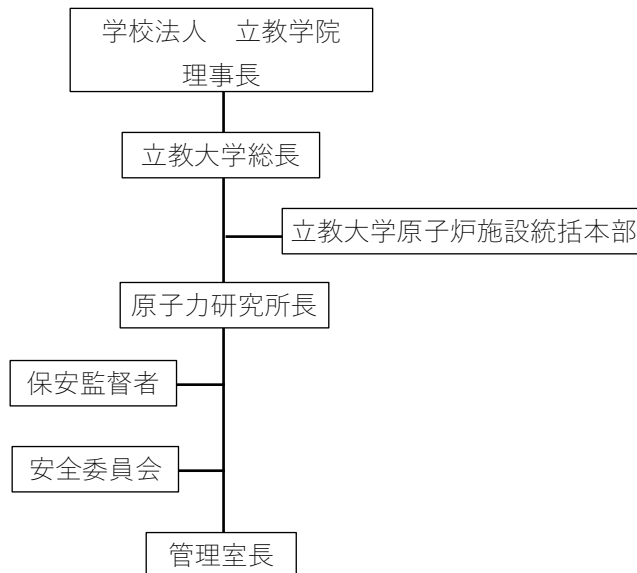


図3 廃止措置の実施体制