廃止措置実施方針

平成３０年１１月

令和３年１２月変更

令和８年１１月変更

五島育英会

東京都市大学原子力研究所

（武蔵工大炉）

１．氏名又は名称及び住所

学校法人五島育英会

東京都渋谷区道玄坂１丁目１０番７号

２．工場又は事業所の名称及び所在地

東京都市大学原子力研究所

神奈川県川崎市麻生区王禅寺９７１番地

３．試験研究用等原子炉の名称

東京都市大学原子力研究所の原子炉（武蔵工大炉）

４．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

4.1 敷地

東京都市大学（平成 21 年 4 月 1 日に武蔵工業大学から名称変更）原子力研究所（以下、「原子力研究所」という。）の原子炉（以下、「武蔵工大炉」という。）は川崎市の東北部、横浜市の西北部に隣接する多摩丘陵上にあり、敷地面積は 82,157m² であり、敷地の形状及び原子炉施設の配置は図 1 の通りである。

4.2 廃止措置対象施設

(1)原子炉施設の概要

武蔵工大炉は、濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型（TRIGA－Ⅱ型）で最大熱出力 100kW の原子炉である。原子炉施設の配置を図 1 に、原子炉施設の概要を図 2 及び図 3 に示す。図 2 には管理区域の範囲も示す。図 3 は原子炉縦断面図である。

図 1 の通り、敷地内には原子炉施設である原子炉室があり、その中に、原子炉施設の原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、原子炉格納施設（原子炉室）並びにその他原子炉の附属施設がある。放射性廃棄物の廃棄施設のうちの気体廃棄物の廃棄施設の一部は東京都市大学原子力研究所に併設する放射性同位元素使用施設（図 1 では本館と記載）と供用する場所に設置してあり、汚染検査室は放射性同位元素使用施設と共用である。また、原子炉冷却系統施設並びに放射線管理施設の一部で、放射線管理の対象とならない設備が放射性同位元素使用施設（図 1 では本館と記載）の屋上にある。

なお、(3)廃止措置対象施設の状況で示す通り、図 2 に示した原子炉室外の廃棄物処理場にあった放射性廃棄物の廃棄施設のうちの液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設の固体廃棄物貯蔵庫は解体撤去済みであり、廃棄物処理場は管理区域から解除した。

(2)原子炉施設の経緯

武蔵工大炉は、昭和 34 年 10 月 7 日に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「法」という。）第 23 条第 1 項に基づく設置の許可を受け、昭和 38 年 1 月 30 日に初臨界を達成した。その後、昭和 36 年 9 月から平成 17 年 5 月までの間に、 表 1 に示すように法第 26 条第 1 項に基づく変更の許可を 9 回受けた。設置当初のアルミニウム被覆燃料要素で構成された炉心で昭和 60 年 3 月 26 日まで運転した（積算出力約 1,100MWｈ）。同年、燃料をステンレス被覆燃料要素に変更して照射室での漏水により原子炉の運転を停止した平成元年 12 月 21 日まで運転した（積算出力約 400MWｈ）。運転停止後、漏水の原因調査及び改修のために、全ての燃料要素を炉心から移動し、貯蔵容器に保管した。また、制御棒をはじめとする炉内構造物も原子炉タンクから取り外し、また原子炉タンク水も抜き取り、排水した。その後の長期停止を経て、原子炉施設を廃止することとし、平成 16 年 1 月 27 日に法第 38 条第 1 項に基づく解体届を提出した。全ての燃料要素は使用済燃料貯蔵容器に保管され、炉内構造物は原子炉タンクから撤去されて原子炉室内に保管され、原子炉タンク水は排水された状態から平成 16 年 4 月に廃止措置を開始した。平成 18 年 5 月 30 日には、廃止措置計画認可申請（平成 19 年 5 月 30 日に一部補正）を行い、翌平成 19 年 6 月 6 日に認可された。

(3)廃止措置対象施設の状況

武蔵工大炉は平成元年末に原子炉タンクからの漏水が発見され、それをきっかけに存廃の検討を行い、最終的に廃止を決定した。その後、表 2 の廃止措置の手続きを行い、それに従って以下の通り、廃止措置を行っている。

平成 16 年 4 月には当時の制度であった原子炉の解体届を届出し、原子炉を運転しないことに係る機能停止や使用済燃料の返還輸送を行い、平成 19 年 6 月には原子炉等規制法改正に伴う廃止措置計画が国から認可され、燃料がないことに係る機能停止を行った。平成 22 年 2 月並びに平成 23 年 9 月には廃止措置計画の変更認可を受け、液体廃棄物施設の機能停止及び図 2 に示した廃棄物処理場の液体廃棄物施設並びに固体廃棄物施設の解体撤去を行った。

５．解体の対象となる施設及びその解体の方法

5.1 解体の対象となる施設

武蔵工大炉は廃止措置中の原子炉施設であり、廃止措置に係る原子炉施設の区分及び設備・機器は表 3 に示す。各設備・機器の現状は、次のように分類される。

① 機能を停止し、廃止措置開始前の据付状態で保管中
② 据付場所から撤去して保管中
③ 性能の維持管理を継続中
④ 処分済

表 3 には、各設備・機器について上記の現状を示し、また、解体対象とするか、引き続き放射性同位元素の使用施設において使用するか等の今後の措置も示した。

5.2 廃止措置計画の概要と工程

廃止措置全体工程を表 4 に、廃止措置に係る工事等の主要な手順を図 4 に示す。廃止措置は、次の三つの段階に分けて進め、また計画している。

1)第 1 段階は、原子炉の運転機能停止から燃料体搬出までである。原子炉の運転機能の永久停止措置及び各種系統・設備の機能停止をした後、全ての燃料要素を事業所外へ搬出した。この間、炉内構造物等の一部の機器については撤去して管理区域内に保管するとともに、安全管理のために機器の放射線線量の測定を行った。

2)第 2 段階は、燃料体搬出後から解体の前までである。原子炉建屋内の施設については、機能を停止した設備・機器を廃止措置前の据付状態のまま、ないしは据付場所から撤去して必要に応じて被ばく低減の措置を施した状態で原子炉室に保管する。廃棄物処理場の施設については、機能停止した放射性廃棄物の廃棄施設のうち液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備である固体廃棄物貯蔵庫の撤去を行い、廃棄物処理場の管理区域の解除を行った。固体廃棄物貯蔵庫に保管中の放射性廃棄物は原子炉室において保管管理している。非管理区域の機器については一般産業廃棄物として処分した。

3)第 3 段階は、解体撤去の段階である。ここで、解体撤去とは、「放射化あるいは放射性物質で汚染された施設、設備、機器及び系統配管を解体し、事業所外へ運び出すこと」をいう。本段階は、放射性廃棄物の外部処分場への搬出の見通しが得られた後に開始し、原子炉タンク及び放射線遮へいコンクリート等の解体撤去を行う。廃止措置全期間を通して解体に伴い発生した放射性廃棄物を外部処分場に搬出する。搬出後、管理区域の汚染の

状況等を確認した上で原子炉施設としての管理区域及び周辺監視区域を解除して、廃止措置を完了する。

5.3 解体の対象となる施設とその解体状況並びに解体の方法

武蔵工大炉は廃止措置中の原子炉施設であり、初版の廃止措置実施方針の作成時点での武蔵工大炉の廃止措置対象施設の状況を以下に示す。なお、各施設の設置・変更許可との関係、各施設での廃止措置工事の実施の解体届と廃止措置計画認可・変更認可との関係も以下の状況に示す。

(1)原子炉の運転機能停止から燃料体搬出まで（第１段階）

表 4 に示す工程に従って、平成 16 年 4 月に廃止措置を開始した。平成 16 年度に実施した第１段階における廃止措置は次のとおりである。

ハ．原子炉本体に係る原子炉の運転機能の永久停止措置、原子炉本体・炉内構造物・実験設備の機能停止

原子炉室中央に設置している武蔵工大炉の原子炉縦断面図を図 3 示す。原子炉本体に係る設備・機器の状況は以下の通りである。

・炉心を構成する燃料要素であるアルミニウム被覆燃料要素 [1-1)]及ステンレス被覆燃料要素 [1-8)]は平成１８年１０月に海外への返還輸送 [1-10), 2-1)]が完了しており、燃料要素はない。
・グリッド板、制御棒導管及び黒鉛反射材等の炉内構造物 [1-1)]は撤去し、廃止措置計画上の解体廃棄物として、原子炉室内の B ホールに保管 [2-1)]している。
・中央実験管及び気送管 [1-1)]は撤去し、廃止措置計画上の解体廃棄物として、原子炉室内の B ホールに保管 [2-1)]している。
・原子炉容器（炉心タンク）[1-1)]は閉止蓋を付けて運転ができない状態で、据付状態で保管 [2-1)]している。
・放射線遮へい体 [1-1)]は水平・垂直方向に普通コンクリートと砂鉄コンクリートがあり、据付状態で保管 [2-1)]している。
・水平実験孔 [1-1)]は据付状態 [2-1)]で保管している。
・熱中性子柱 [1-1),1-6)]のグラファイトは据付状態で保管 [2-1)]しているものと照射室 [1-6)]内や使用済燃料プール [1-8)]にて保管 [2-1)]しているものがある。
・照射室 [1-6)]は据付状態 [2-1)]で保管している。

ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部機能停止

・燃料移動装置 [1-1)] を構成する保護管、横送り台及び伸縮ロッド押込装置を分解し、原子炉室内に保管 [2-1)]した。
・炉心タンク内にあった燃料貯蔵棚 [1-1)]は撤去し、廃止措置計画上の解体廃棄物として、原子炉室内の B ホールに保管 [2-1)]している。

・使用済燃料プール [1-8]（しゃへい実験プール [1-1]から名称変更）は据付状態で機能停止 [2-1]している。
・使用済燃料プール内には円筒タンク [1-8]があり、機能停止し、保管 [2-1]している。
・使用済燃料貯蔵プール用純水装置 [1-1]は循環システム及び純水製造供給システムの電源ケーブルを開放し、端末処理をし、機能停止し、据付状態で保管 [2-1]している。
・使用済燃料貯蔵設備 [1-9]（使用済燃料貯蔵容器、燃料バスケット並びに一時貯蔵ピット）はそのまま保管 [2-1]している。
・燃料取扱器具 [1-1]、燃料移動装置 [1-1]は原子炉室内に保管 [2-1]している。

ホ-1．原子炉冷却系統施設・一次冷却設備の機能停止
・一次冷却設備（熱交換器、循環ポンプ、純化装置、配管及びバルブ、純水製造装置）[1-1),1-3),1-4)]は炉心タンク側の入口・出口閉止弁が閉であることを確認、熱交交換器入口・出口配管に閉止板を取り付け、隔離、循環ポンプ電源ケーブルの切断と端末処理及びコネクターを開放、純化装置及び純水製造装置について、それぞれ入口、出口の閉止弁が「閉」であることを確認、機能停止し、保管 [2-1]している。

ホ-2．原子炉冷却系統施設・二次冷却設備の機能停止
・二次冷却設備（循環ポンプ、配管及びバルブ、プロセス操作盤、クーリングタワー（冷却塔））[1-1),1-5)]は熱交換器入口・出口閉止弁が閉であることを確認、クーリングタワー入口・出口閉止弁が閉であることを確認、循環ポンプ電源ケーブルの切断と端末処理及びコネクターを開放して、機能停止し、据付状態で保管 [2-1]している。

ヘ．計測制御系統施設の機能停止
・計装設備（制御盤）[1-1]、安全保護回路設備 [1-1]（水放射能モニタ、電気伝導度計等）はケーブルの離線、末端処理等を行い機能を停止し、現状の据付状態で保管 [2-1]している。
・計装設備（検出器）[1-1]及び制御設備（制御棒）[1-1]はケーブルの離線、末端処理等を行い機能を停止し、原子炉室内の B ホールに保管 [2-1]している。
・制御設備（制御棒駆動装置）[1-1]はケーブルの離線、末端処理等を行い機能を停止し、制御室に保管 [2-1]している。
・核分裂計数管 [1-1]は核燃料物質使用施設の貯蔵施設に保管 [2-1]している。

チ．放射線管理施設一部機能停止
・屋内管理用設備 [1-1]のうちのエリアモニタ及び屋外管理用設備 [1-1]のうちの風向・風速計について原子炉の運転に係る機能を停止し、現状の据付

状態で保管[2-1)]した。

リ．原子炉格納容器

・原子炉室[1-1)]は性能を維持[2-1)]している。

ヌ．その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の機能停止

・非常用電源についてディーゼル発電機[1-1)]関連の電源供給ケーブル、蓄電池廻りの電源供給ケーブル及び操作盤廻りの電源供給ケーブルを開放し、開放したケーブルを端末処理して、機能を停止し、現状の据付状態で保管[2-1)]した。

その他．設備等の放射線線量率の測定

・機能を停止した設備・機器を安全に保管するために、表面線量率の測定及びスミヤ検査を行い、汚染状況を把握して記録した。表面線量率は、最大で約 20mSv/h、B ホール内に保管した機器の総和が約 35mSv/h であり、B ホール周囲の空間線量率は最大 0.15μSv/h である。

・放射性物質の表面汚染密度は、グリッド板が約 2Bq/cm^2、制御棒導管が約 4×10^{-2}Bq/cm^2 であり、他の機器は 1×10^{-2}Bq/cm^2（検出限界値）以下である。

(2)燃料体搬出後から解体撤去の前までの段階（第２段階）

核燃料物質である燃料要素[1-1),1-8)]は米国エネルギー省の「海外試験研究用原子炉燃料の引き取り政策」に基づいて米国へ引渡すこととし、平成 17 年度は主に燃料輸送の準備作業を行い、原子炉施設における工事等は実施しなかった。平成 18 年度には燃料要素の事業所外への搬出を行い、燃料輸送を平成 18 年 10 月に終了した。その内容は６．に記載する。

1)平成 21 年 12 月までに、燃料要素の事業所外への搬出に伴い機能の維持が不要になった設備の機能停止として次の措置を行った。

ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部機能停止

燃料取扱器具[1-1)]及び使用済燃料貯蔵設備[1-9)]の機能停止[2-2)]を行った。

ホ-2．原子炉冷却系統施設・二次冷却設備の機能停止

非管理区域に設置してあるクーリングタワーの解体を行い、一般産業廃棄物として処分[2-2)]した。

チ．放射線管理施設一部機能停止

放射線管理施設のうち排気モニタの一部(ガスモニタ)[1-1)]の機能停止[2-2)]を行った。

ト-1．放射性廃棄物の廃棄施設の一部機能停止

気体廃棄物の廃棄施設のうち送風設備の水封ダンパ[1-1)]及び排気設備の水封ダンパ[1-1)]の機能停止[2-2)]を行った。それ以外の気体廃棄物の排気

施設の設備・機器[1-1)]は機能を維持[2-2)]した。

ヌ．その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の機能停止

ディーゼル発電機[1-1)]の機能停止[2-2)]を行った。

2)平成 22 年度には、液体廃棄物の廃棄設備[1-1),1-2)]について、各貯槽に貯留している液体廃棄物をすべて東京都市大学原子力研究所の原子炉保安規定（以下、「保安規定」という。）に定める所定の手続きを経て事業所外に放出し、液体廃棄物の廃棄施設の機能停止を行い、現状の据付状態で保管[2-3)]した。引き続いて、次の措置を行った。

ト-2．液体廃棄物の廃棄設備の撤去

ⅰ)平成 23 年度に、原液貯槽、配管、弁、ポンプ及び処理装置[1-1),1-2)]について使用履歴に基づいて、「放射性廃棄物でない廃棄物」（以下、「NR 物」という。）と NR 物に該当しないもの（以下、「非 NR 物」という。）とに区分[2-4)]した。NR 物については放射能測定により検出限界未満であることを確認して非 NR 物と混在しないよう管理し、非 NR 物の撤去に当たっては汚染検査／線量測定を行って放射能レベルに応じ収納容器への収納等の措置を行った。

ⅱ)廃棄物処理場内の貯槽、機器、配管等[1-1),1-2)]を全て撤去し、NR 物は NR 物であることを確認した後、法令等に従い、適切に処分[2-4)]し、非 NR 物は容器に収納して原子炉室等の管理区域に保管[2-4)]した。

ⅲ)原液貯槽（緊急予備槽、低原液貯槽及び中原液貯槽）並びに処理液貯槽[1-1),1-2)]について、貯槽躯体コンクリートが NR 物であることを確認した後、貯槽躯体コンクリートを撤去し、法令等に従い、適切に処分[2-4)]した。

ⅳ)原子炉建屋から廃棄物処理場までの土中埋設配管[1-1),1-2)]を撤去し、細断してドラム缶等に収納し、原子炉室内に保管[2-4)]した。

ⅴ)液体廃棄物の処理棟建家[1-1),1-2)]の天井、壁、床の汚染検査を行い、汚染のないことを確認した後に解体し、法令等に従い、適切に処分[2-4)]した。

ト-2．固体廃棄物の廃棄設備の撤去

ⅰ)固体廃棄物貯蔵庫[1-1)]に保管廃棄中の放射性廃棄物を原子炉室内に移動、保管[2-4)]した。

ⅱ)固体廃棄物貯蔵庫[1-1)]内部の天井、壁、床の汚染検査を行い、汚染のないことを確認した後に解体し、法令等に従い、適切に処分[2-4)]した。

ト-3．廃棄物処理場の管理区域解除

平成 24 年 6 月に、液体廃棄物の廃棄施設[1-1),1-2)]及び固体廃棄物の廃

棄施設の固体廃棄物貯蔵庫 [1-1)]があった廃棄物処理場は地面が汚染していないことを確認した後、管理区域から解除 [2-4)]した。

(3)解体撤去段階（第 3 段階）

本段階は、放射性廃棄物を外部処分場に搬出できる見通しが得られてから開始する。本段階における解体の方法の詳細は、策定した後に廃止措置計画の変更認可の申請を行うが、解体の方法の概要は次のとおりである。

ハ．原子炉本体

・原子炉タンク及び放射線遮へい体、水平実験孔、熱中性子柱の構造物及び照射室は解体し、放射能濃度が「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」（平成 17 年 11 月 30 日文部科学省令第 49 号。以下、「放射能濃度確認等に関する規則」という。）第 2 条に定める放射能濃度の基準を超えない廃棄物（以下、「クリアランス廃棄物」という。）と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

・原子炉室内は放射線管理区域である。図 3　武蔵工大炉の原子炉縦断面図の通り、炉心があった周囲の原子炉タンク及び放射線遮へい体は炉心の中性子によって放射化されている可能性が有り、解体に当っては解体部を囲いやシート等で覆い、気体廃棄物の廃棄設備を稼働させ、ハンドブレーカ等を用いて解体する。

・解体作業終了後、原子炉室内の壁面は除染し、床面ははつり、除染する。

ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

・機能停止し、据付状態で保管している使用済燃料プールは図 3　武蔵工大炉の原子炉縦断面図の通り、ハ．原子炉本体の放射線遮へい体と一体であり、同様に解体し、容器に収納する。

・使用済燃料プール内の円筒タンク、使用済燃料貯蔵設備（使用済燃料貯蔵容器、燃料バスケット並びに一時貯蔵ピット）は解体し、クリアランス廃棄物と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

・機能停止し、据付状態で保管している使用済燃料貯蔵プール用純水装置は解体し、クリアランス廃棄物と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

ホ．原子炉冷却系統施設

・機能停止し、据付状態で保管している一次冷却設備は解体し、クリアランス廃棄物と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

・クーリングタワー以外に、機能停止し、据付状態で保管している二次冷却設備は解体を行い、一般産業廃棄物として処分する。

ヘ．計測制御系統施設

・機能を停止し、保管している計装設備（制御盤）は解体を行い、一般産業廃棄物として処分する。

ト．放射性廃棄物の廃棄施設

気体廃棄物の廃棄施設については以下の通りである。

・水封ダンパを解体し、クリアランス廃棄物と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

・他の送風設備及び排気設備は原子炉施設としての使用を停止し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。

液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設については解体撤去済みであり、解体の対象となる施設はない。

チ．放射線管理施設

・ダストモニタ及び屋外γモニタを撤去する。

・ダストモニタは解体し、クリアランス廃棄物と同基準を超える廃棄物とに区分して、容器に収納する。

・非管理区域に設置してある屋外γモニタを一般産業廃棄物として処分する。

・個人モニタ及び携帯用サーベイメータは、原子炉施設としての使用を停止し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。

リ．原子炉格納施設

・原子炉室は原子炉本体の解体後、床面ははつり、除染を行い、壁面は除染する。

・原子炉室は原子炉施設としての使用を停止し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。

ヌ．その他原子炉の付属施設

・機能停止していた非常用電源設備であるディーゼル発電機を一般産業廃棄物として処分する。

6．廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

平成 16 年度に実施した原子炉の運転機能停止から燃料体搬出まで （第 1 段階）の後、核燃料物質である全ての燃料要素は米国エネルギー省の「海外試験研究用原子炉燃料の引き取り政策*)」に基づいて米国へ引渡すこととし、平成 17 年度は主に燃料輸送の準備作業を行い、原子炉施設における工事等は実施しなかった。平成 18 年度には燃料要素の事業所外への搬出を行い、燃料輸送を平成 18 年 10 月に終了した（添付資料参照）。これにより、核燃料物質の譲渡しが完了した。燃料輸送に伴い、原子炉室内において使用済燃料貯蔵容器

から燃料要素を取り出して検査を行い、輸送容器に収納した。本作業は、被ばく低減及びシッピング検査のため、これらの容器に注水した状態で実施した。使用した水は約 1.6m^3 である。作業終了後に放射能濃度を測定し、「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等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」（昭和 63 年 7 月 26 日科学技術庁告示第 20 号。以下、「告示」という。）第 9 条に定める濃度限度を超えないことを確認して施設外へ放出した。また、本作業に使用した資機材のうち燃料要素に接触ないし接触したおそれのある物は原子炉室内に保管した。

なお、表面線量率は最大で 0.09 μ Sv/h である。

*)Record of Decision for a Nuclear Weapons Nonproliferation Policy Concerning Foreign Research Reactor Spent Fuels, May 13, 1966

以上の一連の原子炉室内等での作業を終了した後、原子炉室床面等の作業場所のスミヤ検査を行い、告示第 5 条に定める表面密度限度の 10 分の 1 を十分下回ることを確認した。

なお、核分裂計数管は、核燃料物質使用施設の貯蔵施設に保管している。

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 汚染の状況

核燃料物質で汚染または汚染された可能性のあるものは原子炉が設置されている原子炉室内、本館内で気体廃棄物の廃棄施設が設置されている排風機室内と原子炉補機室（現在は固体廃棄物貯蔵庫に保管廃棄されていた放射性固体廃棄物を移動して保管もしている。）内である。これらの区域は図 2　原子炉施設の概要及び管理区域の通り、管理区域に設定している。なお、液体廃棄物の廃棄施設と固体廃棄物貯蔵庫も核燃料物質で汚染または汚染された可能性があるが、それらの解体撤去は廃止措置の中で実施済みであり、それら施設の汚染の除去は、5.3 解体の対象となる施設とその解体状況並びに解体の方法の(2)燃料体搬出後から解体撤去の前までの段階（第 2 段階）において示した通りである。

核燃料物質で汚染または汚染された可能性のあるものには二種類あり、原子炉の炉心周りにおいて、炉心の中性子による放射化で生成された放射化汚染物質と放射化された腐食生成物等が機器に付着する二次性汚染物質である。

放射化汚染物質は、原子炉本体を構成する炉内構造物と放射線遮へい体等及びその周辺に配置された制御棒等の機器である。表面線量率は、平成 16 年に実施した測定実績から最大でも 20mSv/h である。1 μ Sv/h を超える機器は原子炉室内の B ホールないしは照射室に保管している。これ以外の設備・機器

の表面線量率は自然の空間線量率と同程度であり、現状の据付状態ないしは容器等に収納して管理区域内に保管している。

後者の二次汚染物質は冷却系統の配管、気体廃棄物廃棄施設及び液体廃棄物廃棄設備の設備・機器、原子炉室の壁面等が汚染の可能性があるものであるが、汚染の除去を必要とするものの量は少なく、解体工事の中で放射能測定を行い、評価、対応する。なお、二次性汚染物質と考えられる原子炉室の床面は原子炉本体の解体後、はつりを行い、除染する。

一方、原子炉タンク及び放射線遮へい体、水平実験孔、熱中性子柱の構造物及び照射室の原子炉本体の炉心の中性子による放射化汚染物質については発生量を評価しておく必要がある。

第 2 段階では、上記の状態で保管管理を行う。これらの設備・機器の汚染の除去は、第 3 段階において解体し、撤去することにより行う。放射能量の詳細な評価は、第 2 段階において、詳細な解体方法の策定に先立って行っている。

7.2 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法

(1)概要

原子炉施設に残存する放射性物質は、放射化汚染物質と二次汚染物質に分けることができる。放射化汚染物質は、炉心内及び炉心周辺部に設置されている炉心内構造物及び放射線遮へいコンクリート等が中性子照射を受けて放射化することにより発生し、残存するものである。二次汚染物質は、放射化した腐食生成物等が機器に付着することにより、施設内に残存するものである。武蔵工大炉における放射化及び二次汚染物質の評価は、それぞれ以下のとおりである。

(2)放射化汚染物質

1)評価方法

放射化放射能については、原子炉廻りの中性子輸送計算により求めた中性子束分布を基に、炉心内構造物及び炉心周辺部に設置されている放射線遮へいコンクリート等の構造物の組成と運転実績とから、原子炉運転中の放射性核種の生成・減衰、原子炉運転停止後の減衰を計算により評価した。中性子束分布計算には二次元 Sn 法輸送計算コード DOT3.5[4-1)]を用い、放射化汚染物質の放射能濃度の計算には中性子スペクトルの変化（３群）が考慮できる ORIGEN-S[4-2)]を用いた。図 5-1 に評価フローを示した。

4-1)Rhoades, W. A.and Mynatt, F. R.,"DOT III two-dimensional discrete ordinates transport code," Oak Ridge National Lab., ORNL/TM-4280 (1973)

4-2)RSIC Computer Code Collection, "ORIGEN-79 : Isotope Generation and Depletion Code - Matrix Exponential Method -," ORNL,CCC-217 (1979)

イ．中性子束計算

図 5-2 及び図 5-3 は、それぞれ原子炉の縦断面図及び水平断面図である。計算体系は炉心中心軸を Z 軸とする 2 次元 R-Z 体系である。中性子輸送計算には、核データファイル JENDL-3.2 から作成された 100 群定数を ANISN コードによる 26 群に縮約した定数を用いた。2 次元中性子輸送計算には DOT3.5 を用いた。

ロ．放射能計算

放射化計算は中性子スペクトルの考慮（3 群）ができる ORIGEN-S を使用した。不純物を含めた構造物の構成材料の元素組成を表 5-1 に示す。照射条件として、照射期間は、原子炉運転期間(1963 年 1 月 30 日～1989 年 12 月 21 日)とし連続照射とした。その間の原子炉熱出力は平均値とし、積算出力と原子炉運転期間から下記の式より (1107.450MWh+375.773MWh) / ((8091 日+1610 日)×24h) = 6.37×10^{-3}（MW）とする。照射期間中の中性子束は中性子束レベルが原子炉熱出力に比例するものとして、0.1MW 時の中性子束を熱出力の平均値に規格化した値を使用した。

2)評価結果

放射能濃度の評価時点は平成 29 年 12 月 31 日時点（原子炉停止から 10237 日後）とし、構造物ごとの放射能濃度と放射性廃棄物の区分を評価した。なお，長大な構造物に関しては放射性廃棄物の区分毎の分割位置を評価した。評価結果を図 5-4 に示す。原子炉タンクをはじめ炉心近傍の金属材料は全てアルミニウムである。運転中に生成される主要核種は Al-28 であるが、半減期が約 21 時間と短寿命のため速やかに減衰する。炉停止後数年では Fe-55 が主要核種であるが、武蔵工大炉は平成 29 年の時点で炉停止後約 30 年を経過しており、半減期の長い Co-60、Ni-63 が主要な核種となる。その他、反射体の構成材料はグラファイトである。炭素そのものの放射化は無視できる程度であるが、含有不純物の Li、Co、Ni から生成される H-3、Co-60、Ni-63 が主要な核種である。放射能は低いが、物量として最も多い砂鉄入りコンクリートは比重を高めるために砂鉄を添加しているので、鉄成分が多い。炉停止後数年での主要核種は、Fe-55、H-3、Co-60 であるが、30 年経過すると、これらが減衰して、半減期の長い核種 Ca-41 等も同一レベルの強さになってくる。

3)放射性廃棄物の区分毎の評価結果

廃棄物の放射能レベル区分は

(i)低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが比較的高い廃棄物（L1）
(ii)低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが比較的低い廃棄物（L2）
(iii)低レベル放射性廃棄物のうち放射能レベルが極めて低い廃棄物（L3）
(iv)クリアランスレベル以下の（放射性物質として扱う必要のない）廃棄物（CL）

となっており、評価した原子炉本体の各部位の中性子束から放射能濃度及び発生量を評価した。

2)に示す残存放射性物質の評価結果に基づいて管理区域内の各施設・設備の解体で発生する放射性廃棄物又は放射性物質として扱う必要のない物の量を推定した。推定結果を表 5-2 に、同表の放射能レベル区分の適用基準を表 5-3 に示す。放射性廃棄物は全て低レベル放射性廃棄物である。炉心近傍の原子炉タンクの一部、炉内構造物のグリッド板、反射体、制御棒など、実験設備の気送管、熱中性子柱や水平実験孔の構造材の一部並びにそれらの外側ないし上部に位置している原子炉タンク、気送管、中央実験管、水平実験孔、放射線遮へい体の砂鉄入りコンクリート等々が埋設処分方法として「ピット処分」ないしは「トレンチ処分」に該当するものと評価された。さらにその外周ないし上部に位置している原子炉タンク、気送管、中央実験管、水平実験孔、放射線遮へい体の砂鉄入りコンクリート、等々や使用済燃料貯蔵プール純水装置、燃料移動装置などが「放射性物質として扱う必要のない物」と評価した。

4)放射化汚染物質の分布

以上の放射化汚染物質の放射能濃度の評価方法を基に、炉心タンク本体（アルミニウム）、生体遮へいの内の原子炉タンク上部の普通コンクリート・鉄筋（炭素鋼）、照射室周りの普通コンクリート・鉄筋（炭素鋼）、砂鉄入りコンクリート・鉄筋（炭素鋼）、移動扉の重コンクリート・鉄筋（炭素鋼）、水平実験孔のアルミニウム管、原子炉タンク内アルミニウム製設備における放射化汚染物質の分布を評価したが、その結果は先に示した図 5-4 と表 5-2 の通りである。

7.3 除染の方法

核燃料物質で汚染または汚染された可能性のあるもののうち、放射化された腐食生成物等が機器に付着する二次性汚染物質は冷却系統の配管、気体廃棄物廃棄施設及び液体廃棄物廃棄設備の設備・機器等が対象となるが、汚染の除去を必要とするものの量は少なく、解体工事の中で放射能測定を行い、評価、対応する。なお、二次性汚染物質と考えられる原子炉室の床面は原子炉本体の解

体後、はつりを行い、除染する。

核燃料物質で汚染または汚染された可能性のあるもののうち、原子炉の炉心周りにおいて、炉心の中性子による放射化で生成された放射化汚染物質は原子炉本体の原子炉タンク及び放射線遮へい体、水平実験孔、熱中性子柱の構造物及び照射室が対象となるが、それらの放射化汚染物質の分布は炉心周りの中性子輸送計算と構造物の組成ならびに運転実績から評価し、８．において、発生量の見込みを示すが、解体工事の中で放射能測定を行い、放射性廃棄物の区分に分類する。

８．廃止措置において廃棄する核燃料物質等の発生量の見込み及びその廃棄

8.1 気体廃棄物

放射線作業中並びに気体廃棄物の廃棄施設の性能検査においては送風及び排気設備を運転し、気体廃棄物は、気体廃棄物の廃棄施設の高性能フィルタでろ過した後、排気モニタにより放射性物質の濃度が基準値以下であることを連続監視しながら、排気塔から放出する。

なお、上記の基準値は告示別表第 2 に掲げる周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度限度（4×10^{-8}Bq/cm^3）を超えないように設定する。

8.2 液体廃棄物

原液貯槽に一時貯留した液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備の機能停止に先立って、放射能濃度を測定し、告示別表第 2 に掲げる周辺監視区域外の水中の放射性物質の濃度限度（7×10^{-4}Bq/cm^3）以下であることを確認して、排水設備から事業所外へ放出した。本放出による総放射能量は、保安規定に定められた放出管理目標値 37MBq/年を超えなかった。

機能停止措置の後は、第 3 段階の解体撤去の前までの段階において、原子炉施設から放射性液体廃棄物の発生はない。

なお、原子炉タンク水については、上記の濃度限度以下であることを確認して排水を終えている。

8.3 固体廃棄物

イ．発生量

(1)原子炉運転中に発生した廃棄物

運転中に発生した固体廃棄物の量は約 250kg であり、雑固体廃棄物を 200ℓ ドラム缶 3 本に、イオン交換樹脂を 200ℓ ドラム缶 2 本に収納して、固体廃棄物貯蔵庫に保管していたが、廃止措置の第 2 段階中の平成 23 年度に、固体廃棄物貯蔵庫を解体撤去し、固体廃棄物は原子炉室内に移動、

保管している。また、 廃止措置中の平成 27 年に気体廃棄物の廃棄施設で使用していたフィルタを新規に交換したことにより、ドラム缶 7 本相当の廃棄物が発生し、原子炉室内にて保管している。

(2)平成 16 年度から平成 23 年度までに発生した廃棄物

廃止措置に着手した平成 16 年から平成 22 年までの間、廃止措置作業に伴い発生した固体廃棄物は、布、ポリエチレンシートなど約 80kg である。これらは、シートで養生して原子炉室内に保管し、その後、ドラム缶に収納し、保管している。

平成２３年度には廃棄物処理場の解体撤去を行い、液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設である固体廃棄物貯蔵庫を解体撤去し、原子炉室にドラム缶９７本相当の解体撤去物を保管している。また、放射線量がある炉心構造物等の解体廃棄物ドラム缶５本相当を B ホールに保管している。

(3)解体に伴い発生する廃棄物の推定量

５．解体の対象となる施設及びその解体の方法において解体の対象となる施設に対して、７．廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去の 7.2 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法において評価した解体に伴い発生すると想定される廃棄物の量は表 5-3 の区分に対して、表 5-2 に示したとおりである。なお、放射能の評価時点は平成 29 年 12 月 31 日とした。

ロ．廃棄の方法

上記の(1)～(3)の廃棄物は材質、性状及び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外部処分場に搬出する。廃棄物のうち、クリアランス廃棄物については検認を受けた後に再利用ないし一般産業廃棄物として事業所外搬出又は事業所敷地内において処分する。なお、固体廃棄物は外部処分場に搬出するまでの間、保安規定に基づき、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。

９．廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

9.1 放射線管理及び被ばく管理

廃止措置期間中の作業環境における放射線監視、被ばく管理、放射性廃棄物の管理、放射線業務従事者等の出入管理及び搬出物品の管理、管理区域の設定

及び解除並びに周辺環境の放射線監視は、東京都市大学原子力研究所の原子炉保安規定（以下、「保安規定」という。）に基づいて実施し、法令又は保安規定で定める基準値を超えないようにする。

解体工事にあたっては、随時、必要な放射線モニタリングを実施するとともに作業方法等の評価を行い、必要に応じて作業方法及び放射線防護方法の改善等の適切な措置を講じ、放射線業務従事者の被ばくの低減化を図る。そのために必要とされる放射線管理用測定機器類、排気モニタ等の放射線管理施設の維持管理を行う。

イ．作業環境の放射線監視及び被ばく管理

(1)作業環境の放射線監視

1)線量率

管理区域内の線量率は、サーベイメータにより放射線レベルの監視を行う。放射線業務従事者が頻繁に立入る場所については、定期的に線量率を測定し、異常のないことを確認する。

解体に伴って、放射線遮へい状況の変化、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における放射性物質の表面汚染密度は、定期的にスミヤ法によって測定し、異常のないことを確認する。また、表面汚染の発生するおそれのある作業を行う場合等は、必要に応じてサーベイ法を併用して汚染の管理を行う。

3)空気汚染

管理区域内の空気中放射性物質の濃度は、ダストモニタによって作業中連続して監視する。汚染機器、配管等の切断等による空気汚染が発生するおそれのある作業を行う場合には、必要に応じて汚染拡大防止囲いを設置するとともに、可搬式ダストサンプラを配置し、作業環境の空気中放射性物質の濃度を監視する。

(2)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線量の低減を図る。

解体工事中の個人の外部被ばくに係る線量は、放射線測定器で測定する。

内部被ばくに係る線量は、必要に応じて作業環境の空気中放射性物質の濃度測定値より計算により評価する。

また、作業を実施する前に計画線量を設定し、適宜、線量の実績値と比較して、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。

ロ．放射線業務従事者の出入り及び搬出物品管理

⑴出入り管理

放射線業務従事者に対しては、作業開始前に当該作業について指示や教育訓練を行い、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、放射線測定器及び保護衣等の作業上必要な防護具を着用させ作業を行う。また、管理区域から退出するときは、ハンド・フット・クロー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講ずる。

⑵搬出物品の管理

管理区域から物品を搬出するときは、放射性物質の表面汚染密度を測定して、記録し、保安規定に定める基準を超えた物品が持ち出されないように管理する。

ハ．一時管理区域の設定及び解除

⑴一時管理区域の設定

解体工事の進捗に伴って既存の管理区域以外の区域における線量等が法令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講ずる。

⑵一時管理区域の解除

⑴で設定された一時管理区域の線量等が管理区域の設定に係る値以下であることが確認された場合には、汚染状況や解体状況等を考慮してその設定を解除する。

ニ．周辺環境の放射線監視

⑴平常時における放射線監視

周辺監視区域外の線量が法令に定める値を超えないようにし、これを確

認するため、放出放射能量及び気象条件に基づいて周辺監視区域外の実効線量の評価を行うとともに、放射線線量率及び空気中の放射性物質濃度の監視を行う。

⑵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、サーベイメータ等を用いて敷地周辺の放射線測定、環境試料の採取・測定等を行う。

9.2 被ばく評価

イ．放射線業務従事者の集団実効線量

⑴第 1 段階の廃止措置の工事に係る集団実効線量

第 1 段階において放射線の被ばくを伴う工事は、設備・機器の線量率を測定して保管場所に収納する作業及び燃料要素の搬出に係る作業である。平成 16 年に実施した前者の作業における集団実効線量は 0.7 人･mSv であり、平成 18 年に実施した後者における集団実効線量は、1.2 人･mSv であった。

⑵第 2 段階の廃止措置の工事に係る集団実効線量

平成 19 年度以降、解体撤去を開始する前までの第 2 段階の期間は、総じて一部設備・機器の機能停止を行い、設備･機器の保管管理を継続し、特段、放射線の被ばくを伴う工事は予定していない。放射性廃棄物の廃棄施設のうち液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備の撤去工事を行ったが、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バックグランド程度であり、放射線業務従事者に特段の被ばくを生じるものではなかった。

⑶第 3 段階の廃止措置の工事に係る集団実効線量

原子炉タンク・放射線遮へいコンクリート等の解体撤去を行う第 3 段階において放射線の被ばくを伴う工事は、炉内構造物の切断・容器への収納作業である。作業にあたっては、距離、遮へい等の被ばく低減を図り、機器から 1 mは離れて作業を行う。平成 16 年に実施した機器の表面線量測定の実績から炉内構造物の表面から 1 mの距離での線量率を 50 μSv/h 程度とすることは容易である。切断及び保管容器への収納作業に要する人工数（人・時間）は 100 程度と見積もられるので、集団実効線量は 5mSv・人を超えないと予測される。

ロ．平常作業時における公衆の実効線量

(1)放射性気体廃棄物の放出による実効線量

放射性希ガス及びヨウ素は発生しないため、放射性希ガス及びヨウ素による周辺公衆の被ばくは発生しない。放射性塵埃は、第 2 段階では発生を伴う工事は計画していないため、これによる周辺公衆の被ばくの発生はない。また、第 3 段階における解体撤去工事においては、放射性塵埃の放出は十分に低くなるような工法を採用することとするため、放射性塵埃による公衆の被ばくは十分小さく保つことができるが、詳細な工事内容及び解体撤去の方法を確定した後に評価することとする。

(2)放射性液体廃棄物の放出による実効線量

第 2 段階において、液体廃棄物の廃棄設備は機能停止措置の後、撤去した。この撤去工事においては、放射性液体廃棄物の発生はない。また、第 2 段階においては、一部設備・機器の機能停止と設備・機器の保管管理を行うが、液体廃棄物は管理区域の出入に伴う手洗いの水等であり、それらの放射能濃度は自然放射能と同程度であることから、放射性液体廃棄物の放出による公衆の被ばくの発生はない。第 3 段階の解体撤去工事においては放射性液体廃棄物の発生のない工法を採用することを計画しており、発生したとしても少量の機器･配管洗浄水等である。これらの液体廃棄物は、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、放出するので、これによる実効線量は十分小さくできる。また、第 2 段階において原子炉から発生する放射性液体廃棄物は無いことから、液体廃棄物の廃棄設備の機能停止を行うが、上記に示す機器・配管洗浄水についての処理方法についても、詳細な工事内容及び解体撤去の方法を確定した後に評価することとする。

(3)放射性固体廃棄物による実効線量

放射性固体廃棄物については、廃止措置期間中を通して保管容器等の表面における放射線線量率を 1μSv/h を超えないように原子炉室内で保管管理を行う。表面線量率を 1μSv/h として、１０．の 10.2 に示す公衆の被ばく評価と同様な方法で保管中の固体廃棄物からの公衆の被ばくを推定した。直接線及びスカイシャインによる被ばく量は、それぞれ 0.025μSv/y 及び 0.01μSv/y であり、合計で 0.035μSv/y となった。固体廃棄物による実効線量は、原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（平成元年 3 月［平成 13 年 3 月一部改訂］）で示された 50μSv/y より十

分小さい。

放射性廃棄物の廃棄施設のうち液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備の撤去工事おいては、固体廃棄物貯蔵庫に保管している雑固体廃棄物 200ℓドラム缶 3 本及びイオン交換樹脂 200ℓドラム缶 2 本を原子炉室に移動した。これらのドラム缶の表面線量率は、1 本が最大 12μSv/h、もう 1 本が最大 1μSv/h で、他はバックグラウンド程度である。これらを原子炉室に移送した場合において、ドラム缶の表面線量率を合せて 13μSv/h とし、保管中の固体廃棄物からの公衆の被ばくを上記に示した１０．の 10.2 に示すに示す公衆の被ばく評価と同様な方法で評価を行うと、直接線及びスカイシャインによる被ばく量は、それぞれ 0.325μSv/y 及び 0.13μSv/y であり、合計で 0.455μSv/y となる。この線量に上記の 0.035μSv/y と合せた 0.49μSv/y が固体廃棄物貯蔵庫に保管している 200ℓドラム缶 5 本を原子炉室に移動した後の被ばく量となるが、50μSv/y より十分小さい。さらに、液体廃棄物の廃棄設備の撤去により発生した撤去物を容器に収納して原子炉室内に搬入しても、それらの放射能が自然計数率を超えるものはほとんどなかったため公衆の実効線量を上げるものではない。なお、第 3 段階の工事に係る被ばく評価については、詳細な工事内容及び解体撤去の方法を確定した後に見直すこととする。

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

10.1 概要

武蔵工大炉は平成 16 年に廃止措置に着手し、第 1 段階では原子炉の運転停止に伴う各系統・設備の運転機能の停止措置を行い、当該施設で放射能の高い設備･機器は放射線遮へいを施して原子炉室内のエリア（B ホール）に保管し、平成 18 年度には全ての燃料要素を事業所外へ搬出した。このことから、運転中の原子炉施設と比較して潜在的な危険性は格段に低下した。したがって、公衆に影響を与える事故を想定することは困難である。しかしながら、平成 19 年度以降は設備・機器の保管を継続し、放射性廃棄物を外部処分場に搬出する見通しが得られた段階で設備・機器の解体撤去を行う予定であり、ここでは、暫定的に、解体撤去工事中に原子炉室内に保管中の放射能が高い機器を放射線遮へいのない状況においた事故を想定して、公衆の被ばくの評価を行った。本内容については、詳細な工事内容及び解体撤去の方法を確定した後に見直すこととする。

10.2 評価

(1)事故の選定

1)工事上の過失、機械若しくは装置の故障

工事にあたっては、放射線遮へいなどの被ばく低減措置、汚染拡大防止囲いなどの措置を施し、また十分な計画性を持って作業を進めるので、もし、工事上の過失、機械若しくは装置に故障があっても格納施設が健全である限り公衆の被ばく想定する必要はない。

2)地震

原子炉施設では、各施設・設備について安全設計上の重要度に応じた耐震クラスを設定し、それぞれに応じた設計地震力に対して十分な耐震性を有する設計を行っている。また、解体にあたっては、解体する施設・設備の耐震クラスと耐震設計を考慮して、必要な強度を確保して作業を進める。しかしながら、万一、機器を保管している B ホールの放射線遮へいコンクリートが外れて、放射線遮へいのない状態が生じた場合には、公衆の被ばくの評価をしておく必要がある。修復作業のために職員が集結し、クレーンの準備等を含め修復に要する時間は、数時間で十分である。

3)火災

各設備・機器の解体にあたっては、次の要素を組み合わせた措置を講じるので、廃止措置期間中において、火災に起因する事故を想定する必要はない。

イ．解体に用いる各器材には、できるだけ不燃性又は難燃性材料を用いる。なお、解体対象となる各施設・設備は、できるだけ不燃性又は難燃性材料を用いて製作している。

ロ．火災が発生した場合、早期に感知して消火を行うため、適切な火災警報設備及び消火設備を、解体の進捗状況に応じて必要な場所に随時配置する。

ハ．原子炉施設内の各区域は、必要に応じて隣接する区域の火災の影響を緩和できる構造となっている。

4)その他の災害

イ．台風

原子炉施設は、「建築基準法」(昭和 25 年 5 月 24 日法律第 201 号)に定める基準に従って、風荷重に対する設計が行われている。また、各施設・設備の解体にあたっても、原子炉建屋等は、その解体まで適切に維持管

理し、必要な強度を確保する。したがって、廃止措置期間中において、台風等の風に起因する事故を想定する必要はない。

ロ．津波及び洪水

原子炉施設の設置場所は、十分な敷地高さを有するとともに、河川及び海からの十分な距離を有しており、原子炉施設が洪水及び津波の影響を受けることはないものと考えられる。したがって、廃止措置期間中において、津波及び洪水に起因する事故を想定する必要はない。

(2)放射線遮へい喪失事故時の公衆の被ばく評価

1)前提条件

イ．地震が発生し、原子炉室内で機器を保管しているBホールの放射線遮へいコンクリートが崩れる。

ロ．原子炉室は十分な耐震性能を有するので健全である。

ハ．放射線の線源強度は保管している機器の総和とする。その値は、平成16年に測定実績から表面線量率で35mSv/hである。

ニ．修復に1日を要する。

2)計算方法

放射化された機器が原子炉室中央の床面に置かれた場合の周辺監視区域境界までの最短距離（80m）の地点での公衆の実効線量を評価する。核種はエネルギーの高いCo-60とする。直接線による線量評価では等価点線源モデルを用い原子炉室及び建屋を合せた壁厚を38cmとした。スカイシャインによる線量評価では、同様に等価点線源モデルを用い、計算式は「放射線物理と加速器安全の工学」（中村尚司 著、地人書館）によった。アルミニウム10cm相当の建屋天井の遮へい効果は無視する。

3)評価結果

計算の結果、直接線による線量率及びスカイシャイン線量率は、それぞれ0.1μSv/h及び0.04μSv/hとなった。一日対応できなかったとしても、評価点における被ばく量は4μSvを超えることはない。

上記の評価結果は、事故時のリスクが小さいと判断される基準（5mSv）と比較して十分に低く、公衆に対する著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

１１．廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用等原子炉施設及びその性能等並びにその性能等を維持すべき期間

11.1 廃止措置期間中に機能を維持すべき原子炉施設

⑴廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

武蔵工大炉について廃止措置期間中においてもその安全性を確保するため、廃止措置期間中に性能を維持すべき原子炉施設（以下、「性能維持施設」という。）を東京都市大学原子力研究所の原子炉保安規定（以下、「保安規定」という。）に基づき性能を維持し、廃止措置期間中の武蔵工大炉を適切に管理する。

表 6 に第２段階において、原子炉施設の区分毎に設備・機器の機能を停止あるいは放射性廃棄物の廃棄施設等の一部を解体撤去した後で、その後の撤去を行う第３段階まで、施設区分毎に性能維持施設について、その性能を維持する必要の有無及びその性能を、表 7 には性能を維持する期間を廃止措置の各段階に対応させて示した。以下に、施設区分毎に説明する。

⑵原子炉本体

原子炉本体は、平成 16 年に全ての設備・機器の機能を停止した。グリッド板、制御棒導管、反射体、中央実験管等々の炉内構造物は原子炉タンクから撤去して、表面線量率が 0.1μSv/h を超えるものはコンクリート遮へい体で被ばく低減の措置を講じた原子炉室内のエリア（以下、「B ホール」という。）に、0.1μSv/h 以下のものは収納箱に納めて原子炉室内に保管している。平成 18 年には使用済燃料貯蔵容器に保管していた全ての燃料要素を事業所外に搬出した。また、原子炉タンク、放射線遮へいコンクリート及び照射室等は解体撤去を始めるまで廃止措置前の据付状態で保管している。B ホールの放射線遮へい性能を維持する他、原子炉本体の設備で性能を維持する必要があるものはない。

⑶核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、平成 16 年に燃料取扱器具及び使用済燃料貯蔵設備を除いて機能を停止した。これらの設備・機器も、平成 18 年に燃料要素を事業所外に搬出したことから機能を停止した。解体撤去を始めるまで使用済燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵プールは廃止措置前の据付状態で保管し、その他の設備・機器は原子炉室内ないし補機室内に保管する。核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の設備で性能を維持する必要があるものはない。

(4)原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設は、平成 16 年に全ての設備・機器の機能を停止した。一次冷却設備のうち原子炉タンク内の出入口配管を撤去し、収納箱に納めて原子炉室内に保管している他、他の設備・機器は解体撤去を始めるまで廃止措置前の据付状態で保管する。原子炉冷却系統施設で性能を維持する必要があるものはない。

(5)計測制御系統施設

計測制御系統施設は、平成 16 年に全ての設備・機器の機能を停止した。計装設備のうち検出器は撤去して核分裂計数管は核燃料物質使用施設の貯蔵施設に、ガンマ線補償型電離箱及び非補償型電離箱は B ホールに保管している。制御盤は解体撤去を始めるまで廃止措置前の据付状態で保管する。水放射能モニタ他の安全保護回路設備も解体撤去を始めるまで廃止措置前の据付状態で保管する。制御設備のうち制御棒は B ホールに、制御棒駆動装置は制御室に保管している。計測制御系統施設で性能を維持する必要があるものはない。

(6)放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子炉室等の管理区域内に放射性物質を内包していることから、管理区域内における汚染拡大を防止し、気体状の放射性物質の原子炉施設外への放出を抑制するため、表 6 及び表 7 に気体廃棄物の廃棄設備の主要な設備について、廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間を示し、保安規定に基づき性能を維持する。気体廃棄物の廃棄施設のうち水封ダンパについては、平成 18 年に燃料要素を事業所外に搬出したことから、機能を停止し、据付状態で保管している。液体廃棄物の廃棄設備については、撤去し、「放射性廃棄物でない廃棄物」（以下、「NR 物」という。）と NR 物に該当しないもの（以下、「非 NR 物」という。）とに分別して、後者は容器に収納又はシート養生して原子炉室において保管している。固体廃棄物の廃棄設備である固体廃棄物貯蔵庫は、保管している固体廃棄物を原子室に移動した後、撤去し、非 NR 物は原子炉室において保管している。

(7)放射線管理施設

放射線管理施設は、原子炉室等の管理区域内に放射性物質を内包していることから、管理区域内における解体工事等に係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ため、表

6 及び表 7 に屋内及び屋外管理用の主要な設備について、廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間を示し、保安規定に基づき性能を維持する。

なお、原子炉の運転を行わないことから、エリアモニタ及び風向・風速計は、平成 16 年に機能を停止し、廃止措置前の据付状態で保管している。

(8)原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉室等の管理区域内に放射性物質を内包していることから、解体工事等における管理区域外への汚染拡大を防止するため、表 6 及び表 7 に廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間を示し、保安規定に基づき性能を維持する。

(9)その他原子炉の附属施設

その他原子炉の附属施設には、非常用電源設備がある。非常用電源設備は、原子炉の運転を行わないことから、平成 16 年に機能を停止し、廃止措置前の据付状態で保管している。原子炉の附属施設で性能を維持する必要があるものはない。

11.2 性能維持施設の性能並びにその性能等を維持すべき期間

(1)位置

武蔵工大炉は２．の通り、神奈川県川崎市麻生区王禅寺９７１番地の東京都市大学原子力研究所に所在し、濃縮ウラン水素化ジルコニウム減速軽水冷却固体均質型（TRIGA－Ⅱ型）で最大熱出力 100kW の原子炉である。原子炉施設の配置は図 1 に、原子炉施設の概要は図 2 及び図 3 に示した通りであり、図 2 には管理区域の範囲も示し、図 3 は原子炉縦断面図である。

図 1 の通り、敷地内には原子炉施設である原子炉室があり、その中に、原子炉施設の原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、原子炉格納施設（原子炉室）並びにその他原子炉の附属施設がある。放射性廃棄物の廃棄施設のうちの気体廃棄物の廃棄施設の一部は東京都市大学原子力研究所に併設する放射性同位元素使用施設（図 1 では本館と記載）と供用する場所に設置してあり、汚染検査室は放射性同位元素使用施設と共用である。また、原子炉冷却系統施設並びに放射線管理施設の一部で、放射線管理の対象とならない設備が放射性同位元素使用施設（図 1 では本館と記載）の屋上にある。

また、武蔵工大炉は廃止措置中の原子炉施設であり、５．に記載した通り、

各原子炉施設区分の多くの設備・機器を機能停止とし、原子炉室外の廃棄物処理場にあった放射性廃棄物の廃棄施設のうちの液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設の固体廃棄物貯蔵庫は解体撤去済みであり、廃棄物処理場は管理区域から解除している。

性能維持施設については、11.1 において、原子炉施設区分毎に記載し、以下の(2)において、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示す。

(2)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、その性能並びにその性能を維持すべき期間については、11.1 において、原子炉施設区分毎に記載したが、性能維持施設の構造及び設備を加え、それらをまとめたものを表 8 に示す。なお、表 8 に示した性能維持施設は「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」(昭和 32 年 12 月 9 日総理府令第 83 号)第 3 条の 11 に定める定期事業者検査を要するものであり、定期事業者検査において、維持すべき性能を満足することを確認する。

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

廃止措置に必要な費用の見積もりには国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が作成した原子力施設廃止措置費用簡易評価コード（DECOST[12-1)]）を使用して行った。その利用マニュアルにおいて、対象施設として、原子炉施設を選択した。当該マニュアルにおいて、当該対象施設の評価に用いる評価項目として、調査・計画費、安全貯蔵費、金属解体物対象の機器解体費（Ｌ２とＬ３）、金属解体物対象の機器解体費（ＣＬとＮＲ）、はつり費、コンクリート解体物対象の建屋・構造物解体費（Ｌ２とＬ３）、コンクリート解体物対象の建屋・構造物解体費（ＣＬとＮＲ）、放射能測定費、放射線管理費、現地管理費、設備・資材費、廃棄物容器費、解体期間中維持管理費、諸経費及び消費税を選択した。放射能測定はＬ２、Ｌ３、ＣＬ及びＮＲの全ての金属解体物対象の機器解体物、Ｌ２、Ｌ３、ＣＬ及びＮＲの全てのコンクリート解体物対象の建屋・構造物解体物に対して行うこととし、放射能測定費を評価した。ここで、Ｌ２、Ｌ３、ＣＬ及びＮＲの全ての金属解体物対象の機器解体物とＬ２、Ｌ３、ＣＬ及びＮＲの全てのコンクリート解体物対象の建屋・構造物解体物の発生量は８.廃止措置において廃棄する核燃料物質等の発生量の見込み及びその廃棄の 8.3 固体廃棄物イ．(3)解体に伴い発生する廃棄物の推定量において示した解体に伴い発生すると想定される廃棄物の量の表 5-2 のものを使用した。武蔵工大炉

の廃止措置においては解体前除染費は想定していないか、発生しても費用は多くかからないと想定して、評価項目から除外した。

なお、原子炉室外の廃棄物処理場にあった放射性廃棄物の廃棄施設のうちの液体廃棄物の廃棄施設及び固体廃棄物の廃棄施設の固体廃棄物貯蔵庫は解体撤去済みであり、廃棄物処理場は既に管理区域から解除しているが、費用の見積りにおいては、これらに係る廃止措置に要する費用も合わせて評価した。

DECOST では各評価項目において、人件費として、作業員単価、放射線管理者単価及び作業管理者単価を使用するが、本評価に当たっては外注者を使用することを考慮し、また、放射能測定における単位重量当たりの放射能測定に要する人工を別途の値として考慮した。

Ｌ２及びＬ３の金属解体物対象の機器解体物、Ｌ２及びＬ３の全てのコンクリート解体物対象の建屋・構造物解体物は廃棄物容器に封入するが、それに必要な廃棄物容器の数を評価し、DECOST で廃棄物容器費を評価した。なお、これら廃棄物容器は輸送・処理（物流）され、最終的に処分（処分場にて浅地層埋設処分）されるが、DECOST には放射性固体廃棄物の物流・処分費がないことから、その物流並びに処分費用は別途、概算で評価した。

以上の想定の下、DECOST をベースに評価した廃止措置に要する費用の見積りは１１．６億円程度となった。

[12-1)]高橋信雄、末金百合花、阪場亮祐、黒澤卓也、佐藤公一、目黒義弘、「原子力施設廃止措置費用簡易評価コード（DECOST）利用マニュアル」、日本原子力研究開発機構 核燃料・バックエンド研究開発部門 廃止措置技術開発室、JAEA-Testing 2018-002、2018 年 5 月 21 日

12.2 資金の調達計画

見積もった廃止措置に要する費用は武蔵工大炉の設置者である学校法人の経費により充当する。

１３．廃止措置の実施体制

廃止措置に係る武蔵工大炉の廃止措置に向けた組織体制の方針並び廃止措置の実施に当たり、その監督を行う者の選任の方針に関し、廃止措置は武蔵工大炉の保安管理体制の下に行うことから、原子炉保安規定上の組織に基づいて行う。図 6 は原子炉保安規定の保安管理組織である。

組織体制の方針に係り、原子炉保安規定の通り、所長は理事長並びに学長の命を受け、所長は基本方針を定め、図 6 の組織体制を確立し、廃止措置の実施を総括する。廃止措置の監督を行う者の選任の方針に係り、図 6 の組織体制の下で、原子炉主務者に監督を行わせることを方針とする。

廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持、技術者の確保、知識及び技術の維持向上等についての方針に係り、武蔵工大炉では設置当初から廃止

措置を開始後、現在まで、所長、原子炉主務者（廃止措置開始前は原子炉主任技術者）並びに原子炉施設管理室員として教員並びに技士を原子炉施設に係る技術者として維持、確保し、事務室としては事務室長以下の事務室員を維持、確保してきており、その体制の下、必要な情報の保持、技術者の確保、知識及び技術の維持向上等を行ってきており、その方針に変わりはない。

１４．廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置については、「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（以下「規則」）という。」に基づく品質マネジメントシステムにより、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

１．目的

原子力研究所は、「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（以下「規則」）という。」に基づき、廃止措置を行う武蔵工大炉の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を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。

２．適用範囲

品質マネジメントシステムは、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。

３．定義

品質マネジメントシステムにおける用語の定義は、規則及び「同規則の解釈（以下「解釈」）という。」に従うものとする。

４．品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1)原子力研究所は、保安活動に係る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に、継続的に改善する。

(2)原子力研究所は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。

a)原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度

b)原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に係る原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある危険要因及び当該危険要因の潜在的影響の大きさ

c)機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適

切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響

(3)原子力研究所は、業務・原子炉施設に適用される法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文章に反映する。

(4)原子力研究所は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。

a)プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセス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関係を明確にする。

c)プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な保安活動の状況を示す指標（以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。

d)プロセスの運用並びに監視及び測定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及び測定し、分析する。ただし、監視、測定することが困難な場合は、この限りではない。

f)プロセスについて、 業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。

g)プロセス及び組織を品質マネジメントシステムとの整合をとれたものにする。

h)意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。

(5)原子力研究所は、健全な安全文化を育成し、維持する活動を行う。

(6)原子力研究所は、業務・原子力施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。

(7)原子力研究所は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

原子力研究所は、品質マネジメントに関する文書について、保安活動の重要度に応じて次の文書を作成し、文書に規定する事項を実施する。

a)品質方針及び品質目標

b)品質マニュアル

c)規則が要求する手順及び規則

d)プロセスを実効的、計画的に実施するために必要な文書並びに図面

4.2.2 品質マニュアル

原子力研究所は、品質マニュアルに次に掲げる事項を記載する。

a)品質マネジメントシステムを適用する組織並びに業務内容上の範囲に関する事項

b)品質マネジメントシステムの計画、実施、評価、改善に関する事項

c)品質マネジメントシステムのために作成した文章の参照情報

d)品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

(1)原子力研究所は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。

(2)原子力研究所は、適切な品質マネジメント文書を利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。

a)品質マネジメント文書を発行するに当たり、妥当性をレビューし、発行を承認する。

b)品質マネジメント文書の改訂の必要性についてレビューするとともに、改訂する場合は、文書作成時と同様の手続きで承認すること。

c)文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。

d)文書の変更内容の識別及び最新の改訂版の識別を確実にする。

e)該当する文書の最新の改訂版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

f)文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

g)品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。

h)廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。

4.2.4 記録の管理

(1)原子力研究所は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの実効性のある実施を実証する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

(2)原子力研究所は、記録の識別、保管、保護、検索、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。

５．経営者の責任

5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施並びにその有効性を継続的に改善していることを実証するため、次の事項を行う。

a)品質方針を設定する。

b)品質目標が設定されていることを確実にする。

c)安全文化を育成し、維持する活動を促進する。

d)マネジメントレビューを実施する。

e)資源が使用できることを確実にする。

f)関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を組織内に周知する。

g)保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持っていることを要員に認識させる。

h)全ての階層で行われる決定が、原子力の安全について、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。

5.2 原子力の安全の重視

理事長は、確実に原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにする。

5.3 品質方針

理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針（安全文化を育成し維持する活動の方針を含む。）を設定する。

a)組織の目的及び状況に対して適切である。

b)要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。

c)品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。

d)組織全体に伝達され、理解される。

e)品質マネジメントシステムの継続的な改善のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1)理事長は、原子力研究所において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）を設定されていること

を確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画を作成されることを確実にする。
(2)品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針との整合性がとれているものとする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画
(1)理事長は、原子力研究所に 4.1 項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定されていることを確実にする。
(2)理事長は、プロセス、組織改正等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることを確実する。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。
a)変更の目的及びそれによって起こり得る結果
b)有効性の維持
c)資源の利用可能性
d)責任及び権限の割当て

5.5 責任、権限及びコミュニケーション
5.5.1 責任及び権限
理事長は、原子力研究所に保安に関する組織の部門の責任及び権限並びに組織内の部門相互間の業務のプロセスに関する手順を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行できるようにする。

5.5.2 品質マネジメント管理責任者
(1)理事長は、品質マネジメントシステムを管理、維持等の職務を実施する責任者（以下「品質マネジメント管理責任者」という。）を任命する。
(2)品質マネジメント管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、次に示す責任及び権限を持つ。
a)品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
b)品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。
c)原子力研究所において、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
d)関係法令を遵守する。

5.5.3 管理者

(1)理事長は、管理者が所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、当該プロセスにおいて、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

a)プロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。

b)業務に従事する要員の業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。

c)成果を含む実施状況について評価する。

d)安全文化を育成し、維持する。

e)関係法令を遵守する。

(2)管理者は、前項に規定する責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

a)品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。

b)要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。

c)原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。

d)要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させ、要員が、原子炉施設等の保安に関する問題の報告を積極的に行えるようにする。

e)要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。

(3)管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年 1 回以上（年度末及び必要に応じて）自己評価を実施する。

5.5.4 内部コミニュケーション

理事長は、原子力研究所にコミュニケーションが適切に行われことを確実にする。また、マネジメントレビューを通して、原子炉施設の品質マネジメントの有効性に関する情報交換、情報伝達が確実に行われるようにする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1)理事長は、品質マネジメントシステムが引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするため、年１回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。

(2)マネジメントレビューでは、品質方針を含む品質マネジメントシステムの改善の機会、変更の必要性の評価も行う。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

(1)品質マネジメント管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。

a)内部監査の結果

b)組織の外部の者からの意見

c)保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）

d)使用前事業者検査（溶接検査を含む。）、定期事業者検査

e)安全文化を育成し、維持するための取組みの実施状況

f)関係法令の遵守状況

g)不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況

h)前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ

i)品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

j)改善のための提案

k)資源の妥当性

l)保安活動の改善のために講じた処置の実効性

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1)理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、品質マネジメント管理責任者に必要な改善を指示する。

a)品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善

b)業務の計画及び実施に必要な改善

c)資源の必要性

d)健全な安全文化の育成及び維持の改善

e)関係法令の遵守に関する改善

(2)品質マネジメント管理責任者は、前項のマネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する。

(3)品質マネジメント管理責任者は第一項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。

６．資源の運用管理

6.1 資源の確保

原子力研究所は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、確保する。

a)人的資源（要員の力量）

b)インフラストラクチャー（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）

c)作業環境

d)その他必要な資源

6.2 人的資源

6.2.1 一般

(1)原子力研究所は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。

(2)保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。

(3)外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

原子力研究所は、要員の力量を確保するため、保安活動の重要性に応じて、次の事項を実施する。

a)保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。

b)必要な力量を確保するための教育・訓練又その他の処置を行う。

c)教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。

d)要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。

e)要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1)原子力研究所は、原子炉施設の個別の業務について、業務に必要なプロセスの計画を策定する。

(2)原子力研究所は、個別業務プロセス計画と、品質マネジメントシステムその他のプロセス要求事項との整合性を確保する。

(3)原子力研究所は、個別業務に関する計画（以下「個別業務計画」という。）の策定又は変更を行うに当たり、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
b)業務・原子炉施設に係る品質目標及び個別業務等要求事項
c)業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
d)業務・原子炉施設のための検証、妥当性確認、監視、測定、使用前事業者検査等並びにこれらの合否判定基準
e)業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録

(4)原子力研究所は、個別業務プロセス計画を、個別業務の作業方法に適した形式で分かりやすいものとする。

7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

原子力研究所は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。
a)業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項
b)明示されてはいないが、業務・原子炉施設に不可欠な要求事項
c)組織が必要と判断する追加要求事項

7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

(1)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューはその要求事項を適用する前に実施する。

(2)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは次の事項について確認する。
a)業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
b)業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
c)組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けて取られた処置の記録を作成し、管理する。

(4)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改訂する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

原子力研究所は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケ

ーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。

7.3 設計・開発

7.3.1 設計・開発の計画

(1)原子力研究所は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のための手順等に関する設計・開発を含む。

(2)原子力研究所は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。

a)設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度

b)設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制

c)設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限

d)設計・開発に必要な内部及び外部の資源

(3)原子力研究所は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者間のインタフェースを運営管理する。

(4)原子力研究所は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1)原子力研究所は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する。インプットには次の事項を含める。

a)機能又は性能に関する要求事項

b)適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報

c)適用される法令・規制要求事項

d)設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2)原子力研究所は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1)原子力研究所は、解説・設計からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発のインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また、次の段階に進める前に承認をする。

(2)原子力研究所は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。

a)設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
b)調達、業務の実施及び原子力施設の使用に対して適切な情報を提供する。
c)関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
d)安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー
(1)原子力研究所は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。
a)設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
b)問題を明確にし、必要な処置を提案する。
(2)レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。
(3)原子力研究所は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.5 設計・開発の検証
(1)原子力研究所は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。
(2)設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。
(3)原子力研究所は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認
(1)原子力研究所は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。
(2)原子力研究所は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
(3)原子力研究所は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.3.7 設計・開発の変更管理
(1)原子力研究所は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別すると

ともに、その記録を作成し、管理する。
(2)原子力研究所は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
(3)原子力研究所は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、原子炉施設を構成する要素及び原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。
(4)原子力研究所は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

7.4 調達

7.4.1 調達プロセス

(1)原子力研究所は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が調達要求事項に適合することを確実にする。
(2)原子力研究所は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、次項の要求事項の評価に必要な情報を供給者から入手し、当該一般産業用工業製品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。
(3)原子力研究所は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断する根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。
(4)原子力研究所は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。
(5)原子力研究所は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する。
(6)原子力研究所は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1)原子力研究所は、調達製品等に関する要求事項を明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
a)製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
b)要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項
c)品質マネジメントシステムに関する要求事項
d)不適合の報告及び処理に関する要求事項

e)安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
f)一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
(2)原子力研究所は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等で使用前事業者検査等又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立ち入りに関すること含める。
(3)原子力研究所は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
(4)原子力研究所は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品の検証
(1)原子力研究所は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。
(2)原子力研究所は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。

7.5 業務の実施
7.5.1 個別業務の管理
原子力研究所は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。
a)保安のために必要な情報が利用できる。
b)必要に応じて、作業手順が利用できる。
c)適切な設備を使用している。
d)監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
e)監視及び測定が実施されている。
f)業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。
g)その他調達物品等に必要な要求事項

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認
(1)原子力研究所は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
(2)原子力研究所は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの

結果を出せることを実証する。
(3)原子力研究所は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。
(4)原子力研究所は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。
a)プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
b)妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
c)妥当性確認の方法
d)記録に関する要求事項

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ
(1)原子力研究所は、必要な場合には、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。
(2)原子力研究所は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。

7.5.4 組織外の所有物
原子力研究所は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取り扱いに注意を払い、必要に応じて、記録を作成し、管理する。

7.5.5 調達製品の保存
原子力研究所は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理
(1)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、機器等又は個別業務の計画の中で明確にしている実施すべき監視及び測定のために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
(2)原子力研究所は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。
(3)原子力研究所は、監視及び測定の正当性を保証しなければならない場合には、監視機器及び測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。
a)定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計

量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する。

b)機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。

c)校正の状態が明確にできる識別をする。

d)測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e)取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。

(4)原子力研究所は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。

(5)原子力研究所は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。

(6)原子力研究所は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

８．評価及び改善

8.1 一般

(1)原子力研究所は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。

(2)監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力の安全の達成

(1)原子力研究所は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより情報を入手し、監視する。

(2)この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

8.2.2 内部監査

(1)原子力研究所は、内部監査部門に、品質マネジメントシステムの次の事項

が満たされているか否かを確認するため、毎年度１回以上、内部監査を実施させる。

a)品質マネジメントシステムが、業務の計画（安全文化を育成し、維持するための活動を含む。）に適合しているか、規則及び品質マネジメントシステムの要求事項に適合しているか。

b)マネジメントシステムが効果的に実施され、維持されているか。

(2)原子力研究所は、次の事項を含む内部監査の方法を定め、これに基づき、内部監査部門は内部監査を実施する。

a)内部監査の対象となるプロセス、領域の状態及び重要性並びにこれまでの監査結果を考慮して、監査プログラムを策定する。

b)内部監査の判定基準、範囲、頻度、方法及び責任を規定する。

c)内部監査員の選定及び監査の実施においては、監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。

d)内部監査員及び内部監査に係る管理者は自らの業務又は管理下にある業務については他の内部監査員及び内部監査に係る管理者に監査を受ける。

e)内部監査計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項

f)内部監査された領域に責任を有する管理者に監査の結果を通知する。また、発見された不適合及び当該不適合の是正処置を遅滞なく講じさせるとともに、当該処置の検証を行わせ、その結果を品質マネジメント管理責任者に報告させる。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1)原子力研究所は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合について強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

a)監視及び測定の時期

b)監視及び測定の結果の分析及び評価の方法

(2)原子力研究所は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。

(3)原子力研究所は、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。

(4)原子力研究所は、プロセスの監視及び測定の状況について、情報を共有し、その結果に応じて、保守活動の改善のために必要な処置を行う。

(5)原子力研究所は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそ

れがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

(1)原子力研究所は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。

(2)原子力研究所は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。

(3)原子力研究所は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人が特定できるよう記録を作成し、管理する。

(4)原子力研究所は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限を持つ者が、個別業務の計画に定める手順により承認をする場合は、この限りではない。

(5)原子力研究所は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験の要員の独立性は、これを準用する。

8.3 不適合管理

(1)原子力研究所は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。

(2)原子力研究所は、不適合となる業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない事象ならびにその可能性のある事象は所内の会議体等も活用し、管理し、改善につなげる。

(3)原子力研究所は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、実施する。

(4)原子力研究所は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。

a)不適合を除去するための処置を行う。

b)不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限を持つ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。

c)本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d)引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合に

よる影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
(5)原子力研究所は、不適合を除去するために修正を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。
(6)原子力研究所は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。

8.4 データの分析及び評価
(1)原子力研究所は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の情報源からのデータを含める。
(2)原子力研究所は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
a)組織の外部の者からの意見の傾向及びその他分析より得られる知見
b)業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性
c)是正処置の機会を得ることを含むプロセス及び原子炉施設の特性及び傾向
d)供給者の能力

8.5 改善
8.5.1 継続的改善
原子力研究所は、品質方針、品質目標、内部監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等
(1)原子力研究所は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、不適合等の原因を除去する処置を行う。
(2)是正処置は、検出された不適合等が原子力の安全及ぼす影響に応じたものとする。
(3)是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
a)不適合等のレビュー及び分析
b)不適合等の原因の特定
c)類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
d)必要な処置の決定及び実施

e)とった是正処置の有効性のレビュー
(4)必要に応じて、次の事項を考慮する。
a)計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更
b)品質マネジメントシステムの変更
(5)原子力の安全に及ぼす影響の程度が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。
(6)全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。
(7)原子力研究所は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。
(8)原子力研究所は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報に基いて、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

8.5.3 未然防止処置
(1)原子力研究所は、原子力施設その他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、適切な未然防止処置を行う。
(2)未然防止処置は、起こり得る不適合の重要度に応じたものとする。
(3)未然防止処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
a)起こり得る不適合及びその原因についての調査
b)不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
c)必要な処置の決定及び実施
d)とった未然防止処置の有効性のレビュー
(4)全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、これを管理する。
(5)原子力研究所は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。

１５．廃止措置の工程

廃止措置全体工程を表 4 に、廃止措置に係る工事等の主要な手順を図 4 に示す。廃止措置は、次の三つの段階に分けて進め、また計画している。

1)第 1 段階は、原子炉の運転機能停止から燃料体搬出までである。平成 16 年度には、原子炉の運転機能の永久停止措置及び各種系統・設備の機能停止をした。この間、炉内構造物等の一部の機器については撤去して管理区域内に保管するとともに、安全管理のために機器の放射線線量の測定を行った。

第 1 段階の後半では、核燃料物質である燃料要素は米国エネルギー省の「海外試験研究用原子炉燃料の引き取り政策」に基づいて米国へ引渡すこ

ととし、平成 17 年度は主に燃料輸送の準備作業を行い、原子炉施設における工事等は実施しなかった。平成 18 年度には燃料要素の事業所外への搬出を行い、燃料輸送を平成 18 年 10 月に終了した。

2)第 2 段階は、平成 19 年度より始まり、燃料体搬出後から解体の前までである。原子炉建屋内の施設については、機能を停止した設備・機器を廃止措置前の据付状態のまま、ないしは据付場所から撤去して必要に応じて被ばく低減の措置を施した状態で原子炉室に保管している。廃棄物処理場の施設については、機能停止した放射性廃棄物の廃棄施設のうち液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備である固体廃棄物貯蔵庫の撤去を行い、廃棄物処理場の管理区域の解除を行った。固体廃棄物貯蔵庫に保管中の放射性廃棄物は原子炉室において保管管理している。非管理区域の機器については一般産業廃棄物として処分した。その後、第 2 段階を継続している。

3)第 3 段階は、解体撤去の段階である。ここで、解体撤去とは、「放射化あるいは放射性物質で汚染された施設、設備、機器及び系統配管を解体し、事業所外へ運び出すこと」をいう。本段階は、放射性廃棄物の外部処分場への搬出の見通しが得られた後に開始し、原子炉タンク及び放射線遮へいコンクリート等の解体撤去を行う。廃止措置全期間を通して解体に伴い発生した放射性廃棄物を外部処分場に搬出する。搬出後、管理区域の汚染の状況等を確認した上で原子炉施設としての管理区域及び周辺監視区域を解除して、廃止措置を完了する。

第 3 段階での廃止措置の工事は、原子炉本体については、原子炉タンク及び放射線遮へい体、水平実験孔、熱中性子柱の構造物及び照射室は解体撤去し、解体作業終了後、原子炉室内の壁面は除染し、床面ははつり、除染する。核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設では、原子炉本体の放射線遮へい体と一体である使用済燃料プールの解体撤去、使用済燃料プール内の円筒タンク、使用済燃料貯蔵設備の解体撤去、機能停止し、据付状態で保管している使用済燃料貯蔵プール用純水装置は解体撤去する。原子炉冷却系統施設では、機能停止し、据付状態で保管している一次冷却設備の解体撤去、クーリングタワー以外に、機能停止し、据付状態で保管している二次冷却設備を解体撤去する。計測制御系統施設では、機能を停止し、保管している計装設備（制御盤）は解体撤去を行う。放射性廃棄物の廃棄施設の気体廃棄物の廃棄施設については、水封ダンパを解体撤去する。他の送風設備及び排気設備は原子炉施設としての使用を停止

し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。放射線管理施設では、ダストモニタ及び屋外γモニタを解体撤去し、非管理区域に設置してある屋外γモニタを一般産業廃棄物として処分する。個人モニタ及び携帯用サーベイメータは、原子炉施設としての使用を停止し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。原子炉格納施設である原子炉室は、原子炉本体の解体後、床面ははつり、除染を行い、壁面は除染し、原子炉室は原子炉施設としての使用を停止し、引き続き放射性同位元素使用施設において使用する。その他原子炉の付属施設としては、機能停止していた非常用電源設備であるディーゼル発電機を一般産業廃棄物として処分する。以上の今後実施する第 3 段階の廃止措置の工程は表 4　廃止措置全体工程の第 3 段階の部分の通りであり、解体の対象となる施設並びに解体の方法及び解体廃棄物の取扱いについては、5.3 解体の対象となる施設とその解体状況並びに解体の方法の(3)解体撤去段階（第 3 段階）に示した通りである。

１６．廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）

作成・改定年月日	改定の内容・理由
平成３０年１１月２８日	初版
令和　３年１２月　１日	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十六条の五の二の改正による廃止措置実施方針に定める事項の一部変更に伴う記載事項及び記載内容の変更
令和　８年１１月２０日	表 4 の廃止措置全体工程の記載内容を適正化

表 1　　東京都市大学原子力研究所の原子炉設置許可と変更許可の経緯

許可年月日	設置許可・変更許可番号	内容	参照
昭和 34 年 10 月 7 日	34 原 第 3181 号	初回の原子炉設置許可	1-1)
昭和 36 年 9 月 29 日	36 原 第 3251 号	液体放射性廃棄物処理施設の変更	1-2)
昭和 40 年 5 月 4 日	40 原　第 1638 号	炉心タンク出口冷却水温度≦45℃	1-3)
昭和 46 年 8 月 19 日	46 原　第 5865 号	一次冷却水最高温度の変更≦50℃	1-4)
昭和 49 年 3 月 8 日	49 原　第 1278 号	二次系冷却設備（ｸｰﾘﾝｸﾞﾀﾜｰ）変更	1-5)
昭和 50 年 7 月 29 日	50 原　第 6664 号	熱中性子柱の構造変更と照射室新設	1-6)
昭和 51 年 7 月 20 日	51 安(原規)第 39 号	原子炉の使用目的(医療照射)の追加	1-7)
昭和 59 年 3 月 7 日	59 安(原規)第 50 号	ｽﾃﾝﾚｽ被覆燃料と使用済燃料ﾌﾟｰﾙ変更	1-8)
平成 6 年 9 月 8 日	6 安(原規)第　210 号	使用済燃料貯蔵設備の追加	1-9)
平成 17 年 5 月 13 日	16 校文科科第 135 号	使用済燃料の処分の方法	1-10)

表 2　　解体届の届出並びに廃止措置計画認可と変更認可

解体届の届出年月日	文書番号	内容	参照
平成 16 年 1 月 27 日	五島育英発 15 第 170 号	原子炉施設の解体	2-1)
認可年月日	文書番号	内容	参照
平成 19 年 6 月 6 日	18 校文科科第 191 号	原子炉の廃止措置	2-2)
平成 22 年 2 月 25 日	21 受文科科第 3801 号	液体廃棄物の廃棄施設の機能停止等	2-3)
平成 23 年 9 月 16 日	23 受文科科第 2788 号	放射性廃棄物の廃棄施設の一部解体撤去	2-4)

表 3　原子炉施設の施設区分及び設備（1/2）

施設区分		設備等の区分	構成品目		現状				今後の措置		
					廃止措置前の据付状態で保管	撤去して管理区域内に保管（保管場所）	機能を維持	処分済	解体	廃止措置後もRI施設で使用	一般産廃として処分
1	原子炉本体	1）炉心	グリッド板			○（Bホール）			○		
			制御棒導管			○（Bホール）			○		
		2）燃料体	ステンレス被覆標準燃料要素					○			
			ステンレス被覆計装燃料要素					○			
			アルミニウム被覆燃料要素					○			
		3）減速材	反射体			○（Bホール）			○		
		4）原子炉容器	原子炉タンク		○				○		
		5）放射線しゃへい体	コンクリート		○				○		
		6）実験設備	水平実験孔（Bホールを含む）		○	Bホールについては放射線遮へい性能を維持			○		
			熱中性子柱	固定グラファイト	○				○		
				固定枠部及び中央移動部		○（照射室 使用済燃料貯蔵プール）			○		
			照射室		○				○		
			中央実験管			○（Bホール、収納箱）			○		
			気送管			○（Bホール、収納箱）			○		
2	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	1）取扱設備	燃料取扱器具		○				○		
			燃料移動装置			○（Aホール前）			○		
		2）貯蔵設備	燃料貯蔵棚			○（Bホール）			○		
			使用済燃料貯蔵プール		○				○		
				円筒タンク		○（使用済燃料貯蔵プール）			○		
			使用済燃料貯蔵プール純水装置		○				○		
			使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵容器	○				○		
				燃料バスケット	○				○		
				一時貯蔵ピット	○				○		
				燃料バスケット取扱器具	○				○		
			窒素ガス給排気装置		○				○		
3	原子炉冷却系統施設	1）一次冷却設備	熱交換器		○				○		
			循環ポンプ		○				○		
			純化装置		○				○		
			配管及びバルブ		○				○		
			純水製造装置		○				○		
		2）二次冷却設備	循環ポンプ		○				○		
			配管及びバルブ		○				○		
			プロセス操作盤		○				○		
			クーリングタワー					○			

表 3　原子炉施設の施設区分及び設備（2/2）

施設区分		設備等の区分	構成品目		現状				今後の措置		
					廃止措置前の据付状態で保管	撤去して管理区域内に保管（保管場所）	機能を維持	処分済	解体	廃止措置後もRI施設で使用	一般産廃として処分
4	計測制御系等施設	1）計装	制御盤		○						○
			検出器	FC		○（核燃料物質使用施設）			核燃料物質使用施設		
				CIC、UIC		○（Bホール）			○		
		2）安全保護回路	水放射能モニター		○				○		
			電気伝導度計		○				○		
			一次冷却水原子炉出入口温度計		○				○		
			地震計		○				○		
		3）制御設備	制御棒（安全棒、粗調整棒、微調整棒）			○（Bホール）			○		
			制御棒駆動装置			○（制御室）			○		
5	放射性廃棄物の廃棄施設	1）気体廃棄物の廃棄施設	送風設備	フィルタ			○			○	
				送風機			○			○	
				水封ダンパ	○				○		
			排気設備	フィルタ			○			○	
				排風機			○			○	
				水封ダンパ	○				○		
				排気塔			○			○	
		2）液体廃棄物の廃棄設備	原液貯槽			○（原子炉室）		○（NR）	○		
			配管、弁、ポンプ			○（原子炉室）		○（NR）	○		
			処理装置			○（原子炉室）		○（NR）	○		
		3）固体廃棄物貯蔵庫	固体廃棄物貯蔵庫					○（NR）	○		
6	放射線管理施設	1）屋内管理用設備	エリアモニタ		○				○		
			携帯用サーベイメータ				○			○	
			個人モニタ				○			○	
			汚染検査室（更衣、シャワー、洗濯設備）				○			○	
		2）屋外管理用設備	風向・風速計		○						○
			排気モニタ	ダストモニタ			○		○		
				ガスモニタ	○				○		
			屋外γモニタ				○				○
7	原子炉格納施設	1）格納施設	原子炉室				○			○	
8	その他原子炉の附属施設	1）非常用発電機	ディーゼル発電機		○						○

表４　廃止措置全体工程

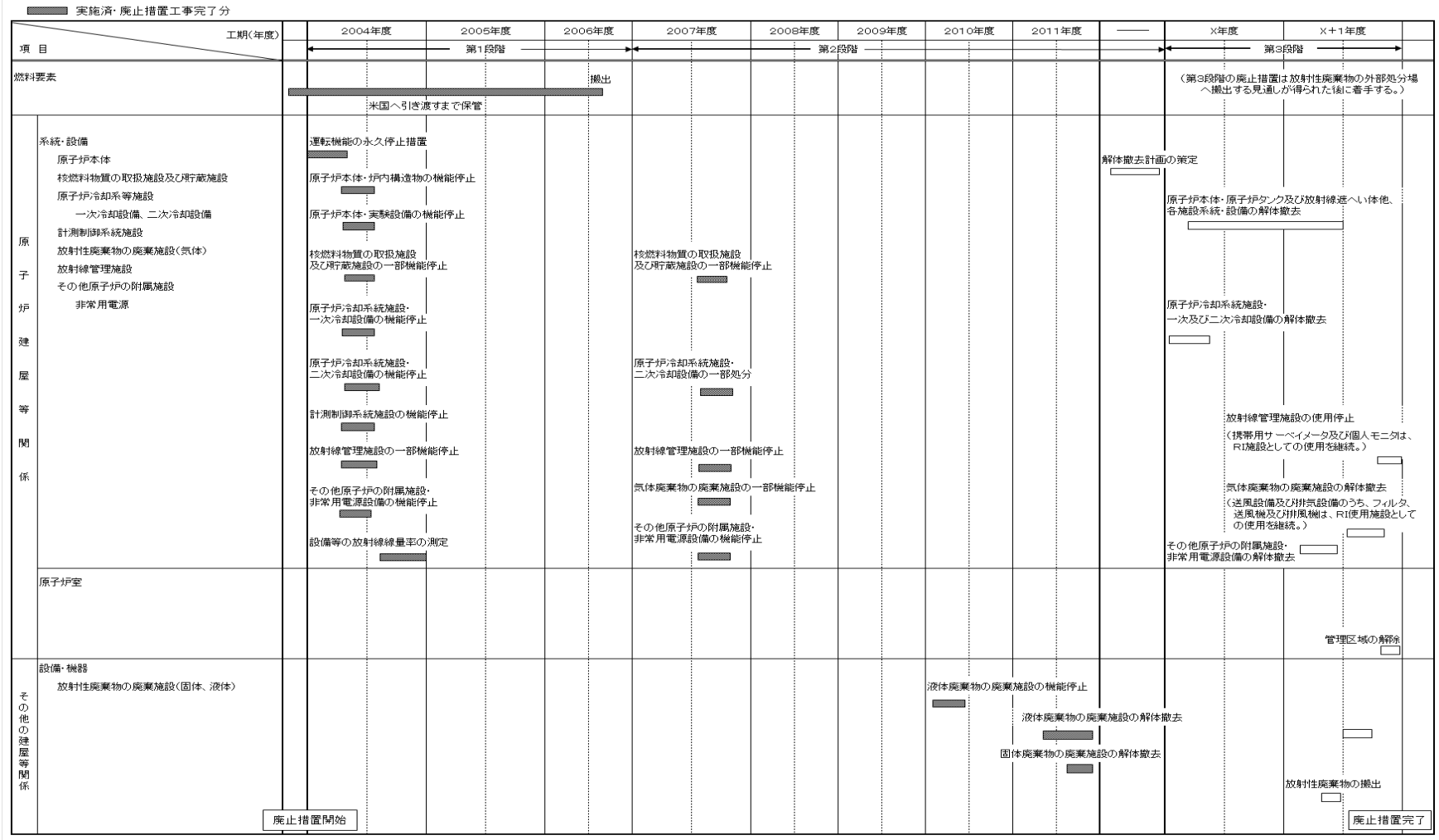

実施済・廃止措置工事完了分
工期（年度）
項　目
2004年度
2005年度
2006年度
2007年度
2008年度
2009年度
2010年度
2011年度
X年度
X＋1年度
第1段階
第2段階
第3段階
燃料要素
搬出
米国へ引き渡すまで保管
（第3段階の廃止措置は放射性廃棄物の外部処分場へ搬出する見通しが得られた後に着手する。）
原子炉建屋等関係
系統・設備
原子炉本体
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
原子炉冷却系等施設
一次冷却設備、二次冷却設備
計測制御系統施設
放射性廃棄物の廃棄施設（気体）
放射線管理施設
その他原子炉の附属施設
非常用電源
運転機能の永久停止措置
原子炉本体・炉内構造物の機能停止
原子炉本体・実験設備の機能停止
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部機能停止
原子炉冷却系統施設・一次冷却設備の機能停止
原子炉冷却系統施設・二次冷却設備の機能停止
計測制御系統施設の機能停止
放射線管理施設の一部機能停止
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の機能停止
設備等の放射線線量率の測定
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の一部機能停止
原子炉冷却系統施設・二次冷却設備の一部処分
放射線管理施設の一部機能停止
気体廃棄物の廃棄施設の一部機能停止
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の機能停止
解体撤去計画の策定
原子炉本体・原子炉タンク及び放射線遮へい体他、各施設系統・設備の解体撤去
原子炉冷却系統施設・一次及び二次冷却設備の解体撤去
放射線管理施設の使用停止
（携帯用サーベイメータ及び個人モニタは、RI施設としての使用を継続。）
気体廃棄物の廃棄施設の解体撤去
（送風設備及び排気設備のうち、フィルタ、送風機及び排風機は、RI使用施設としての使用を継続。）
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備の解体撤去
原子炉室
管理区域の解除
その他の建屋等関係
設備・機器
放射性廃棄物の廃棄施設（固体、液体）
液体廃棄物の廃棄施設の機能停止
液体廃棄物の廃棄施設の解体撤去
固体廃棄物の廃棄施設の解体撤去
放射性廃棄物の搬出
廃止措置開始
廃止措置完了

表 5-1　構成材料の元素組成（1／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）					
		ステンレス (7.93)	アルミニウム (2.70)	鉛 (11.00)	炭素鋼 (7.85)	ボラール (2.53)	グラファイト (1.70)
H	1	1.30E－05					
Li	3				3.00E－05		1.00E－03
Be	4						
B	5					2.00E＋01	1.00E－05
C	6	8.00E－02			2.50E－01	4.50E＋00	1.00E＋02
N	7	4.52E－02			8.40E－03		
O	8						
F	9						
Na	11	9.70E－04			2.30E－03		
Mg	12		1.20E＋00			9.60E－01	1.00E－04
Al	13	1.00E－02	1.00E＋02		3.30E－02	8.00E＋01	1.00E－03
Si	14	1.00E＋00	8.00E－01		4.00E－02	6.40E－01	5.00E－04
P	15	5.00E－04			3.50E－02		
S	16	3.00E－02			4.00E－02		
Cl	17	7.00E－03			4.00E－03		
K	19	3.00E－04			1.20E－03		
Ca	20	1.90E－03			1.40E－03		1.00E－03
Sc	21	3.00E－06			2.60E－05		
Ti	22	6.00E－02	1.50E－01		2.00E－04	1.20E－01	
V	23	4.56E－02			8.00E－03		
Cr	24						
Mn	25						
Fe	26						
参考文献等		＊1	＊6	＊5	＊1	＊7	＊4

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社 (1977)
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただし Co が含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量 (80wt%) に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（2／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）					
		ステンレス (7.93)	アルミニウム (2.70)	鉛 (11.00)	炭素鋼 (7.85)	ボラール (2.53)	グラファイト (1.70)
Co	27	1.41E－01	5.00E－04		1.22E－02	4.00E－04	1.00E－03
Ni	28	1.00E＋01			6.60E－01		3.00E－03
Cu	29	3.08E－01	4.00E－01	1.50E－03	1.27E－01	3.20E－01	1.00E－04
Zn	30	4.57E－02	2.50E－01	1.50E－03	1.00E－02	2.00E－01	
Ga	31	1.29E－02			8.00E－03		
Ge	32						
As	33	1.94E－02		1.50E－03	5.32E－02		
Se	34	3.50E－03			7.00E－05		
Br	35	2.00E－04			8.50E－05		
Rb	37	1.00E－03			4.80E－03		
Sr	38	2.00E－05			1.50E－05		
Y	39	5.00E－04			2.00E－03		
Zr	40	1.00E－03			1.00E－03		
Nb	41	8.90E－03			1.88E－03		
Mo	42	2.60E－01			5.60E－01		
Pd	46						
Ag	47	2.00E－04		1.50E－03	2.00E－04		
Cd	48						
In	49						
Sn	50						
Sb	51	1.23E－03			1.10E－03		
I	53						
Cs	55	3.00E－05					
参考文献等		＊1	＊6	＊5	＊1	＊7	＊4

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社 (1977)
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただし Co が含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量 (80wt%) に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（3／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）					
		ステンレス (7.93)	アルミニウム (2.70)	鉛 (11.00)	炭素鋼 (7.85)	ボラール (2.53)	グラファイト (1.70)
Ba	56	5.00E－02			2.73E－02		
La	57	2.00E－05			1.00E－05		
Ce	58	3.71E－03			1.00E－04		
Pr	59						
Nd	60						
Sm	62	1.00E－05			1.70E－06		
Eu	63	2.00E－06			3.10E－06		
Gd	64						
Tb	65	4.70E－05			4.50E－05		
Dy	66	1.00E－04					
Ho	67	1.00E－04			8.00E－05		
Er	68						
Tm	69						
Yb	70	2.00E－04			1.00E－04		
Lu	71	8.00E－05			2.00E－05		
Hf	72	2.00E－04			2.10E－05		
Ta	73				1.30E－05		
W	74	1.86E－02			5.50E－04		
Au	79						
Hg	80						
Tl	81						
Pb	82	6.70E－03		1.00E＋02	8.20E－02		1.00E－04
Bi	83			5.00E－02			
参考文献等		＊1	＊6	＊5	＊1	＊7	＊4

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社 (1977)
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただし Co が含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量 (80wt%) に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（4／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）					
		ステンレス (7.93)	アルミニウム (2.70)	鉛 (11.00)	炭素鋼 (7.85)	ボラール (2.53)	グラファイト (1.70)
Th		1.00E－04			1.80E－05		
U		2.00E－04			2.00E－05		
参考文献等		＊1	＊6	＊5	＊1	＊7	＊4

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社 (1977)
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただし Co が含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量 (80wt%) に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（5／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）						
		ポリエチレン (0.93)	ボロン入りポリエチレン (0.98)	普通コンクリート (2.3)	砂鉄入りコンクリート (2.5)	重コンクリート (3.2)	ビスマス (9.75)	炭化ホウ素 (2.51) 理論密度
H	1	1.44E+01	1.29E+01	6.10E-01	5.61E-01	4.38E-01		
Li	3			2.00E-03	1.84E-03	1.44E-03		
Be	4			2.80E-04	2.58E-04	2.01E-04		
B	5		3.10E+00	2.00E-03	1.84E-03	1.44E-03		7.83E+01
C	6	8.56E+01	7.71E+01	6.40E+00	5.89E+00	4.60E+00		2.17E+01
N	7			1.20E-02	1.10E-02	8.63E-03		
O	8		6.90E+00	4.37E+01	4.02E+01	3.14E+01		
F	9			6.25E-01	5.75E-02	4.49E-02		
Na	11			7.39E-01	6.80E-01	5.31E-01		
Mg	12			2.33E+00	2.14E+00	1.67E+00		
Al	13			3.10E+00	2.85E+00	2.23E+00		
Si	14			1.68E+01	1.55E+01	1.21E+01		
P	15			5.00E-01	4.60E-01	3.59E-01		
S	16			3.10E-01	2.85E-01	2.23E-01		
Cl	17			4.50E-03	4.14E-03	3.23E-03		
K	19			7.50E-01	6.90E-01	5.39E-01		
Ca	20			1.83E+01	1.68E+01	1.32E+01		
Sc	21			6.50E-04	5.98E-04	4.67E-04		
Ti	22			2.12E-01	1.95E-01	1.52E-01		
V	23			1.03E-02	9.48E-03	7.40E-03		
Cr	24			1.09E-02	1.00E-02	7.83E-03		
Mn	25			3.77E-02	3.47E-02	2.71E-02		
Fe	26			3.90E+00	1.16E+01	3.09E+01		
参考文献等		＊8	＊8	＊2	＊3	＊3	＊8	＊9

＊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　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。

＊3　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。

＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社（1977）

＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).

＊6　JIS　H4000、ただしCoが含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。

＊7　データがないため、アルミの分量（80wt%）に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。

＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。

＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（6／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）						
		ポリエチレン (0.93)	ボロン入りポリエチレン (0.98)	普通コンクリート (2.3)	砂鉄入りコンクリート (2.5)	重コンクリート (3.2)	ビスマス (9.75)	炭化ホウ素 (2.51) 理論密度
Co	27			9.80E-04	9.02E-04	7.04E-04		
Ni	28			3.80E-03	3.50E-03	2.73E-03		
Cu	29			2.50E-03	2.30E-03	1.80E-03		
Zn	30			7.50E-03	6.90E-03	5.39E-03		
Ga	31			8.80E-04	8.10E-04	6.33E-04		
Ge	32			1.50E-04	1.38E-04	1.08E-04		
As	33			7.90E-04	7.27E-04	5.68E-04		
Se	34			9.20E-05	8.46E-05	6.61E-05		
Br	35			2.40E-04	2.21E-04	1.73E-04		
Rb	37			3.50E-03	3.22E-03	2.52E-03		
Sr	38			4.38E-02	4.03E-02	3.15E-02		
Y	39			1.82E-03	1.67E-03	1.31E-03		
Zr	40			7.10E-03	6.53E-03	5.10E-03		
Nb	41			4.30E-04	3.96E-04	3.09E-04		
Mo	42			1.03E-03	9.48E-04	7.40E-04		
Pd	46			3.00E-04	2.76E-04	2.16E-04		
Ag	47			2.00E-05	1.84E-05	1.44E-05		
Cd	48			3.00E-05	2.76E-05	2.16E-05		
In	49			1.00E-05	9.20E-06	7.19E-06		
Sn	50			7.00E-04	6.44E-04	5.03E-04		
Sb	51			1.80E-04	1.66E-04	1.29E-04		
I	53			5.00E-05	4.60E-05	3.59E-05		
Cs	55			1.30E-04	1.20E-04	9.34E-05		
参考文献等		＊8	＊8	＊2	＊3	＊3	＊8	＊9

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社（1977）
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただしCoが含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量（80wt%）に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（7／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）						
		ポリエチレン (0.93)	ボロン入りポリエチレン (0.98)	普通コンクリート (2.3)	砂鉄入りコンクリート (2.5)	重コンクリート (3.2)	ビスマス (9.75)	炭化ホウ素 (2.51) 理論密度
Ba	56			9.50E-02	8.74E-02	6.83E-02		
La	57			1.30E-03	1.20E-03	9.34E-04		
Ce	58			2.43E-04	2.24E-03	1.75E-03		
Pr	59			8.20E-04	7.54E-04	5.89E-04		
Nd	60			2.80E-03	2.58E-03	2.01E-03		
Sm	62			2.00E-04	1.84E-04	1.44E-04		
Eu	63			5.50E-05	5.06E-05	3.95E-05		
Gd	64			5.40E-04	4.97E-04	3.88E-04		
Tb	65			4.10E-05	3.77E-05	2.95E-05		
Dy	66			2.30E-04	2.12E-04	1.65E-04		
Ho	67			9.00E-05	8.28E-05	6.47E-05		
Er	68			2.80E-04	2.58E-04	2.01E-04		
Tm	69			4.80E-05	4.42E-05	3.45E-05		
Yb	70			1.40E-04	1.29E-04	1.01E-04		
Lu	71			2.70E-05	2.48E-05	1.94E-05		
Hf	72			2.20E-04	2.02E-04	1.58E-04		
Ta	73			4.40E-05	4.05E-05	3.16E-05		
W	74			1.40E-04	1.29E-04	1.01E-04		
Au	79			4.00E-07	3.68E-07	2.88E-07		
Hg	80			8.00E-06	7.36E-06	5.75E-06		
Tl	81			4.50E-05	4.14E-04	3.23E-04		
Pb	82			6.10E-03	5.81E-03	4.38E-03		
Bi	83			1.70E-05	1.56E-05	1.22E-05	1.00E+02	
参考文献等		＊8	＊8	＊2	＊3	＊3	＊8	＊9

＊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　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。
＊3　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。
＊4　原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社（1977）
＊5　Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
＊6　JIS　H4000、ただしCoが含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
＊7　データがないため、アルミの分量（80wt%）に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
＊8　データがないため輸送計算用組成と同じとした。
＊9　データがないため不純物を無視した。

表 5-1　構成材料の元素組成（8／8）

元素	原子番号	構造材（Wt%）						
		ポリエチレン (0.93)	ボロン入りポリエチレン (0.98)	普通コンクリート (2.3)	砂鉄入りコンクリート (2.5)	重コンクリート (3.2)	ビスマス (9.75)	炭化ホウ素 (2.51) 理論密度
Th	90			3.50E-04	3.22E-04	2.52E-04		
U	92			2.70E-04	2.48E-04	1.94E-04		
参考文献等		*8	*8	*2	*3	*3	*8	*9

*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 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。
*3 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。
*4 原子炉材料ハンドブック、P365、日刊工業新聞社（1977）
*5 Reactor Handbook 2nd Edit. Vol.1 Materials, P1065, Interscience Publishers, INC.,(1967).
*6 JIS H4000、ただしCoが含まれていないため、5×10^{-4}wt%として追加した。
*7 データがないため、アルミの分量（80wt%）に関しては、アルミニウムの組成を用い、これ以外は輸送計算用組成と同じとした。
*8 データがないため輸送計算用組成と同じとした。
*9 データがないため不純物を無視した。

表 5-2　　解体に伴い発生する廃棄物の推定量と放射性廃棄物の区分

区　分	材　料	廃棄物の区分別廃棄物量（t）				小計（t）	備考
		放射能レベルが比較的低い廃棄物（L2）	放射能レベルが極めて低い廃棄物（L3）	クリアランスレベル以下の廃棄物（CL）	放射性廃棄物でない廃棄物（NR）		
金属	ｽﾃﾝﾚｽ	0.0	9.4	1.5	14.4	25.2	
	ｱﾙﾐﾆｳﾑ	0.2	0.4	0.1	1.3	2.1	
	炭素鋼	0.1	0.9	1.0	36.3	38.4	
	その他金属	0.0	4.6	0.0	24.7	29.3	鉛、銅
	小計	0.4	15.3	2.6	76.7	95.0	
ｺﾝｸﾘｰﾄ		70.3	238.8	131.9	79.8	520.8	
その他	ｸﾞﾗﾌｧｲﾄ	4.5	0.0	0.0	2.8	7.3	
	その他	0.0	0.1	0.1	1.6	1.8	ﾎﾞﾗｰﾙ、樹脂、ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ、ﾎﾞﾛﾝ入りﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ、B4C、木
	小計	4.5	0.1	0.1	4.4	9.1	
合計		75.2	254.2	134.6	160.9	624.9	

注)「放射性廃棄物でない廃棄物」は原子力安全委員会の「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について（第2次中間報告)」に示されており、当施設では保安規定に取入れ、施設管理に使用している。

表 5-3　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
放射能レベル区分の適用基準

<table>
<tr><th colspan="3">埋設処分方法による
放射能レベル区分</th><th>適用基準</th></tr>
<tr><td rowspan="4">放射性物質として扱う必要がある物</td><td colspan="2">第 1 種廃棄物埋設</td><td>「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」（昭和 32 年 11 月 21 日政令第 324 号。以下、「施行令」という。）第 31 条に定める放射能濃度を超える物</td></tr>
<tr><td rowspan="3">第 2 種廃棄物埋設</td><td>余裕深度処分</td><td>施行令第 31 条に定める放射能濃度を超えず、「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」（昭和 63 年 1 月 13 日総理府令第 1 号。以下、「規則」という。）第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 1 に定める放射能濃度を超える物</td></tr>
<tr><td>ピット処分</td><td>規則第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 1 に定める放射能濃度を超えず、規則第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 2 に定める放射能濃度を超える物</td></tr>
<tr><td>トレンチ処分</td><td>規則第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 2 に定める放射能濃度を超えない物で、「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」（平成 17 年 11 月 30 日文部科学省令第 49 号。以下、「放射能濃度確認に関する規則」という。）第 2 条に定める放射能濃度を超える物</td></tr>
<tr><td colspan="3">放射性物質として
扱う必要がない物</td><td>「放射能濃度確認に関する規則」第 2 条に定める放射能濃度を超えない物</td></tr>
</table>

表６　原子炉施設の区分毎の設備の性能維持（１／２）

○：その性能を維持する必要のあるもの
－：その性能を維持する必要のないもの

施設区分	設備等の区分	構成品目		解体撤去開始までの性能の維持管理		
				維持の有無	性能	理由
１．原子炉本体	1)炉心	グリッド板		－		原子炉の運転機能停止。
		制御棒導管		－		
	2)燃料体	ステンレス被覆標準燃料要素		－		燃料要素を事業所外へ搬出。
		ステンレス被覆計装燃料要素		－		
		アルミニウム被覆燃料要素		－		
	3)減速材	反射体		－		原子炉の運転機能停止。
	4)原子炉容器	原子炉タンク		－		
	5)放射線しゃへい体	コンクリート		－		
	6)実験設備	水平実験孔（Ｂホールを含む）		○	Ｂホールの放射線遮へい性能	Ｂホール内に炉内構造物を保管。
		熱中性子柱		－		原子炉の運転機能停止。
		照射室		－		
		中央実験管		－		
		気送管		－		
２．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	1)取扱設備	燃料取扱器具		－		燃料要素を事業所外へ搬出。
		燃料移動装置		－		
	2)貯蔵設備	燃料貯蔵棚		－		
		使用済燃料貯蔵プール		－		
		使用済燃料貯蔵プール純水装置		－		
		使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵容器	－		
			燃料バスケット	－		
			一時貯蔵ピット	－		
３．原子炉冷却系統施設	1)一次冷却設備	熱交換器		－		原子炉の運転機能停止。
		循環ポンプ		－		
		純化装置		－		
		配管及びバルブ		－		
		純水製造装置		－		
	2)二次冷却設備	循環ポンプ		－		
		配管及びバルブ		－		
		プロセス操作盤		－		
		クーリングタワー		－		
４．計測制御系統施設	1)計装	制御盤		－		原子炉の運転機能停止。
		検出器（ＦＣ、ＣＩＣ、ＵＩＣ）		－		
	2)安全保護回路	水放射能モニタ		－		
		電気伝導度計		－		
		一次冷却水原子炉出入口温度計		－		
		地震計		－		
	3)制御設備	制御棒(安全棒、粗調整棒、微調整棒)		－		
		制御棒駆動装置		－		

表６　原子炉施設の区分毎の設備の性能維持（２／２）

○：その性能を維持する必要のあるもの
－：その性能を維持する必要のないもの

施設区分	設備等の区分	構成品目		解体撤去開始までの性能の維持管理		
				維持の有無	性能	理由
５．放射性廃棄物の廃棄施設	1)気体廃棄物の廃棄施設	送風設備	フィルタ	○	送風能力	保安管理に使用。
			送風機	○		
			水封ダンパ	-		燃料要素を事業所外へ搬出。
		排気設備	フィルタ	○	気体廃棄物の処理能力	保安管理に使用。
			排風機	○		
			水封ダンパ	-		燃料要素を事業所外へ搬出。
			排気塔	○	排気能力	保安管理に使用。
	2)液体廃棄物の廃棄設備	原液貯槽		-		原子炉施設からの放射性液体廃棄物の発生無し。
		配管、弁、ポンプ		-		
		処理装置		-		
	3)固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物貯蔵庫		―		廃棄物を原子炉室に移動。
６．放射線管理施設	1)屋内管理用設備	エリアモニタ		-		原子炉の運転機能停止。
		携帯用サーベイメータ		○	確実な個人管理及び汚染管理	放射線管理に使用。
		個人モニタ		○		
	2)屋外管理用設備	風向・風速計		-		原子炉の運転機能停止。
		排気モニタ		○	排気中放射能濃度監視及び警報機能	放射線管理に使用、ガスモニタは燃料要素を事業所外へ搬出したため停止。
		野外γモニタ		○	空間線量率の監視機能	放射線管理に使用。
７．原子炉格納施設	1)格納施設	原子炉室		○	原子炉室を大気圧以下に保持	格納施設としての機能維持。
８．その他原子炉の附属施設	1)非常用電源	デイーゼル発電機		-		原子炉の運転機能停止。

表７　原子炉施設の区分毎の性能を維持すべき設備の性能維持の期間（1／2）

↔ ；その性能を維持すべき期間

施設区分等 ＼ 期間等				第1段階			第2段階						第3段階	
施設区分	設備等の区分	構成品目		平成16年度	平成17年度	平成18年度	平成19年度	平成20年度	平成21年度	平成22年度	平成23年度		平成X年度	平成X+1年度
（原子炉施設）				廃止措置開始										廃止措置完了
				原子炉運転機能停止		使用済燃料搬出								
1．原子炉本体	1)炉心	グリッド板		機能停止		保管							解体撤去	
		制御棒導管												
	2)燃料体	ステンレス被覆標準燃料要素		保管・払い出し・輸送		（米国向け搬出）								
		ステンレス被覆計装燃料要素												
		アルミニウム被覆燃料要素												
	3)減速材	反射体		機能停止		保管							解体撤去	
	4)原子炉容器	原子炉タンク		機能停止	保管									解体撤去
	5)放射線しゃへい体	コンクリート												
	6)実験設備	水平実験孔（Bホールを含む）				（Bホールは性能維持）								解体撤去
		熱中性子柱		機能停止・保管										
		照射室		（熱中性子柱内グラファイト等は保管）										
		中央実験管		機能停止	保管								解体撤去	
		気送管												
2．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	1)取扱設備	燃料取扱器具					機能停止	保管					解体撤去	
		燃料移動装置		機能停止			保管						解体撤去	
	2)貯蔵設備	燃料貯蔵棚												
		使用済燃料貯蔵プール		機能停止	保管									解体撤去
		使用済燃料貯蔵プール純水装置		機能停止	保管								解体撤去	
		使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料貯蔵容器				機能停止	保管					解体撤去	
			燃料バスケット											
			一時貯蔵ピット											
3．原子炉冷却系統施設	1)一次冷却設備	熱交換器		機能停止	保管				解体撤去				解体物保管	
		循環ポンプ												
		純化装置												
		配管及びバルブ												
		純水製造装置												
	2)二次冷却設備	循環ポンプ		機能停止	保管				解体撤去				解体物保管	
		配管及びバルブ												
		プロセス操作盤												
		クーリングタワー					クーリングタワーは産業廃棄物として処分							

表７　原子炉施設の区分毎の性能を維持すべき設備の性能維持の期間（2／2）

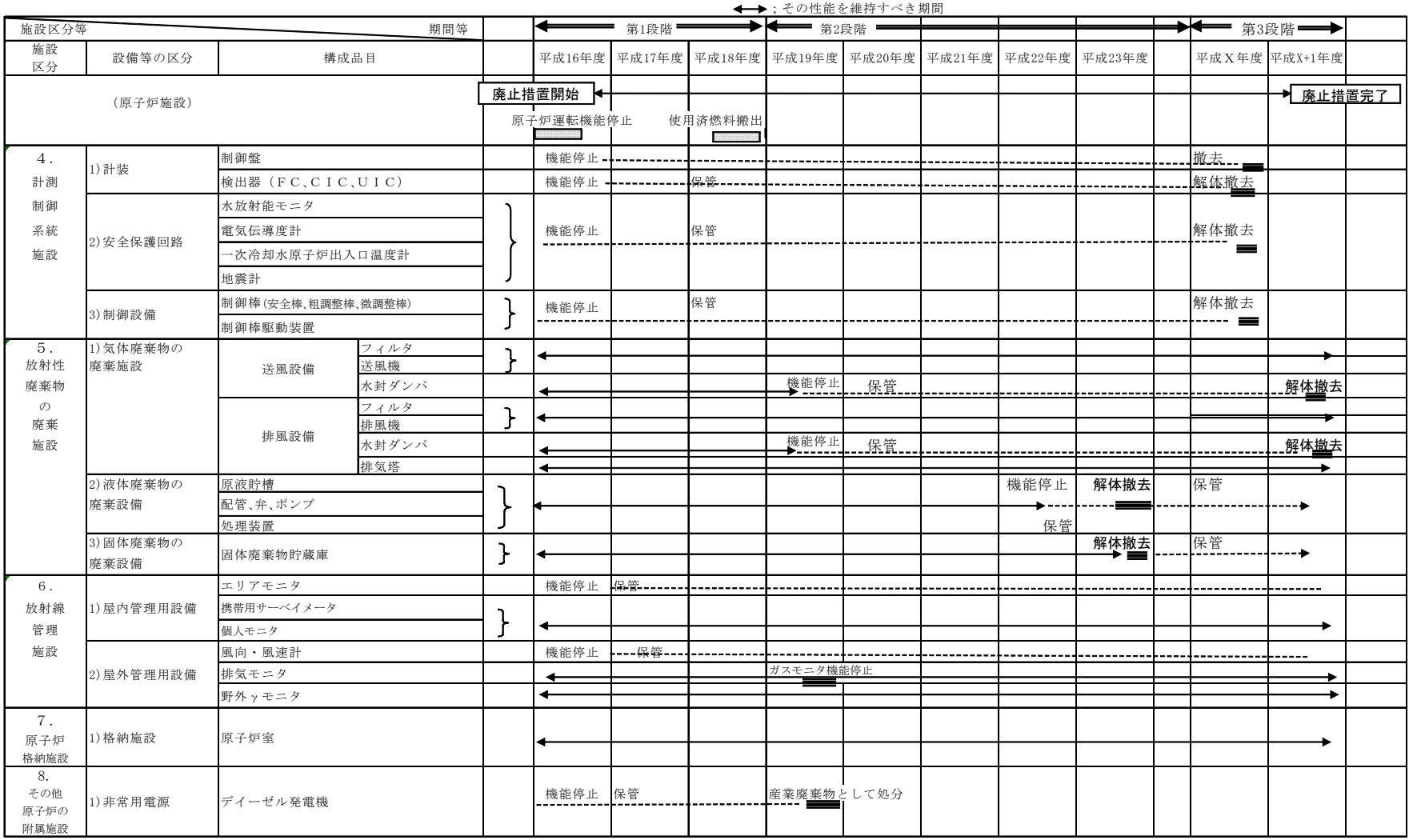


表８　　性能維持施設の位置・構造及び設備並びにその維持すべき機能と性能並びにその性能を維持すべき期間

施設区分	設　備	該当品目	位置・構造*)	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
原子炉 本体	水平実験孔	・Bホール	原子炉室内 孔数は4(Bホールはその内の一つ)であり、内径15cm(最深部)、20cm(入口)	放射線遮へい	放射線障害の防止に影響するような外観に異常のない状態であること	保管中の機器を搬出するまで
放射性 廃棄物 の 廃棄施設	気体廃棄物 の 廃棄施設	・フィルタ ・送風機 ・排風機 ・排気塔	送風機室（送風機） 排風機室（フィルタ、排風機、排気塔） 原子炉室、その他の汚染の恐れがある空気は、各室の吸出口より水封ダンパを通り、フィルタにより除染された後、排風機によって排気塔より大気中に放出される。排気口は、本館排風機室にあり、その高さは地上約22.5mである。フィルタの濾過効率：99.9%、換気(炉室)：3回/時、排気口での廃棄率：616m^3/min	放射性気体廃棄物の処理	放射線障害を防止するために必要な換気及び除去できる状態であること	気体廃棄物の廃棄対象とする施設の除染が終了するまで
放射線 管理施設	屋内管理用設備	・携帯用サーベイメータ ・個人モニタ	従業員の全管理を確実に行うための周辺の公衆の安全管理施設 汚染検査室（携帯用サーベイメータ） 放射線管理室（個人モニタ） 屋内管理用の設備：放射線測定機器として携帯用放射線検出器	放射線監視	線量当量（率）を測定できる状態であること 警報設定値において、警報が発報される状態であること	管理区域の解除まで
	屋外管理用設備	・排気モニタ ・野外ヶモニタ	排風機室（排気モニタ） 本館屋上（野外ヶモニタ） 屋外管理用の設備：排気モニタ、野外モニタ			
原子炉 格納施設	格納施設	・原子炉室	原子炉室（原子炉室） 原子炉室の形状：面積471.4m^2、直径：24.5m、中央屋根高さ16.0m 壁及び屋根：壁　厚さ18m鉄筋コンクリート、屋根　アルミ板張り 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率：常温、大気圧で使用、特に機密構造ではない。 常用換気系：給気ファン及び排気ファンにより、原子炉室高出力運転中は原子炉室内の換気を行なう。給気ファン1台、排気ファン1台	放射性物質の外部への漏洩防止のための障壁としての機能 放射性廃棄物保管	放射線障害の防止及び廃棄物保管に影響するような外観に異常のない状態であること	管理区域の解除まで

*）構造は、表１の東京都市大学原子力研究所の原子炉設置許可と変更許可の経緯に示した原子炉設置変更許可書の通りであるが、ここにはその概要を記載する。

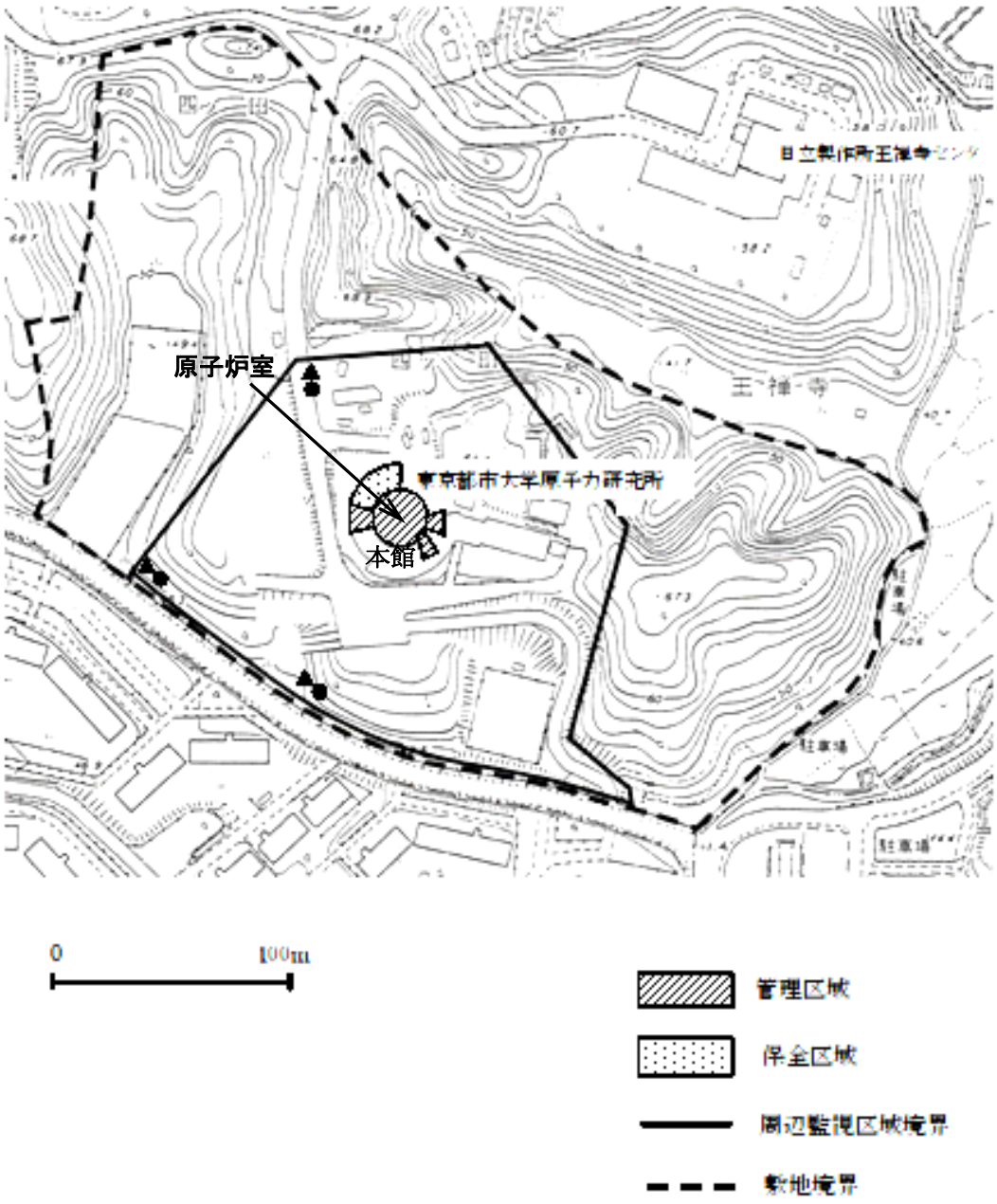


図 1　　敷地の形状及び原子炉施設の配置

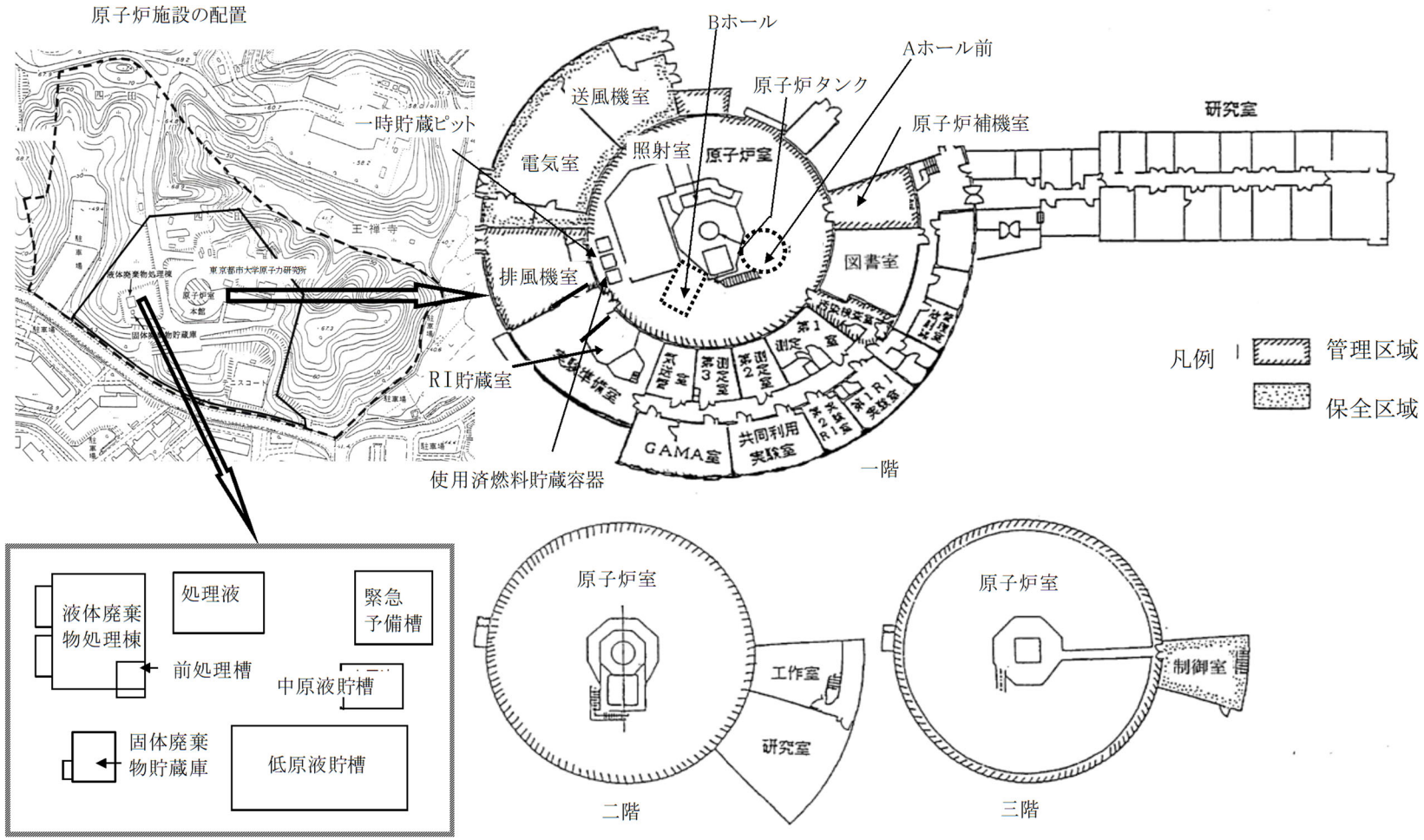


図２　原子炉施設の概要及び管理区域

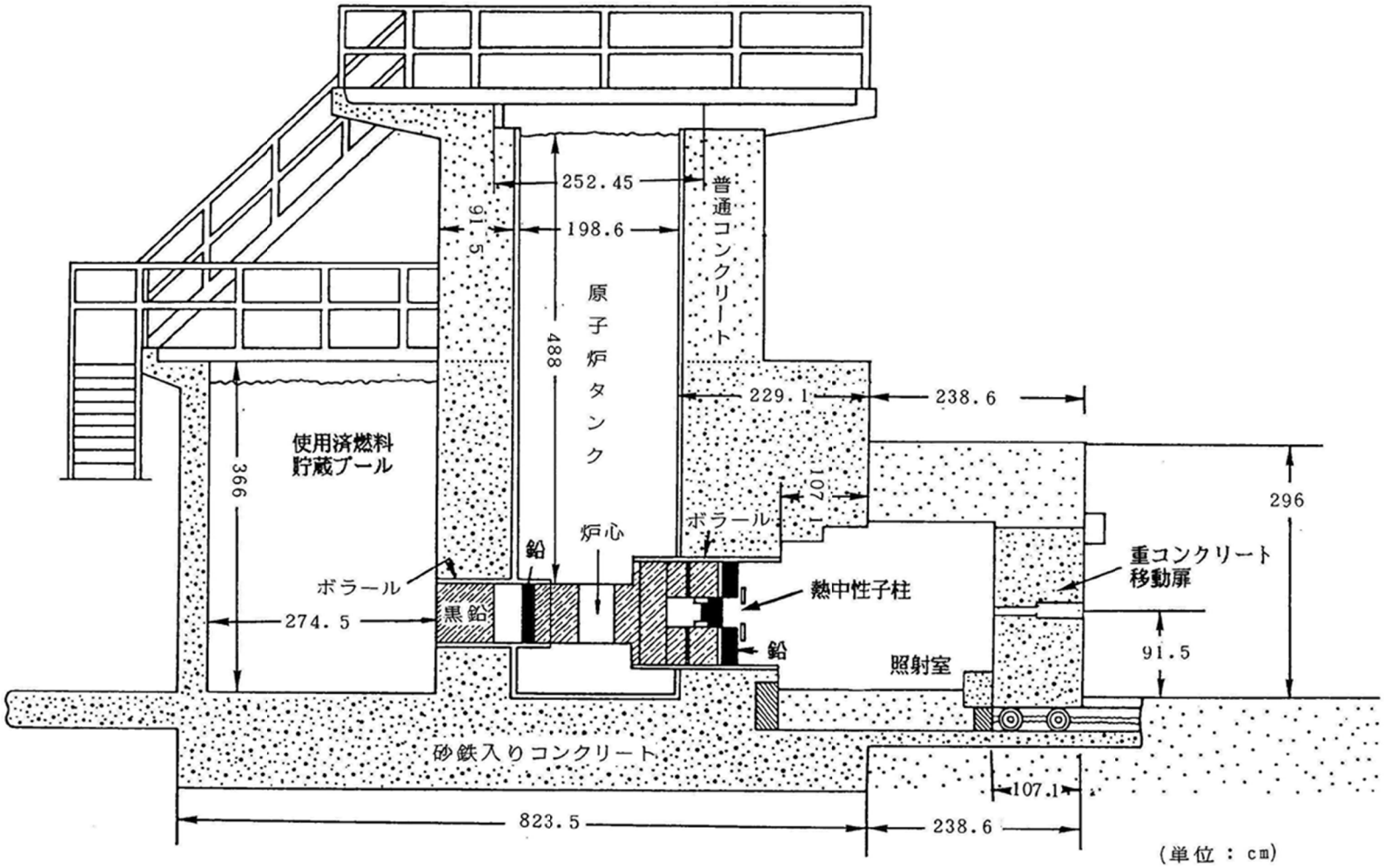

252.45
198.6
91.5
488
原子炉タンク
普通コンクリート
229.1
238.6
107.1
296
使用済燃料
貯蔵プール
366
ボラール
鉛
炉心
ボラール
重コンクリート
移動扉
熱中性子柱
黒鉛
274.5
鉛
照射室
91.5
砂鉄入りコンクリート
107.1
823.5
238.6
(単位 : cm)

図 3　原子炉縦断面図

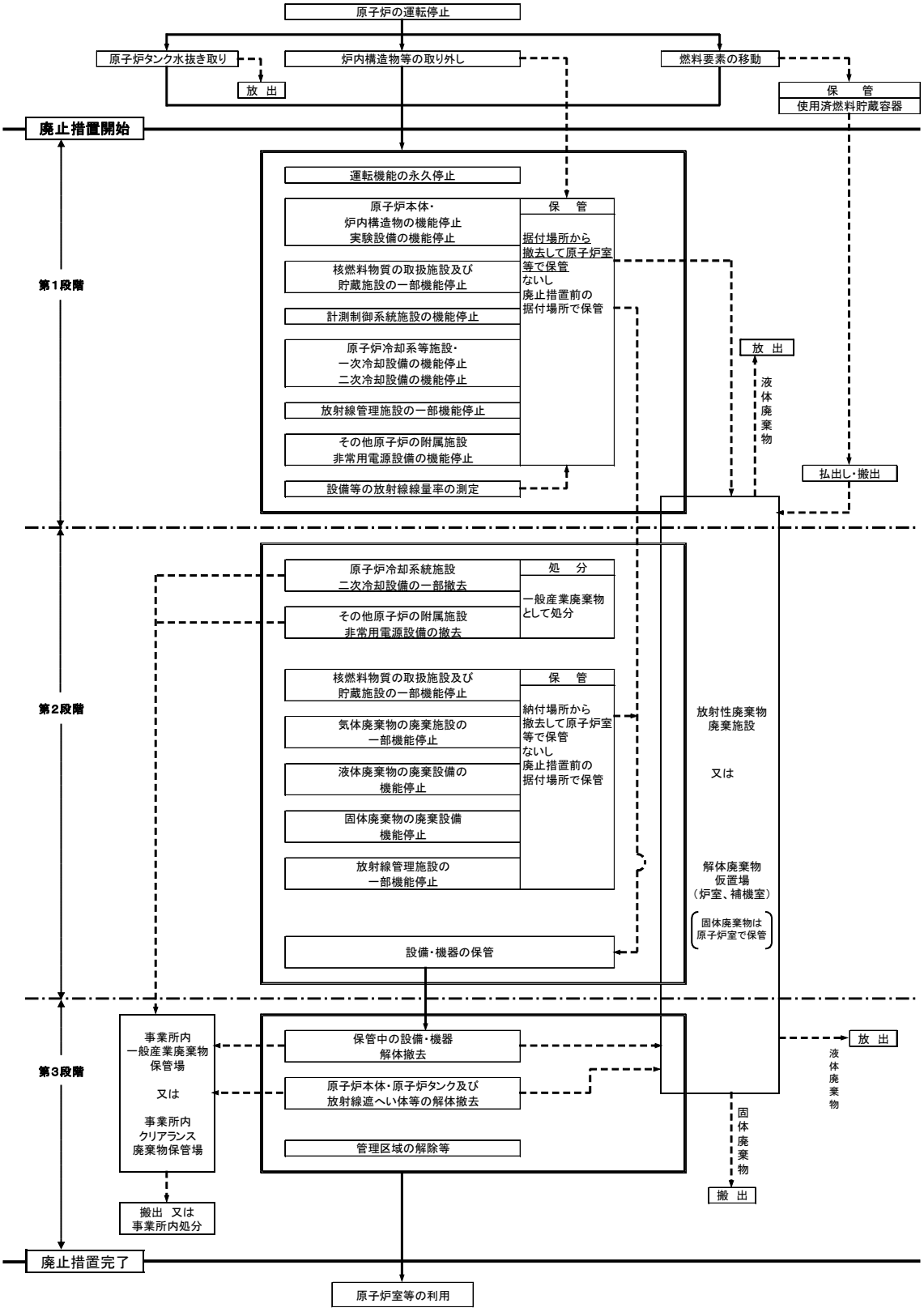


図 4　廃止措置に係る工事等の主要な手順

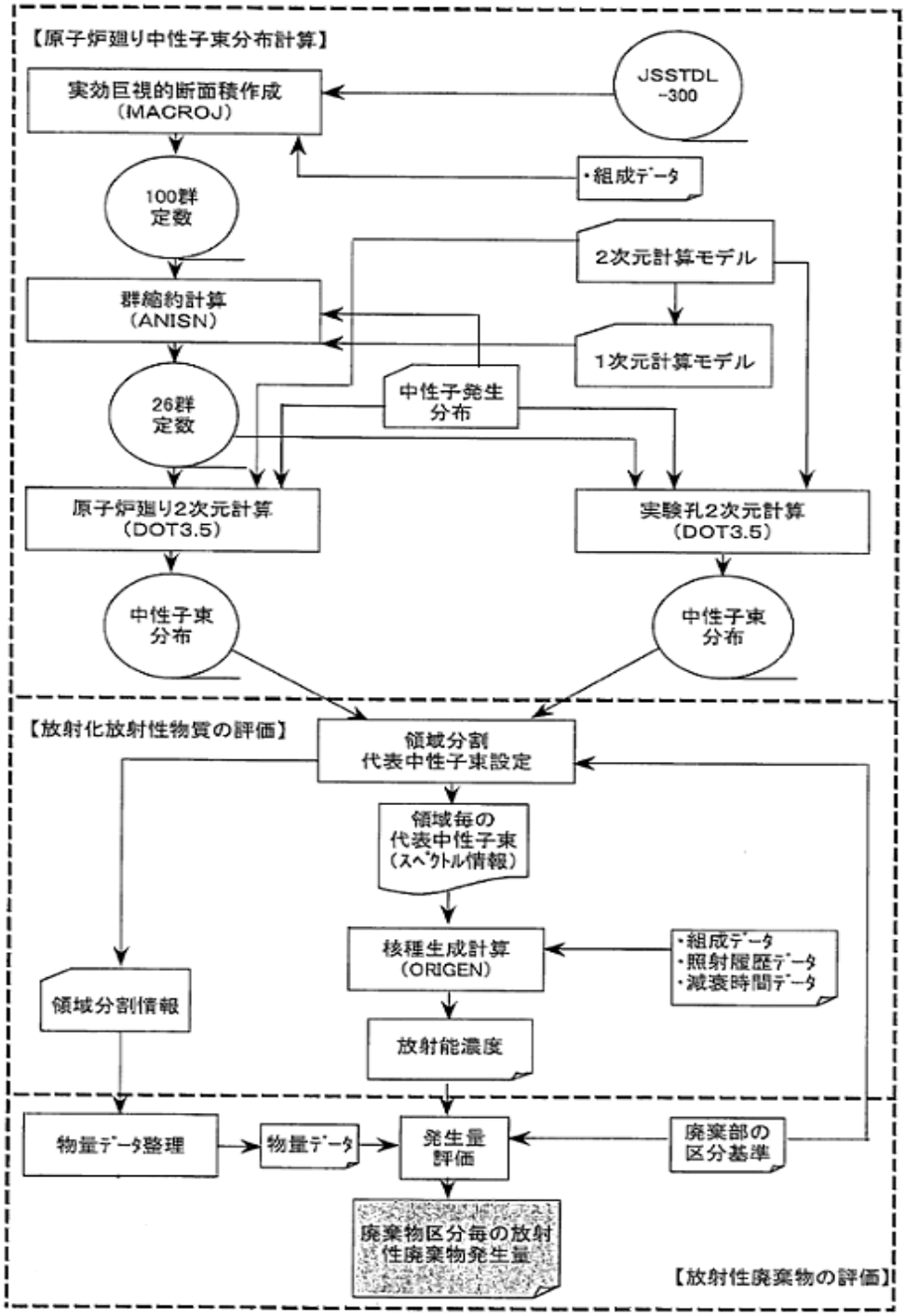


図 5-1　　放射化汚染物質の放射能濃度の評価方法のフロー

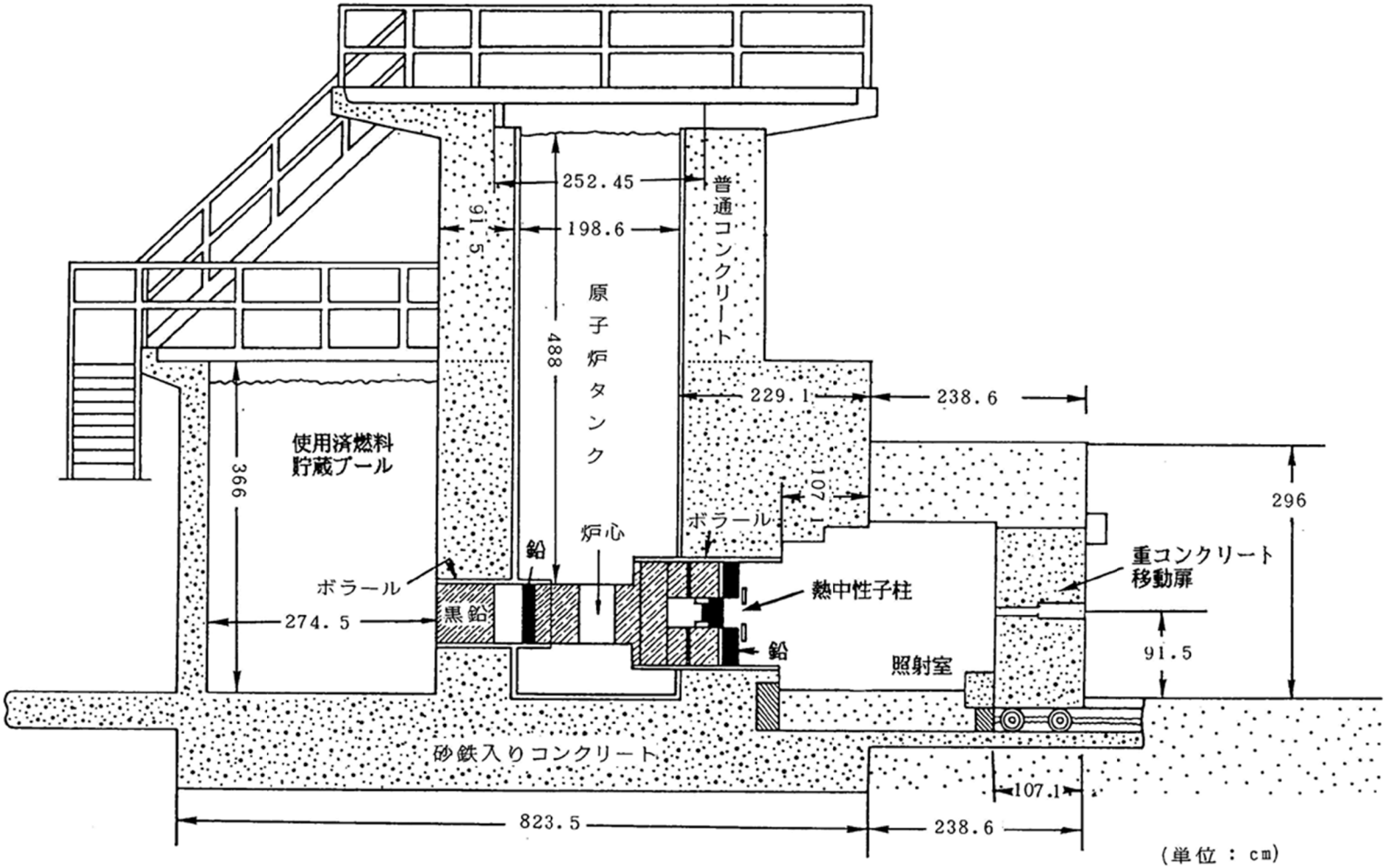

252.45
198.6
91.5
普通コンクリート
原子炉タンク
488
229.1
238.6
107.1
296
使用済燃料
貯蔵プール
366
ボラール
鉛
炉心
ボラール
重コンクリート
移動扉
熱中性子柱
黒鉛
274.5
鉛
照射室
91.5
砂鉄入りコンクリート
107.1
823.5
238.6
(単位 : cm)

図 5-2　原子炉縦断面図

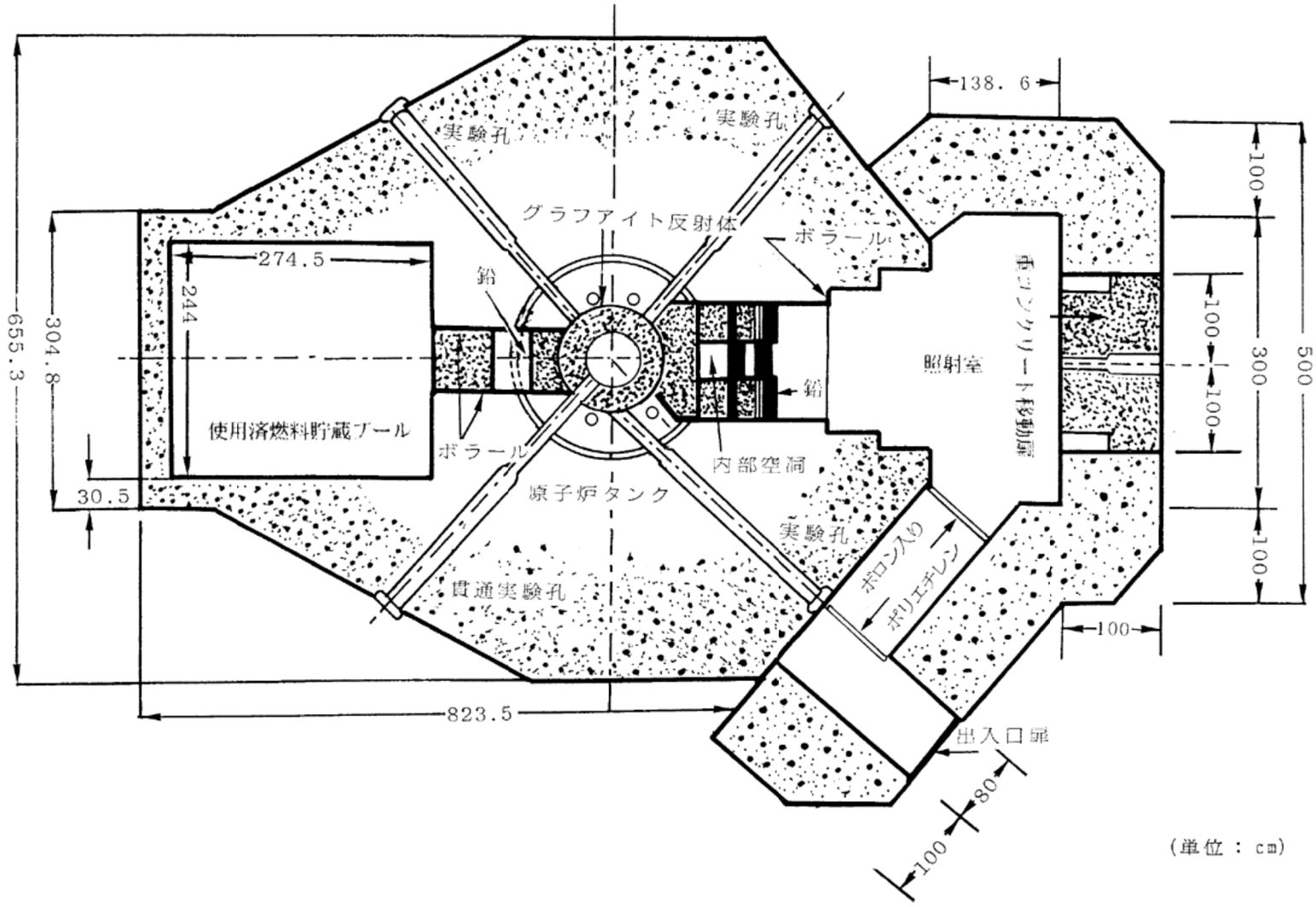


図 5-3　原子炉水平断面図

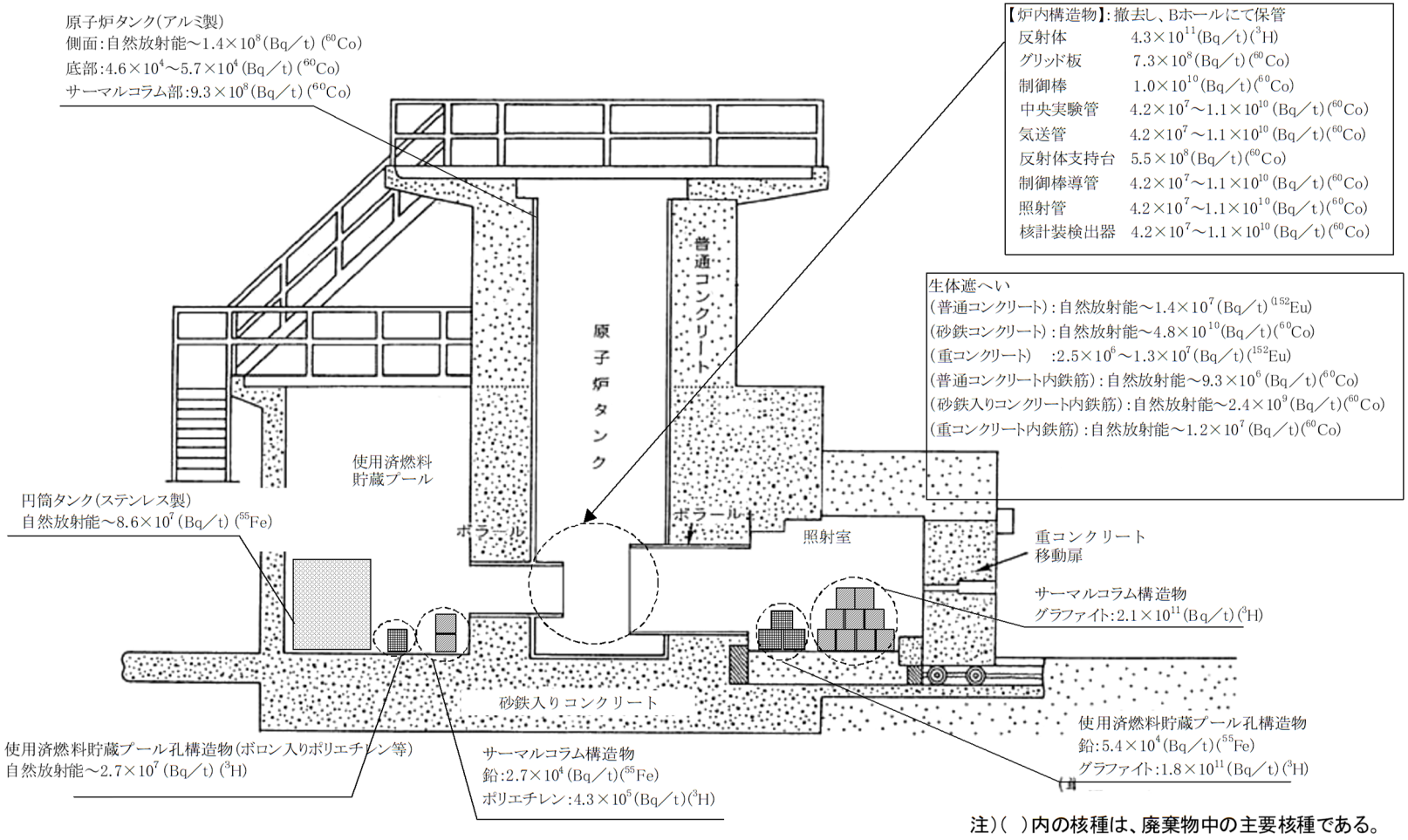


図 5-4　原子炉室内における設備・機器等の放射能濃度

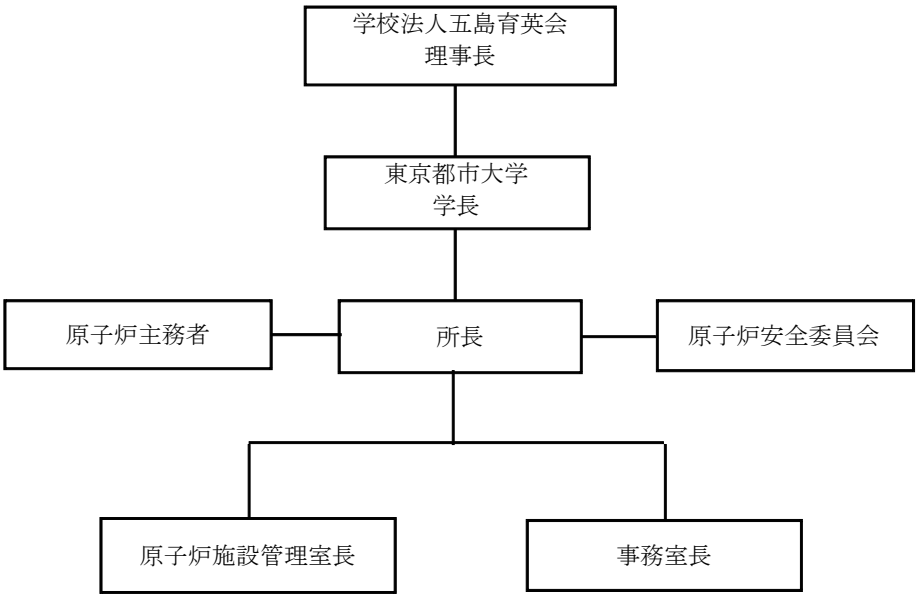


図 6　　武蔵工大炉の保安管理組織