

「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方  
について(案)」の修文案

(1) 本文

平成12年3月8日

はじめに

原子炉施設の運転の結果生じる使用済燃料は、再処理施設において処理され、プルトニウム等の核燃料物質が抽出される。抽出された核燃料物質は、ウラン-プルトニウム混合酸化物燃料（以下「モックス（MOX）燃料」という。）の成型加工施設（以下「MOX燃料加工施設」という。）において原子炉施設で再度燃料として使用できるように加工される。これらの施設から、その運転・解体に伴い放射性廃棄物が発生する。

これらの放射性廃棄物中の放射性核種は使用済燃料に含まれていたものであり、具体的には、燃料であるウラン等の核分裂により生成した核種、ウラン等が中性子を吸収して生成した超ウラン核種及び燃料を被覆している金属材料等が中性子等の放射線によって放射化された核種が存在する。廃棄物中の放射性核種濃度は、放射性物質が付着した紙タオル等のような低いものから、使用済燃料を切断して硝酸に溶解した後の被覆管の断片等（以下「ハル・エンドピース」という。）といった比較的高いものまで、幅広い範囲に及んでいる。この廃棄物の放射性核種濃度は、原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物に関する「現行の政令濃度上限値」<sup>1)</sup>と比較すると、これを下回る濃度から数桁程度上回る濃度まで幅広く分布している。

現在、我が国では、このような放射性廃棄物は核燃料サイクル開発機構（以下「JNC」という。）の東海再処理工場及びMOX燃料加工施設の運転に伴い発生しており、それぞれの貯蔵施設内に保管されている。現在建設中である日本原燃（株）の再処理施設からも、運転開始に伴い同様の廃棄物が発生することとなる。将来的には、これらの施設の解体によっても廃棄物が発生する。また、海外での再処理委託に伴い発生した廃棄物も、将来我が国に返還される予定である。さらに、「RI・研究所等廃棄物」<sup>2)</sup>には、アルファ（ $\alpha$ ）核種濃度約1ギガベクレル毎トン（GBq/t）（以下、「一応の区分目安値」<sup>3)</sup>という。）を超える放射性廃棄物が存在しており、これらについては、超ウラン核種を含む放射性廃棄物の処分方針に準じて基準等の整備を順次実施する必要があるとされている。

これらの廃棄物については、これまで処分方針が確立されておらず、その処分制度は整備されていない。このため、上述のような廃棄物の発生状況に鑑み、廃棄物の安全かつ合理的な処分方針を確立するとともに諸制度の整備を図るための具体的な取組みを着実に進める必要がある。

このような状況を踏まえ、原子力バックエンド対策専門部会は、「再処理施設及びMOX燃料加工施設の運転・解体に伴い発生する超ウラン核種を含む放射性廃棄物」及び「RI・研究所等廃棄物のうち一応の区分目安値を超える放射性廃棄物」を対象として、既存

1) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第13条の9に規定された濃度

2) これらの廃棄物の処分方針は、「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方」原子力委員会（平成10年5月28日）に示されている。

3)  $\alpha$ 核種濃度約1GBq/t（現行の政令濃度上限値と同じ値）。超ウラン核種を含む放射性廃棄物のうち、液中処分可能性のある放射性核種濃度上限値の一応の目安値として「TRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分について」原子力委員会（平成3年7月30日）に示されている。

の処分方策を参考にしつつ、その特徴を踏まえた安全かつ合理的と考えられる処分の基本的考え方について検討を行った。

第1章では、再処理施設及びMOX燃料加工施設から発生する超ウラン核種を含む放射性廃棄物について検討を行った。この結果を踏まえて、第2章では、RI・研究所等廃棄物のうち一応の区分目安値を超える放射性廃棄物について検討した。第3章では、処分事業の責任分担及び諸制度等について検討を行った。

なお、本報告書を読まれる方の便に供するため、巻末に参考資料及び関連する用語の解説を添付した。

## 第1章 超ウラン核種を含む放射性廃棄物処分に関する安全確保の考え方

### 1. 超ウラン核種を含む放射性廃棄物の発生の実況と将来の見通し

#### (1) JNCにおける発生の実況と見通し

我が国では、JNCの東海再処理工場において、使用済燃料のせん断・溶解に伴って発生するハル・エンドピース等の廃棄物や、再処理の様々な工程から発生するプロセス濃縮廃液等の液体状廃棄物、あるいは、施設の保守作業等により放射性物質が付着した機器類、紙タオル、ゴム手袋等の固体状廃棄物が発生している。また、MOX燃料加工施設の運転に伴ってグローブボックスの構成部品、紙タオル、ゴム手袋等の様々な固体状廃棄物が発生している。現在、これらの廃棄物の一部は、焼却あるいは溶融等の処理が行われているが、未処理のまま貯蔵施設に保管されているものも多い。これらの平成10年3月までの発生量は、処理されているものが200㏩ドラム缶で約3万2千本(6千4百m<sup>3</sup>)、未処理のものが約1万3千m<sup>3</sup>となっている。今後もこれらの施設の運転に伴って放射性廃棄物が発生するとともに、将来施設が解体されれば、金属、コンクリート等の放射性廃棄物が発生することとなる。

(参考資料-1, 2)

#### (2) 海外からの返還について

我が国の電気事業者は、使用済燃料約7千トン・ウラン(tU)の再処理を、英国核燃料会社(BNFL)及び仏国核燃料会社(COGEMA)に委託している。再処理委託契約上、再処理の結果発生する放射性廃棄物は、輸送、貯蔵に適した形態で我が国に返還されることとなっている。現在、廃棄物の返還時期及び返還量について、事業者間で調整が行われているところである。

#### (3) 民間施設における発生の実況

今後、我が国で発生する使用済燃料は日本原燃(株)が現在建設を進めている再処理施設において再処理することが計画されており、将来的には民間のMOX燃料加工施設の建設も検討されている。これらの施設からも超ウラン核種を含む放射性廃棄物が発生することとなる。

#### (4) 廃棄物発生量試算について

超ウラン核種を含む放射性廃棄物の発生量として、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性 -地層処分研究開発第2次取りまとめ-」(以下「第2次取りまとめ」という。)において用いられている高レベル放射性廃棄物のガラス固化体4万本の規模を準用し、これが発生する再処理施設の操業、MOX燃料加工施設の操業を行った場合を想定した。また試算には、海外からの返還廃棄物を含めるとともに、JNCの東海再処理工場及びMOX燃料加工施設の主要な施設の解体を想定し、解体に伴い発生する放射性廃棄物も含めることとした。この結果、これらの廃

#### 1. (4) 廃棄物発生量試算について (p. 3)

##### 廃棄物発生量試算の前提条件を明記すべき

廃棄物発生量試算の詳細な前提条件については、参考資料-3-1「再処理施設およびMOX燃料加工施設から発生する放射性廃棄物の発生量の試算例」の「注：試算の前提条件」に記述しています。しかし、ご指摘の点を踏まえ、参考資料-3-1に詳細な条件を追記します。

平成10年3月末までの発生量として約8万7千本(200㏩ドラム缶換算)という数字が公表されているが、この内訳は、処理されているもの(200㏩ドラム缶約3万2千本)と未処理の固体廃棄物の合計であり、容器へ固型化する前の液体(約2千m<sup>3</sup>)は含まない。

## 第1章 超ウラン核種を含む放射性廃棄物処分に関する安全確保の考え方

### 1. 超ウラン核種を含む放射性廃棄物の発生の現状と将来の見通し

#### (1) JNCにおける発生の現状と見通し

我が国では、JNCの東海再処理工場において、使用済燃料のせん断・溶解に伴って発生するハル・エンドピース等の廃棄物や、再処理の様々な工程から発生するプロセス濃縮廃液等の液体状廃棄物、あるいは、施設の保守作業等により放射性物質が付着した機器類、紙タオル、ゴム手袋等の固体状廃棄物が発生している。また、MOX燃料加工施設の運転に伴ってグローブボックスの構成部品、紙タオル、ゴム手袋等の様々な固体状廃棄物が発生している。現在、これらの廃棄物の一部は、焼却あるいは溶融等の処理が行われているが、未処理のまま貯蔵施設に保管されているものも多い。これらの平成10年3月までの発生量は、処理されているものが200㏩ドラム缶で約3万2千本（6千4百m<sup>3</sup>）、未処理のものが約1万3千m<sup>3</sup>となっている。今後もこれらの施設の運転に伴って放射性廃棄物が発生するとともに、将来施設が解体されれば、金属、コンクリート等の放射性廃棄物が発生することとなる。

(参考資料—1, 2)

#### (2) 海外からの返還について

我が国の電気事業者は、使用済燃料約7千トン・ウラン（tU）の再処理を、英国核燃料会社（BNFL）及び仏国核燃料会社（COGEMA）に委託している。再処理委託契約上、再処理の結果発生する放射性廃棄物は、輸送、貯蔵に適した形態で我が国に返還されることとなっている。現在、廃棄物の返還時期及び返還量について、事業者間で調整が行われているところである。

#### (3) 民間施設における発生の見通し

今後、我が国で発生する使用済燃料は日本原燃（株）が現在建設を進めている再処理施設において再処理することが計画されており、将来的には民間のMOX燃料加工施設の建設も検討されている。これらの施設からも超ウラン核種を含む放射性廃棄物が発生することとなる。

#### (4) 廃棄物発生量試算について

超ウラン核種を含む放射性廃棄物の発生量として、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—」（以下「第2次取りまとめ」という。）において用いられている高レベル放射性廃棄物のガラス固化体4万本の規模を準用し、これが発生する再処理施設の操業、MOX燃料加工施設の操業を行った場合を想定した。また試算には、海外からの返還廃棄物を含めるとともに、JNCの東海再処理工場及びMOX燃料加工施設の主要な施設の解体を想定し、解体に伴い発生する放射性廃棄物も含めることとした。この結果、これらの廃

#### 1. (4) 廃棄物発生量試算について（p. 3）

##### 廃棄物発生量試算の前提条件を明記すべき

廃棄物発生量試算の詳細な前提条件については、参考資料—3—1「再処理施設およびMOX燃料加工施設から発生する放射性廃棄物の発生量の試算例」の「注：試算の前提条件」に記述しています。しかし、ご指摘の点を踏まえ、参考資料—3—1に詳細な条件を追記します。

平成10年3月末までの発生量として約8万7千本（200㏩ドラム缶換算）という数字が公表されているが、この内訳は、処理されているもの（200㏩ドラム缶約3万2千本）と未処理の固体廃棄物の合計であり、容器へ固型化する前の液体（約2千m<sup>3</sup>）は含まない。

棄物を減容・固型化し廃棄体<sup>4)</sup>とした場合の累積廃棄体量は、約5万6千m<sup>3</sup>になると推定される（以下「対象廃棄物」という）。なお、このうち約80%は、再処理施設の運転に伴い発生するものと予想される。（参考資料-3）

## 2. 対象廃棄物の特徴

### (1) 対象廃棄物の発生形態と処理について

対象廃棄物の発生形態としては、施設の運転に伴い発生する使用済フィルター、使用済の硝酸を中和・濃縮した廃液等のほかに、施設の保守・解体に伴い発生する紙タオル、ゴム手袋、金属やコンクリート等、物理・化学的性状が様々な可燃・難燃・不燃性廃棄物がある。

これらの廃棄物は減容・安定化の観点から処理されるが、具体的には、これまでJNCにおいてはプロセス濃縮廃液のアスファルト固化<sup>5)</sup>といった処理が行われてきた。今後、国内の再処理施設及びMOX燃料加工施設から発生する廃棄物の処理としては、国内外の固型化方法を参考に、プロセス濃縮廃液については乾燥・造粒（ペレット化）後にセメント固化、ハル・エンドピースについては圧縮後にキャニスターに収納、可燃・難燃・不燃廃棄物については焼却又は溶融後にセメント固化が想定されている。

（参考資料-4）

### (2) 対象廃棄物中の核種構成について

再処理施設の運転・解体に伴い発生する対象廃棄物は使用済燃料を発生起源とするものであることから、これに含まれる放射性核種は、燃料の核分裂により生成するストロンチウム90 (<sup>90</sup>Sr)、テクネチウム99 (<sup>99</sup>Tc)、ヨウ素129 (<sup>129</sup>I)、セシウム137 (<sup>137</sup>Cs)等の核分裂生成物、及び燃料が中性子を吸収することにより生成するプルトニウム239 (<sup>239</sup>Pu)、プルトニウム241 (<sup>241</sup>Pu)、アメリシウム241 (<sup>241</sup>Am)等の超ウラン核種が主なものである。その他、使用済燃料集合体の構成材料（ステンレス、ジルカロイ等）の放射化により生成する炭素14 (<sup>14</sup>C)、コバルト60 (<sup>60</sup>Co)、ニッケル63 (<sup>63</sup>Ni)等の放射化生成物も含まれている<sup>6)</sup>。また、MOX燃料加工施設の運転・解体に伴い発生する対象廃棄物に含まれる放射性核種は主としてウラン(U)とプルトニウム(Pu)の同位体(<sup>235</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu等)である。（参考資料-5）

4) 減容・安定化処理等の後、容器へ固型化された廃棄物。処理方法としては圧縮、焼却、溶融等、容器としては200リットルドラム缶等、固型化方法としては、アスファルトやセメント系材料等による充填固化等が想定されている。

5) 濃縮廃液をアスファルトと混合し、廃液中の固形分を微粒子にして分散・固化させる方法。分散・固化の段階で水分は蒸発する。

6) これらの核種のうち<sup>14</sup>C, <sup>60</sup>Co, <sup>63</sup>Ni, <sup>90</sup>Sr, <sup>99</sup>Tc, <sup>129</sup>I, <sup>137</sup>Cs, <sup>241</sup>Puがβγ核種であり、<sup>239</sup>Pu, <sup>241</sup>Amはα核種である。

### (3) 原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物との核種構成の比較について

上記の核種は、原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物にも含まれるが、主な核種はベータ・ガンマ ( $\beta\gamma$ ) 核種である  $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$  等の放射化生成物となっている。これに対し、対象廃棄物は、核分裂生成物あるいは超ウラン核種が主な核種となっており、外部被ばくよりも内部被ばくによる影響が大きくなる  $\alpha$  核種が比較的多く含まれているという特徴がある。(参考資料—6)

### (4) 対象廃棄物の核種濃度分布について

再処理施設の運転・解体に伴い発生する放射性廃棄物の核種濃度は、ハル・エンドピースのように放射性物質の付着が多くかつ放射化の程度も大きいため、廃棄物に含まれる放射性核種の濃度が比較的高くなるものから、放射性物質の付着が少ないため廃棄物に含まれる放射性核種の濃度が比較的低下するものまで幅広く存在する。また、MOX燃料加工施設の運転・解体に伴い発生する放射性廃棄物についても、放射性物質の付着の程度により、廃棄物に含まれる放射性核種の濃度は幅広い範囲に及ぶこととなる。これらの放射性核種の濃度を現行の政令濃度上限値と比較すると、これを下回る濃度から数桁上回る濃度まで幅広い範囲に分布している。(参考資料—5、7)

## 3. 対象廃棄物の処分方策の検討に当たっての考え方

### (1) 放射性廃棄物処分の基本的考え方

放射性廃棄物の処分に当たっては、廃棄物に含まれる放射性核種が生活環境に対して影響を及ぼすことを防止することが必要であり、このためには、処分方法に適した形態に処理した後、放射性物質(放射線)の影響が安全上支障のないレベルになるように処分することが基本となる。したがって、処分の方法は、廃棄物の性状、特にこれに含まれる放射性核種の種類及び濃度を考慮して設定する必要がある。

### (2) 我が国でこれまでに検討されてきた処分方法

放射性廃棄物の処分については、これまで原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物を中心に、上記(1)の基本的考え方に沿って検討が進められ、方針が示されてきた。

現在までに示されている処分方法は、原子炉施設の運転に伴い発生し放射性核種濃度が現行の政令濃度上限値<sup>7)</sup>以下の低レベル放射性廃棄物(以下「現行の低レベル放射性廃棄物」という。)について、「コンクリートピット等の人工構造物を設けない簡易

7) 原子炉施設から発生し処分容器に固型化された放射性廃棄物を、コンクリートピット等の人工構造物を用いた処分施設を設置して浅地中処分する場合等の濃度上限値。全 $\alpha$ 核種濃度と $\beta\gamma$ 核種5核種について、濃度上限値が定められている。

な方法による浅地中処分（素掘り処分）<sup>8)</sup>及び「浅地中のコンクリートピットへの処分」<sup>9)</sup>がある。また、 $\beta$ 、 $\gamma$ 核種濃度が現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物（以下、「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物」という。）についての処分方法として、「一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度（例えば50～100m）への処分」（以下、「地下利用に余裕を持った深度への処分」）が予定されている。（参考資料—8、9）

高レベル放射性廃棄物の処分方法は、ガラス固化体を地下数百mより深い地層中あるいは岩体中に隔離する地層処分を基本方針としている。現在、地層処分に関しては、JNCを中心として地下深部の岩石や地下水についての調査・研究、地下深部で処分を行うための技術開発及び処分の安全性を評価するための研究が進められている。なお、通商産業大臣の諮問機関である総合エネルギー調査会原子力部会において処分費用の合理的積算、資金確保制度の整備、実施主体の在り方など処分事業の具体化に向けた検討が行われている<sup>10)</sup>。

### (3) 対象廃棄物の処分方法の考え方

対象廃棄物は、前述のように性状が多様であるのみならず、超ウラン核種を比較的多く含むその放射性核種の濃度は幅広い範囲に分布している。したがって、対象廃棄物については、放射性廃棄物処分の基本的考え方を踏まえ、放射性核種の濃度等により適切に区分し、その区分に応じた合理的な処理・処分を検討する必要がある。

他方、我が国においては、放射性廃棄物について（2）で示した処分方法が既に提示されている。廃棄物対策全体としては、共通の性状を有するものについては共通の処分概念に集約することにより、廃棄物処理処分の計画から実施に至る実務や規制の煩雑さを避けることができ、安全確保の実効性を高めることができると考えられる。また、異なる施設から発生する廃棄物についても、処分概念を共有することが可能になれば、処分費用などの点で一層合理的な対応ができるようになると思われる。

このような観点から、対象廃棄物についてもこれまで示されてきている処分方法の適用可能性を検討することとした。

8)日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）の解体に伴って発生した廃棄物のうち、放射性核種濃度が極めて低いコンクリートについて、埋設実地試験を実施中。

9)日本原燃（株）六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにおいて実施中。

10)「総合エネルギー調査会原子力部会中間報告書—高レベル放射性廃棄物処分事業の制度化のあり方—」（平成11年3月23日）が取りまとめられている。

#### 4. 既存の低レベル放射性廃棄物の処分方法での処分の可能性について<sup>11)</sup>

##### (1) 浅地中のコンクリートピットへの処分の可能性について

###### ①浅地中のコンクリートピットへの処分について

現行の低レベル放射性廃棄物の処分は、国による安全規制の下、既に日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターで実施されている。安全確保策としては、地下数mへ放射性核種閉じ込め機能を持った処分施設(コンクリートピット)を設置し、放射性核種の濃度の減少を考慮して300~400年間処分場を管理するなどの対策を講じることとなっている。(参考資料-8)

###### ②対象廃棄物への適用について

現行の低レベル放射性廃棄物を浅地中のコンクリートピットへ処分するに当たっては、処分を実施するために評価すべき代表的な $\beta$ 核種5核種( $^{14}\text{C}$ 、 $^{60}\text{Co}$ 、 $^{63}\text{Ni}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{137}\text{Cs}$ )の濃度及び全 $\alpha$ 核種の濃度について政令濃度上限値が定められている。対象廃棄物のうちこれらの濃度を下回るものについては、浅地中のコンクリートピットへ処分することができるものが含まれると考えられる。

ただし、現行の政令濃度上限値は、原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物を対象に定められたものであることから、主として核分裂生成物と超ウラン核種を含む対象廃棄物については、政令濃度上限値が定められていない核種についても、被ばくの影響について検討する必要がある。そこで、対象廃棄物に含まれる放射性核種について、現行の政令濃度上限値が導出された方法と同様の方法により政令濃度上限値相当の濃度を算出し考慮すべき核種を選定した。その結果、前述の5核種以外に、対象廃棄物において考慮すべき $\beta$ 核種として2核種( $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{129}\text{I}$ )を選定した。

(参考資料-10)

その上で、 $\alpha$ 核種の一応の区分目安値、 $\beta$ 核種の政令濃度上限値及びこれ相当の濃度を目安として対象廃棄物を区分し、これらの濃度を下回るものを対象に被ばく線量の試算を行った。具体的には、浅地中のコンクリートピットへの処分における現行の政令濃度上限値を設定する際に試算した、放射性核種の地下水移行に伴う被ばく、処分場跡地利用による被ばく等について試算を行った。

試算結果からは、約2万3千 $\text{m}^3$ (対象廃棄物の約4割)の廃棄体が10マイクロシーベルト毎年( $\mu\text{Sv/y}$ )(以下「目安線量」という。)<sup>12)</sup>を下回ると推定された。したがって、浅地中のコンクリートピットへの処分は原子炉施設から発生する低レベル放射

#### 4. 既存の低レベル放射性廃棄物の処分方法での処分の可能性について (p. 7)

放射性核種濃度が非常に低い廃棄物が発生することを考慮すべき

報告書案では、「2.(4)対象廃棄物の核種濃度分布について」に「放射性核種の濃度を現行の政令濃度上限値と比較すると、これを下回る濃度から数桁上回る濃度まで幅広い濃度に分布している」としています。しかし、ご指摘のように、再処理施設及びMOX燃料加工施設から放射性核種濃度が非常に低い廃棄物が発生すると予想されることにも留意する必要があると考えます。したがって、本文7頁の脚注を以下のように修正します。

「本試算で考慮した再処理施設及びMOX燃料加工施設の外、本試算の範囲に含まれていない施設(廃棄物貯蔵施設等)の操業及び解体に伴い、放射性核種濃度が非常に低い廃棄物で素掘り処分の可能性があるもの及びクリアランスレベル以下のものの発生が予想されることに留意する必要がある。」

11)本試算の範囲に含まれていない施設(廃棄物貯蔵施設等)の操業及び解体に伴い、放射性核種濃度が非常に低い廃棄物(クリアランスレベル以下又は素掘り処分の可能性があるもの)の発生が予想されることに留意する必要がある。(参考資料-3-1の注)を参照のこと

12)浅地中のコンクリートピットへの処分における被ばく線量は、原子力安全委員会において、管理期間経過後の一般公衆が受ける被ばく線量が「被ばく管理の観点からは管理することを必要としない低い線量」である10 $\mu\text{Sv/y}$ を超えないことを目安としている。

性廃棄物を対象に検討が行われたものであるが、対象廃棄物の中にも浅地中のコンクリートピットへの処分が可能なものが比較的多く存在すると考えられる。

(参考資料-11)

(2) 一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度(例えば50～100m)への処分の可能性について

①処分の基本的考え方について

本専門部会は、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物について、既に処分の基本的考え方<sup>13)</sup>を示している。これは、廃棄物を安全かつ合理的に処分するためには、一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕を持った深度(例えば50m～100m)へコンクリートピットと同等以上の放射性核種閉じ込め機能を持った処分施設を設置し、放射性核種の濃度の減少を考慮して数百年間処分場を管理するなどの対策を講じるというものである。

②対象廃棄物への適用について

対象廃棄物には、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物と比べて、 $\alpha$ 核種濃度は高いものの $\beta\gamma$ 核種濃度は低いものが存在する。これらのうち、 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないもの<sup>14)</sup>については、地下利用に余裕を持った深度への処分を適用できる可能性があると考えられる。

そこで、 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないものについて、被ばく線量の試算を行ってみた。具体的には、本専門部会が現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物について処分の可能性を検討する際に試算した、(a)管理期間経過後の放射性核種の地下水移行に伴う被ばく、(b)一般的であるとは考えられない(頻度が小さい)事象である地下利用に伴う調査として行われるボーリングコアを観察することに伴う被ばくについて試算を行った。この際には、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物と比べて $\alpha$ 核種濃度が高いという特徴を念頭において検討した。

この結果、(a)管理期間経過後の放射性核種の地下水移行に伴う被ばく線量は、天然バリアが $\alpha$ 核種を吸着しやすいことにより目安線量を十分に下回ることとなった<sup>15)</sup>。また、(b)一般的であるとは考えられない(頻度が小さい)事象として地下利用に伴う調

13) 「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について 平成10年10月」。

14) 全 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を下回る廃棄体のうち、浅地中のコンクリートピットへの処分における被ばく線量の試算結果が目安線量を超えるものと、全 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を超える廃棄体のうち、一例として平均濃度が数GBq/t(最大濃度で数十GBq/t)の箱型までのものについて試算を行った。

15) 「廃棄物吸着材」を除く。脚注20)を参照のこと。

査として行われるボーリングコアを観察することに伴う被ばく線量は<sup>16)</sup>、一定の仮定<sup>17)</sup>をおいて試算したところ、数十 $\mu$ Sv のオーダーとなった。このため、このような行為により安全上問題となるような被ばくが起こる可能性はないと考えられる。

さらに、対象廃棄物のうち $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないものについて、 $\alpha$ 核種が内部被ばくへの寄与が大きく半減期が長いことを考慮して、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物との比較を試みた<sup>18)</sup>。その結果、被ばくに寄与する核種の種類は両廃棄物で異なるものの、管理期間経過後の減衰の傾向は両廃棄物で同様となった。

これらのことから、対象廃棄物のうち $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないものについては、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物と被ばくへの影響が同程度になると考えられることから、地下利用に余裕を持った深度への処分を適用できる可能性があると考えられる。(参考資料-12)

## 5. 既存の低レベル放射性廃棄物の処分概念で処分ができないと考えられる対象廃棄物の処分の基本的考え方

### (1) 基本的考え方について

対象廃棄物のうち、 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないものについては、以上検討してきたように、地下利用に余裕を持った深度への処分を適用することが可能であると考えられる。一方、 $\alpha$ 核種の濃度が数千GBq/tであるハル・エンドピースのように、その放射性核種濃度が十分減衰するまでに長期間を要する廃棄物については、人間の生活環境から長期間隔離しておくことが必要であると考えられる。この条件を満足する既存の処分概念としては、「人間の生活環境から十分離れた安定な地層中に、適切な人工バリアを構築することにより処分の長期的な安全性を確保する地層処分」が考えられる。このため、既存の低レベル放射性廃棄物の処分方法が適用できないと考えられる対象廃棄物については、その廃棄物の性状を十分踏まえた地層処分について検討することとした。

### (2) 高レベル放射性廃棄物の地層処分との相違点について

対象廃棄物の地層処分の検討に当たっては、高レベル放射性廃棄物の地層処分についての検討結果を踏まえつつ進めるが、対象廃棄物は高レベル放射性廃棄物と比べ放射性核種濃度が低いという特徴のほか、発熱が小さい、物理的・化学的特性などの

16)  $\alpha$ 核種の特徴を考慮して、ボーリングコアを観察することに伴い外部被ばくに加えて内部被ばくも生じることを想定。

17) 文献を参考に、ボーリングコアの寸法、曝露時間、空気中の粉塵濃度など試算に必要な値を仮定。

18) 具体的には、 $\alpha$ 核種及び $\beta$ 核種による影響を同時に評価する1つのモデルとして「もしも浅地中コンクリートビット処分を行ったら跡地利用に伴う被ばく線量はどうか」という試算を行うことで両者の比較を行った。

性状や放射性核種濃度が多様であるという特徴がある。したがって、対象廃棄物の地層処分を検討していくに当たっては、これらの特徴を十分考慮することが必要である。

### (3) 海外との比較について

諸外国の中で再処理を行っている国においては、例えば $\alpha$ 核種濃度として約4 GBq/tを区分値として浅地中処分と地層処分の2つの処分概念が選定されているところが多く、我が国の地下利用に余裕を持った深度への処分に対応する処分方法を適用している国はない。

我が国においては、浅地中のコンクリートピットへの処分、地下利用に余裕を持った深度への処分、及び地層処分のいずれかの処分方法を選定することとなり、対象廃棄物については、 $\alpha$ 核種濃度及び $\beta$ 核種濃度について各々の処分方法に応じた適切な核種濃度区分を検討する必要があると考えられる。(参考資料-13)

## 6. 地層処分の検討対象とした廃棄物について

### (1) 地層処分の検討対象とした廃棄物の範囲

地層処分の検討を行う廃棄物の範囲は、対象廃棄物(約5万6千 $m^3$ )のうち、① $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値(約1 GBq/t)を超えると考えられる全ての廃棄物<sup>19)</sup>に加え、② $\beta$ 核種である $^{129}I$ の濃度が高い廃棄物(以下「廃銀吸着材」<sup>20)</sup>という。)の合計約1万8千 $m^3$ とした。(参考資料-14)

①に相当するものとしては、再処理施設から発生する対象廃棄物のうち、ハル・エンドピース、放射性核種濃度が高い工程から発生するプロセス濃縮廃液、それらの工程部分を解体することにより発生する廃棄物など、また、MOX燃料加工施設から発生する対象廃棄物のうち、施設の運転に伴い発生する全てのものと解体に伴い発生するものの一部である。

②の廃銀吸着材は、 $\alpha$ 核種はほとんど含まないが、半減期が長い $\beta$ 核種である $^{129}I$ の濃度が高い。 $^{129}I$ は、天然バリアへの吸着性が小さいため地中を移行しやすいと考えられることから、廃銀吸着材も地層処分の検討の対象とすることとした。

### (2) 地層処分の検討対象とした廃棄物の放射性核種の種類及び濃度

対象廃棄物のうち、地層処分の検討対象としたものは、 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を若干超えるものから数千GBq/tに及ぶものまで幅広い範囲に及んでいる。

19)  $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を超える廃棄物の一部については、地下利用に余裕を持った深度への処分の適用可能性があると考えられるが、現時点ではこの処分方法に対する $\alpha$ 核種濃度上限値が決定していないことから、 $\alpha$ 核種濃度が一応の区分目安値を超える廃棄物を全て地層処分の検討対象とした。

20) 使用済の銀吸着材、銀吸着材は、再処理工程において使用済燃料のせん断、溶解に伴いガスとして発生する放射性ヨウ素を吸着除去するためフィルターとして使われている。

### 5. (3) 海外との比較について (p. 10)

海外における具体的な取組みが不明確:

ご指摘の点を踏まえ、参考資料-19に、1950年代に全米科学アカデミー(NAS)が岩塩層を含むサイトは処分場に適しているという勧告を行い、ニューメキシコ州カールスバット近郊が選定され、WIPP建設、そして1999年3月に廃棄物の搬入開始に至った経緯を追記します。

さらに、「第1章5. (3) 海外との比較について」を以下のように修正します。

「諸外国の中で再処理を行っている国においては、例えば $\alpha$ 核種濃度として約4 GBq/tを区分値として浅地中処分と地層処分の2つの処分概念が選定されているところが多く、我が国の地下利用に余裕を持った深度への処分に対応する処分方法を適用している国はない。各国は、それぞれの国の方針に基づき、廃棄物を区分し具体的な処分方策の策定を行っている。」

このうち、 $\alpha$ 核種濃度が高いものは、ハル・エンドピースと、MOX燃料加工施設から発生する廃棄物が代表的なものである。一方、 $\beta\gamma$ 核種の濃度が最も高いのも、放射化生成物が多く含まれるハル・エンドピースである。

施設ごとにみると、再処理施設から発生する廃棄物には、超ウラン核種等の $\alpha$ 核種と放射化や核分裂に伴い生成した $\beta\gamma$ 核種がほぼ全て含まれている。これらのうち、放射性核種濃度が対象廃棄物の中で最も高くかつ地下水とともに移行しやすい $^{14}\text{C}$ が多く含まれているハル・エンドピース、地下水とともに移行しやすい $^{129}\text{I}$ が多く含まれている<sup>21)</sup> 廃銀吸着材などが、処分方策の検討の上で重要であると考えられる。

一方、MOX燃料加工施設から発生する廃棄物には、ウランとプルトニウムの同位体 ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ 等) が多く、放射化や核分裂に伴い生成した $\beta\gamma$ 核種はほとんど含まれていない。  
(参考資料—5、7)

### (3) 地層処分の検討対象とした廃棄物の特徴

廃棄物の発生形態は、金属をはじめ、再処理施設に特有な硝酸を中和・濃縮した硝酸塩等様々である。また、その処理方法も、前述のようにアスファルト固化、焼却又は溶解後にセメント固化、圧縮後にキャニスターに収納(ハル・エンドピース)など複数の方法が実施あるいは想定されている。

## 7. 地層処分の処分施設概念

### (1) 処分施設概念の検討に当たっての考え方

地層処分施設概念の検討に当たっては、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体と異なり、廃棄体に含まれる放射性核種の種類・濃度あるいは廃棄体の物理的・化学的性状が多様であることを考慮する必要がある。

具体的な処分施設概念は、このような廃棄体の特徴を考慮しつつ、①廃棄体の特性に応じて適切に分類し(以下「グルーピング」という。)、各々のグループの特性を考慮して人工バリアを構成すること、②廃棄体を比較的大きな地下空洞内にまとめて処分すること、を基本として検討した。  
(参考資料—15)

### (2) 廃棄体のグルーピングについて

グルーピングの検討に当たっては、各々のグループの特性に応じた具体的な人工バリア構成や処分施設設計が可能となるとともに、設計の合理化や追加的な対策を講じることが容易になるよう配慮することが重要である。

廃棄体は、①半減期が長く、かつ天然バリア<sup>22)</sup>への吸着が小さいため地下水とともに

21)再処理施設から発生する放射性廃棄物に含まれるヨウ素129のうち、約97%が「廃銀吸着材」に含まれる。

22)人工構造物又は埋設された廃棄物の周囲に存在し、埋設された廃棄物から漏出してきた放射性物質の生活環境への移行の抑制などが期待できる土壌や地層など。

移行しやすい核種である<sup>129</sup>I及び<sup>14</sup>Cを多く含むもの、②放射性核種の地下水への溶解度や人工バリア等への吸着性に影響を及ぼす可能性が考えられる硝酸塩等の化学物質を多く含むもの、③まとめて処分する際には発熱の影響を考慮する必要があるもの、の3つの観点からグルーピングを検討した。

この結果、廃棄体のグループとしては、①に該当する廃銀吸着材のセメント固化体（グループ1）、①と③に該当するハル・エンドピースの圧縮収納体（グループ2）、②に該当する硝酸塩を多量に含むプロセス濃縮廃液のアスファルト固化体等（グループ3）、及びそれ以外の廃棄体（グループ4）、という4つにグルーピングした。

（参考資料—16）

### （3）人工バリアの基本構成について

人工バリアは、処分場の閉鎖後、放射性核種が地下水とともに人間の生活環境へ移行することを抑制するために設けられるものである。

現在の技術により構築可能な人工バリアに期待される機能は、以下のものがある。

廃棄体：空隙を充填することによる力学的安定性、廃棄物自体の特性（放射化した金属の腐食に伴う核種放出）による核種の移行抑制、セメント系固化材の吸着性と化学環境維持による核種の移行抑制機能

充填材<sup>23)</sup>：空隙を充填することによる力学的安定性、セメント系充填材の吸着性、化学環境維持による核種の移行抑制機能

緩衝材<sup>24)</sup>：ベントナイト系材料の膨潤性、応力緩衝性、吸着性及び止水性による核種の移行抑制機能

このような人工バリアの機能を踏まえて各グループの人工バリア構成を検討した。

グループ1, 2は、半減期が長く、地下水とともに移行しやすい核種を含むため人工バリアを強化することによって核種の閉じ込め性能を高める必要がある。具体的には、海外の施設設計例も参考として、廃棄体定置後の空隙をセメント系充填材で充填するとともに、核種閉じ込め性能を更に高めるため周囲にベントナイト系緩衝材を設けることとした。

一方、グループ3, 4は、半減期が長く地下水とともに移行しやすい核種（例えば<sup>129</sup>Iや<sup>14</sup>C）の量が少ないため、廃棄体定置後の空隙をセメント系材料で充填するもの、その周囲に緩衝材は設けない人工バリア構成とした。（参考資料—16）

なお、放射性核種の地下水への溶解度や人工バリア等への吸着性に影響を及ぼす可能性が考えられる硝酸塩等の化学物質を含むグループ3は、他のグループへ影響を及ぼさないよう、地下水の流れからみて最下流側に配置するという処分施設のレイアウト

### 6.（3）地層処分の検討対象とした廃棄物の特徴（p. 11）

より詳細な廃棄体のデータを示すべき

報告書案では、参考資料—5—1、2、3に超ウラン核種を含む放射性廃棄物の主な核種濃度や核種濃度の経時変化について、高レベル放射性廃棄物や発電所から発生する低レベル放射性廃棄物と比較しながら提示しています。また、参考資料—7では、廃銀吸着材、ハル・エンドピースなど代表的な廃棄体について主要な核種も併記しています。このように、当該廃棄物の処分の基本的考え方を検討する上で考慮すべき主な項目について抜け落ちがないよう記述しています。ご指摘のような、廃棄体に関する具体的なデータや仕様については、今後処分に係る安全基準・指針などが検討される際に明らかにされていくものと考えます。

ご指摘の点のうち、発熱量については、「5.（2）高レベル放射性廃棄物の地層処分との相違点について」に、高レベル放射性廃棄物と比較して発熱が小さいことを指摘していますが、新たに脚注を追加します。

「対象廃棄物のうちハル・エンドピースの圧縮収納体は最も発熱量が大きく、発生時点で約 200W（ワット）/本程度、その他の廃棄体はさらに百分の一以下と予想される。一方、高レベル放射性廃棄物のガラス固化体の発熱量は固化直後で約 2400W/本（50年後で約 350W/本）である。」

23) 人工バリアの構成要素の1つで、廃棄体を定置した後、処分施設との隙間を充填するために用いられる。候補材料は、セメントを用いた材料が挙げられる。

24) 人工バリアの構成要素の1つで、天然バリアとの境界となる最も外側に設置される。候補材料はベントナイトと砂の混合土である。

トによる対策を講ずることとした。

#### (4) 処分施設について

対象廃棄物は、ハル・エンドピース（グループ2）で発熱を考慮する必要があるものの、全体としては発熱をそれほど考慮する必要がないため、廃棄体を比較的大きな地下空洞内にまとめて処分することが可能と考えられる。しかし、掘削可能な処分空洞の大きさは、岩盤の強度、深度等により制約を受ける。（参考資料—17）

そこで、地下深部でもある程度の大きさの処分空洞が技術的に掘削可能であり、合理的に集中処分が可能であることを示すために、結晶質岩系岩盤と堆積岩系岩盤について、処分深度に応じた掘削可能な空洞形状及び空洞径の評価を行った。

処分施設設計の一例を示すに当たっては、国内での施工実績が豊富な坑道型の施設と、比較的大きな径の坑道を近接して複数設置する処分施設を想定して、坑道の力学的安定性への影響、ハル・エンドピース（グループ2）の発熱による人工バリアの化学的安定性への影響に対する評価も行った上で、具体的な処分坑道の大きさと坑道間の距離を設定した。

この例によると、対象廃棄物約1万8千 $m^3$ を地層処分した場合に必要な処分場の大きさは、結晶質岩系岩盤で約200m×約300m程度となり、堆積岩系岩盤は、結晶質岩に比べ岩盤が柔らかいことを考慮して結晶質岩系岩盤より小さな空洞径を設定したため、約300m×約300m程度となった。

この検討結果に加え、海外の処分施設の設計例や国内の地下施設の施工実績を踏まえると、対象廃棄物を地層処分することを想定した場合、現在の技術に基づき処分施設概念を構築することができると考えられる。（参考資料—18、19、20）

### 8. 地層処分の安全性について

#### (1) 安全性の検討について

地層処分した場合の安全性は、基本的に高レベル放射性廃棄物の地層処分と同様に検討することができると考えられる。ただし、対象廃棄物のうち地層処分の検討対象としたものは、ガラス固化体と異なり多種多様な性状を有すること、処理方法もセメント同化、アスファルト固化等複数想定されていることから、特に地下水への核種の溶解度や人工バリア及び天然バリアへの核種の吸着性への影響を考慮して検討する必要がある。

このため、地層処分の安全性は、対象廃棄物の地層処分に特有な現象の影響を考慮した地下水移行シナリオ<sup>25)</sup>による被ばく線量の試算に基づき検討した。

被ばく線量の試算に当たっては、基本的にJNCにより取りまとめが行われている

25)放射性核種が地下水と共に地中を移動して河川に流入し、この河川水を通して内部被ばくするシナリオ

「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書」と第2次取りまとめの知見を引用することとしたため、例えば天然バリアの分配係数等の共通する部分は、第2次取りまとめと同一のデータ、類似のモデルを適用した。(参考資料-21)

## (2) 地下水移行シナリオにおいて考慮すべき現象について

地下水移行シナリオにおいては、地下水によって廃棄体が徐々に劣化<sup>26)</sup>し、ついには廃棄体に閉じ込められていた核種が地下水に溶出し始め、充填材、緩衝材、さらに岩盤を経て人間の生活環境に到達する、という一連の過程で起こりうる様々な現象を考慮する必要がある。

対象廃棄物のうち、地層処分の検討対象としたものは、処理に当たってはセメント系材料が多く用いられており、処分場に廃棄体を定置した後の充填材としてもセメント系材料を用いることとしている。また、廃棄物には、腐食によりガスを発生する金属類や、人工バリア及び天然バリアへの核種の吸着性に影響を与える可能性のある硝酸塩も含まれている。

地層処分した場合の地下水移行シナリオの検討に当たっては、廃棄物の物理・化学的性状と処分施設概念を考慮して、人工バリア及び天然バリアにおける様々な現象を抽出し各現象間の関連性を調べた。核種の移行への影響が大きいと考えられる現象については、詳細な調査及び解析を行った結果を踏まえて整理した。(参考資料-22)

このうち、人工バリアの核種移行抑制に関する特性に影響を与える現象としては、以下のものが考えられる。

- ① 金属廃棄物の腐食等によるガス発生による人工バリア内の放射性核種を含んだ地下水の押し出し
- ② セメントの長期的変化による人工バリア内の地下水への溶解度やセメントへの吸着性の変化
- ③ セメントの溶出によるベントナイト系緩衝材の変質(カルシウム化など)による膨潤性や止水性の変化
- ④ 一部の廃棄物に含まれている硝酸塩が溶出することによる人工バリア特性の変化  
さらに、人工バリアだけでなく天然バリアの核種移行抑制に関する特性にも影響を及ぼす可能性がある現象としては、以下のものが考えられる。
  - ① セメントの溶出による高アルカリ水が岩盤に含まれる鉱物と反応することによる天然バリア特性の変化
  - ② 一部の廃棄物に含まれている硝酸塩が溶出することによる天然バリア特性の変化  
これらのうち、人工バリアにおける核種の移行抑制に関する特性に影響を与えると

## 8. 地層処分の安全性について (p. 13)

### 地下水流速の設定根拠を示すべき

本報告書案では、地層処分の安全性の検討において地下深部の水理特性を設定するに当たっては、第2次取りまとめの知見を用いています。第2次取りまとめには、わが国の地下深部における水理特性について、実測データ及び文献データに基づき、平均的な分布範囲が示されています。

したがって、ご指摘の点を踏まえ、本文を以下のように修文致します。

「被ばく線量の試算に当たっては、基本的にJNCにより取りまとめが行われている「高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書」と第2次取りまとめの知見を引用することとしたため、例えば地下深部における水理特性、天然バリアの分配係数等の共通する部分は、第2次取りまとめと同一のデータ、類似のモデルを適用した。」

26)ここでは、地下水移行シナリオによる被ばく評価期間が長期に及ぶため、その前提条件としては、処分場の埋め戻し直後から、例えばドラム缶等の容器に密閉されているといった物理的な閉じ込め状態を見込まない想定で評価を行っている。

考えられるものについては、その影響を定量的に検討して考慮することとした。人工バリアだけでなく天然バリアにも影響を及ぼす可能性がある現象は、現時点では精度の高い検討が行えないことから、現状の知見の範囲で各バリアの吸着性のデータを幅広く考慮することとした。

### (3) 地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算結果について

地下水移行シナリオによる被ばく線量に関しては、第2次取りまとめを参考<sup>27)</sup>に、我が国の地下深部における岩盤や地下水の特性を踏まえ、地下水が処分施設へ浸入することにより引き起こされる現象が人工バリアや天然バリアに及ぼす影響を考慮した試算を行った。その試算結果は、10のマイナス2乗 $\mu\text{Sv/y}$ のオーダー～10 $\mu\text{Sv/y}$ 程度の幅となった。(参考資料-23)

なお、全ての試算結果について、4つのグループのうち被ばく線量へ与える影響が最も大きいのは廃棄体グループ1(廃銀吸着材)であり、核種としては<sup>137</sup>Iによるものとなっている。グループ2～4による被ばく線量はグループ1よりも少なくとも1桁以上小さくなっている。

## 9. まとめ

対象廃棄物の処分は、浅地中のコンクリートピットへの処分、地下利用に余裕を持った深度への処分及び対象廃棄物の特徴を考慮した地層処分に区分して行うことが可能と考えられる。

対象廃棄物のうち放射性核種の濃度が比較的低いものについて、浅地中のコンクリートピットへの処分あるいは地下利用に余裕を持った深度への処分の適用可能性について検討した結果、対象廃棄物の中にはこれらの処分概念により処分できるものが比較的多く存在するとの見通しが得られた。

一方、対象廃棄物には、 $\alpha$ 核種の濃度が高い等によりこれらの処分概念を適用できないと考えられるものも存在することから、これについては地層処分を行う必要があると考えられる。

地層処分の可能性の検討に当たっては、対象廃棄物の物理・化学的性状及び含まれる核種の種類・濃度が多様であるため、その特性に応じて4つの廃棄体グループに分類し、それぞれ的人工バリア構成を示した。また、地下深部において人工バリアを設置した比較的大きな処分坑道に対象廃棄物をまとめて処分する処分施設の一例を示した。海外の処分施設の設計例や国内の地下施設の施工実績も踏まえると、対象廃棄物を地層処分することを想定した場合、現在の技術により具体的な処分施設概念を構築

計算モデルが、第2次取りまとめと異なる理由は何か。

第2次取りまとめでは、岩盤の亀裂特性の分布を考慮した「亀裂ネットワークモデル」と計算結果が概ね一致することを確認して、亀裂特性の異なる「1次元平行平板モデル」を重ね合わせる計算モデルを用いています。

本報告書案では、当該廃棄物の処分の基本的考え方を検討するという目的を踏まえて、より簡易な「1次元平行平板モデル」を用いています。このモデルを採用するに当たっては、第2次取りまとめで用いたモデルと比較検討を行い、計算結果が安全上厳しくなることを確認しています。したがって、ご指摘の点を踏まえ、本文15ページの注釈を以下のように全面的に修正します。

「第2次取りまとめにおける亀裂性媒体の計算では、亀裂特性の統計的な分布を考慮した「3次元亀裂ネットワークモデル」と計算結果が概ね一致することを確認して、「1次元平行平板亀裂モデル」を重ね合わせモデルを用いている。本検討においては、あらかじめ計算結果が安全上厳しくなることを確認した上で、より簡易な「1次元単一平行平板亀裂モデル」を用いている。」

27)第2次取りまとめにおける亀裂性媒体の計算モデルは亀裂特性の統計的な分布を考慮した「亀裂ネットワークモデル」を基本としたのに対し、本検討においては、亀裂特性の一様な分布を想定した「1次元モデル」を用いている。

することができると考えられる。

対象廃棄物の地層処分の安全性については、廃棄物の性状及び想定される処分施設が高レベル放射性廃棄物の場合と異なるため、我が国の地下深部における岩盤や地下水の特性を踏まえ、対象廃棄物に特有な現象の影響を考慮した地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算を行った。試算結果は、 $10$ のマイナス $2$ 乗 $\mu\text{Sv/y}$ のオーダー～ $10\mu\text{Sv/y}$ 程度となり、諸外国の地層処分に関する基準線量<sup>28)</sup>( $100\sim 300\mu\text{Sv/y}$ )を下回る。このことから、超ウラン核種を含む放射性廃棄物に対する地層処分の安全を確保することは可能であると考えられる。

28) 地層処分に対する基準線量は、線源(原子力発電所、再処理施設、処分場等)の重量や放射性物質の量を考慮して、公衆の線量限度である $1\text{mSv/y}$ (国際放射線防護委員会(ICRP)Publication60(1990))の一部を割り当てることにより設定されている。

## 10. 技術開発課題について

以上の検討により、対象廃棄物を安全かつ合理的に処分するには、廃棄物の性状に応じて適切に区分し、浅地中のコンクリートピットへの処分、地下利用に余裕を持った深度への処分又は地層処分を行うことが可能であるとの見通しが得られた。

処分に当たっては、現在の技術に基づいた施設設計により具体的な対策を講じることとしたが、対象廃棄物の処分に特有な現象のいくつかについては、現状の知見の範囲内で被ばく線量の試算結果が厳しくなると考えられるモデルやデータを用いた。これらを用いた検討の結果、処分の安全を確保することは可能であると考えられるが、今後は処分施設設計の合理化及び詳細化、並びに安全性の評価の信頼性向上を目指して、試験データの取得、特有な現象のより正確な把握と評価モデルの構築などを行うことが重要である。特有な現象としては、例えば、充填材等に使用されるセメントについて、時間の経過とともに地下水と接触しているセメント自体が変質する現象、その成分が溶け出すことによりアルカリ性となった地下水が周辺に広がり、緩衝材や岩石と反応する現象が挙げられる。また、廃

棄物に含まれる硝酸塩が地下水に溶け出すことや、金属等の腐食によるガスの発生が挙げられる。

対象廃棄物の中で、廃銀吸着材は $\alpha$ 核種をほとんど含まないものの $^{131}\text{I}$ の濃度が高いことから地層処分の対象とされている。これは、 $^{131}\text{I}$ は半減期が長く、セメント系材料、ベントナイト緩衝材、岩石などへの吸着性が小さく地中を移行しやすいと考えられるためである。被ばく線量の試算においても、廃銀吸着材は地下水移行シナリオによる被ばくに最も大きな影響を与えるとの結果が得られている。現在、廃銀吸着材について廃棄体によるヨウ素の閉じ込め性能を向上するための基礎研究が実施されており、これらの研究開発を通じて処分の合理化や安全性の一層の向上を目指すことが重要である。

また、廃棄物は減容・安定化の観点から処理されるが、製作された廃棄体に含まれる放射性核種の種類と濃度及び健全性や閉じ込め性能に関するデータは、安全かつ合理的な処分を行う上で不可欠である。このため、対象廃棄物には主に核分裂生成物と超ウラン核種が含まれること及び処理方法が複数実施あるいは想定されていることを考慮して、データベースの整備、充実を図るとともに、製作された廃棄体に対する信頼性の高い品質管理及び検認手法の整備を図っていく必要がある。

被ばく線量の試算に当たって考慮した現象は十分か。

本報告書案では、「地層処分した場合の安全性は、基本的に高レベル放射性廃棄物の地層処分と同様に検討することができると考えられる。」としており、高レベル放射性廃棄物との違いを考慮して、「対象廃棄物の地層処分に特有な現象の影響を考慮した地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算に基づき検討」しました。このため今回は、安全性の検討において天然現象の影響を考慮した被ばく線量の試算は行いませんでした。

ご指摘の点は、今後、原子力安全委員会において、安全規制の考え方や安全基準を検討する中で取込まれるものと考えています。ただし、処分の具体化に向けた研究開発は今後も着実に進めていくことが重要です。したがって、ご指摘の点を踏まえ、「第1章10. 技術開発課題について」を以下のように修文します。

「また、廃棄物に含まれる硝酸塩が地下水に溶け出すことや、金属等の腐食によるガスの発生が挙げられる。さらに、高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る研究開発成果等を活用しながら、安全性の評価に係る研究開発に取り組むことも重要である。」

## 第2章 α核種濃度が一応の区分目安値を超えるR I・研究所等廃棄物について

「R I・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について」(平成10年5月、原子力バックエンド対策専門部会)で述べたように、R I・研究所等廃棄物にもα核種濃度が一応の区分目安値を超える放射性廃棄物が存在する。これについては、α核種濃度が一応の区分目安値を超える対象廃棄物に準じて埋設処分を行う必要がある。このため、R I・研究所等廃棄物であってα核種濃度が一応の区分目安値を超えるもの(以下「一応の区分目安値を超える対象廃棄物に相当する廃棄物」という。)について、第1章で示した処分方法が適用できるかどうかについて検討する必要がある。

### 1. 研究所等廃棄物として発生するもの

研究所等廃棄物には、日本原子力研究所、JNC及び民間の試験・研究機関等から発生する紙、布等の可燃性廃棄物、塩化ビニール等の可燃性廃棄物、コンクリートやガラス製の不燃性廃棄物、機器類や放射化された原子炉炉内構造物<sup>29)</sup>等の金属廃棄物のうち、α核種濃度が一応の区分目安値よりも高いものがある。これらの廃棄物に含まれる放射性核種は、超ウラン核種や核分裂生成物であり、特に、原子炉炉内構造物等には材料金属中の不純物が中性子を吸収して生成したα核種(<sup>241</sup>Cm、半減期約18年)やβγ核種が含まれている。

### 2. R I廃棄物として発生するもの

R I廃棄物には、現在使用されている線源等のうち、容器に封入されたα核種(<sup>241</sup>Am等)を用いた線源や医療用の使用済ラジウム226(<sup>226</sup>Ra)針、α核種を試薬等として利用した結果発生した紙や実験器具等の固体廃棄物がある。試薬等として用いられるα核種には、対象廃棄物にも含まれている核種に加えて、一応の区分目安値より濃度は低いものの、ポロニウム210(<sup>210</sup>Po、半減期約140日)、ビスマス210(<sup>210</sup>Bi、半減期約5日)などR I廃棄物特有のものも存在している。

### 3. 処分の基本的考え方について

一応の区分目安値を超える対象廃棄物に相当する廃棄物の放射性核種濃度は、基本的に対象廃棄物の濃度分布に類似していると考えられる。また、2035年時点での廃棄物の累積発生量は、200ℓドラム缶換算で約6500本(約1300m<sup>3</sup>)と推定されている<sup>30)</sup>。

(参考資料-24)

これらの廃棄物の性状については、上述のように紙、布、ビニール、コンクリート及び

29) JNCが福井県敦賀市において運転している新型転換炉の原型炉「ふげん」の解体に伴い発生すると考えられる。

30) 線源を200ℓドラム缶に収め、セメントを充填して固型化することを想定した。

金属など対象廃棄物と同様であり、硝酸塩などの化学物質や発熱を考慮する必要があるものは多量には含まれない。廃棄物に含まれる核種の種類及び濃度については、基本的に対象廃棄物と同様であり、しかも地下水とともに移行しやすいと考えられる<sup>129</sup>Iや<sup>14</sup>Cは多く含んでいない。これらの特徴を考慮すると、前章において検討してきた「超ウラン核種を含む放射性廃棄物」と同様に、廃棄物の放射性核種濃度と性状に応じて適切に区分し、処分を行うことが可能であると考えられる。

ただし、一応の区分目安値を超える対象廃棄物に相当する廃棄物の処分を具体化するに当たっては、材料金属中の不純物が中性子を吸収して生成した比較的半減期の短い $\alpha$ 核種が存在すること、容器に封入された $\alpha$ 核種(<sup>241</sup>Am等)は濃度が高いものの極めて発生量が小さいこと、廃棄物に含まれる核種の種類が一部特有のものである等の特徴に十分留意する必要がある。

### 第3章 処分事業の責任分担の在り方、諸制度の整備などについて

#### 1. 責任分担の在り方と実施体制

「再処理施設及びMOX燃料加工施設の運転・解体に伴い発生する超ウラン核種を含む放射性廃棄物」及び「R1・研究所等廃棄物のうち一応の区分目安値を超える放射性廃棄物」（以下「当該廃棄物」という。）は、前述したような $\alpha$ 核種濃度等による区分に応じた安全な処分を行うことが可能と考えられる。

当該廃棄物の発生に関わる者は、再処理事業者、MOX燃料加工事業者、日本原子力研究所、JNC、(社)日本アイソトープ協会、電気事業者など（以下、「発生者等」という。）多岐にわたっている。

当該廃棄物は、発生者等の責任において安全かつ合理的な処分が実施されることが原則である。発生者等は、自らの責任を踏まえ、処分の実現に向けお互いに協力し適切な対応をとることが重要である。

処分事業を行う者は、処分の安全な実施及び長期にわたる処分場の管理を行うに十分な技術的、経済的能力が要求されるほか、処分の安全確保に関する法律上の責任を負うことになる。この際、発生者等は密接に協力し、安全かつ円滑な廃棄物の処分の推進に万全を期すことが必要である。このような考え方を踏まえ、廃棄物の安全かつ合理的な処分が実施できるよう、処分の実施体制が確立される必要がある。また、国は、当該廃棄物の処分に係る安全基準・指針の整備などを図り、これに基づく厳正な規制を行うと共に、発生者等及び処分事業を行う者が廃棄物の管理や処分を安全かつ合理的に実施できるよう、関連法令に基づきこれらの事業者への指導監督などの必要な措置を講ずることとする。なお、当該廃棄物のうち、地層処分が適当と考えられる廃棄物については、より安全かつ合理的な処分の実施に向けての研究開発や処分費用確保の検討を進めつつ、将来的には高レベル放射性廃棄物の地層処分を考慮し、合理的な対応が行われる必要がある。

#### 2. 処分費用の確保

当該廃棄物は、発生者等の責任の下で安全かつ合理的に処分されることが原則であり、発生者等はこれに必要となる適正な費用を確保しなければならない。

しかしながら、当該廃棄物の処分概念が定まっていなかったことなどから、これまで合理的積算が行われていない。したがって、今後、当該廃棄物の発生者等や処分事業を行う者は前述した処分方法を踏まえ、廃棄物の区分及び物量を明確にするとともに、合理的積算を行った上で当該廃棄物の処分方法に応じた処分費用の確保を図っていく必要がある。さらに、国においては、処分費用の確保に必要な諸制度の検討を行う必要がある。

#### 3. 安全確保に係わる関係法令等の整備

当該廃棄物については、その特性を考慮して適切に区分し、処分を行うことにより安全が確保されると考えられる。

現行の低レベル放射性廃棄物については、既に原子力安全委員会において安全規制の基本的考え方、安全基準、安全審査の考え方などが取りまとめられている。これらを踏まえて、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「原子炉等規制法」という。）、同法施行令などに、廃棄物埋設事業の許可、保安規定の認可、埋設廃棄物の確認など一連の手続が整備されるとともに、濃度上限値、技術基準などが定められ、安全規制が行われている。また、現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物については、現在、原子力安全委員会において安全規制の基本的考え方、放射性核種濃度の上限値が検討されている。高レベル放射性廃棄物の地層処分については、原子力安全委員会において処分に係る安全規制の基本的考え方が検討されているところである。

今後、当該廃棄物についても、その発生量、放射性核種濃度、性状及び処分方法を踏まえて、上記と同様に安全規制に関する基本的考え方や安全基準などについて検討し、これらを踏まえ関係法令を整備する必要がある。この際、それぞれの処分方法に応じた濃度上限値、当該廃棄物に関するクリアランスレベル、保障措置終了の手続などについても検討する必要がある。なお、R I 廃棄物は放射線障害防止法によって規制されているが、原子炉等規制法と整合性を図りつつ、関連する法令整備を行う必要がある。

#### 4. 実施スケジュール

当該廃棄物を安全かつ合理的に処分することは、発生者等の責任であり、発生した廃棄物の安全かつ合理的な処分が着実に実施される必要がある。したがって、適切な時期に処分に着手できるよう、廃棄物の帰属の明確化、費用確保策、当該廃棄物処理処分に係る研究開発、実施体制など処分の具体化に係る検討が行われるとともに、当該廃棄物の処分に係る諸制度が整備されることが重要である。具体的には、今後の放射性廃棄物全体の処分計画、再処理施設の運転開始に関するスケジュールなども踏まえ、実施体制を含めて当該廃棄物の処分計画の明確化及び安全確保に係わる関係法令の整備が行われることが重要である。

#### 5. 技術開発課題への取組みについて

当該廃棄物については、既に処分が実施されている低レベル放射性廃棄物に適用されている技術や高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る研究成果等を活用すると共に、処分がより安全かつ合理的に実施されるよう、当該廃棄物の多様な性状を踏まえた処理処分に係る技術の研究開発を積極的に進めていくことが重要である。

#### 6. 積極的な情報公開、情報提供

放射性廃棄物処分事業の実施に当たっては、安全が確保されるとともに、処分事業に対する国民の理解が得られ、国民はもちろん立地地域に受け入れられなければならない。このためには、諸制度の整備や実施体制の確立などの一連の取組みとともに、放射性廃棄物全体の処分計画を踏まえた安全かつ合理的な処分に関する的確で分かりやすい情報を積極

的に提供していくことが不可欠である。

この際、当該廃棄物の発生者等が多岐にわたること、その処分方法も当該廃棄物の特性に応じて適切に区分した上で浅地中のコンクリートピットへの処分、地下利用に余裕を持った深度への処分及び対象廃棄物の特徴を考慮した地層処分など複数想定されることを踏まえて、処分事業の各段階において必要とされる情報を分かりやすく提供できるよう体制を整える必要がある。

終わりに

超ウラン核種を含む放射性廃棄物については、廃棄物の物理化学的性状と放射性核種濃度に応じた適切な区分を行うこと、それぞれの区分に応じた処分方策を講じることとする基本的考え方を取りまとめた。

発生者等は、当該廃棄物の処分の具体化に向けて密接に協力しながら着実に取り組むことが重要である。

今後は、超ウラン核種を含む放射性廃棄物の特徴や処分方法を考慮した安全規制の基本的考え方や安全基準等が原子力安全委員会において検討されることを期待する。国内においては、この結果を踏まえて必要な制度の整備を図ることが重要である。

また、超ウラン核種を含む放射性廃棄物は、その処分方法が複数となることや原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物と異なる特徴があることを十分踏まえて、国民の理解と信頼を得るように処分に関する的確かつ分かりやすい情報の提供を行うことが必要である。

「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の  
基本的考え方について（案）」の修文案

(2) 参考資料

平成12年3月8日

参考資料の変更点は、以下の通りです。

<参考資料－２、参考資料－３－１>

1. (4) 廃棄物発生量試算について（意見 6、7、8、9、10）

廃棄物発生量試算の前提条件に関する新たな記述を追加しました。

<新たな参考資料の追加>

5. (1) 処分の基本的考え方（意見 1）

長期管理に関する国際的な考え方について、新たに参考資料を追加しました。

<新たな参考資料の追加>

5. (3) 海外との比較について（意見 3、58）

WIPP（廃棄物隔離パイロットプラント）におけるこれまでの経緯に関する参考資料を追加します。

JNCの東海再処理工場とMOX燃料加工施設における  
放射性廃棄物の処理方法と累積発生量

施設	項目 廃棄物の種類	現在の処理方法	平成10年3月の保管量	
			固化体	未処理廃棄物
東海再処理工場	ハル等廃棄物	—	—	約 1,100m <sup>3</sup>
	プロセス濃縮廃液 <sup>(注2)</sup>	アスファルト固化	約 30,000 本	約 1,200m <sup>3</sup>
	廃溶媒 <sup>(注2)</sup>	プラスチック固化	約 1,600 本	約 60m <sup>3</sup>
	スラッジ <sup>(注2)</sup>	—	—	約 1,100m <sup>3</sup>
	再処理雑固体 (可燃性、難燃性、 不燃性)	焼却	—	約 6,800m <sup>3</sup>
MOX燃料 加工施設	MOX加工雑固体 (可燃性、難燃性、 不燃性)	焼却あるいは 熔融固化	約 100 本 (注1)	約 3,100m <sup>3</sup>
総 計			約 31,700 本 (約 6,400m <sup>3</sup> )	約 13,400m <sup>3</sup>

(注1)現状は、焼却あるいは熔融固化のみを行っているが、将来的にはドラム缶に充填しセメント固化体とする予定。

(注2)これら液体廃棄物は、平成10年3月現在での廃棄物発生量(200ℓドラム缶換算で8万7千本)には計上されていないが、将来的にはドラム缶に充填し、固化体とする予定。

再処理施設およびMOX燃料加工施設から発生する放射性廃棄物の発生量の試算例

区分	民間再処理 操業廃棄物		JNC再処理 操業廃棄物		民間MOX 操業廃棄物		JNCMOX 操業廃棄物		返還低レベル 廃棄物		JNC再処理 解体廃棄物		JNCMOX 解体廃棄物		合計
	概略 m <sup>3</sup>	概略 %													
一応の区分目安値を超える 放射性廃棄物	6,800	24%	7,100	40%	500	100%	2,000	100%	1,200	100%	100	3%	100	6%	18,000
一応の区分目安値を下回る 放射性廃棄物	22,000	76%	10,700	60%	0	0%	0	0%	0	0%	3,900	98%	1,700	94%	38,000
合計	28,800	100%	17,800	100%	500	100%	2,000	100%	1,200	100%	4,000	100%	1,800	100%	56,000

繰越処理のため、合計は合わないことがある

注: 試算の前提条件

①[再処理操業廃棄物]

民間再処理(年間処理量800tU)は、炉取出し後4年、燃焼度45,000MWD/MTUの使用済燃料、JNC再処理(1977~1997の累積処理量936tU、年間処理量平均約45tU)は、発生実績+炉取り出し後0.5年、燃焼度28,000MWD/MTUの使用済燃料を再処理(再処理量:約28,000MTU:高レベルガラス固化体4万本から海外からの返還高レベルガラス固化体(約3,500本)を除いた本数相当)した場合に発生した廃棄物を圧縮処理等した場合の試算

②[MOX操業廃棄物]

民間MOX操業廃棄物は、民間再処理施設の操業に基づき処理量(約3,000tHM(約100tHM/年))を設定し、発生した廃棄物を焼却処理等した場合の試算JNCMOX操業廃棄物は、1996年度までの発生実績を基に設定した発生廃棄物を焼却処理等した場合の試算

③[返還低レベル廃棄物]

海外再処理委託に伴う返還廃棄物については、現在、返還時期及び量を事業者間で調整中である。本試算においては、再処理委託量(約7,100MTU)のうちCOGEMA分について試算を行い、BNFL分の試算は行っていない。

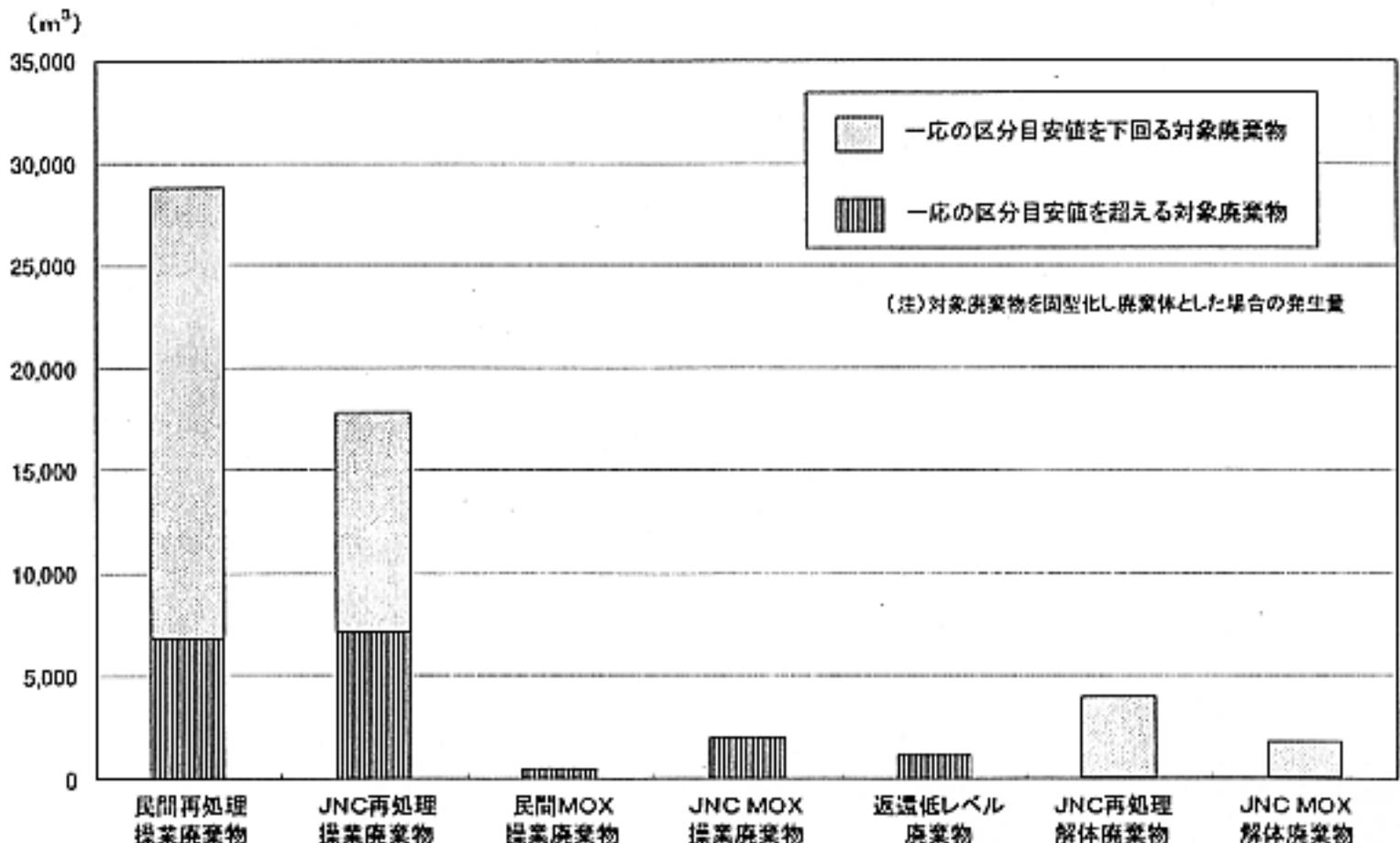
④[解体廃棄物]

再処理施設については「核燃料施設等解体廃棄物総合調査報告書(平成6年度)」、MOX燃料加工施設については「核燃料施設等解体廃棄物総合調査報告書(平成7年度)」に基づき試算

なお、上記報告書においては、以下の施設の解体を想定

- ・再処理施設としては、廃棄物処理施設、分析所及び分離精製工場の解体
- ・MOX燃料加工施設としては、MOX燃料製造技術の開発施設及び燃料製造施設の解体

⑤本試算で考慮した再処理施設及びMOX燃料加工施設の外、本試算の範囲に含まれていない施設(廃棄物貯蔵施設等)の操業及び解体に伴い、放射性核種濃度が非常に低い廃棄物で素掘り処分の可能性があるもの及びクリアランスレベル以下のものの発生が予想されることに留意する必要がある。



対象廃棄物の施設別発生量の試算例

## 「地層処分における環境と倫理の基準」 についての集約意見の概要

〔経済協力開発機構(OECD)/原子力機関(NEA) 放射性廃棄物管理委員会(RWMC)](1995)  
(「原子力白書」平成7年版より抜粋)

○放射性廃棄物の長期管理方策の社会的受容に関する評価に当たっては、世代間及び世代内の公平の原則が考慮されることが必要である。

○世代間及び世代内の公平の観点から、将来世代に対する現世代の責任は、貯蔵よりも最終処分によって適切に果たされる。貯蔵は監視を必要とし、長期にわたる管理の責任を将来世代に残す。さらに、社会構造が安定しているとは限らない将来社会によって、やがては貯蔵が軽視される可能性がある。

○他のオプションも検討した結果、地層処分は生物圏から廃棄物を隔離するためには、現在最も好ましい方策である。

○長寿命放射性廃棄物の地層処分方策は、

①現在と同じリスク基準を将来も適用し、さらに将来世代への負担を制限することで、世代間の公平の問題を考慮できる。

②科学的進展を考慮しつつ、数十年にわたる段階的な実行を提案することで、世代内の公平の問題を考慮できる。その結果全ての段階で公衆を含む利害関係者との協議が可能となる。

○地層処分の概念は、廃棄物の再取り出しは必要とされないが、たとえ地層処分した後でも、廃棄物の回収は不可能でない。

## WIPP(廃棄物隔離パイロットプラント)におけるこれまでの経緯

[U.S. Department of Energy Carlsbad Area Office <http://www.wipp.carlsbad.nm.us>より抜粋]

- 1950 年代中頃 全米科学アカデミー (The National Academy of science, NAS)が岩塩層を含むサイトを放射性廃棄物の恒久的な処分場とするよう勧告した。岩塩層が好適であるとするのは、次の4つの理由による。
- ①岩塩層はほとんど地震活動のない安定した地層地帯に存在。
  - ②岩塩層の堆積は、ほとんど水の循環が存在しないことを示している。
  - ③岩塩層は比較的掘削しやすい。
  - ④岩塩層はその可逆性により亀裂を自己修復する能力がある。
- 1972 年 ニューメキシコ州カールスバット近郊を特性調査の候補地に選定。
- 1974 年 建設が決定される。
- 1980 年頃  
～1988 年 WIPP 建設
- 1992 年 10 月 TRU 廃棄物搬入のための法律整備の完了
- 1993 年 小規模な搬入・貯蔵試験の実施
- 1996 年秋 OECD 及び IAEA による WIPP 処分場の閉鎖後の国際基準に対する技術的健全性検査
- 1996 年 10 月 EPA へ WIPP への廃棄物受入れ許可を申請
- 1997 年 10 月 アイダホ国立大学及び環境研究所において TRU 廃棄物輸送の準備(分類)開始。  
EPA の処分場運転開始に関する暫定承認取得
- 1998 年 1 月 DOE が WIPP の操業開始に関する ROD(Record of Decision)を発表。受入れ対象となる廃棄物及び受入先の DOE 施設の詳細が発表される。
- 1998 年 5 月 EPA の最終承認取得。官報公示
- 1999 年 3 月 ワシントン DC 地方裁判所がニューメキシコ州政府及び環境保護団体から出されていた訴えを却下。  
DOE のロスアラモス国立研究所から、同州にある WIPP に廃棄物の搬入開始。

「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の  
基本的考え方について（案）」の修文案

（３）用語解説

平成１２年３月８日

以下の用語解説を新たに加えます。

#### 中性子線

原子核から放出される中性子の流れ。電荷を持たない中性子はものを透過しやすく、物質中で原子核をはじき飛ばしたり原子核と反応したりすることにより、人体の細胞や組織へ影響を及ぼす可能性がある。中性子線を止めるには水素原子を多く含む水やプラスチックなどを用いる必要がある。