

原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER TOPICS

2015.9.NO.115

目 次

センターの活動状況	①
研究施設等廃棄物の処分の概要について	②

センターの活動状況

地層処分実規模試験施設公開試験の実施

平成27年9月5日（土）、6日（日）に北海道幌延町で開催された「おもしろ科学館2015inほろのべ」（主催：経済産業省北海道経済産業局）において、緩衝材定置試験設備を用いた「緩衝材定置試験」を実施しました。重量・寸法を実物の緩衝材ブロックと同じに調整したコンクリート製の模擬緩衝材ブロックを使用し、模擬処分孔へ4段の定置試験、定置前後のブロック同士のすき間やずれなどの変化を計測し、人工バリアの定置精度に関わるデータを取得する様子を来場者に公開しました。定置試験は4回実施し、両日で562名の方に見学頂くと共に、実物のオーバーパックや緩衝材、人工バリアカットモデルを間近で実感して頂きました。



平成27年度 第2回原環センター講演会の開催

平成27年度第2回原環センター講演会を以下のとおり開催しました。

開催日時：平成27年9月11日（金）15:00～17:00
会 場：公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター
第1,2会議室
演 題：地下空洞型処分施設の施工技術の確証試験
講 演 者：基準規格・L1プロジェクト
チーフ・プロジェクト・マネジャー 秋山 吉弘

本講演では、経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業として平成18年度から平成26年度に実施した、地下50mから100m程度に建設される余裕深度処分に係る地下空洞型処分施設の施工技術確証試験の成果を紹介しました。



研究施設等廃棄物の処分の概要について

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門
廃棄物対策・埋設事業統括部 技術主席 坂本 義昭

本稿は、研究施設等廃棄物の埋設事業の概要、埋設事業の技術的検討状況として埋設施設の概念設計の概要、トレンチ埋設施設の遮水機能評価、環境影響物質の評価、廃棄体確認技術の検討状況、並びに今後の課題についてまとめたものである。

【研究施設等廃棄物とは】

我が国には商用の原子力発電所、再処理施設等の核燃料サイクル施設があるが、一方で、このような原子力を支える研究等を行うため日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）、大学、民間機関も原子炉や核燃料物質使用施設を有している。また、放射性同位元素（以下、RI）使用施設でのRI使用や加速器利用、更には、医療関連施設では放射性医薬品を使った診断、治療が行われている。これらの研究施設等から発生する低レベル放射性廃棄物を研究施設等廃棄物と総称している。

【研究施設等廃棄物の発生状況】

研究施設等廃棄物は、原子力機構をはじめ約2千数百に及ぶ様々な種類の事業所から発生しており、発生する施設の種類も多様である。このような研究施設等廃棄物は、戦後、日本が初めて医療用にRIを米国から輸入開始した以降から発生し、最終的な処分がなされることなく、現在に至るまで累積している状況である。

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、炉規法）で規制される施設のうち、試験研究炉から発生する研究施設等廃棄物の保管状況（200Lドラム缶換算の数量。以下、廃棄物量及び廃棄体量は全て200Lドラム缶換算の数量）を図-1に示す。原子力機構分は、原子力科学研究所、大洗研究開発センター、むつ事業所の試験研究炉から発生した廃棄物の保管量と保管容量の合計値を示している。原子力機構の保管量は一見すると減少しているが、これは原子力科学研究所で保管していたJRR-3の改造工事で発生したコンクリート廃棄物をクリアランスしたことにより減少したものであり、今後の保管量は増加に転じる状況である。原子力機構以外の試験研究炉から発生した廃棄物は、発生量が非常に少なく、保管容量に余裕があるように見受けられるが、今後廃止措置による施設の解体により一度に大量の廃棄物が発生すると保管庫容量がひっ迫してしまう状況にある。

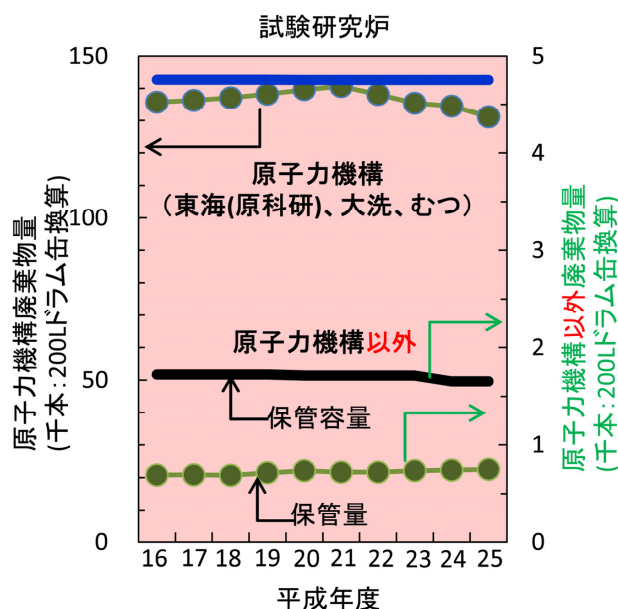


図-1 試験研究炉から発生する廃棄物の保管累積状況の例

原子力機構（左軸）：原子力科学研究所、大洗研究開発センター、むつ事業所の合計値

原子力機構以外（右軸）：大学、民間機関が設置している試験研究炉の合計値

原子力規制委員会のwebサイトに掲載された各年度の「下期放射線等管理状況報告書」から集計

試験研究炉以外の炉規法関係施設の1つとして核燃料物質使用施設からも研究施設等廃棄物が発生しているが（図-2）、廃棄物の保管状況は試験研究炉と同様であり、将来の廃止措置による解体で保管容量がひっ迫してしまう状況にある。

また、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下、放射線障害防止法）で規制される施設から発生する研究施設等廃棄物のうち、原子力機構が保管している廃棄物以外の多くは（公社）日本アイソトープ協会が集荷、処理、保管をしている。平成26年度末の保管量は医療関連法令の施設から発生する廃棄物と合わせて約16万本となっている。

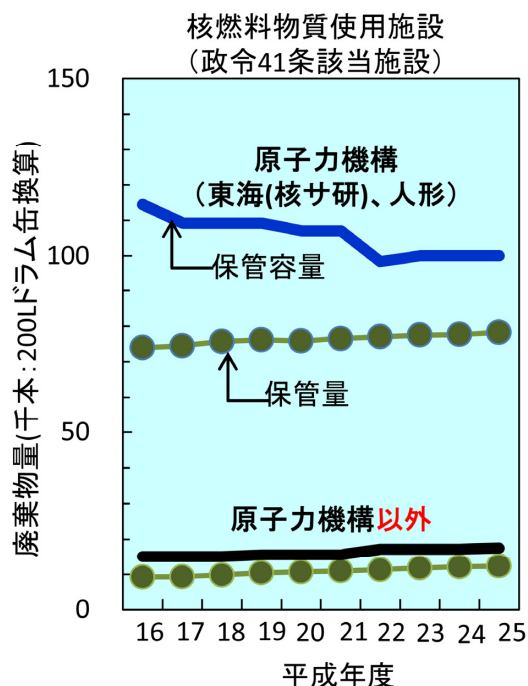


図-2 核燃料物質使用施設（炉規法施行令第41条該当施設）から発生する廃棄物の保管累積状況の例

原子力機構：核燃料サイクル工学研究所、人形峠環境技術センターの合計値（原子力科学研究所等も核燃料物質使用施設を有しているが、試験研究炉の廃棄物としても集計していることから、ここでは割愛した。）

原子力機構以外：大学、民間機関が設置している核燃料物質使用施設の合計値

原子力規制委員会のwebサイトに掲載された各年度の「下期放射線等管理状況報告書」から集計
なお、上記以外にも政令41条非該当施設があり、約8万本が保管されている。

【研究施設等廃棄物の埋設事業】

埋設対象とする廃棄体量（炉規法では、容器に固型化していないコンクリート等廃棄物と廃棄体の両者が定義されているが、ここでは埋設事業対象物量の集計の都合等から両者を合わせて廃棄体と記載している。以下、同じ。）は、平成60年度末まで発生する量としてコンクリートピット処分及びトレンチ処分の合計値として56万本と推定し、廃棄体量の変動に対する余裕分を想定して60万本に相当する埋設施設を設置するとしている[1][2]。

埋設事業では、国は「埋設処分事業に関する基本方針」（基本方針）を策定するとともに、この基本方針に即して、原子力機構は「埋設処分業務の実施に関する計画」（実施計画）を作成、国の認可を受けた実施計画に基づき事業を行うとしている。

基本方針には、対象廃棄物の種類、第一期事業の

対象範囲としてコンクリートピット処分とトレンチ処分を実施すること、並びに埋設施設の立地選定として、国と一体となった立地活動を行うこと及び透明性を確保した公正な立地選定のため、原子力機構が立地手順と基準を策定すること等が示されている。実施計画には、基本方針に即して、立地手順等を策定して立地活動を行うこと、埋設事業の総費用等が記載されている。

実施計画に記載している埋設事業は、初期建設期間の8年間で施設の設計や建設、50年間かけて60万本を埋設処分し、最終的に300年間の閉鎖後管理を行う計画に対し、総費用を約2,029億円としている[1]。また、この総費用に基づき、毎年の原子力機構の埋設事業の年度計画には廃棄体の処分単価を記載しており[3]、コンクリートピット処分に対し200Lドラム缶廃棄体1本当たりで約70万円、トレンチ処分に対し約20万円、遮水シートを設置したトレンチ処分では、約30万円としている。なお、ここで紹介したのは処分単価のみであり、廃棄物の前処理、廃棄体化処理、輸送費等に多くの費用が必要であり、廃棄物1本あたりの処理単価が高い処理費用の合理化がバックエンド全体の費用の合理化につながる場所である。

【埋設施設の概要】

上述の埋設事業に供する埋設施設については、既に概念設計を実施している[4]。概念設計の前提となる埋設対象廃棄体の性状区分を図-3に示す。コンクリートピット処分は22万本規模の施設であり、原子力機構の廃棄体が約86%、原子力機構以外の廃棄物発生者分は約14%である。トレンチ処分は38万本の施設規模であり、原子力機構の廃棄体が約64%、原子力機構以外の発生者分は約36%である。廃棄体の種類としては、コンクリートピット処分の場合、溶融体の充填固化体が約4%で、金属廃棄物の充填固化体が約40%、雑固体廃棄物の充填固化体が約12%、コンクリート等廃棄物が約15%、廃液等の均質・均一固化体が約29%である。また、トレンチ処分では、溶融体の充填固化体が約2%で、金属廃棄物の充填固化体が約14%、雑固体廃棄物の充填固化体が約6%、コンクリート等廃棄物が約74%、廃液等の均質・均一固化体が約4%である。また、これらの廃棄体容器の種類としては、廃棄物の性状に応じて200Lドラム缶、簡易袋状容器いわゆるフレコンバッグ、角型容器を設定した。

埋設対象廃棄体の核種ごとの平均放射能濃度を第二種埋設事業規則に記載されている核種の濃度上限値とともに表-1に示す。研究施設等廃棄物は様々な施設から発生するが、図-3に示すように多くは原子力機構から発生しており、その中でも原子炉や再処理施設からの廃棄物が多くを占めるため、全体としての放射能の起源は、核分裂生成物と放射化生成によるものとなっている。このため、放射能濃度の高

低はあるが、発電所廃棄物やTRU廃棄物の核種組成に比較的近いものである。

また、埋設施設の概念設計にあたっては、一般的な環境条件を文献調査により設定した。炉規法や放射線障害防止法に従うとともに、廃棄物の処理及び清掃に関する法律（以下、廃掃法）も参考とした。

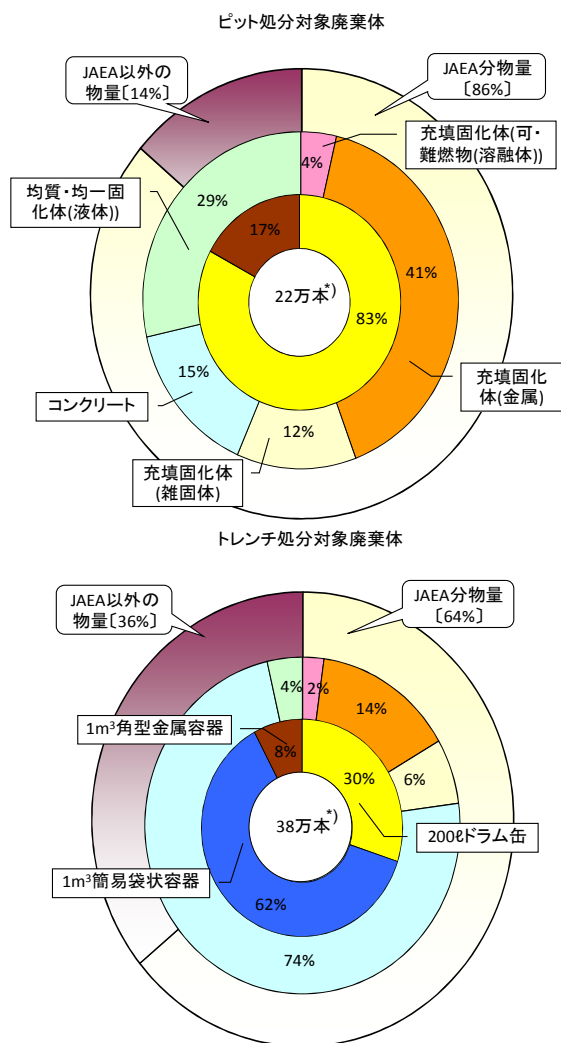


図-3 埋設対象廃棄体の性状区分

外円、中円（説明はトレンチ処分対象廃棄体に記載）、内円（説明はピット処分対象廃棄体に記載）は、それぞれ物量、性状、容器の体積割合を示す。端数処理で合計が合わない個所がある。

*) 200Lドラム缶換算本数

表-1 設定した放射能インベントリ

【トレンチ処分】

放射性物質の種類	平均放射能濃度 (Bq/t)	濃度上限値 (Bq/t)
Co-60	1×10^7	1×10^{10}
Sr-90	9×10^4	1×10^7
Cs-137	4×10^5	1×10^8

【ピット処分】

放射性物質の種類	平均放射能濃度 (Bq/t)	濃度上限値 (Bq/t)
C-14	8×10^7	1×10^{11}
Co-60	2×10^9	1×10^{15}
Ni-63	2×10^8	1×10^{13}
Sr-90	8×10^7	1×10^{13}
Tc-99	6×10^4	1×10^9
Cs-137	1×10^8	1×10^{14}
アルファ線を放出する 放射性物質	9×10^5	$1 \times 10^{10} (*)$

(*) Am-241で代表

埋設対象廃棄体は、図-3に示すような種々の廃棄体容器となることが想定されるため、これらを合理的に処分するため1つの埋設施設に異なる形状の容器が定置できるように設計を行った。具体的には、200Lドラム缶と角形容器が1つのコンクリートピットに定置できるようにするため、ピットの1区画にドラム缶か角形容器のどちらでも定置可能な大きさに設計した。トレンチ処分の場合では、ドラム缶、角形容器、フレコンバッグの3種類が定置できるように設定した。また、廃棄体の中には、放射能濃度が極めて低い均質・均一固化体や充填固化体も存在しているため、これらの廃棄体をトレンチ処分でも合理的に埋設処分することを想定した。この場合、廃掃法を参考として、遮水シートを上下に設置する付加機能型トレンチ埋設施設として設計した。また、これらに加えて受入検査施設やその他管理施設の設計を行うとともに、施設全体でのスカイシャイン等による被ばくも考慮して、施設の配置設計を実施した。ただし、実際の施設で想定される種々の地形条件は考慮しておらず、更地の状態の敷地に全ての施設を配置することを前提としたものである。

これらの前提条件に基づいて概念設計を実施した結果、敷地は長辺方向で1,250 m、短辺方向で800 mの100 haとなり、敷地の中に、コンクリートピットが18基、トレンチが18基、それ以外に受入検査施設等を配置する設計となった。

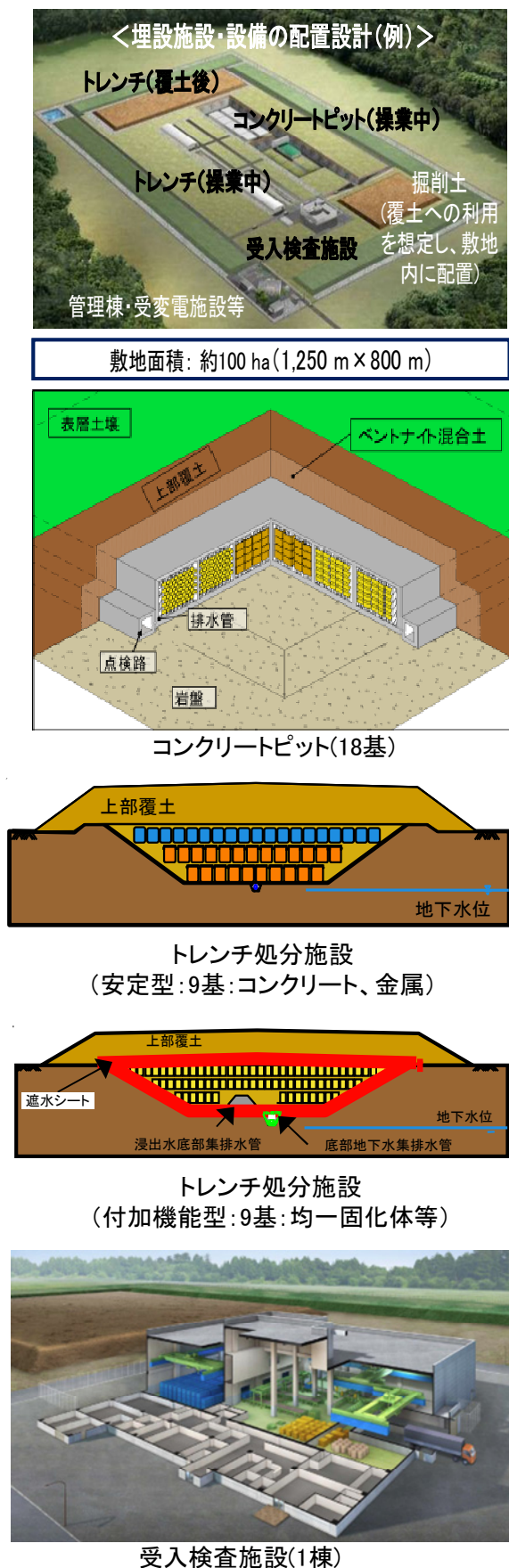


図-4 埋設事業に供する主要施設の概念図

また掘削土も、将来的には埋め戻して使うことを前提に敷地内に配置するとした。施設全体の配置並びに主要施設の鳥瞰図等を図-4に示す。

埋設施設の安全評価は、旧原子力安全委員会の第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方に基づき実施し、管理期間中は線量基準1 mSv/y、線量目標値として50 μ Sv/y、管理期間終了後は基本シナリオのためやす線量10 μ Sv/y、変動シナリオのためやす線量300 μ Sv/yを満足することを確認した。

【安全性、経済性のパラメータスタディ】

上述した埋設施設は、標準的な立地環境条件を1つ設定して安全性等を検討した結果であるが、自然環境条件等には幅があるため、埋設施設の安全性と経済性に影響を及ぼす項目について評価検討を実施した[5][6]。

安全性に影響を及ぼす項目の評価は、土壌等の透水係数や分配係数（以下、 K_d ）といった種々の立地環境条件のパラメータの分布幅と分布様式を文献調査により設定し、想定される被ばくシナリオ毎にパラメータをランダムに1,000通り組み合わせた条件で被ばく線量を評価した。評価方法を図-5に示す。

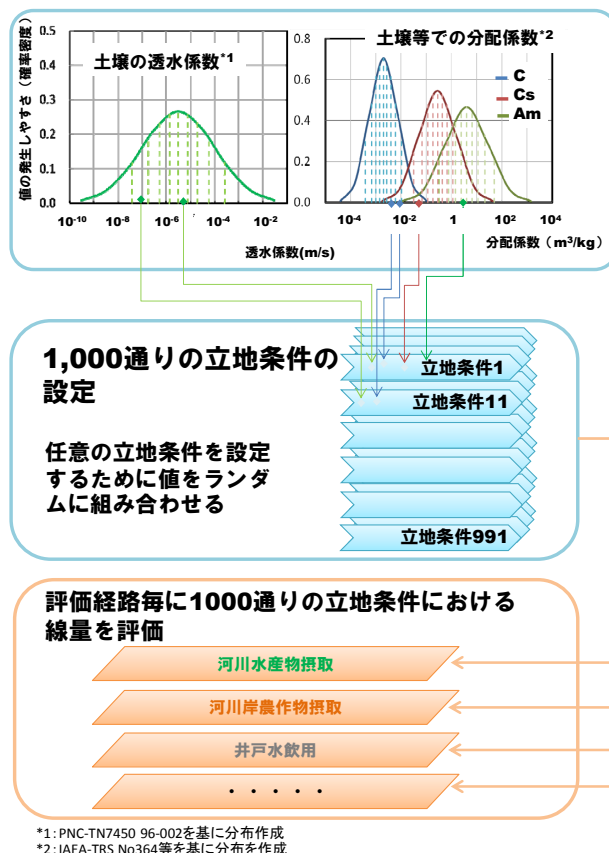


図-5 安全性評価項目に係るパラメータスタディの評価方法

評価結果については、97.5%以上の立地環境条件でめやす線量を満足することを判断基準として、埋設施設を設置する立地環境条件が安全性へ影響を及ぼす項目、又は埋設施設の設計で対応が必要となる項目を確認した。

トレンチ処分に対する評価結果を図-6に示す。横軸に線量、縦軸は1,000通りの立地環境条件のうち当該線量以下である条件の割合を示す。トレンチの場合には、設定した全ての評価経路において管理期間終了後の被ばく線量が97.5%以上の立地環境条件で、めやす線量の10 μ Sv/y以下となる結果であった。したがって、トレンチ処分の場合、放射線被ばくに直接影響を及ぼすような立地環境条件に係る項目は認められなかった。

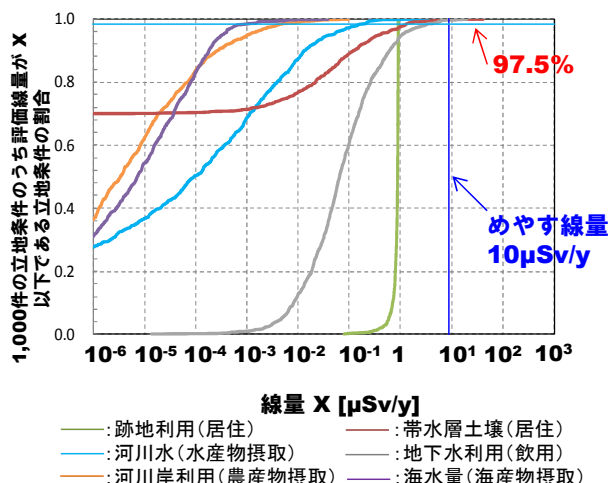


図-6 トレンチ処分の管理期間終了後の被ばく線量に対するパラメータスタディの結果
(線量の評価結果の低い方からの累積)

一方、コンクリートピット処分に対する評価結果を図-7に示す。コンクリートピット処分の場合も設定した全ての評価経路において97.5%以上の立地環境条件で10 μ Sv/y以下となる結果であった。ただし、河川水利用の経路においてのみ、地下水流速が速い場合には10 μ Sv/y以上となる結果であったため、ベントナイト混合土の厚さを厚くして放射性核種の移行抑制効果を高める対応により、めやす線量以下とした。

また、経済性の評価として、例えば地滑りや地形の傾斜といった項目について評価検討を実施した。その結果、傾斜地や地滑り地形に埋設施設を設置した場合は、これらへの整地・対策費用が増大し、総費用へ影響を及ぼす結果となることを確認した。

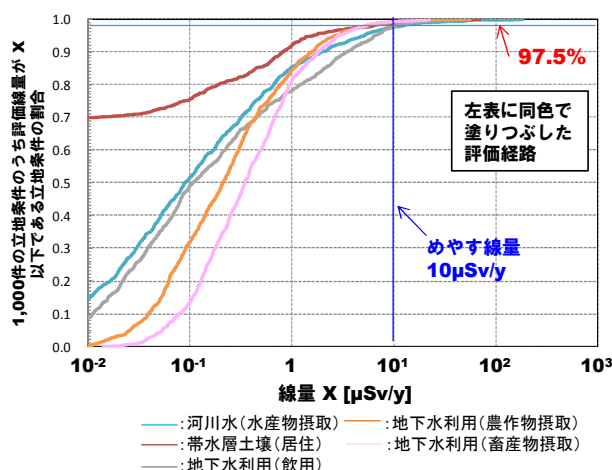


図-7 ピット処分の管理期間終了後の被ばく線量に対するパラメータスタディの結果
(線量の評価結果の低い方からの累積)

【トレンチ埋設施設の遮水機能】

トレンチ処分として廃棄体を合理的に埋設処分することを想定した付加機能型トレンチの場合(図-4参照)、遮水シート等の遮水工を設置するため、遮水シートの長期耐久性及び遮水性能の評価が重要となる。そこで、遮水シートの長期耐久性評価試験及び遮水工を設置した場合の浸透水量のモデル評価を実施した。

<遮水シートの長期耐久性評価>

埋設施設の概念設計で設定した付加機能型トレンチ埋設施設に使用を想定した遮水シートは、産業廃棄物の最終処分施設での使用実績等からHDPE(高弾性タイプの高密度ポリエチレン)及びMEPE(中弾性タイプメタロセン触媒低密度ポリエチレン)としている[4]。日本遮水工協会での耐久性の目安期間としては約15年程度であるが、トレンチ埋設施設は操業期間50年を想定しており、初期建設工事期間も想定すると約60年の期間の耐久性の評価が必要となる。しかし、このような長期間の暴露試験データがないため、HDPEとMEPEを用いて室内暴露試験を実施した[7]。具体的には、JIS規格で定められている試験方法(JIS Z 1415)に従い一定の時間経過した後、引張強度、伸び率、透湿度測定を実施した。試験期間としては、暴露試験250時間が概ね野外の曝露の約1年間に相当するとして、2,500時間、5,000時間、10,000時間、15,000時間を設定した。

引張強度試験結果として、暴露試験開始前の遮水シートの引張強度に対しての強度の保持率を図-8に示す。その結果、HDPEでは15,000時間でも日本遮水工協会の基準である初期値に対して80%以上の性能を保持する結果であったが、MEPEではわずかに基準値を下回る結果であった。伸び率については

HDPE及びMEPEのいずれの遮水シートでも15,000時間経過しても低下は小さく基準値を上回っていた。

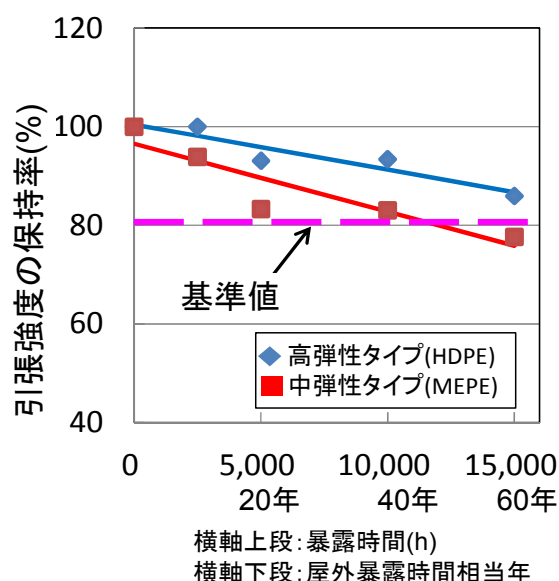


図-8 遮水シートの長期暴露試験結果の一例
引張強度の時間変化

また、透湿度測定結果を透水係数に換算して結果を整理したが、15,000時間暴露したHDPE及びMEPEのいずれの遮水シートでも、透水係数の有意な変化は認められなかった。なお、測定下限限界値は 3×10^{-12} cm/sであったため、暴露時間15,000時間経過しても基準値 1×10^{-12} cm/s以下を満たす結果であった。

＜浸透水量のモデル評価＞

このような遮水シートをトレンチ埋設施設に設置した場合における浸透水量についてモデル計算を実施した[8]。ここでは米国のWaste Control Specialists社の安全評価で使用された実績のあるHydrologic Evaluation of Landfill Performance model (HELP)という遮水工を設置した施設への浸透水量を評価できるコードを使用した。HELPでは、土壌の表面からの蒸発散量や表面流出量、横排水量を評価し、遮水シートを通した地下への浸透水量の評価ができるコードである。また、HELPには、環境条件を設定するため、実気象データを基にして擬似気象データを作成し、それを基にして平均的降水量等を設定するコードSynthetic Weather Generatorが付属しており、このコードを我が国の気象データが取り込めるように改良して用いた。実気象データは、農業環境技術研究所が5年ごとに気象データを整理公開しているデータを用いた。

浸透水量のモデル評価では、関東地方の1地点の過去約30年間の実気象データを用いて統計処理を行い、100年間の擬似的な気象データを作成し、この擬似デ

ータを用いて、トレンチ埋設施設の浸透水量を試算した。ここでは、遮水シートを設置した場合（モデル1）と遮水シートを設置しない場合（モデル2）の2ケースを設定した(図-9)。いずれの場合でも全体の覆土厚は同じとし、モデル2では土壌層と低透水土壌層を組み合わせた形とした。

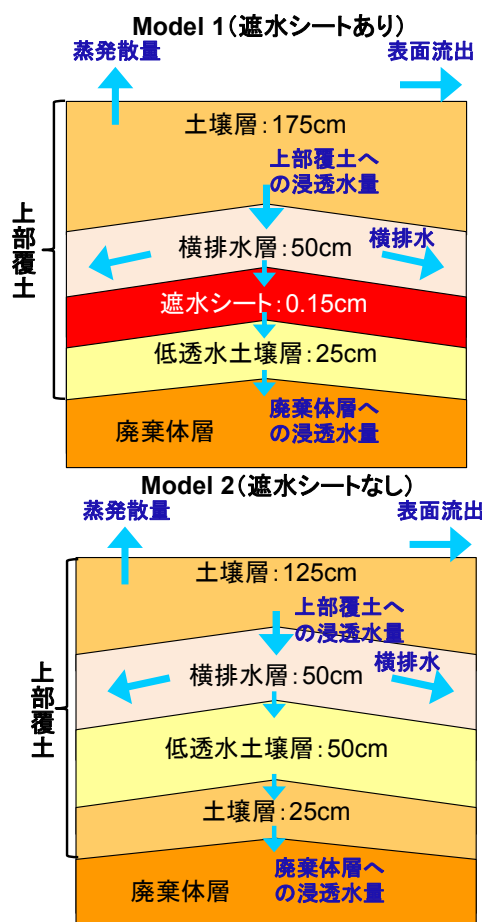


図-9 トレンチ埋設施設浸透水量のモデル計算
における覆土層等の設定

試算では、低透水土壌層の透水係数をパラメータとするとともに、遮水シートの劣化程度をパラメータとした。遮水シートの劣化のモデルは、HELPコードで設定されているperfect、good、poor、worstの4種類の状態設定を用いた。ここでは1 ha当たり25個の穴が開いている設定とし、perfectでは穴の領域で浸透水が流出するだけの設定、goodとpoorは、シートと下の土壌層の間に若干のすき間を想定し、水滴が広がるような設定で、水滴の面積によりgoodとpoorの状態を設定、worstの場合は浸透水がそのまま出てくる設定となっている。

全体の浸透水量はHELPコードで計算した結果、降水量が年間1,264 mmに対し、蒸発散量とか表面流出量から年間550 mmとなった。これに対して遮水効果についてパラメータを変化させて試算した結果を図

-10に示す。まず、遮水シートの無いモデル2場合、低透水土壌層の透水係数に依存し、 10^{-8} m/sを境に、透水係数が小さくなれば浸透水量が少なくなる結果となった。それに対して、遮水シートを設置したモデル1の場合、遮水シートの状態をperfectとすると、低透水土壌層の透水係数の違いは影響がほとんどなく、浸透水量の約100分の1まで抑えることができる結果となった。また、遮水シートの状態を変えた場合には、低透水土壌層の透水係数との組み合わせにより浸透水量に影響があるという結果となった。

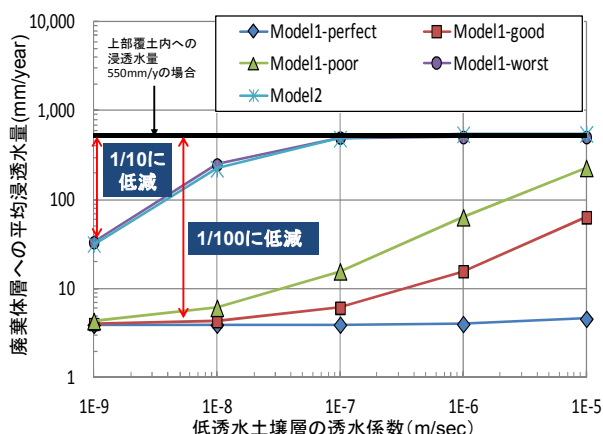


図-10 トレンチ埋設施設の浸透水量の評価結果
低透水土壌層の透水係数の違いと遮水シートの設置状態との関係

モデル1、2は、図-9の設定を参照

<廃棄体層への浸透水量を使用した線量評価>

浸透水量の違いが被ばく線量評価へ及ぼす影響について、水の動きと同じとなる K_d ゼロのH-3を使って、上述した廃棄体層への浸透水量の場合と、文献値の浸透水量の場合との比較計算を実施した。ここでは処分場から100 m先にある河川水を飲用する河川水飲料シナリオの場合の被ばく線量を試算した(図-11)。なお、線量の絶対値は意味がないため、ここでは浸透水量が文献値である400 mm/yの場合の被ばく線量評価結果との相対値で示している。

遮水シートがない浸透水量550 mm/yから、遮水シートと低透水土壌層による遮水効果が大きい4 mm/yの場合までを比較すると、浸透水量の低下に比例して被ばく線量も低下する結果となった。以上のように、トレンチ埋設施設の安全評価と設計では、遮水性能の評価と設計が重要であることから、これらに対する技術的検討を進めている。

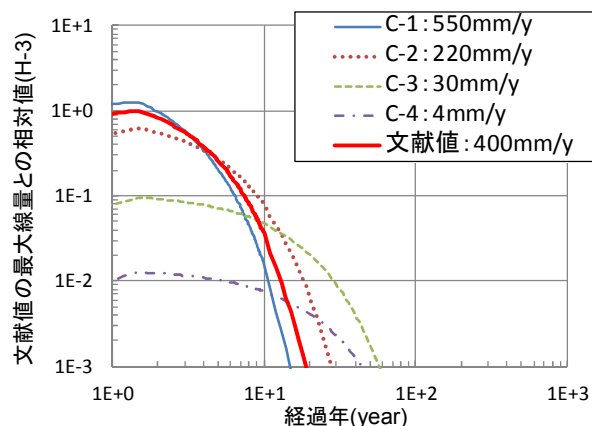
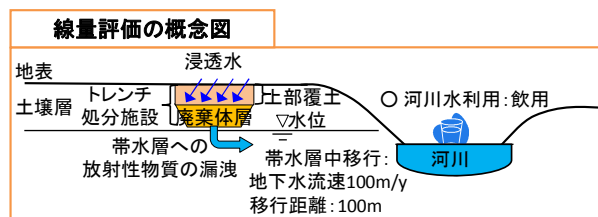


図-11 トレンチ処分におけるH-3による安全評価の事例

図-10で示した浸透水量の違いによるH-3による河川水飲用シナリオに基づく被ばく線量の試算結果であり、文献値は、改訂 地下水ハンドブック(建設産業調査会、1998)による我が国での平均的な浸透水量

【環境影響物質の評価】

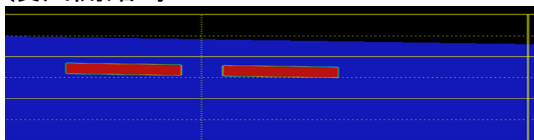
放射性物質以外に放射性廃棄物に含まれる物質として、環境影響物質の取り扱いについても検討を進めている。具体的な対象物質としては、廃掃法において溶出率が定められていないが、環境基準においては基準値が示されており、かつ埋設対象廃棄物に含まれる可能性のある物質として、ウラン濃縮の研究開発により含まれるフッ素、再処理工場の低レベル濃縮廃液に含まれる硝酸性窒素、一部の原子炉廃棄物に含まれるホウ素が挙げられる。ここでは、このような環境影響物質に対する対応方法の1つとして、河川水等の濃度が環境基準を超えないように、環境中での濃度から逆算して廃棄体中に許容できる環境影響物質の量の試算した結果[9][10]を示す。

コンクリートピットからの硝酸イオンとフッ素イオンの流出のコンターを図-12に示す。それぞれ文献から土壌や岩盤中の K_d を設定し、その他のパラメータは概念設計でのパラメータとした場合の埋設施設設置後から50年、100年、1,000年後の濃度分布の結果である。なお、放射能減衰がないため、地下水中での分散、拡散、希釈の効果の結果である。 K_d を150 ml/gと設定したフッ素イオンの場合、 K_d を0.3 ml/gと設定した硝酸イオンと比べて、吸着性が大きいため、1,000年経過してもほとんどコンクリートピット

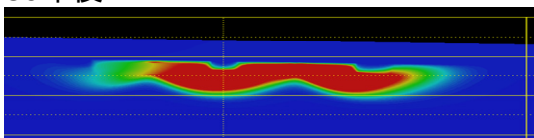
の周辺にとどまる結果になった。

(a)硝酸イオンの例

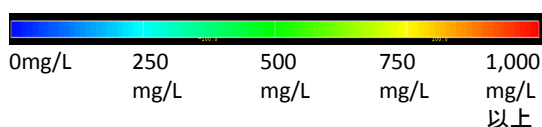
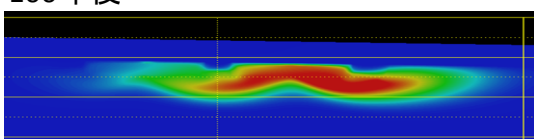
浸出開始時



50年後

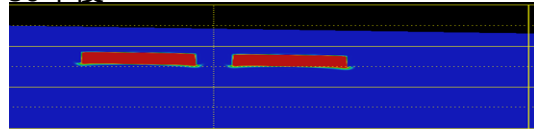


100年後

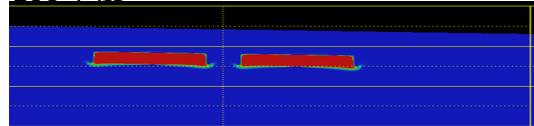


(b)フッ素イオンの例

50年後



100年後



1,000年後

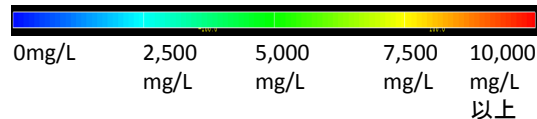
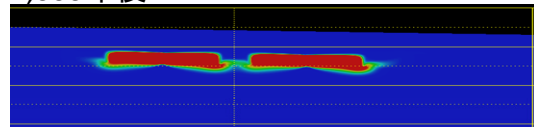


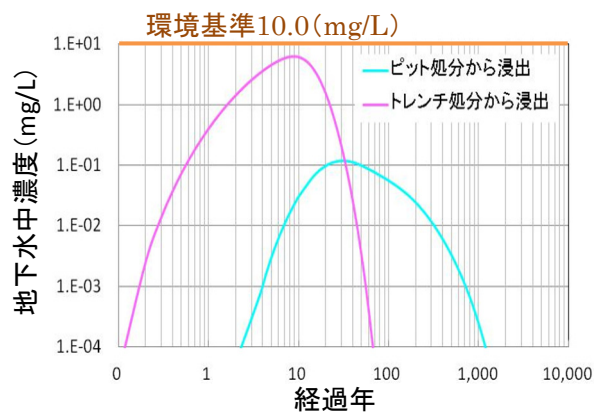
図-12 硝酸イオン及びフッ素イオンのピットからの流出解析事例

(a)の浸出開始時の赤い個所が初期状態の硝酸イオンとフッ素イオンの濃度分布を示す。

最終的に200Lドラム缶廃棄体1本に許容できる量を検討する場合、評価地点の設定が問題となる。ここでは、具体的なサイトが決定していないため、100 m先の河川水、20 m先の井戸水を評価地点として仮

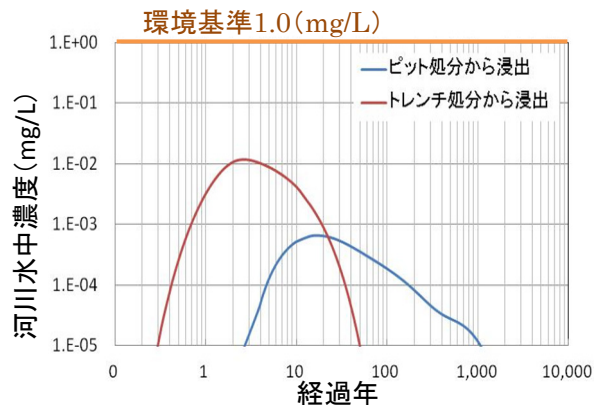
に設定した。それぞれの地点で最大となる濃度が環境基準を超えないように埋設施設中の環境影響物質の総量を算出し、元の廃棄体1本あたりに割り付けて許容できる量を試算した。

(a)硝酸イオンの地下水中での濃度変化



- *1: 地下水流量 $1.0 \times 10^5 (\text{m}^3/\text{y})$
- *2: 硝酸性窒素が1本当たり1kg含まれる廃棄体を1万本処分した条件
- *3: 硝酸イオンの分配係数 土壌0.1ml/g、岩盤0.3ml/gで計算

(b)ホウ素の河川水中での濃度変化



- *1: 河川流量 $1.0 \times 10^8 (\text{m}^3/\text{y})$ の条件
- *2: ほう素が1本当たり1kg含まれる廃棄体を1万本処分した条件
- *3: ホウ素の分配係数 土壌0.2ml/g、岩盤0.2ml/gで計算

図-13 地下水中及び河川水中の硝酸イオンとホウ素の濃度の時間変化の試算例

コンクリートピット処分、トレンチ処分の両者について、ホウ素、硝酸イオンを対象として河川中及び地下水中の時間変化を試算した結果を図-13に示す。これらの結果を用いて、各最大濃度と環境基準を比較して廃棄体1本あたりに含有できる量を各条件で試算を行った。その結果、例えば硝酸イオンに対し地下水中（井戸水）を評価地点とすると、コンクリートピット処分において地下水流量が $1 \times 10^5 \text{m}^3/\text{y}$ の条件では廃棄体1本当たり90 kgまで許容できるが、トレンチ処分では1.6 kgまでしか許容

できない結果となった。ホウ素やフッ素イオンの場合も、河川水流量や地下水流量の違い、並びにコンクリートピット処分とトレンチ処分の違いにより廃棄体1本当たりの含有可能量が1～4桁異なる結果となった[9] [10]。

したがって、環境条件によって、廃棄体への含有可能量が大幅に変わることになるため、今後とも、種々の条件設定を見ながら、具体的な検討を進める予定である。

【廃棄体確認手法の検討】

研究施設等廃棄物の特徴として、種々の放射性廃棄物の発生施設があることが挙げられる。具体的には、原子炉施設、照射後試験施設、ウラン使用施設、トリウム使用施設、燃料加工施設、再処理施設、廃棄物管理施設、さらにはRI使用施設や医療関連施設もある。このため、それぞれの発生施設の特徴を踏まえた廃棄体確認手法を検討する必要がある。

原子炉施設の場合には、既に電力事業者において埋設処分及びそれに対する廃棄体確認の実績があるため、このような先行事例をモデルとして検討している。原子力機構においては、JPDRの解体に伴い発生した金属廃棄物が全て保管されており、この廃棄物の分別作業を実施しているため、分別作業時に金属廃棄物から放射能分析用の試料採取を行い、放射能評価手法の確立を進めている。特にJPDRは、そもそもBWR型の原子炉であるため、既に発電所廃棄物の実績を十分参考にできることで検討を実施した[11]。

本検討では、処分安全評価上重要な核種として予備的に選定した16核種に対し、SF（Scaling Factor）法等の適用性を検討した。一例として、Ni-63とCo-60の放射能分析結果を図-14に示す。図-14に示すようにNi-63とCo-60に相関傾向が見られ、さらにt検定の結果からも有意な相関性がある結果となり、SF法の適用が可能な結果となった。一方、図-15に示すH-3に関しては、ばらつきは大きいが平均放射能濃度法を適用できる結果となった。

他の核種についても種々の検討を行い、今回検討対象としたJPDR金属廃棄物に対し、表-2に示すような評価手法が適用できる見通しとなった。なお、今回検討したJPDR金属廃棄物は、放射能濃度が低いものを対象としており、今後より放射能濃度が高い廃棄物も含めて検討が必要である。

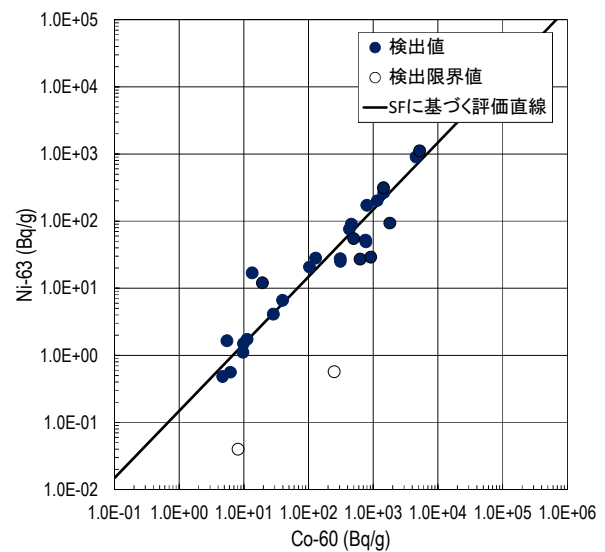


図-14 JPDR金属廃棄物中の放射能分析結果の例
(Co-60とNi-63の放射能濃度の相関関係)

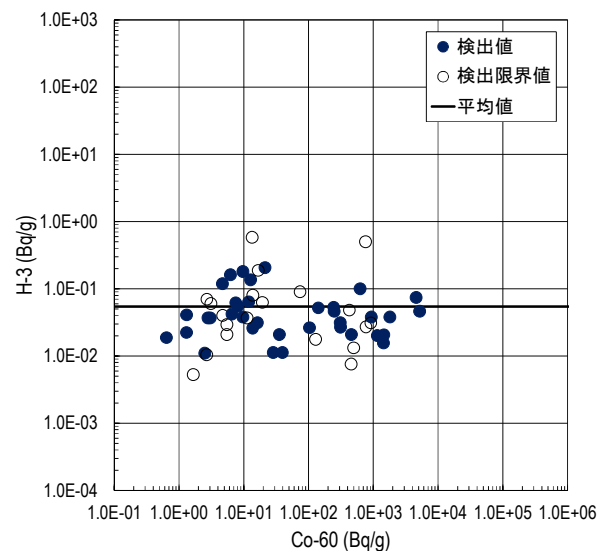


図-15 JPDR金属廃棄物中の放射能分析結果の例
(Co-60とH-3の放射能濃度の相関関係)

また、原子炉施設以外の廃棄体確認技術の検討として照射後試験施設の放射能評価手法の検討に着手した[12]。照射後試験施設では、例えば、中性子照射をした材料試験片の引張試験等の破壊試験や、照射済燃料の各種試験を実施している。このような施設では、原子炉燃料そのものを破壊試験するため、廃棄物中の核種組成は、原子炉燃料の組成に依存するものである。しかし、原子炉廃棄物と違って、これまで具体的な放射能データがほとんど取得されてこなかった。このため、照射後試験施設のみの廃棄物を対象に、わずかな点数ではあるが、放射能分析に着手したところである。

表-2 JPDR金属廃棄物の放射能評価方法

重要核種		評価方法
1	H-3	平均法*1*5
2	C-14	平均法*1*5
3	Cl-36	平均法*2*5
4	Ni-59	理論法*3
5	Co-60	非破壊
6	Ni-63	SF法
7	Sr-90	平均法*1*5
8	Mo-93	平均法*2*5
9	Nb-94	SF法
10	Tc-99	平均法*1*5
11	Ag-108m	非破壊*4
12	Cs-137	非破壊
13	Eu-152	平均法*1*5
14	Eu-154	平均法*2*5
15	Ho-166m	平均法*2*5
16	全α	平均法*2*5

- *1：H-3、C-14、Sr-90、Tc-99、Eu-152は、key種との相関が見られず、平均放射能濃度法を適用
- *2：Cl-36、Mo-93、Eu-154、Ho-166m、全αは、検出値が得られず、検出限界値による平均放射能濃度法を適用
- *3：Ni-59は、Ni-63の放射能濃度から計算（放射化断面積の比による）による理論計算法を適用
- *4：Ag-108mはCo-60との相関が見られず平均放射能濃度法の適用が考えられるが、比較的測定が容易なエネルギーのγ線を放出することから、非破壊測定法を適用
- *5：平均放射能濃度法について、今後分別する保管体では確認分析を実施

一例として、放射能分析結果を図-16、図-17に示す。ここでは、照射後試験施設で発生した廃棄物（可燃物）から試料を採取し、放射化学分析により放射能を測定した。図-16はFP（核分裂生成物）核種の放射能分析結果とORIGENによる燃焼計算結果を比較した結果である。FP核種は原子炉燃料そのものを起源とするものであり、その汚染形態から燃焼計算結果と良く一致する結果となった。一方、図-17に示す放射化核種（AP核種）については、廃棄物への移行挙動等が不明確な面もあり、燃焼計算結果とあまり一致しない結果となった。今後放射能データを蓄積しながら放射能評価手法の確立に向けた検討を進める予定である。更に、燃料加工施設から発生するウラン廃棄物に対する廃棄体確認手法も検討している[13]。

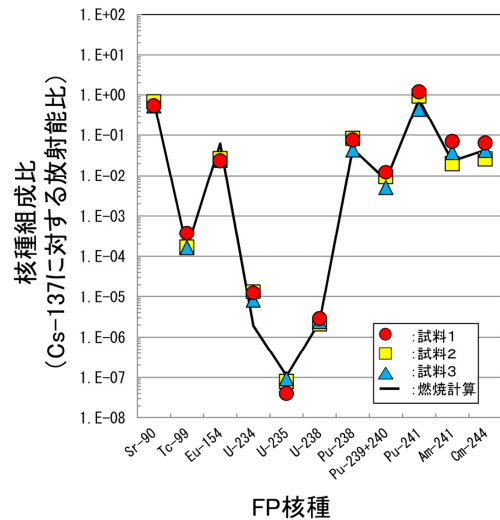


図-16 照射後試験施設の廃棄物中のFP核種の放射能分析結果の一例（燃焼計算結果との比較）

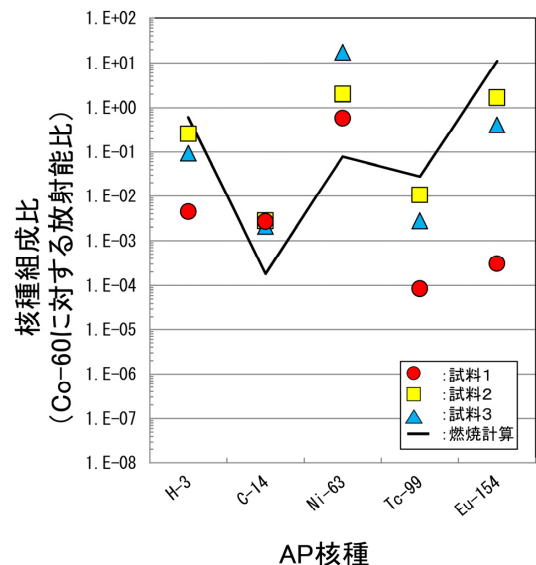


図-17 照射後試験施設の廃棄物中のAP核種の放射能分析結果の一例（燃焼計算結果との比較）

【今後の課題】

研究施設等廃棄物の埋設処分を進める上での今後の課題としては、

1. 処分地の立地選定
2. 埋設処分の安全規制制度の整備
3. 廃棄体化处理施設・設備の整備

が挙げられる。

原子力機構では立地の手順と基準を策定して、今後立地選定を進めるところである[14]。

埋設処分に係る安全規制制度としては、原子炉廃棄物については概ね整備されている。しかし、原子炉施設以外の施設、核燃料物質使用施設、再処理施

設、加工施設等から発生する廃棄物については未整備である。また、放射線障害防止法については線量基準等の告示が未整備な状況である。なお、これらの中で、特に加工施設等から発生するウラン廃棄物に関しては、研究施設等廃棄物の中でも一定量の廃棄物割合を占めるが、旧原子力安全委員会でもその処分制度の検討がなされていない。ウラン廃棄物に含まれるウランは、時間の経過と共に子孫核種が蓄積し、管理期間終了後の長期の安全評価では将来的に線量が増加する特徴がある。一方で、そもそも自然起源の放射性物質ということもあり、このような特徴を踏まえて、具体的な安全規制制度の整備が必要である。なお、(一社)日本原子力学会「東京電力福島第一原子力発電所事故以降の低レベル放射性廃棄物処理処分の在り方」特別専門委員会では、ウランを含む廃棄物の処分に関し報告書を取りまとめたところである[15]。また、炉規法と放射線障害防止法の両方の規制を受ける多重規制廃棄物がある。合理的な事業の推進として、同じ埋設施設で処分を実施する観点から、このような多重規制廃棄物の扱いについて今後検討を進める必要がある。

更に、埋設事業を着実に実施するには、原子力機構及び機構以外の廃棄物発生者を対象とした廃棄体化処理施設、設備の整備を推進が必要である。

本公演で使用した資料の多くは、原子力機構の研究施設等廃棄物の埋設事業webサイト等に掲載されているので参考とされたい。

(本稿は、平成27年6月12日に開催した平成27年度第1回原環センター講演会での講演内容を再構成して作成した。)

参考文献

- [1] 独立行政法人日本原子力研究開発機構, “埋設処分業務の実施に関する計画”(平成26年3月25日変更認可)
http://www.jaea.go.jp/04/maietsu/reference/download/jissikeikaku_02.pdf (2014).
- [2] 宮本陽一, “研究施設等廃棄物埋設事業の進捗状況について”, デコミッションング技報 No.47, p.10-p.28, (2013).
- [3] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “平成27年度 埋設処分業務に関する計画”
<http://www.jaea.go.jp/04/maietsu/reference/reference.html#nendo> (2015).
- [4] 天澤ら, “研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計”, JAEA-Technology 2012-031 (2012).
- [5] 坂井ら, “研究施設等廃棄物の浅地中埋設施設の立地環境条件に関する感度解析”, JAEA-Technology 2013-039 (2013).
- [6] 独立行政法人日本原子力研究開発機構埋設事業推進センター, “概念設計及び立地環境条件に係る安全性及び経済性のパラメータスタディーの結果”, 埋設施設設置に関する技術専門委員会第3回資料 資料3-2-2
http://www.jaea.go.jp/04/maietsu/reference/download/gijutsusenmoniinkai03_siryou3-2-2.pdf (2012).
- [7] 仲田ら, “浅地中埋設処分施設に供する遮水工部材の長期耐久性試験”, JAEA-Technology 2013-036 (2013).
- [8] 黒澤ら, “研究施設等廃棄物のトレンチ処分施設の上部覆土内への浸透水量の評価”, JAEA-Technology 2014-013 (2014).
- [9] 原ら, “一般的環境条件でのコンクリートピット施設における硝酸塩埋設処分量に関する予備的評価”, JAEA-Technology 2012-014 (2012).
- [10] 独立行政法人日本原子力研究開発機構埋設事業推進センター, “平成24年度 埋設処分業務の実績について”, 第9回 埋設処分業務・評価委員会資料 資料9-3 (2012).
- [11] 辻ら, “JPDR保管廃棄物に対する放射能濃度評価方法の検討,2”, JAEA-Technology 2015-009 (2015).
- [12] 星野ら, “照射後試験施設から発生する廃棄物の放射能評価方法の検討”, JAEA-Technology 2015-015 (2015).
- [13] 横山ら, “ γ 線計測による放射性廃棄物収納容器中のウラン238の定量の検証”, Radioisotopes, 62(1), p.1 - 17, (2013).
- [14] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “立地手順・基準の考え方等について”, 文部科学省第13回研究施設等廃棄物作業部会資料 資料13-1-1 (2015).
- [15] 一般社団法人日本原子力学会「東京電力福島第一原子力発電所事故以降の低レベル放射性廃棄物処理処分の在り方」特別専門委員会, “低レベル放射性廃棄物処分におけるウランの扱いについてー浅地中トレンチ処分に係る規制への提言ー平成26年度報告書”,
http://www.aesj.net/document/com-s_1fteireberu20150316.pdf (2015).

編集発行

公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター

〒104-0052 東京都中央区月島1丁目15番7号 (パシフィックマークス月島8階)

TEL 03-3534-4511 (代表) FAX 03-3534-4567

ホームページ <http://www.rwmc.or.jp/>