

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)

平成 年 月 日

原子力委員会

原子力バックエンド対策専門部会

目次

はじめに

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
 - (2) 海外からの返還について
 - (3) 民間施設における発生の見通し
 - (4) 廃棄物発生量試算について
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
 - (2) 対象廃棄物中の核種構成について
 - (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
 - (4) 対象廃棄物の核種濃度分布について
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
 - (2) 我が国でこれまでに検討されてきた処分方法
 - (3) 対象廃棄物の処分方法の考え方
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
 - (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
 - ②対象廃棄物への適用について
 - (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
 - ②対象廃棄物への適用について
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
 - (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
 - (3) 海外との比較について
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
 - (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
 - (3) 地層処分の検討対象とした廃棄物の特徴
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

(2) 廃棄体のグルーピングについて

(3) 人工バリアの基本構成について

(4) 処分施設について

8. 地層処分の安全性について

(1) 安全性の検討について

(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

(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

9. まとめ

10. 技術開発課題について

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

1. 研究所等廃棄物として発生するもの

2. R I 廃棄物として発生するもの

3. 処分の基本的考え方について

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

2. 処分費用の確保

3. 安全確保に係わる関係法令等の整備

4. 実施スケジュール

5. 技術開発課題への取組みについて

6. 積極的な情報公開、情報提供

終わりに

参考資料

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「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」¹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」²には、 α 核種濃度約1GBq/t（以下、「一応の区分目安値」³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策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、これまで処分方策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策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

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策は、「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 α 核種濃度約（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、浅地中処分の可能性が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。

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㍑ドラム缶で約3万2千本(6千4百 m^3)、未処理のものが約1万3千 m^3 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7千百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、これらの廃棄物を減容・固形化し廃棄体⁴とした場合の累積廃棄体量は、約５万６千m³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・不燃性廃棄物が発生する。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⁵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

⁴ 減容・安定化処理等の後、容器へ固形化された廃棄物。処理方法としては圧縮、焼却、溶融等、容器としては200ℓ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 アスファルトを濃縮廃液と混合し、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。

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 (^{90}Sr)、テクネチウム99 (^{99}Tc)、ヨウ素129 (^{129}I)、セシウム137 (^{137}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 (^{239}Pu)、プルトニウム241 (^{241}Pu)、アメリシウム241 (^{241}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 (^{14}C)、コバルト60 (^{60}Co)、ニッケル63 (^{63}Ni)等の放射化生成物も含まれている⁶。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とプルトニウムの同位体(^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu 等)である。

(参考資料-5)

(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 $\beta\gamma$ 核種である ^{14}C , ^{60}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 α 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くな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

⁶ これらの核種のうち ^{14}C , ^{60}Co , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{137}Cs が核種であり、 ^{239}Pu , ^{241}Am は α 核種である。

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⁷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な方法による浅地中処分（素掘り処分）」⁸及び「浅地中のコンクリートピットへの処分」⁹がある。また、 β γ 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 ～ 100 m）への処分」（以下、「地下利用に余裕を持った深度への処分」）がある。

（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¹⁰。

（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

⁷ 原子炉施設から発生し処分容器に固形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 α 核種濃度と β γ 核種 5 核種について、濃度上限値が定められている。

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。

み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考えられる。

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。

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

（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 $\beta\gamma$ 核種5核種（ ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs ）の濃度及び全 α 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 $\beta\gamma$ 核種として2核種（ ^{99}Tc 、 ^{129}I ）を選定した。

（参考資料－10）

その上で、 α 核種の一応の区分目安値、 $\beta \gamma$ 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¹¹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。

試算結果は、(対象廃棄物の約4割)の廃棄体が $10 \mu\text{Sv/y}$ (以下「目安線量」という。)¹²を下回ることとなった。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50～100 m)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¹³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50 m～100 m)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、 α 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、 α 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないもの¹⁴については、地下利用に余裕を持った深度への処

¹¹ 対象廃棄物の発生量に関する今回の試算では、素掘り処分の対象となりうる廃棄物量は少ないと考えられるため、このような廃棄物も浅地中のコンクリートピットへの処分の対象として検討した。なお、対象廃棄物に関するクリアランスレベルは現在検討されていないため、今回の試算においては考慮していないことに留意する必要がある。

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。

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 α 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

分を適用できる可能性があると考えられる。

そこで、 α 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 α 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 α 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¹⁵。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¹⁶、一定の仮定¹⁷において試算したところ、数十 μSv 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る可能性はないと考えられる。

さらに、対象廃棄物のうち α 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、 α 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¹⁸。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 α 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)

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 α 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) の範囲までのものについて試算を行った。

¹⁵ 「廃銀吸着材」を除く。

¹⁶ α 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、観察時間、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、 α 核種及び $\beta\gamma$ 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ピット処分を行ったら跡地利用に伴う被ばく線量はどうなるか」という試算を行うことで両者の比較を行った。

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、 α 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、 α 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に、発熱が小さい、物理的・化学的特性などの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분을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 α 核種濃度として約4GBq/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、 α 核種濃度及び $\beta\gamma$ 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5万6千のうち、① α 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¹⁹に加え、② β 核種である ^{129}I の濃度が高い廃棄物（以下「廃銀吸着材」²⁰という。）の合計約1万8千m³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、 α 核種はほとんど含まないが、半減期が長い β 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、 α 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。このうち、 α 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 α 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}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}I が多く含まれている²¹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}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}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）

¹⁹ α 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 α 核種濃度上限値が決定していないことから、 α 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。

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。

(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、焼却又は熔融後にセメント固化、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²²への吸着が小さいため地下水とともに移行しやすい核種である¹²⁹I及び¹⁴C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）

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。

(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： 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²³：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²⁴：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¹²⁹Iや¹⁴C）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による対策を講じることとした。

(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。

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。

(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固化、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²⁵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「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)

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

(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²⁶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— 2 2)

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(充填材)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

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性能を見込まない想定で評価を行っている。

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²⁷⁾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¹²⁹I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、 α 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、それぞれの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することができると考えられる。

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、亀裂特性の一般的な分布を想定した「一次元モデル」を用いている。

対象廃棄物の地層処分の安全性については、基本的には高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全性と同様に検討することができると考えられる。ただし、対象廃棄物の場合、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²⁸（100～300 $\mu\text{Sv/y}$ ）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。

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、数百年を超える長期間を経過すると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 α 核種をほとんど含まないものの¹²⁹I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、¹²⁹I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、廃棄物に含まれる放射性核種の種類と濃度に関するデータは、安全かつ合理的な処分を行う上で不可欠であり、対象廃棄物には主に核分裂生成物及び超ウラン核種が含まれ

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）の重畳や放射性物質の量を考慮して、公衆の線量限度である1 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。

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検認手法の整備を図っていく必要がある。

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、J N C 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、塩化ビニール等の難燃性廃棄物、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²⁹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（ ^{244}Cm 、半減期約18年）や $\beta\gamma$ 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（ ^{241}Am 等）を用いた線源や医療用の使用済ラジウム226（ ^{226}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機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（ ^{210}Po 、半減期約140日）、ビスマス210（ ^{210}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、200 $\frac{1}{2}$ ドラム缶換算で約6500本（約1300 m^3 ）と推定されている³⁰。

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200 $\frac{1}{2}$ 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。

(参考資料－２４)

これらの廃棄物は、廃棄物に含まれる核種の種類及び濃度が、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¹²⁹Iや¹⁴Cは多く含んでいない。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。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 α 核種が存在すること、容器に封入された α 核種(²⁴¹Am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「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」(以下「当該廃棄物」という。)は、前述したような α 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するよう、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じることとする。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となる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

当該廃棄物の処分については、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又は対象廃棄物の特性を考慮した地層処分のいずれかの処分方法に適切に区分して処分することにより安全が確保され则认为られる。

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、埋設廃棄体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、素掘り処分も含めた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技術など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。

今後はそれぞれの区分に応じた処分方法について、超ウラン核種を含む放射性廃棄物の特徴を考慮した安全規制の基本的考え方、放射性廃棄物の濃度上限値、クリアランスレベル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処分に係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。

参 考 資 料

参考資料目次

参考資料—1	再処理工場から発生する主な超ウラン核種を含む放射性廃棄物……	資 1
参考資料—2	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……	資 2
参考資料—3	再処理施設及び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……	資 3
参考資料—4	対象廃棄物の代表例……	資 5
参考資料—5	対象廃棄物の放射性核種濃度及び放射性核種濃度の経時変化の試算例……	資 7
参考資料—6	六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター1, 2号埋設の平均濃度に対する比率……	資 9
参考資料—7	対象廃棄物の放射性核種濃度分布……	資 10
参考資料—8	現行の低レベル放射性廃棄物処分の安全確保策の概要と評価シナリオ……	資 11
参考資料—9	現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分方策…	資 13
参考資料—10	現行の政令濃度上限値及びそれ相当の濃度……	資 15
参考資料—11	「浅地中のコンクリートピット処分」での処分の可能性の検討……	資 16
参考資料—12	「地下利用に余裕を持った深度への処分」での処分の可能性の検討	資 17
参考資料—13	各国の再処理施設等から発生する放射性廃棄物の地層処分施設概念	資 18
参考資料—14	地層処分の検討の対象とした廃棄物の発生量と内訳……	資 19
参考資料—15	地層処分の処分施設概念、安全確保の可能性の検討フロー……	資 20

参考資料—16	地層処分の検討対象とした廃棄物のグルーピング結果及びグループ毎の人工バリアの基本構成	資 21
参考資料—17	既存地下施設及び処分坑道の換算空洞径と深度の関係	資 22
参考資料—18	結晶質岩系岩盤及び堆積岩系岩盤における処分施設概念の一例	資 23
参考資料—19	海外における超ウラン核種を含む放射性廃棄物処分場の例	資 25
参考資料—20	高レベル放射性廃棄物処分場と対象廃棄物処分場の大きさの比較	資 26
参考資料—21	地下水移行シナリオのモデルの概念図	資 27
参考資料—22	対象廃棄物の地層処分における地下水移行シナリオにおいて考慮すべき現象の抽出	資 28
参考資料—23	地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算例	資 29
参考資料—24	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発生量の試算	資 30

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

項目 施設	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 1,000m ³
	プロセス濃縮廃液	アスファルト固化	約 30,000 本	約 1,200m ³
	廃溶媒	プラスチック固化	約 1,600 本	約 60m ³
	スラッジ	——	——	約 1,100m ³
	再処理雑固体 (可燃性、難燃性、 不燃性)	焼却	——	約 6,800m ³
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 溶融固化	約 100 本 (注1)	約 3,100m ³
総 計			約 31,700 本 (約 6,400m ³)	約 13,300m ³

(注1)現状は、焼却あるいは溶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。

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 ³	概略 %	概略 m ³	概略 %	概略 m ³	概略 %	概略 m ³	概略 %	概略 m ³	概略 %	概略 m ³	概略 %	概略 m ³	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

放射処理のため、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〕

民間再処理は、炉取出し後4年、燃焼度45,000MWD/MTUの使用済燃料、JNC再処理は、1997年度までの発生実績＋炉取出し後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）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〕

海外再処理委託量（約7,100MTU）のうち、COGEMA分について試算

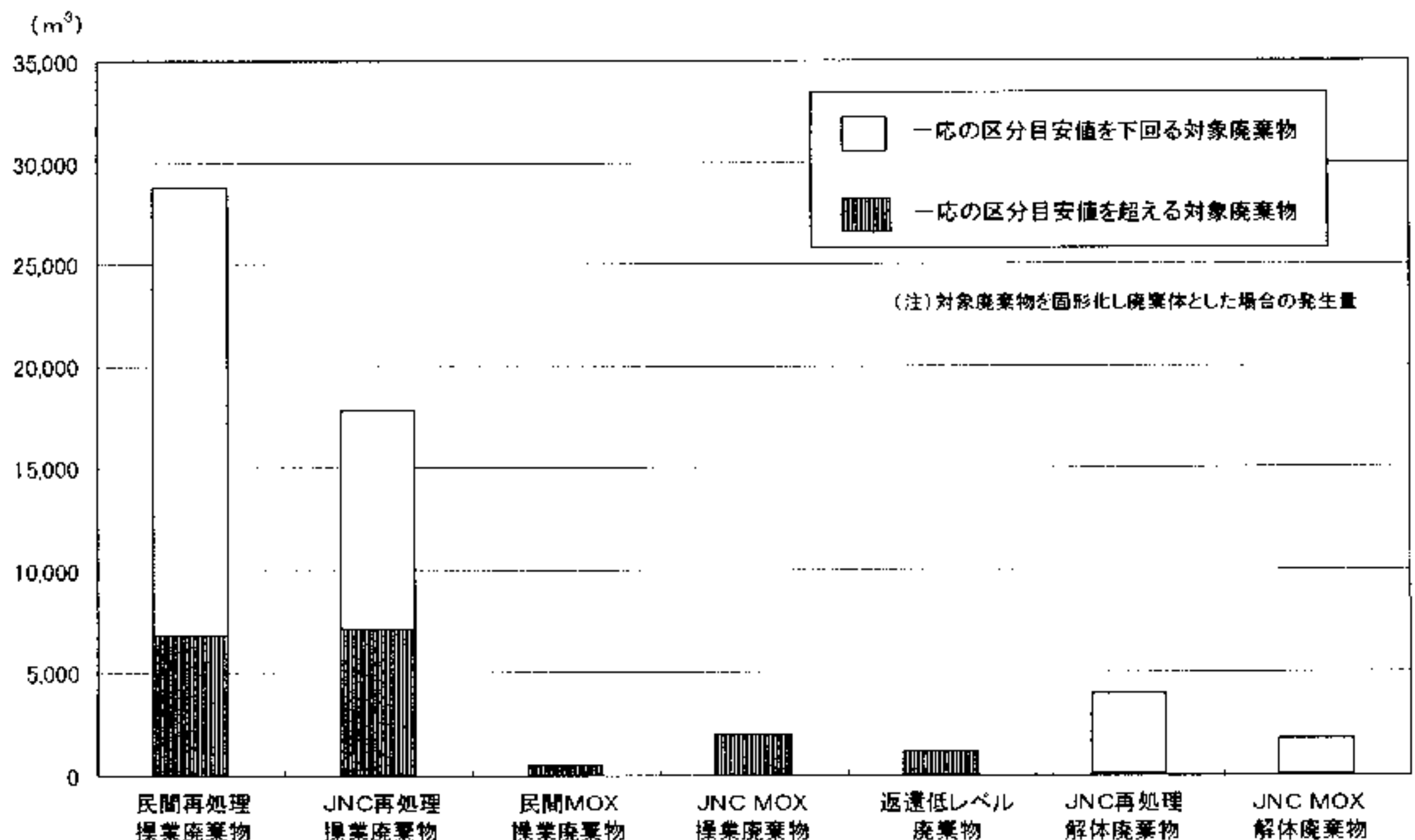
④〔解体廃棄物〕

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

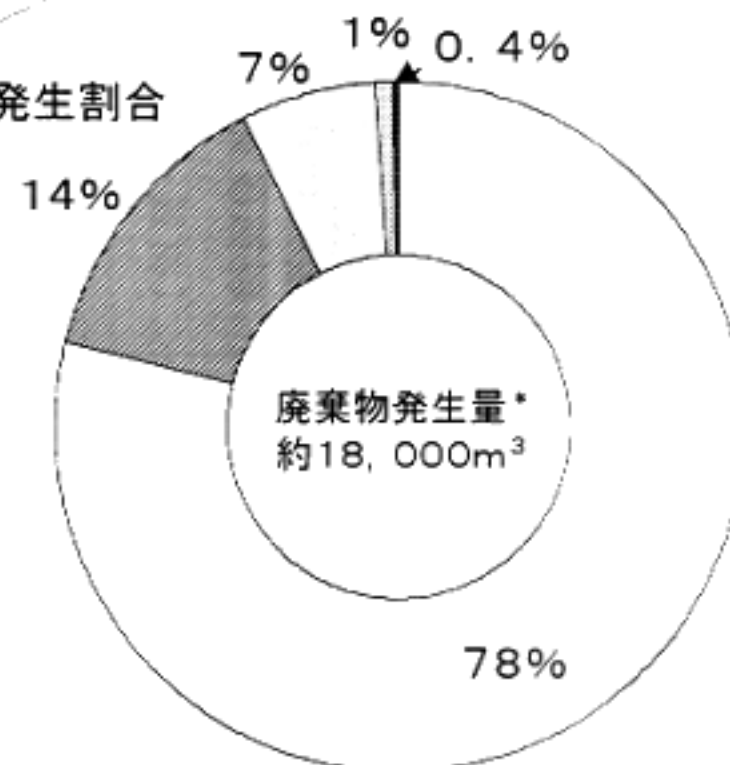
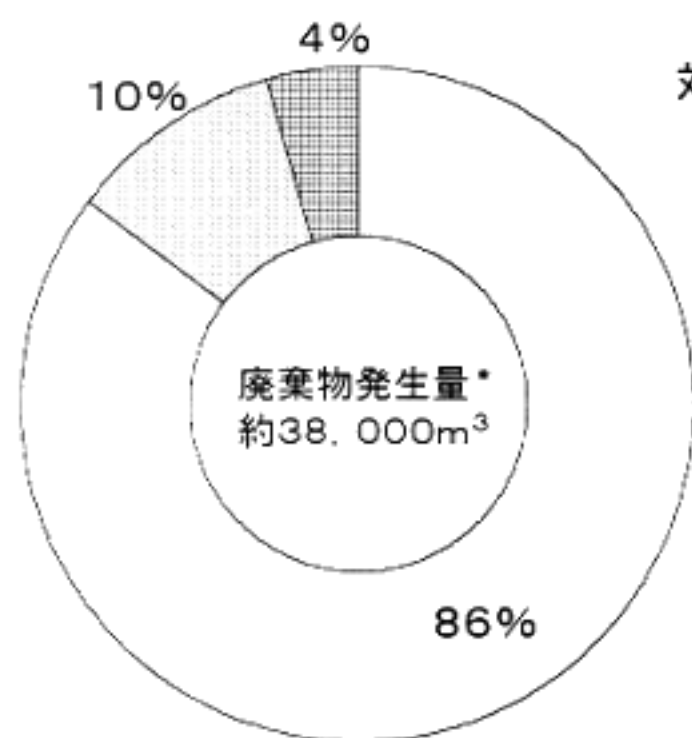
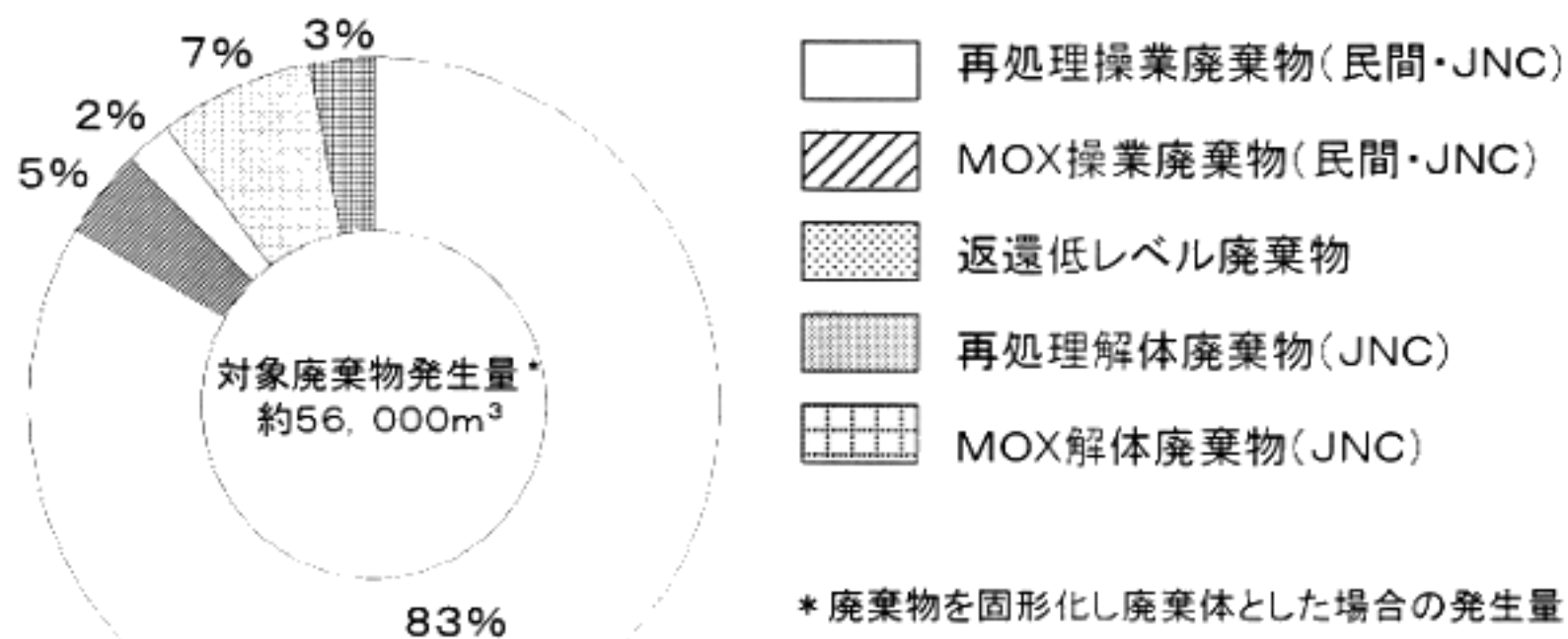
なお、上記報告書においては、以下の施設の解体を想定

- ・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今回の検討の対象となる放射性廃棄物の中には、廃棄物の貯蔵施設等の運用及び解体に伴って発生する廃棄物も含まれると考えられるが、これらの廃棄物については、発生量が少ない、あるいは、放射性核種濃度が非常に低い（クリアランスレベル以下、場合によっては素掘り処分相当）と考えられることから試算の範囲に含めていない。



対象廃棄物の施設別発生量の試算例

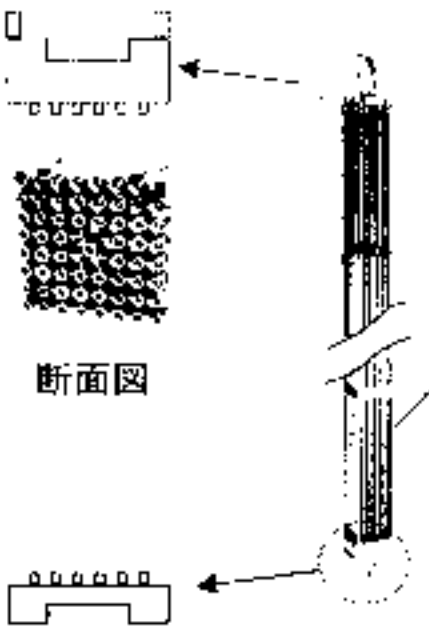
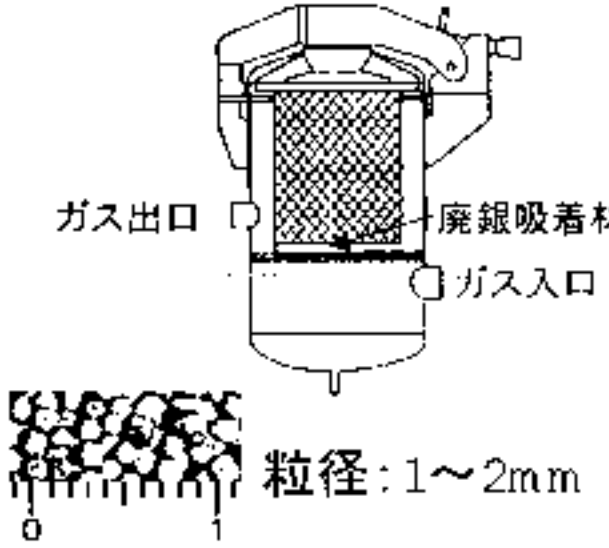


一応の区分目安値を下回る対象廃棄物の施設別発生割合

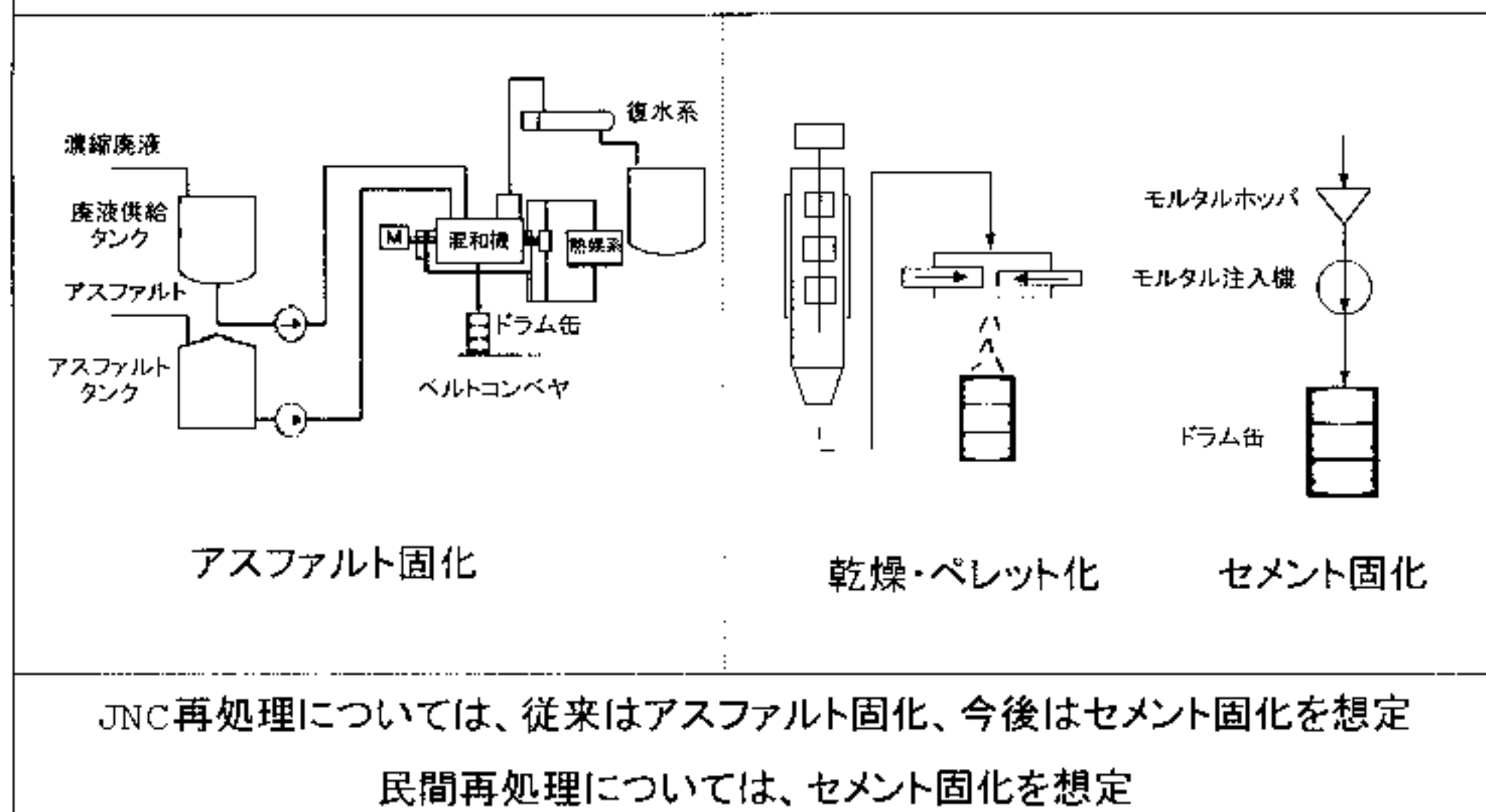
一応の区分目安値を超える対象廃棄物の施設別発生割合

対象廃棄物の施設別発生割合の試算例

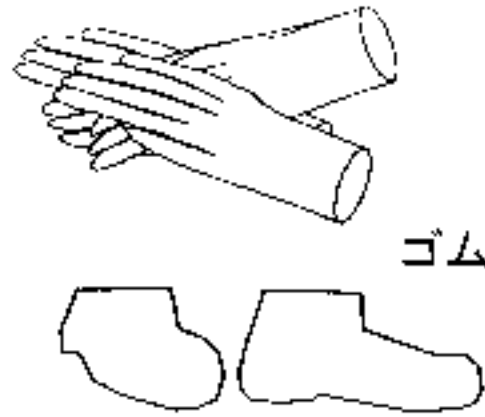
対象廃棄物の代表例(1/2)

エンドピース	ハ ル	廃銀吸着材
 断面図 燃料集合体の末端部分 (材質:SUS,インコネル)	 数cmにせん断された燃料被覆管 (材質:ジルカロイ)	 ガス出口 廃銀吸着材 ガス入口 粒径:1~2mm 放射性のヨウ素を吸着除去する吸着材 (材質:シリカゲル+銀, 又は銀ゼオライト)
圧縮処理の後、キャニスターに収納		解体して吸着材を取り出し、セメント固化

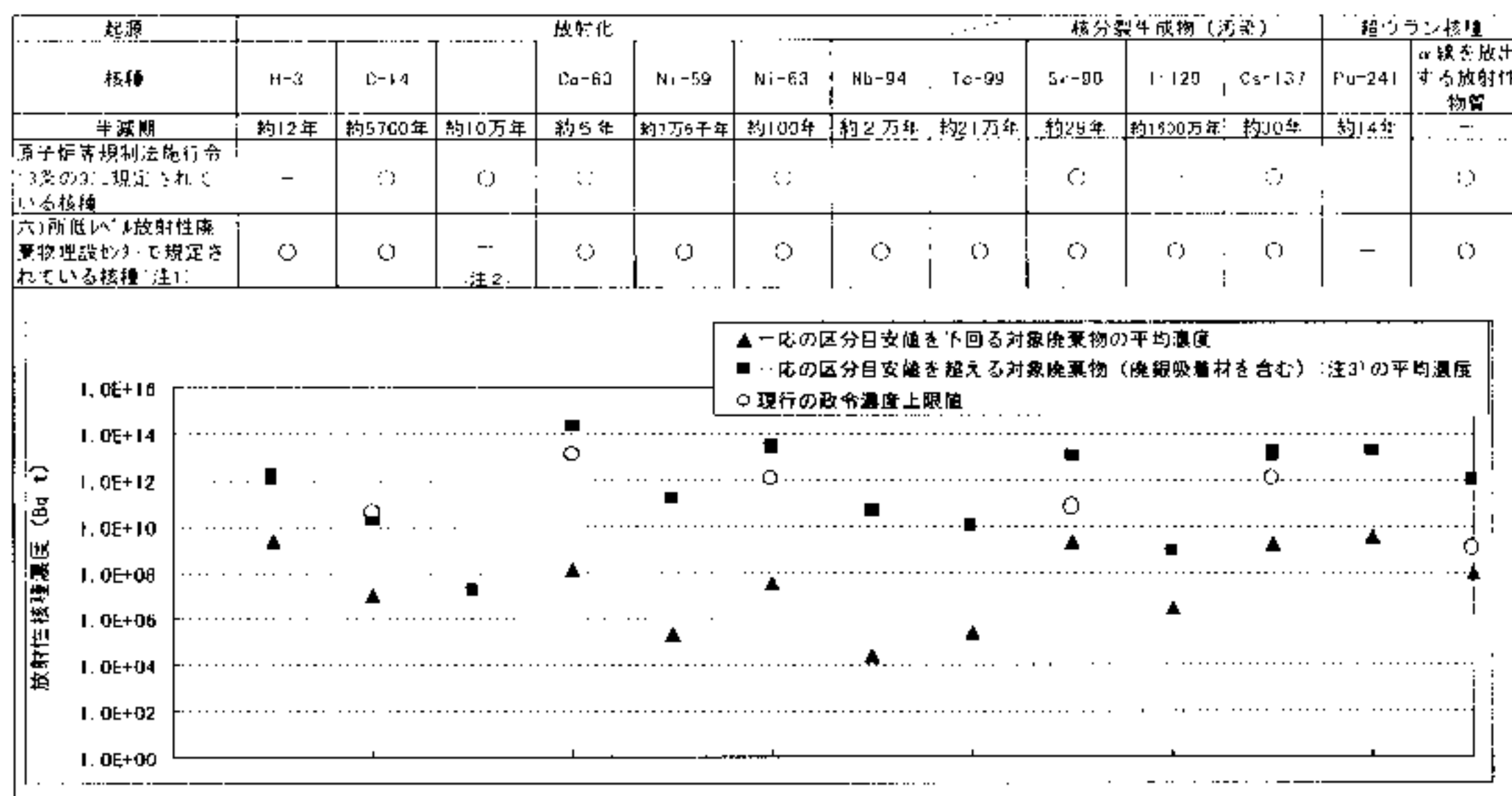
プロセス濃縮廃液:再処理施設等で発生する液体状の廃棄物



対象廃棄物の代表例(2/2)

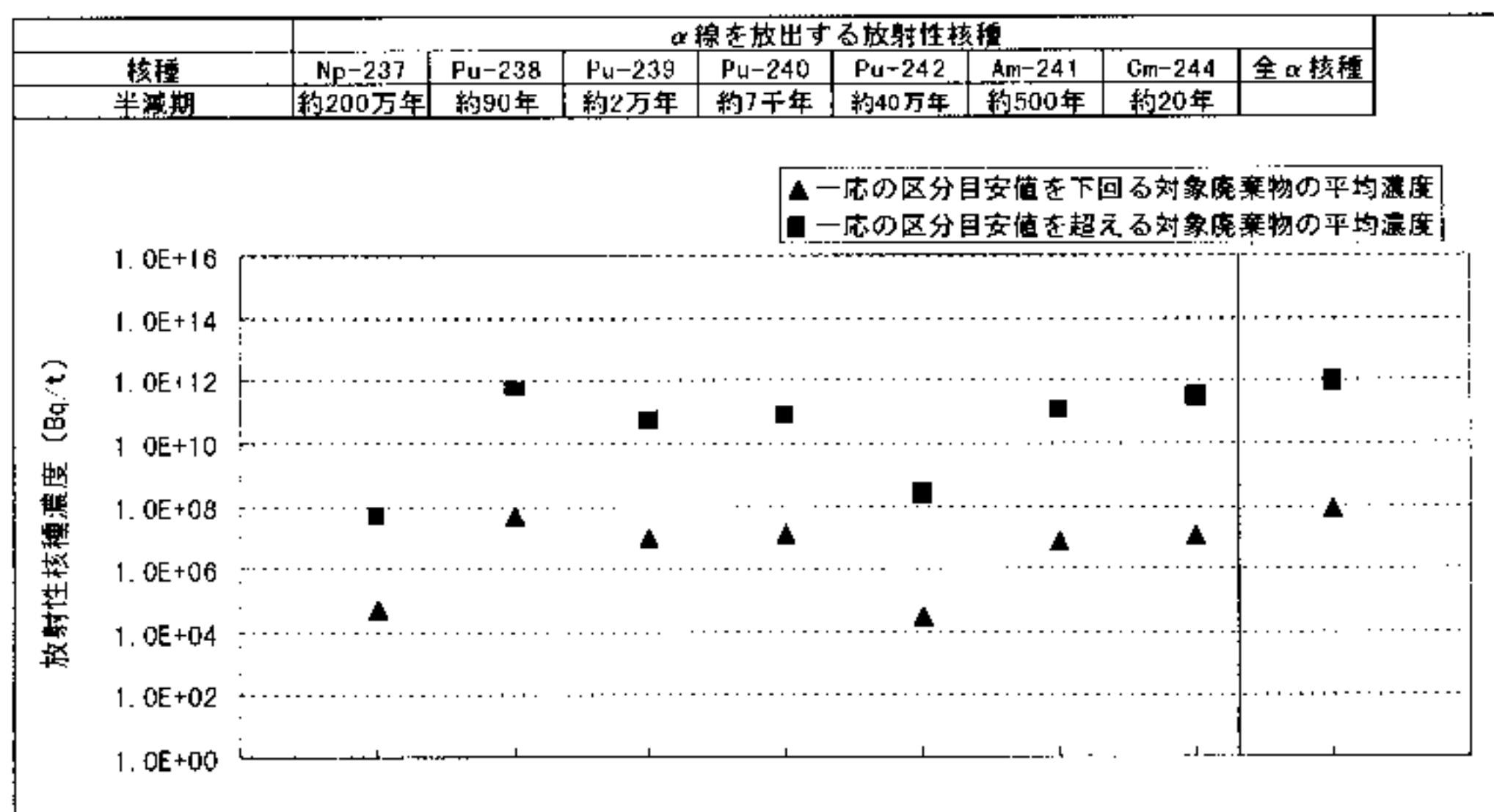
雑固体廃棄物：再処理施設等で発生する固体状の廃棄物		
不燃性廃棄物	可燃性廃棄物	難燃性廃棄物
 工具 金属配管  コンクリート (材質：金属配管、ガラス、解体コンクリート等)	 紙 木材 (材質：紙、布、木材等)	 ゴム手袋 Rシューズ (材質：ポリエチレン、ゴム手袋等)
溶融、圧縮、又はそのままセメント固化を想定	焼却、溶融処理後にセメント固化を想定	

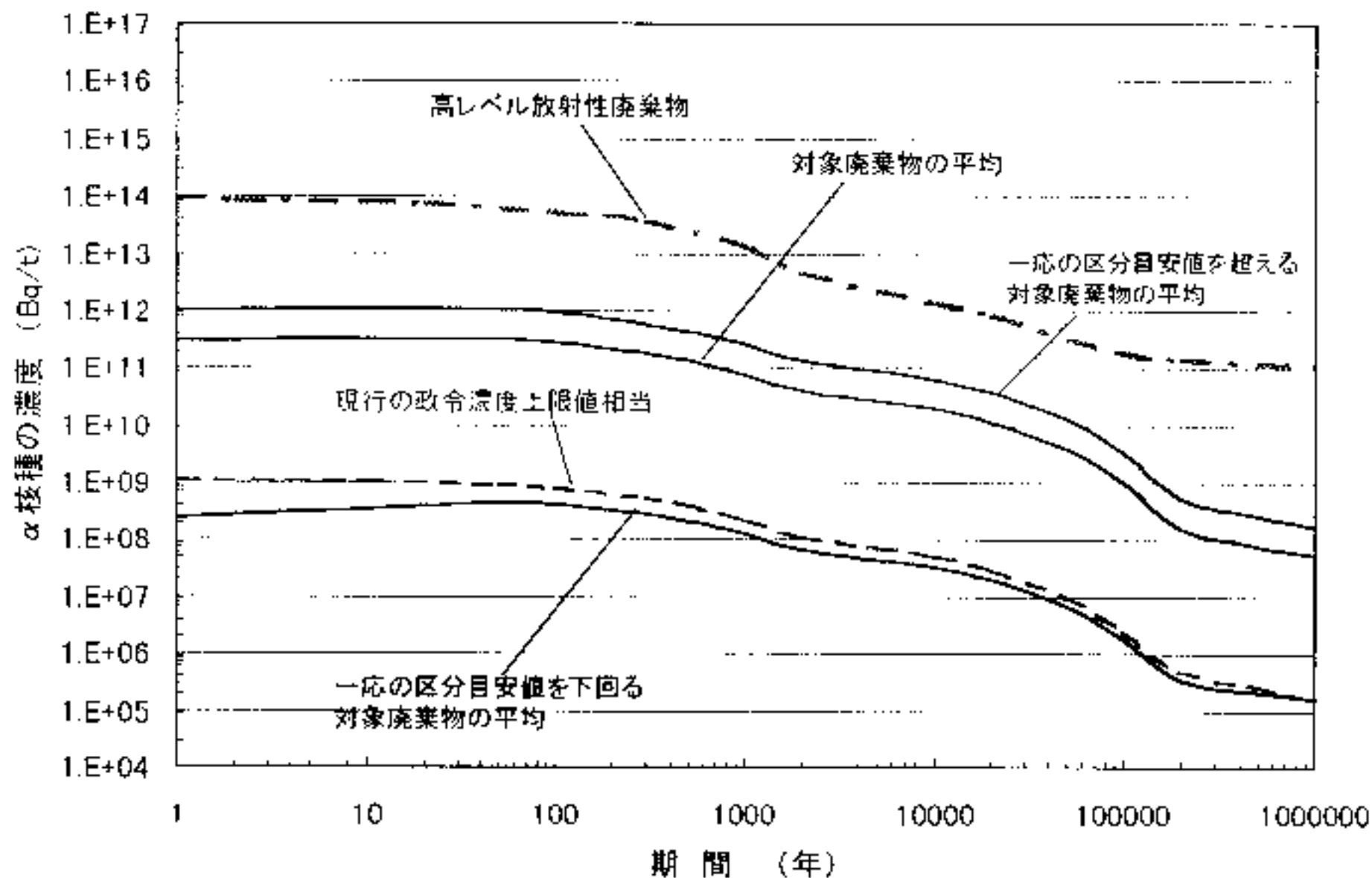
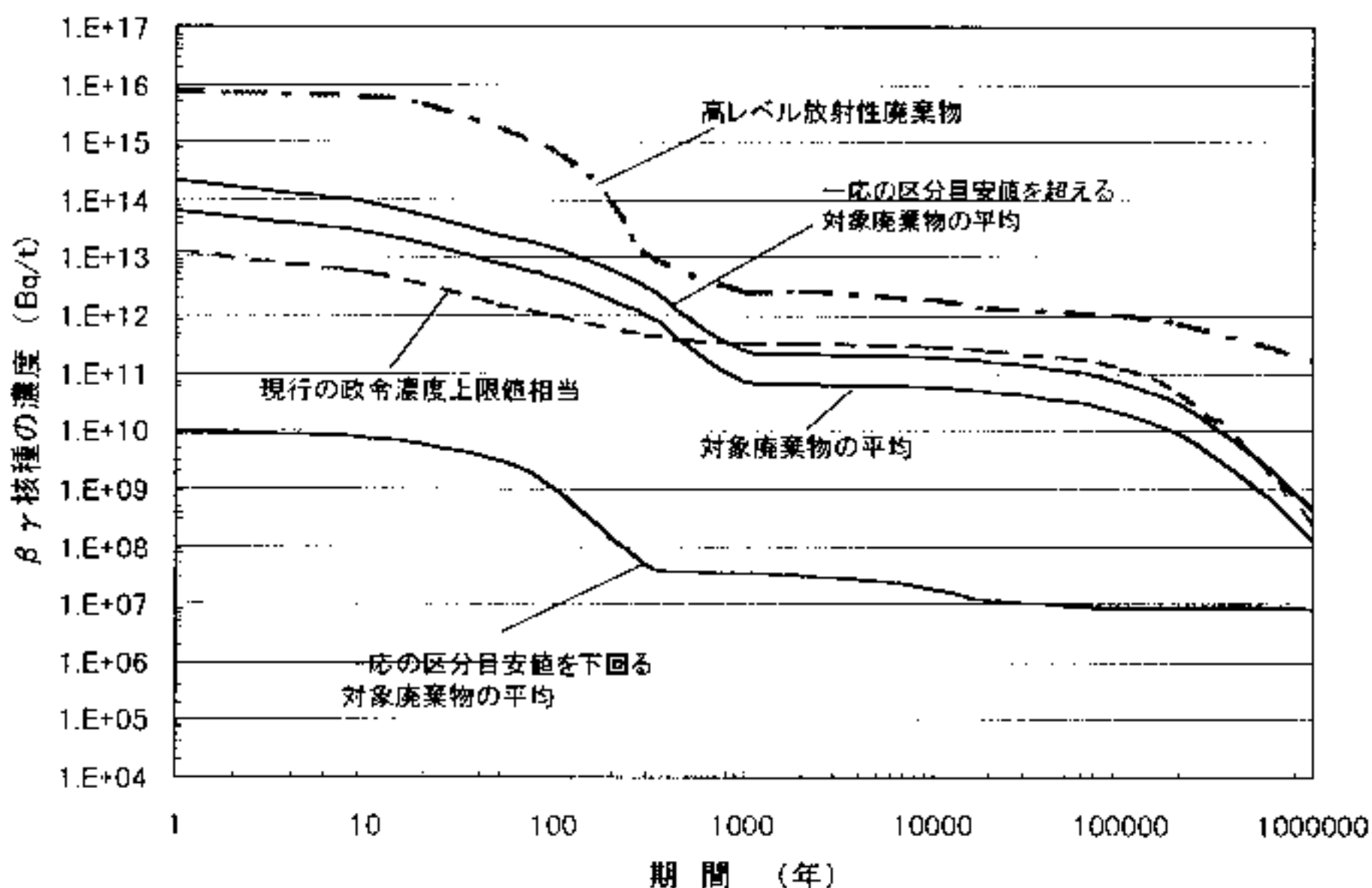
対象廃棄物の放射性核種の濃度



- （注1）日本原燃（株）廃棄物埋設事業変更許可申請書（2号廃棄物埋設施設の増設及び1号廃棄物埋設施設の変更）平成9年1月30日申請において最大放射能濃度が定められている核種。
- （注2）政令では、コンクリート等の放射化を考慮して埋設濃度上限値を規定した核種を含んでいるが、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター1号、2号廃棄物埋設事業許可申請対象廃棄物にはこのような廃棄物は含まれていない。
- （注3）焼銀吸着材については、¹²⁹Iの現行の政令濃度上限値相当の濃度を超えるため一応の区分目安値を超える対象廃棄物に含めている。

対象廃棄物の放射性核種の濃度（α核種）



〔 α 核種〕〔 $\beta\gamma$ 核種〕

高レベル放射性廃棄物: JNCによる評価値。出典「地層処分研究開発第2次取りまとめ」

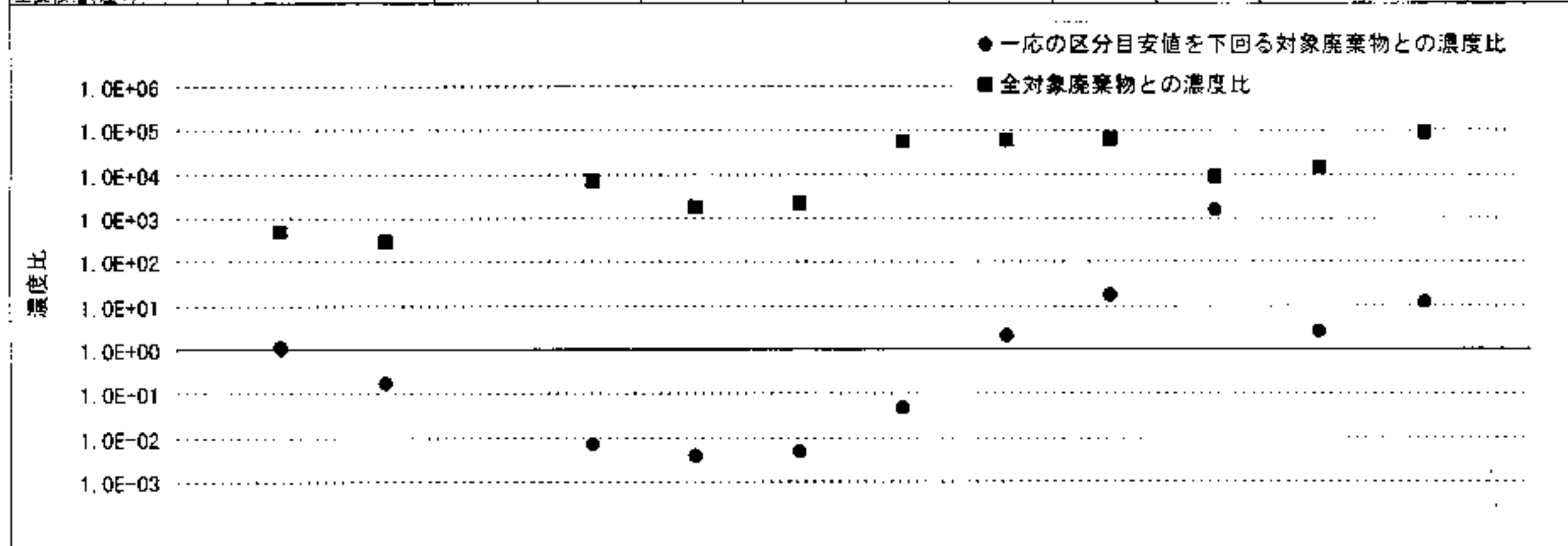
対象廃棄物: 電気事業者及びJNCなどによる試算値。

現行の政令濃度上限値相当: 現行の政令濃度上限値は、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 、 α 核種を代表核種として選定し規定されている。これに加え高 $\beta\gamma$ 廃棄物処分概念検討時に評価された ^{59}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{99}Tc 、 ^{129}I についても現行政令濃度上限値を設定した処分のモデル、シナリオを用い、上限値相当の核種濃度を算定し、政令濃度上限値と合算して経時変化を示した。

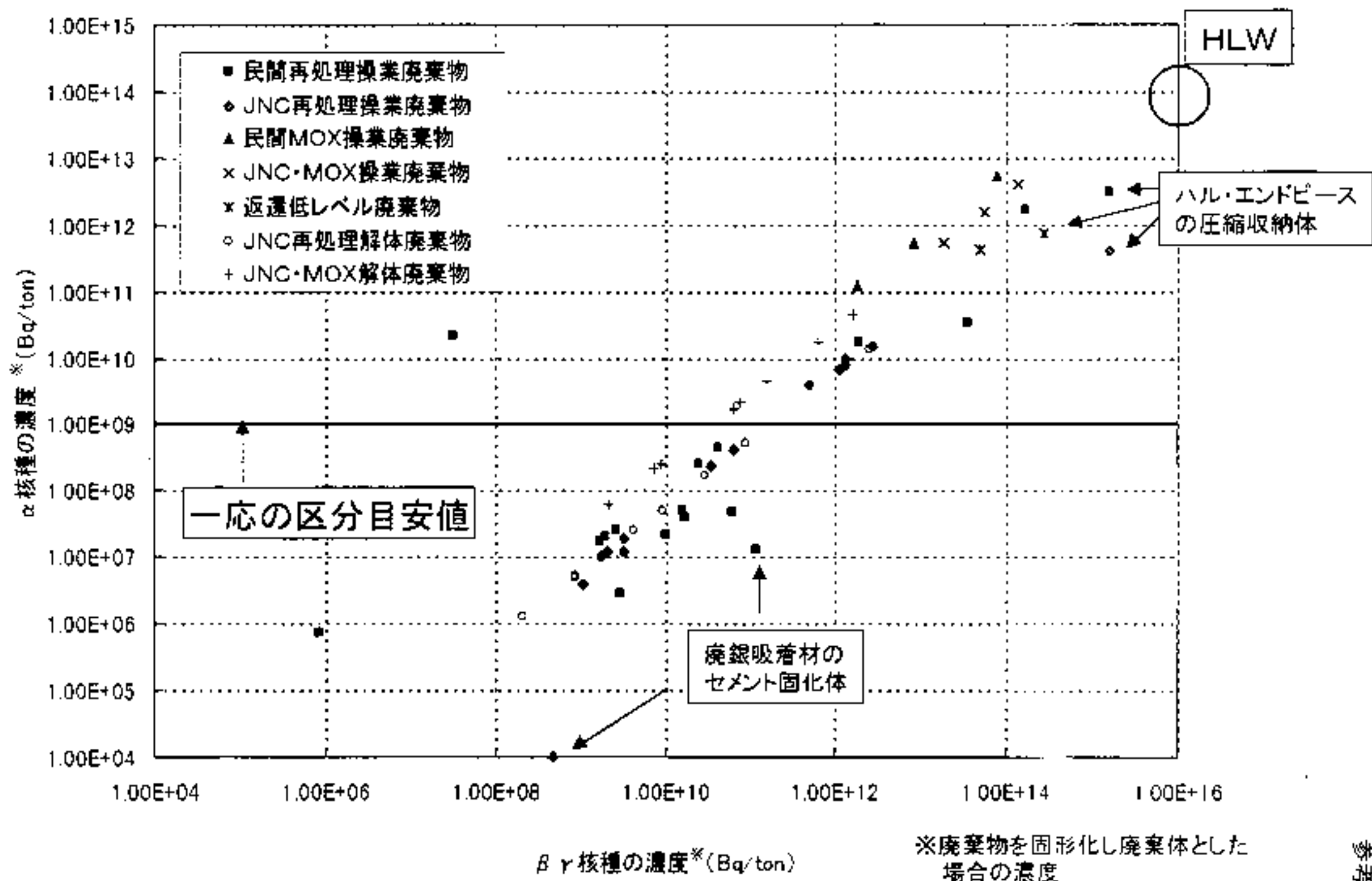
放射性廃棄物の放射性核種濃度の経時変化の試算例

六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター1、2号埋設の平均濃度に対する比率

起源	放射化								核分裂生成物（汚染）			
核種	H-3	C-14		Co-60	Ni-59	Ni-63	Nb-94	Tc-99	Sr-90	I-129	Cs-137	α線を放出する放射性物質
半減期	約12年	約5700年	約10万年	約5年	約7万6千年	約100年	約2万年	約21万年	約29年	約1600万年	約30年	
原子炉等規制法施行令13条の9に規定されている核種	—	○	○	○	—	○	—	—	○	—	○	○
日本原燃(株)廃棄物埋設事業変更許可申請書で最大濃度が定められている主要核種(注1)	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○



(注1) 日本原燃(株)廃棄物埋設事業変更許可申請書(2号廃棄物埋設施設の増設及び1号廃棄物埋設施設の変更:平成9年1月30日申請において最大放射能濃度が定められている核種。



対象廃棄物の放射性核種濃度分布

現行の低レベル放射性廃棄物処分の安全確保策の概要

1. 基本的な考え方

放射性核種の濃度が時間とともに減少し、人間環境への影響が十分に軽減されるまで、人工バリアと天然バリアを組合せ、放射性核種の濃度に応じた管理を行うことで、放射性廃棄物を安全に人間環境から隔離する。

2. 管理の考え方

(1) 管理期間

放射線防護上重要な ^{60}Co 、 ^{137}Cs の半減期や外国の例を参考にして、有意な期間として300～400年をめやすとする。

(2) 段階管理

管理期間中は放射性核種の濃度の減少に応じ、「第1段階：人工バリアにより放射性核種を封じ込める。」、「第2段階：人工バリア及び天然バリアで放射性核種の移行を抑制し、所要の監視を行う。」、そして「第3段階：主に天然バリアで放射性核種の移行を抑制し、廃棄物の掘り起こし等の行為を禁止・制約する。」と放射性核種の濃度に応じた管理を行う。

3. 一般公衆の安全

(1) 線量の基準（管理期間終了後）

低レベル放射性廃棄物処分場から一般公衆が受ける被ばく線量は $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を超えないことをめやすとする。

発生頻度が小さいと考えられる事象については $10\mu\text{Sv}/\text{y}$ を著しく超えないことをめやすとする。

(2) 線量評価（六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターでの事例を参照）

- a. 第1段階：廃棄物からの直接 γ 線、スカイシャイン γ 線からの被ばく
- b. 第2、3段階：放射性核種が地下水とともに生活圏へ移行することによる被ばく
- c. 管理期間終了後

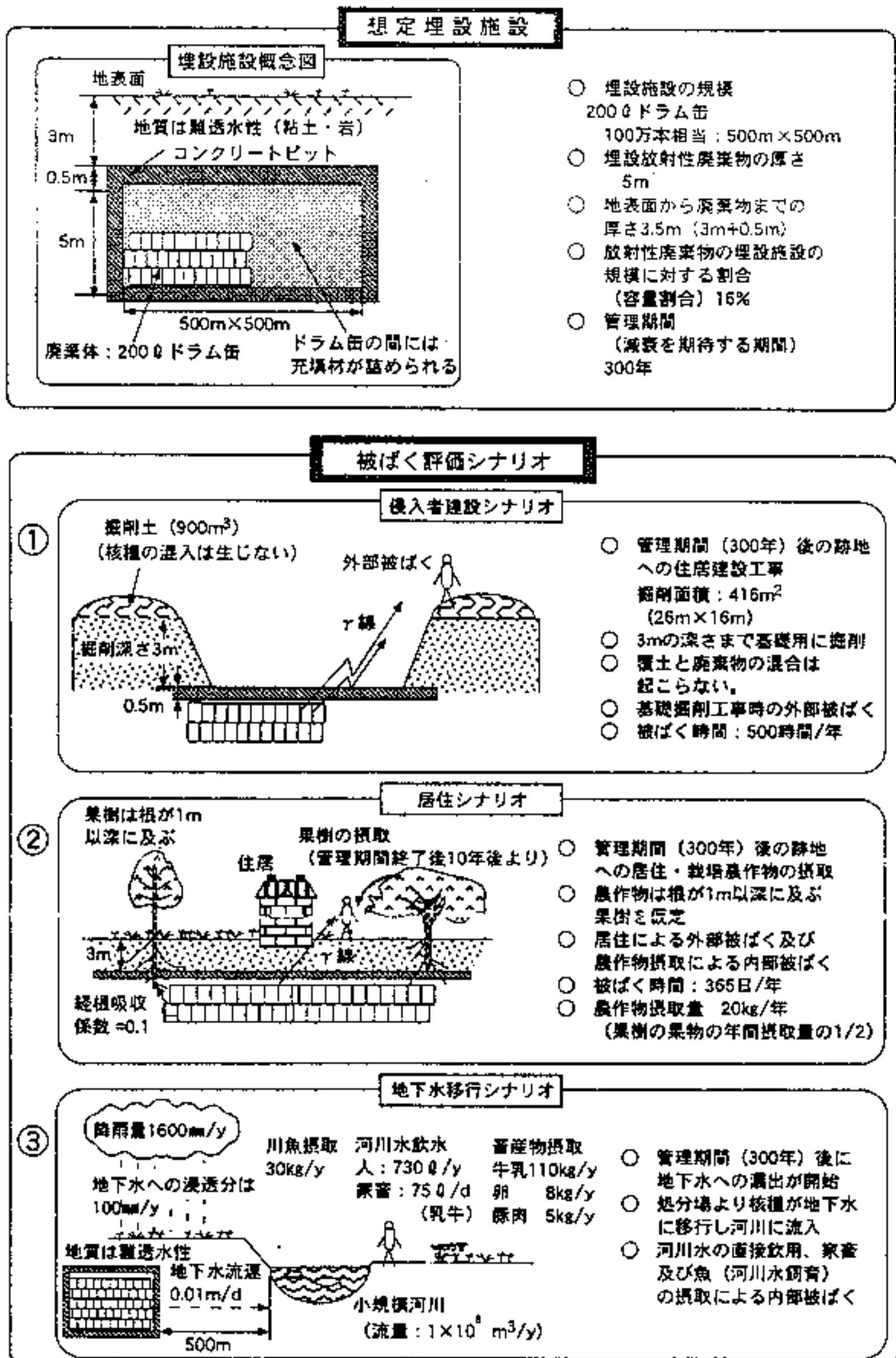
—放射性核種が地下水とともに生活圏へ移行することによる被ばく

—人間活動に伴う廃棄物への接近等による被ばく

一般的と考えられる事象：一般住宅の建設・居住

発生頻度が小さいと考えられる事象：地下数階を有する建物の建設・居住、
浅井戸の利用

現行の政令濃度上限値導出シナリオ
(コンクリートピット処分の被ばく評価シナリオ)



原子炉等規制法施行令第13条の9、一号及び二号の放射能濃度上限値(参考2に示す表の一及び二)は、上図に示した以下のシナリオ等により導出されている。

濃度上限値の導出の際には、管理期間終了後以後の線量評価に当たって使用する被ばく線量として $10\mu\text{Sv/y}$ が用いられている(原子力安全委員会「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」昭和62年6月)。

- ① 処分場跡地に住居を建設するため、掘削工事が行われ、建設作業者が埋設された廃棄物により、外部被ばくを受けるシナリオ
- ② 処分場跡地に建設された住居に居住し、廃棄物による外部被ばく及び住居の周囲で栽培した農作物を摂取して内部被ばくするシナリオ
- ③ 放射性物質が、地下水とともに地中を移行して河川に流入し、この河川水を利用して内部被ばくするシナリオ

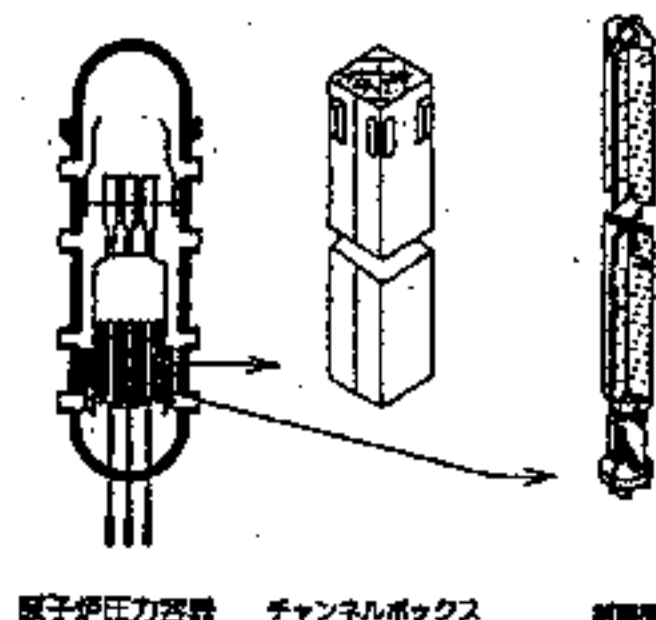
現行の政令濃度上限値^{注)}を超える低レベル放射性廃棄物の処分方策

廃棄物の特徴

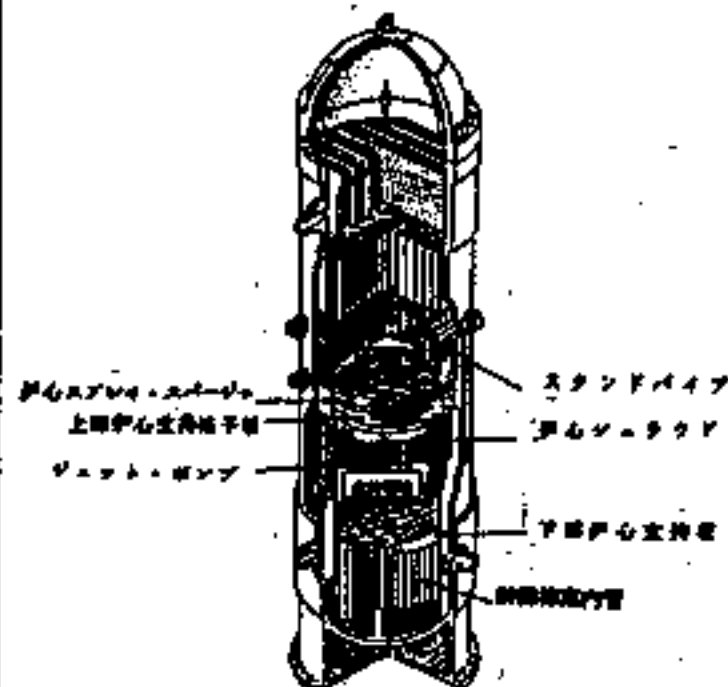
○主な廃棄物

・金属廃棄物が主要なものであり、2030年までの発生量は約2万t。

原子炉の運転(制御棒等)

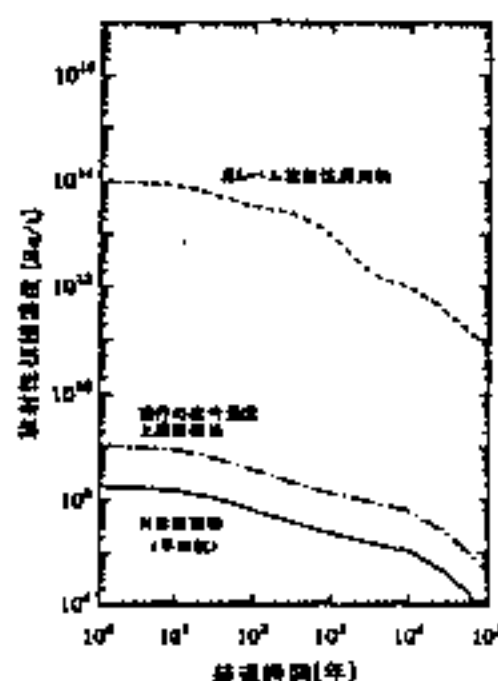


原子炉の解体(炉内構造物)

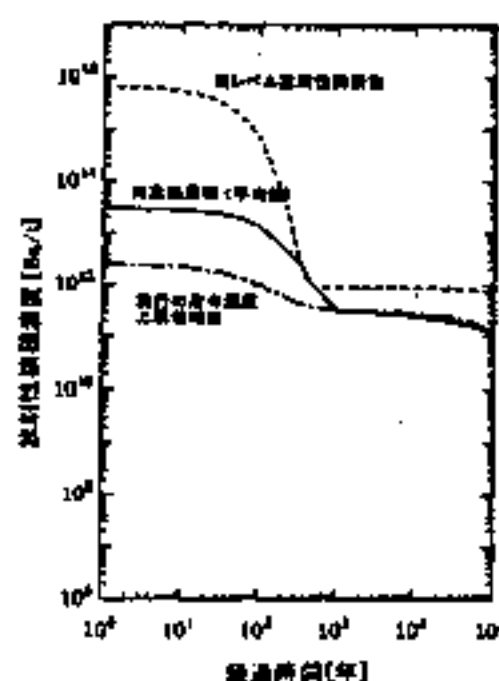


○主な放射性核種及び濃度

- ・主要核種： ^3H 、 ^{14}C 、 ^{60}Co 、 ^{63}Ni 、 ^{94}Nb 、 ^{90}Sr 、 ^{137}Cs 等。
- ・ β/γ 核種濃度(平均値)は、政令濃度上限値に比べ、1～2桁高い。
- ・半減期の長い α 核種の濃度は政令濃度上限値に比べ低い。



α核種



β核種

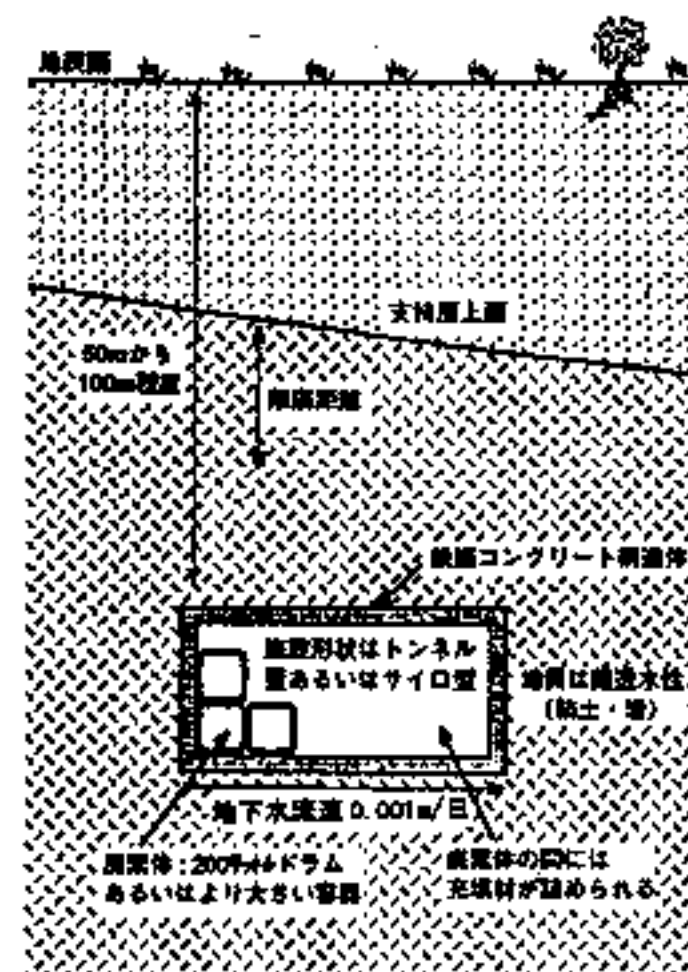


γ核種

安全確保の考え方

このような廃棄物を安全かつ合理的に処分するとともに、数百年の管理期間が経過した後の処分場跡地について一般的な土地利用が制約されないようにするためには、以下の対策を講じることが必要である。

- ①一般的であると考えられる地下利用に十分余裕を持った深度に処分する(すなわち、高層建築物などの基礎が設置できる支持層上面よりも深く、これに基礎となる地盤の強度などを損なわないための離隔距離を確保した、例えば地表から50～100m程度の深度に処分する)とともに、地下の天然資源の存在状況も考慮する。
- ②放射性核種の移行抑制機能の高い地中を選ぶ。
- ③現行の低レベル放射性廃棄物が処分されている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する。
- ④放射性核種濃度の減少を考慮し、数百年間処分場を管理する。



諸制度の整備など

- ①廃棄物処分は、発生者(原子炉設置者)の責任において実施。
- ②今後の原子炉施設の廃止措置に関するスケジュールも踏まえ、2000年頃を目途に、
 - ・原子炉設置者は、実施体制を含め、処分計画の明確化。
 - ・国は、関係法令の整備。
- ③原子炉設置者は、処分に必要な適正な費用を確保。
- ④積極的な情報提供(処分に関する記録の効果的な保存・公開など)。

注) 現行の政令濃度上限値について

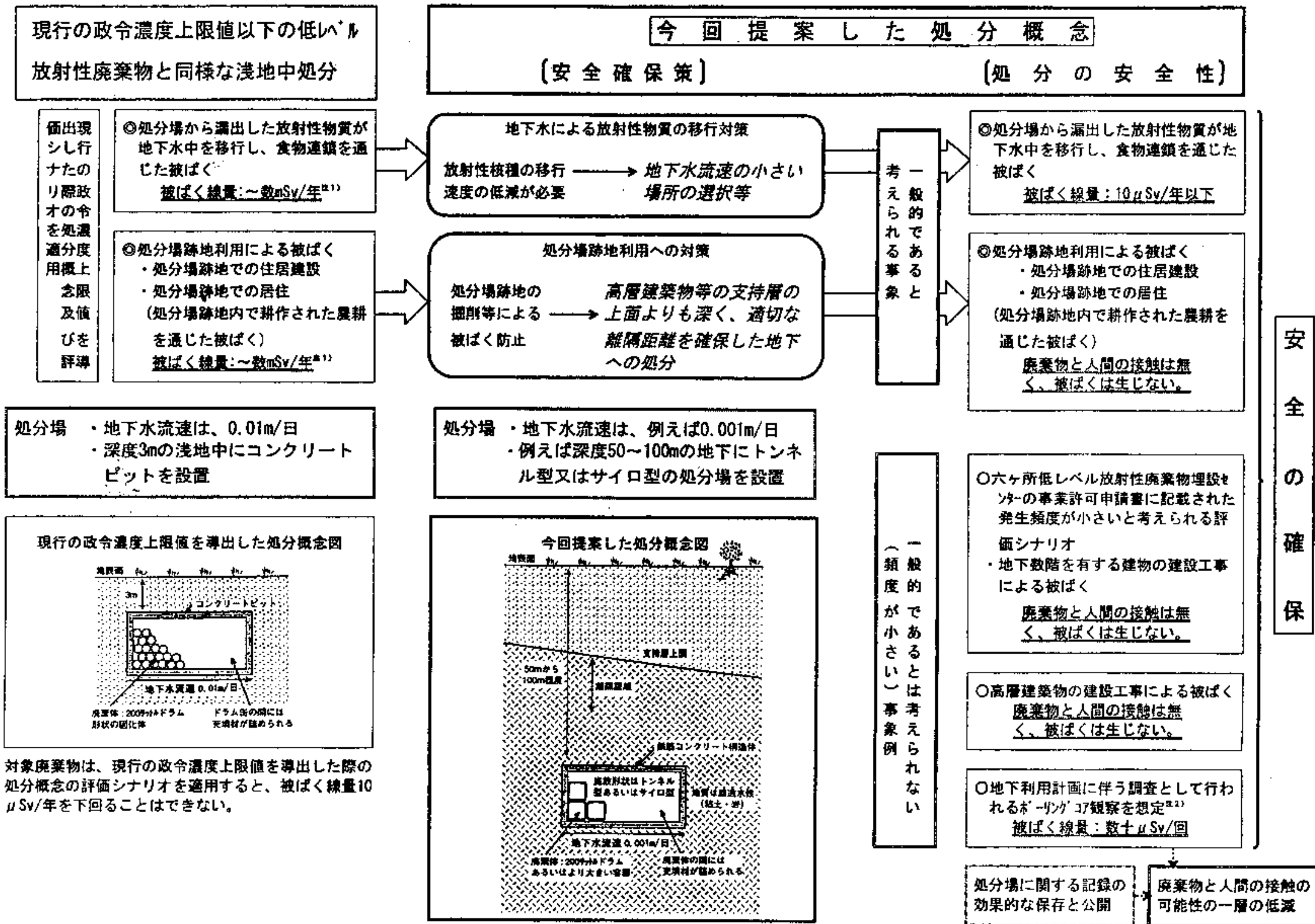
原子炉施設から発生する低レベル放射性廃棄物は、含まれる放射性核種の濃度に応じて

- ① 放射性核種の濃度の比較的高いもの
- ② 放射性核種の濃度の比較的低いもの
- ③ 放射性核種の濃度が極めて低いものの3種類に分類される。

このうち、②は容器に固型化してコンクリートピット処分、③は素掘り処分、による埋設処分の許可申請を行うことができる廃棄物であり、それぞれ原子炉等規制法施行令にその濃度上限値が規定されている。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は、①の廃棄物である。

②、③の低レベル放射性廃棄物は、埋設処分の基準などが概ね整備されており、処分が開始されている。

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に係る安全確保策(管理期間経過後)



注1) 廃棄物中の放射性核種の濃度等について、電気事業者等による値を用いて試算した。

注2) 処分施設を含む地下利用が計画された際に、処分の記録が入手されなかった等の理由で処分施設の存在が初期段階で認知されずに調査が進行し、処分施設に達する調査が行われ、ボーリングコアを通じた被ばくが生じる場合を想定した。

現行の政令濃度上限値およびそれ相当の濃度

	政令濃度上限値 注(1)	政令濃度上限値 相当の濃度 注(2)
	Bq/t	Bq/t
C-14	3.70E+10	
Co-60	1.11E+13	
Ni-63	1.11E+12	
Sr-90	7.40E+10	
Tc-99	—	1.9E+08
I-129	—	2.1E+08
Cs-137	1.11E+12	
全α核種	1.11E+09	

(注1)

現行の政令濃度上限値は、「浅地中のコンクリートピット処分」における被ばく評価シナリオにおいて、各核種毎に被ばく線量を算出し、この被ばく線量が $10\mu\text{Sv/y}$ となる濃度を10倍した値としている。

($10\mu\text{Sv/y}$ 相当の濃度 $\times 10$)

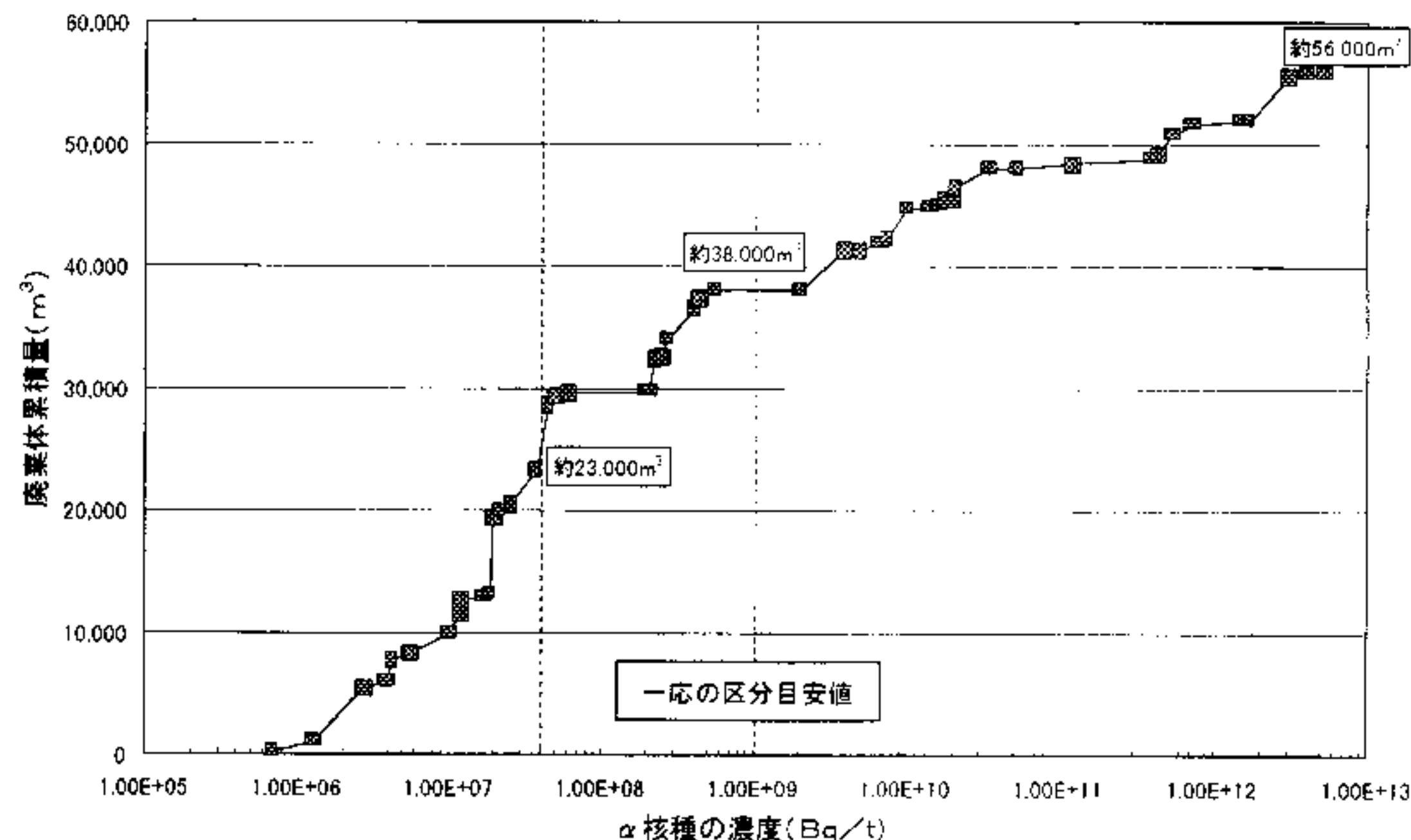
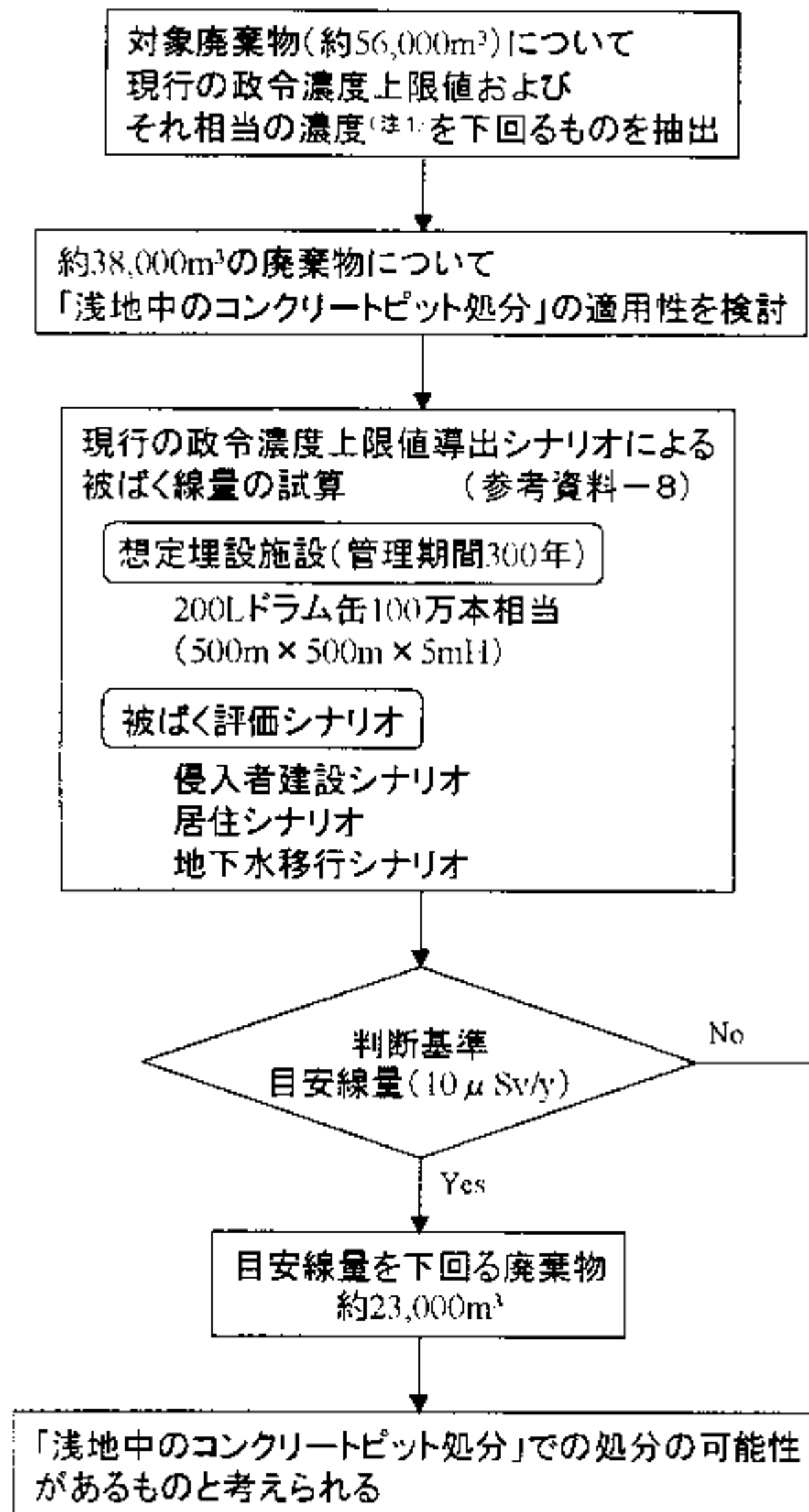
(注2)

対象廃棄物のうち、被ばく評価上考慮すべき放射性核種は、廃棄物中に含まれる放射性核種濃度と現行の政令濃度上限値が導出された方法により試算した濃度とを比較した上でその影響が大きい2核種を選定した。

(参考)

[現行の政令濃度上限値を導出したシナリオ]

- ① 処分場跡地に住居を建設するため、掘削工事が行われ、建設作業者が埋設された廃棄物により、外部被ばくを受けるシナリオ
- ② 処分場跡地に建設された住居に居住し、廃棄物による外部被ばく及び住居の周囲で栽培した農作物を摂取して内部被ばくするシナリオ
- ③ 放射性物質が、地下水とともに地中を移行して河川に流入し、この河川水を利用して内部被ばくするシナリオ
- ④ 処分場敷地境界に居住する人のスカイシャイン放射線による被ばく



対象廃棄物の発生量(α 核種の濃度の低い廃棄体からの累積値)

(注) 廃棄吸着材: 約300m³は除く

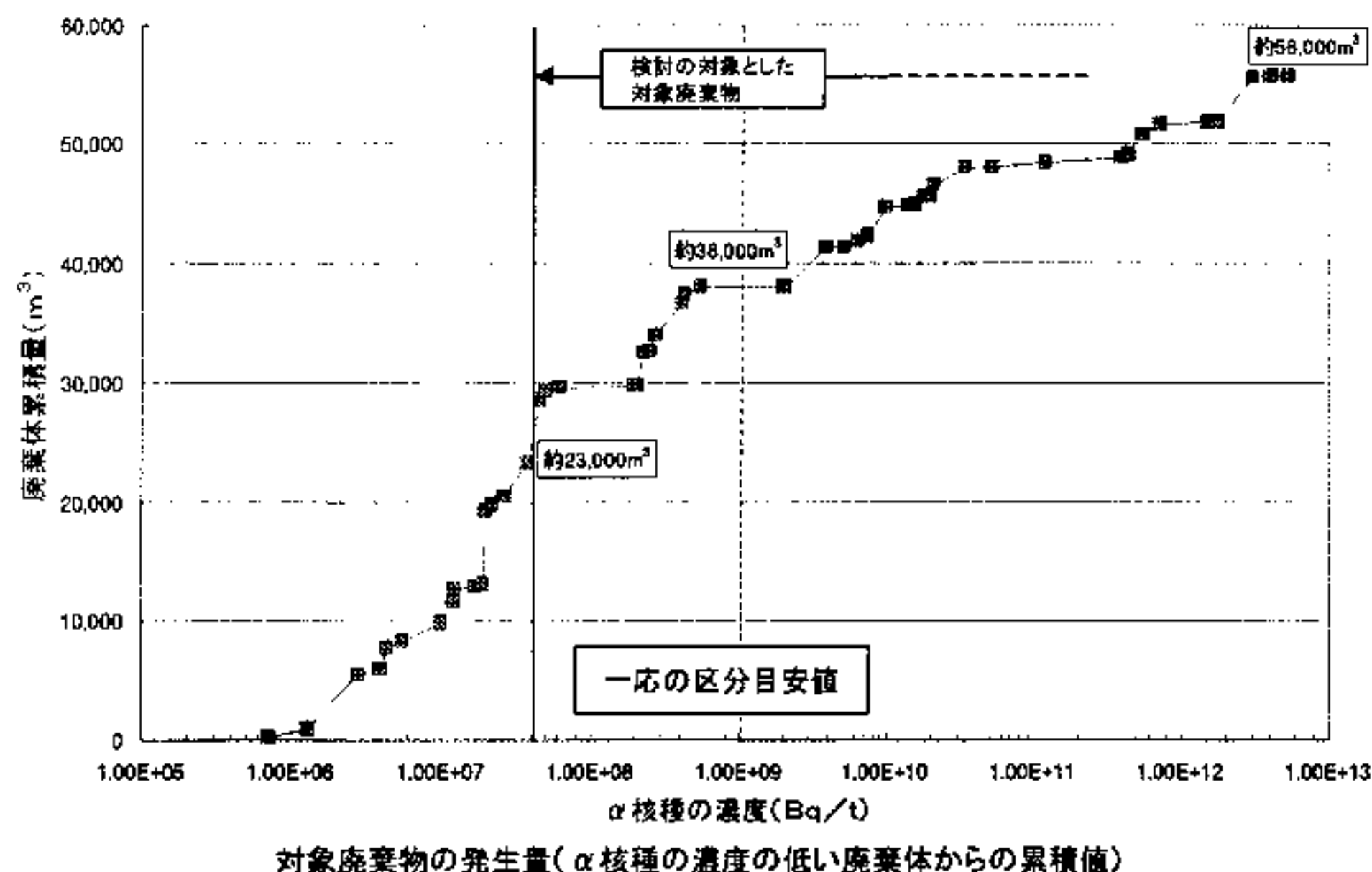
(注1) 現行の政令濃度上限値に規定されている核種¹⁴C, ⁶⁰Co, ⁶³Ni, ⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs, α 核種および
現行の政令濃度上限値相当の核種⁹⁹Tc, ¹²⁹Iを考慮(参考資料-10)

(注2) 目安線量を超える理由としては、対象廃棄物には²⁴¹Puの含有量が多いためその崩壊によ
り生成する²⁴¹Amの影響が比較的大きくなること、種数の核種が被ばくに寄与するために被
ばく線量が大きくなること等が考えられる。

「浅地中のコンクリートピット処分」での処分の可能性の検討

「地下利用に余裕を持った深度への処分」での処分の可能性の検討

1. 検討の対象とした対象廃棄物の範囲



2. 想定埋設施設

・埋設施設の規模

200Lドラム缶100万本相当
(500m×500m×5mH)

(注) 廃銀吸着材も検討の範囲に含む

3. 被ばく線量の試算例

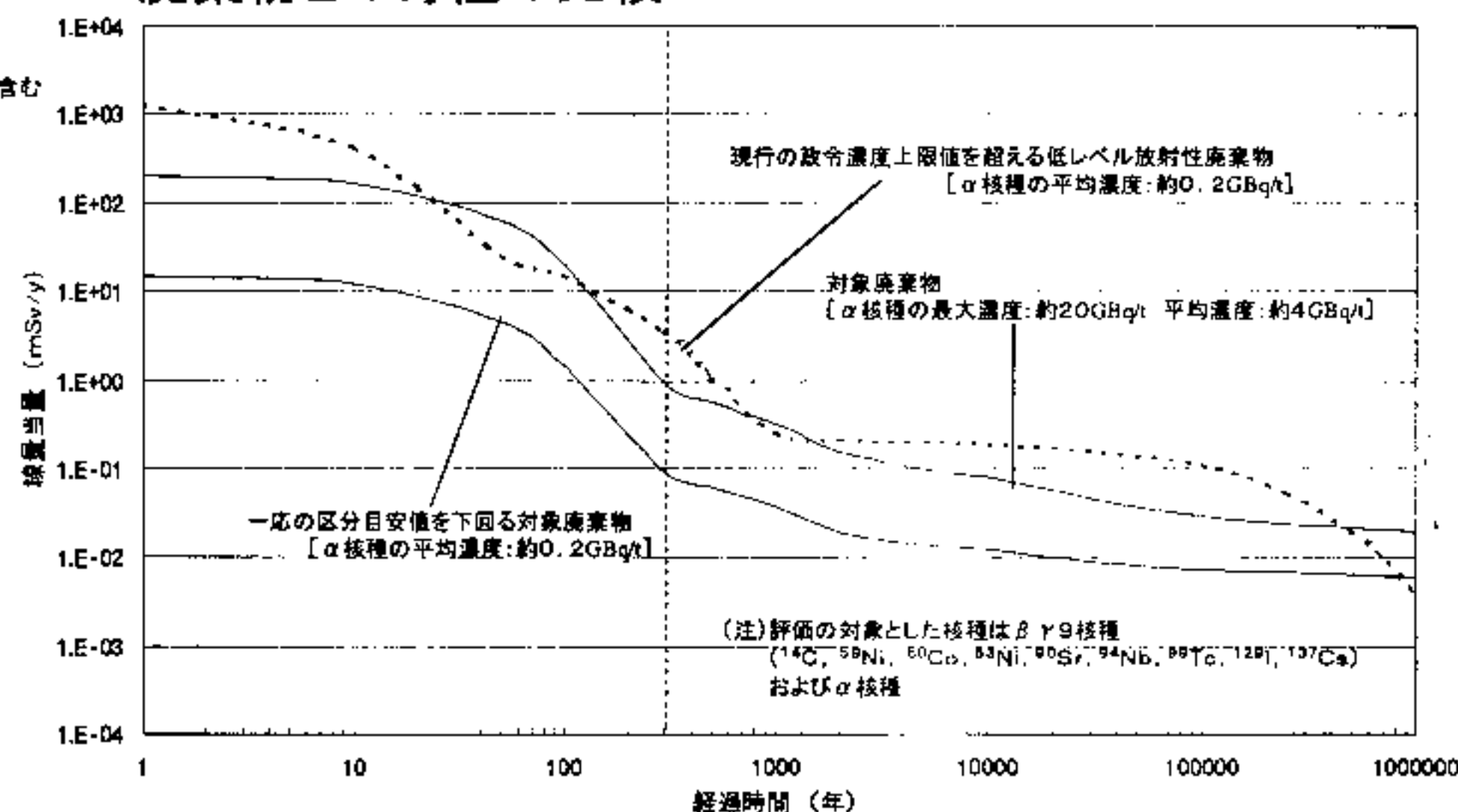
○一般的であると考えられる事象(地下水移行シナリオ)による被ばく線量

廃銀吸着材を除き目安線量($10 \mu\text{Sv/y}$)を下回る

○一般的であるとは考えられない(頻度が小さい)事象(地下利用計画に伴う調査として行われるボーリングコア観察)による被ばく線量

- ・外部被ばく線量 α 核種濃度が約100GBq/tの廃棄体で $1 \mu\text{Sv/回}$
- ・内部被ばく線量 α 核種濃度が約20GBq/tの廃棄体で10~50 $\mu\text{Sv/回}$

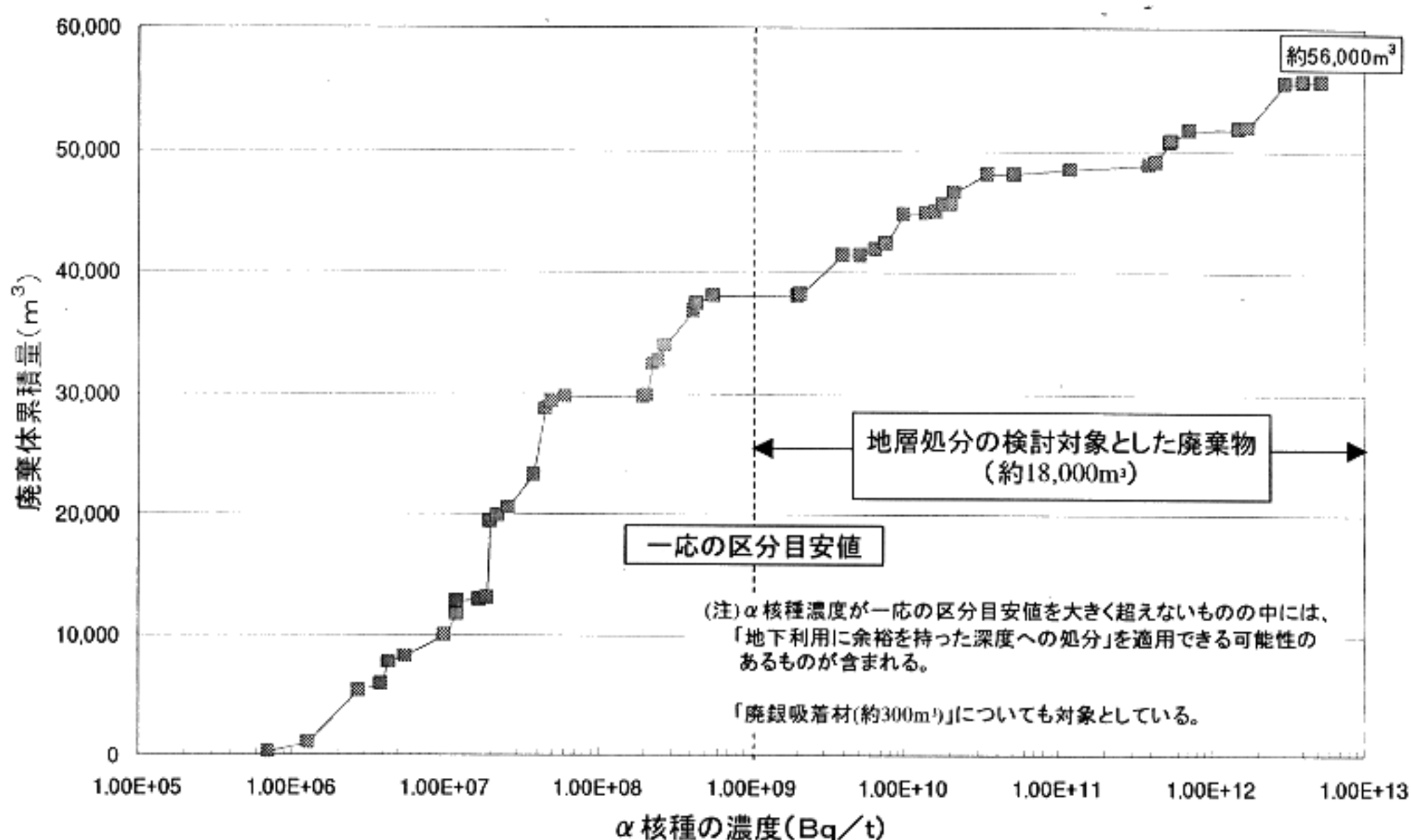
4. 対象廃棄物と原子炉施設から発生する放射性廃棄物のうち、 β γ 核種の濃度が現行の政令濃度上限値を超える廃棄物との毒性の比較



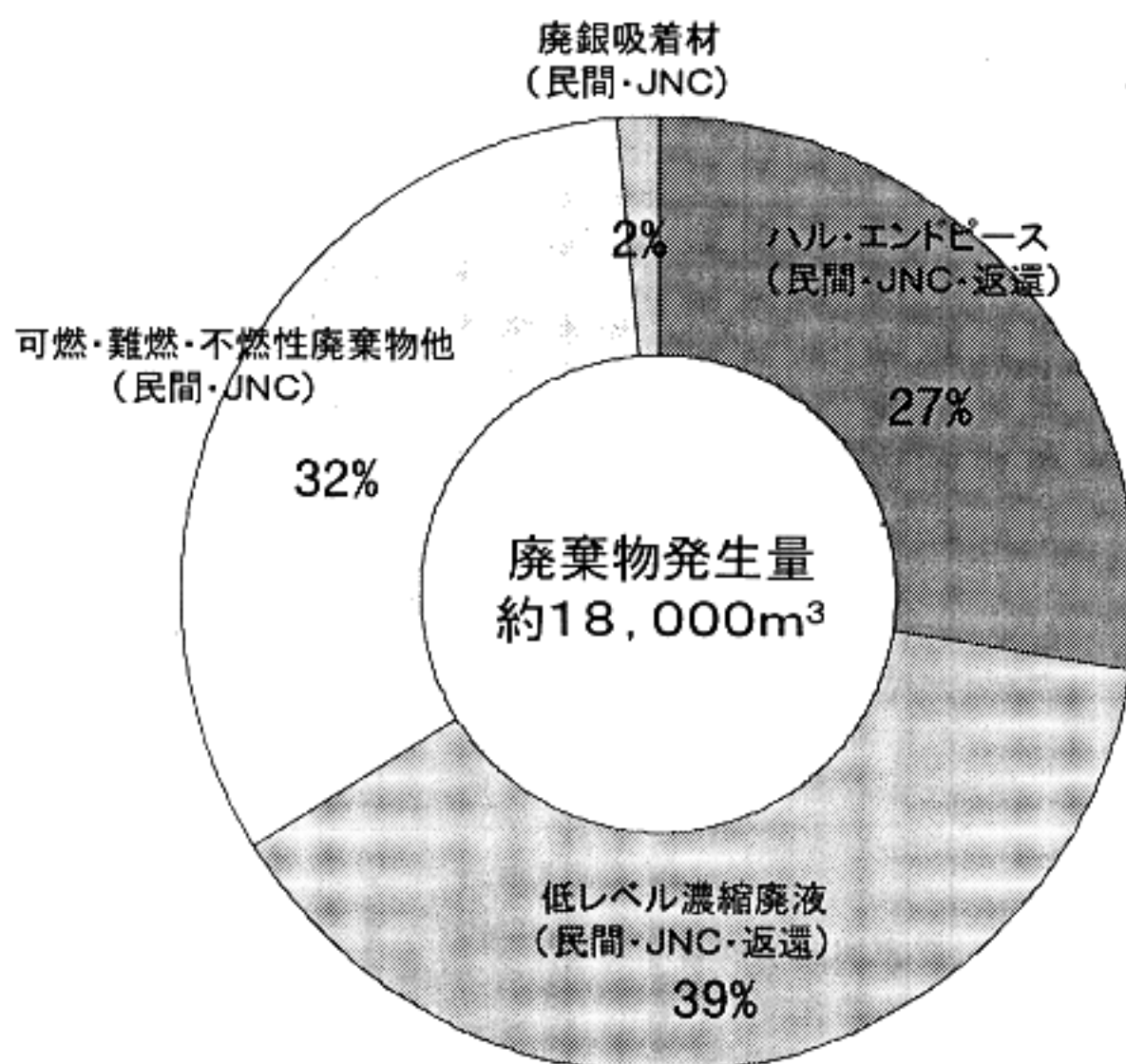
浅地中のコンクリートピット処分における居住シナリオの評価モデルによる線量当量比較の一例

各国の再処理施設等から発生する放射性廃棄物の地層処分施設概念

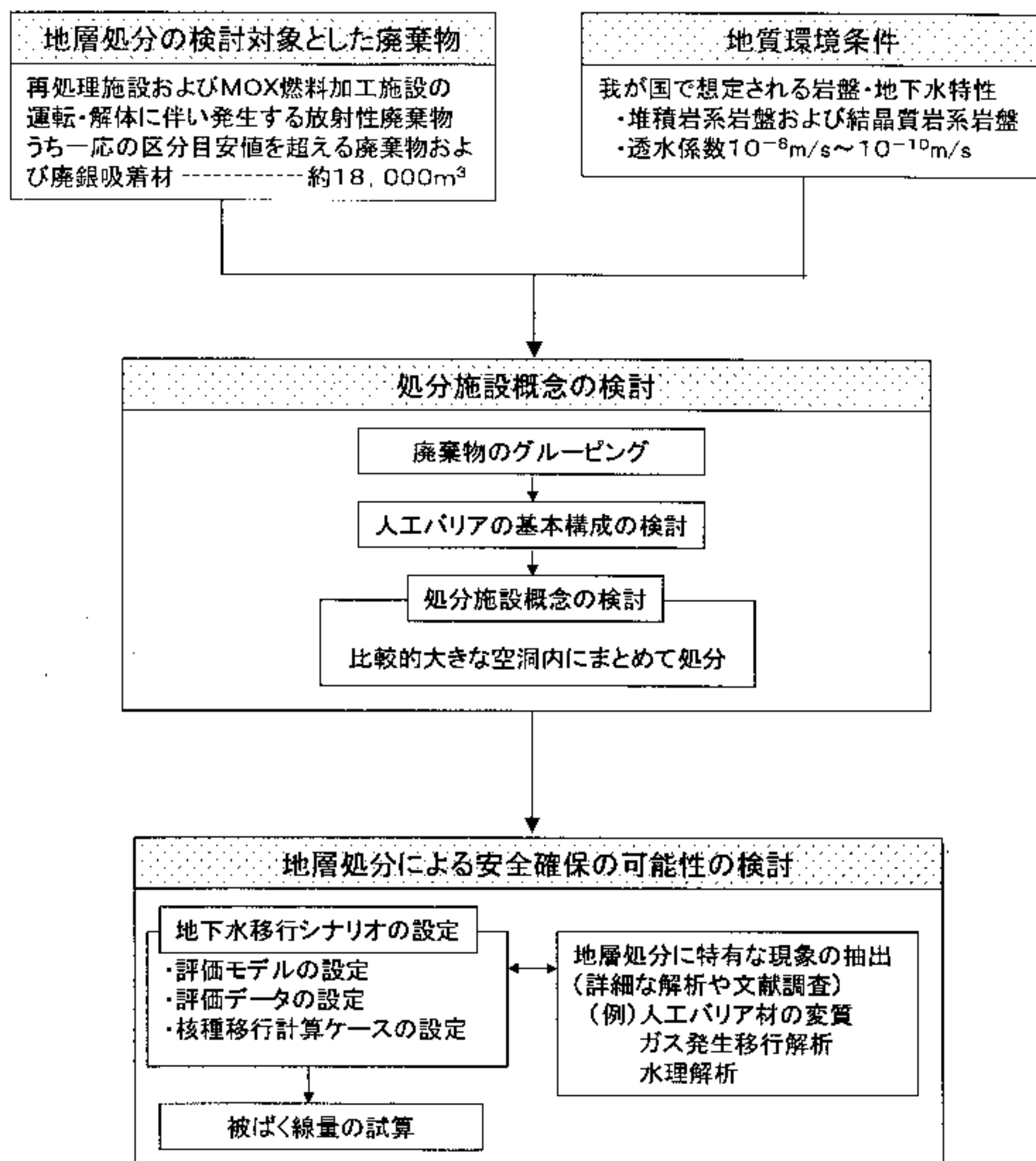
		米 国	英 国	フランス	スイス		ドイツ		ベルギー	スウェーデン	カナダ
対象廃棄物 (αの基準)		軍事施設のTRU 廃棄物 ($>3.7\text{GBq}(\alpha)/\text{t}$)	再処理廃棄物 (長寿命 ILW, LLW $>4\text{GBq/t}$)	再処理廃棄物 (長寿命 ILW, LLW (ガ リB)) $>3.7\text{GBq/t}$)	再処理返還廃棄物 (TRU 廃棄物) (処分施設の受入れ基準に基づ くであろう)		再処理返還廃棄物 (発熱性廃棄物、非発熱性廃棄物)		再処理廃棄物 (返還) (長寿命 ILW, LLW (ガ リ-B)) $>0.37\text{GBq/t}$ (廃棄体平均))	研究所廃棄物 SFL3 (長寿命 LILW (低中レベ ル廃棄物))	研究所廃棄物、発電所等 (長寿命 LLW)
候補地		WIPP (ニューメキシコ州カールスバット 近郊)	現状では無し。	現状では無し。	立地の可能 性のある地 域は特定さ れている。	立地の可能 性のある地 域は特定さ れている。	ゴアレーベン (発熱性廃棄物 を処分)	コンラット (非発熱性廃棄 物を処分)	現状では無し。 (地下実験所: MOL)	可能性のある地域は特定さ れている。	現状では無し。
地 層		岩塩	火山岩	粘土層、花崗岩	結晶質岩	堆積岩	岩塩	泥岩	ブーム粘土	結晶岩	結晶質岩 / 堆積岩
地 形		低地	低地	低地	低地	低地	低地	低地	低地	低地	低地
処分深度(m)		655	平均海拔下 650m	400~600	800~1200	600~800	約 830	800~1300	230	300~460	250m - 結晶岩, 750m - 堆積岩
アクセス方式		立坑	斜坑	立坑	立坑	斜坑	立坑	立坑	立坑	斜坑/立坑 (SFL3)	斜坑
空洞の形態		坑道型 (10mW × 4mH × 91mL)	坑道型 (16.5mH × 14.4mW × 600mL, 16mH × 16mW × 570mL, 他)	ムース県とオートマルヌ県の 県境の粘土層: 坑道 型 (4mφ × 100m)	サイロ型 (寸法は検討中)	坑道型 (寸法は検討中)	坑道型	坑道型 (7mW × 6mH) (鉄鉱山の廃坑)	坑道型 (3.5mφ)	坑道型 (15mW × 18mH × 130mL)	坑道型/サイロ型
廃棄体容器形 状、発生量		・ CHTRU: 175,600m ³ (約200バレル 54缶) ・ RHTRU: 7000m ³ (約200バレル 54缶、キ ャスクに収納) (CHTRU: $\leq 2\text{mSv/h}$ RHTRU: $\geq 2\text{mSv/h}$)	・ ILW: 252,000 m ³ ・ LLW: 15,000 m ³ (処分場設計容量 : 275,000m ³) 500 バレル 54缶、ボッ クス等 (コンクリート及び 鋼鉄製コンテナに収納)	ガリB: 135,000 m ³ (HLW: 9,000 m ³) 200 バレル 54缶他	6500 m ³ (現在レビュー中) 200~1500 バレル 54缶 500~1200 コンクリート製容器		51,300m ³ (2080 年までの累積) キャスク (0.44mφ × 1.3mH, 0.8m φ × 1.2mH)	412,400 m ³ (2080 年までの 累積) 200,400 バレル 54缶 (円筒型コ ンテナ、角型コンテナに 収納)	10,000~12,000 m ³ 400 リットルドラム缶	研究所廃棄物 1,700m ³ (CLAB の運転廃棄物 4,100m ³ 、封入プラントの運転廃棄物 680m ³ (全発電所の 40 年運 転を想定) も SFL3 に処分) 200 リットルドラム缶 コンテナ (1.2m × 1.2m × 1.2m)	52,000m ³ (研究所廃棄物) コンテナ (1.2m × 1.2m × 1.2m)
人工バリア / 付属構造物	廃棄物固 化材	——	セメント (廃棄体はコンテナに収納 、コンテナ内はグラウトを注 入)	セメント アスファルト	セメント アスファルト	セメント アスファルト	セメント (BNFL からの返 還 (バリエント))	セメント アスファルト	セメント アスファルト	セメント	セメント
	充填材	MgO	ガラスコンクリート	セメント	セメント	セメント	破砕岩塩	セメント (コンラットの破砕 岩も混合)	セメント	ガラスセメント / 破砕岩	セメント
	構造躯体	——	コンクリート (0.25mt)	コンクリート	コンクリート	コンクリート	——	——	コンクリート or 鋼鉄	コンクリート	コンクリート
	緩衝材	——	——	——	ベントナイト	——	——	——	——	——	ベントナイト/砂



対象廃棄物の発生量(α 核種の濃度の低い廃棄体からの累積値(廃銀吸着材を除く))



地層処分の検討対象とした廃棄物の内訳

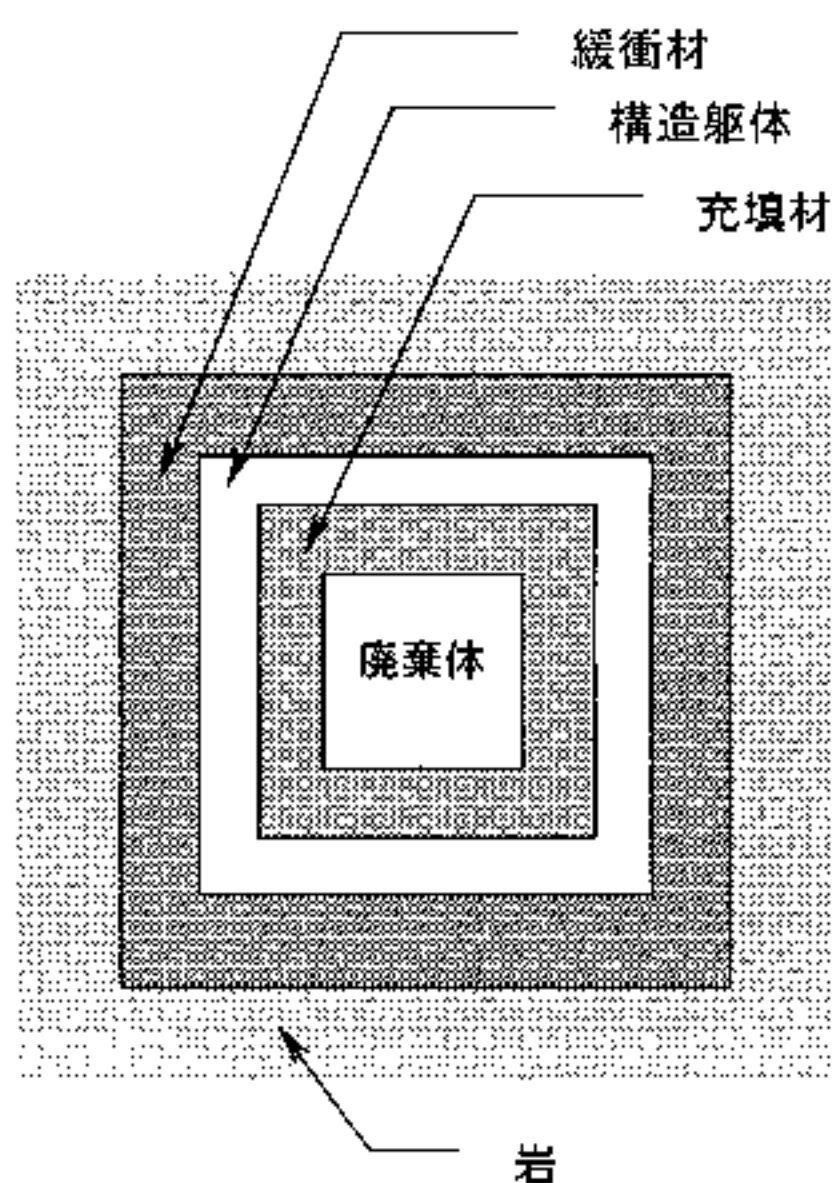
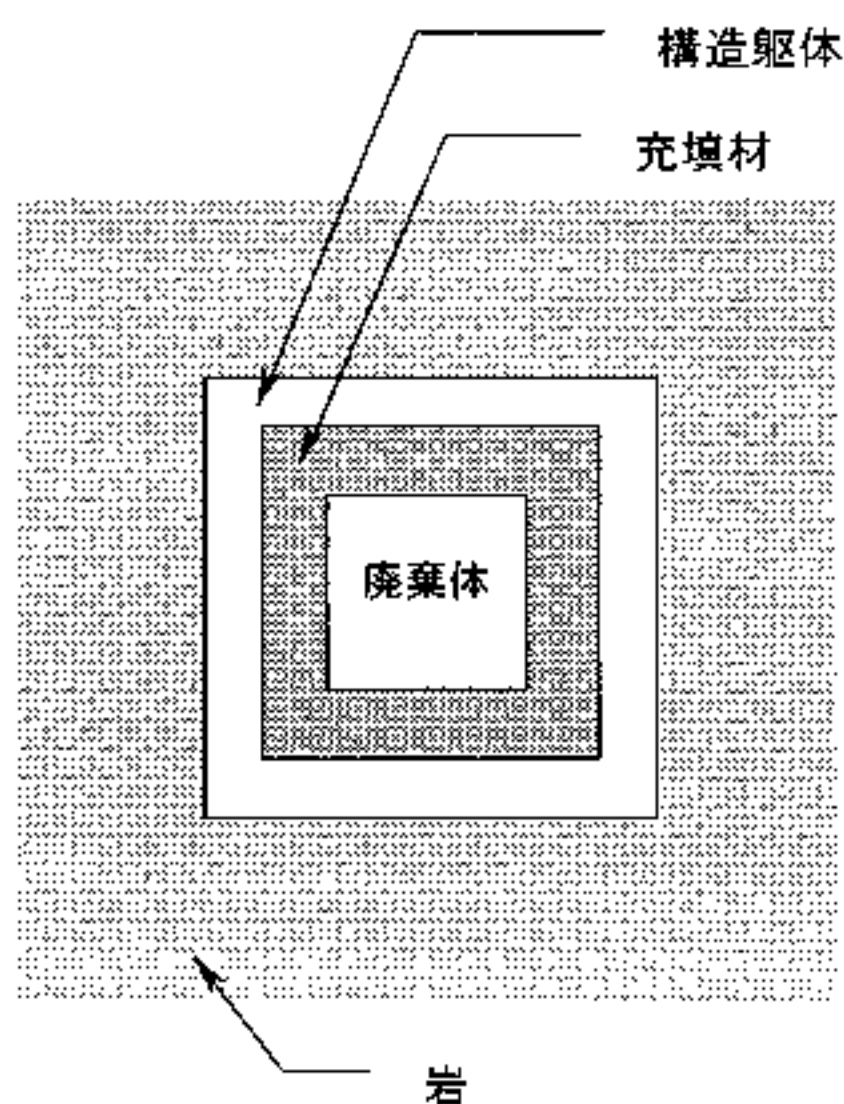


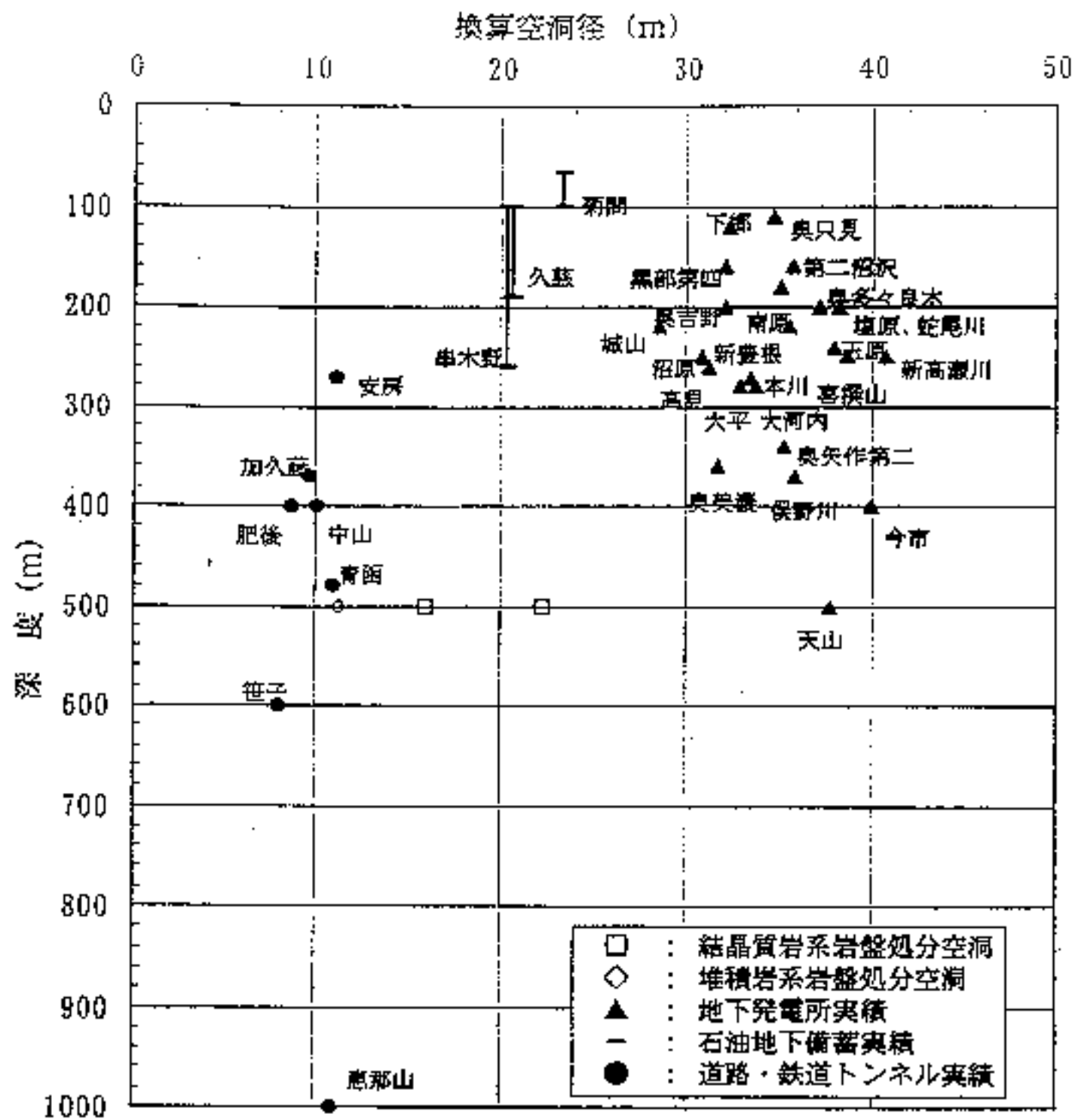
(注) α 核種濃度が一応の区分目安値を大きく超えないものの中には、
「地下利用に余裕を持った深度への処分」を適用できる可能性の
あるものが含まれる。

地層処分の処分施設概念、安全確保の可能性の検討フロー

地層処分の検討対象とした廃棄物のグルーピング

グループ	主な廃棄体	廃棄体発生量	グルーピングの根拠
1	・廃銀吸着材のセメント固化体	約300m ³	・人工バリア、天然バリアへの吸着性が低いI-129を多く含む廃棄体
2	・ハル・エンドーピースの圧縮収納体	約4,900m ³	・人工バリア、天然バリアへの吸着性が低いC-14を多く含む廃棄体 ・発熱量の比較的大きい廃棄体
3	・低レベル濃縮廃液のアスファルト固化およびセメント固化体 ・ピチューメン固化体	約7,000m ³	・アスファルト、硝酸塩を多く含み、核種の吸着性・溶解度への影響を及ぼす可能性のある廃棄体
4	・可・難・不燃性廃棄物のセメント固化体 ・解体廃棄物 等	約5,800m ³	・その他の廃棄体

人工バリアの基本構成
(グループ1, 2)人工バリアの基本構成
(グループ3, 4)地層処分の検討対象とした廃棄物のグルーピング結果
およびグループ毎の人工バリアの基本構成



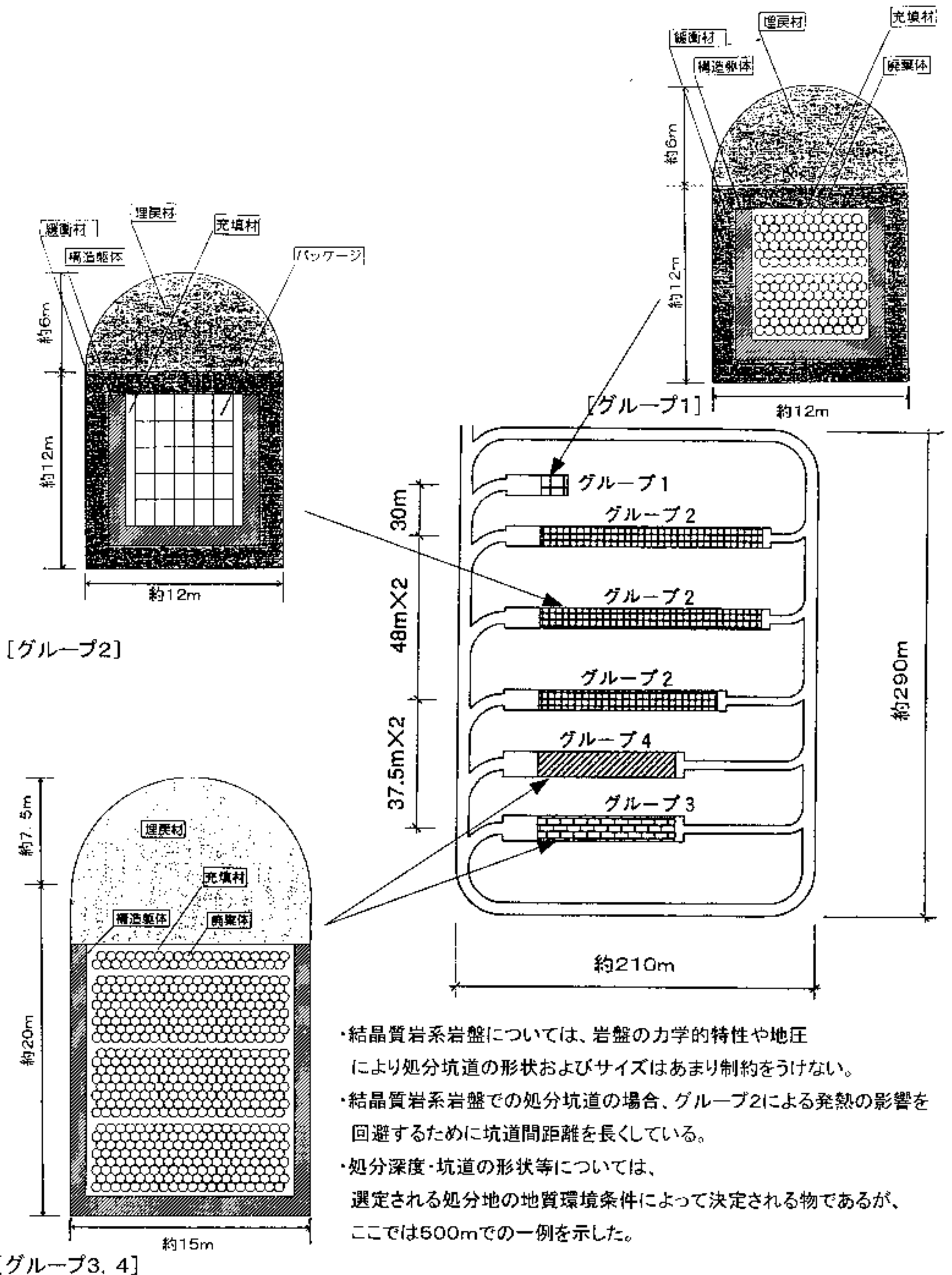
既存地下施設及び処分坑道の換算空洞径と深度の関係

換算空洞径

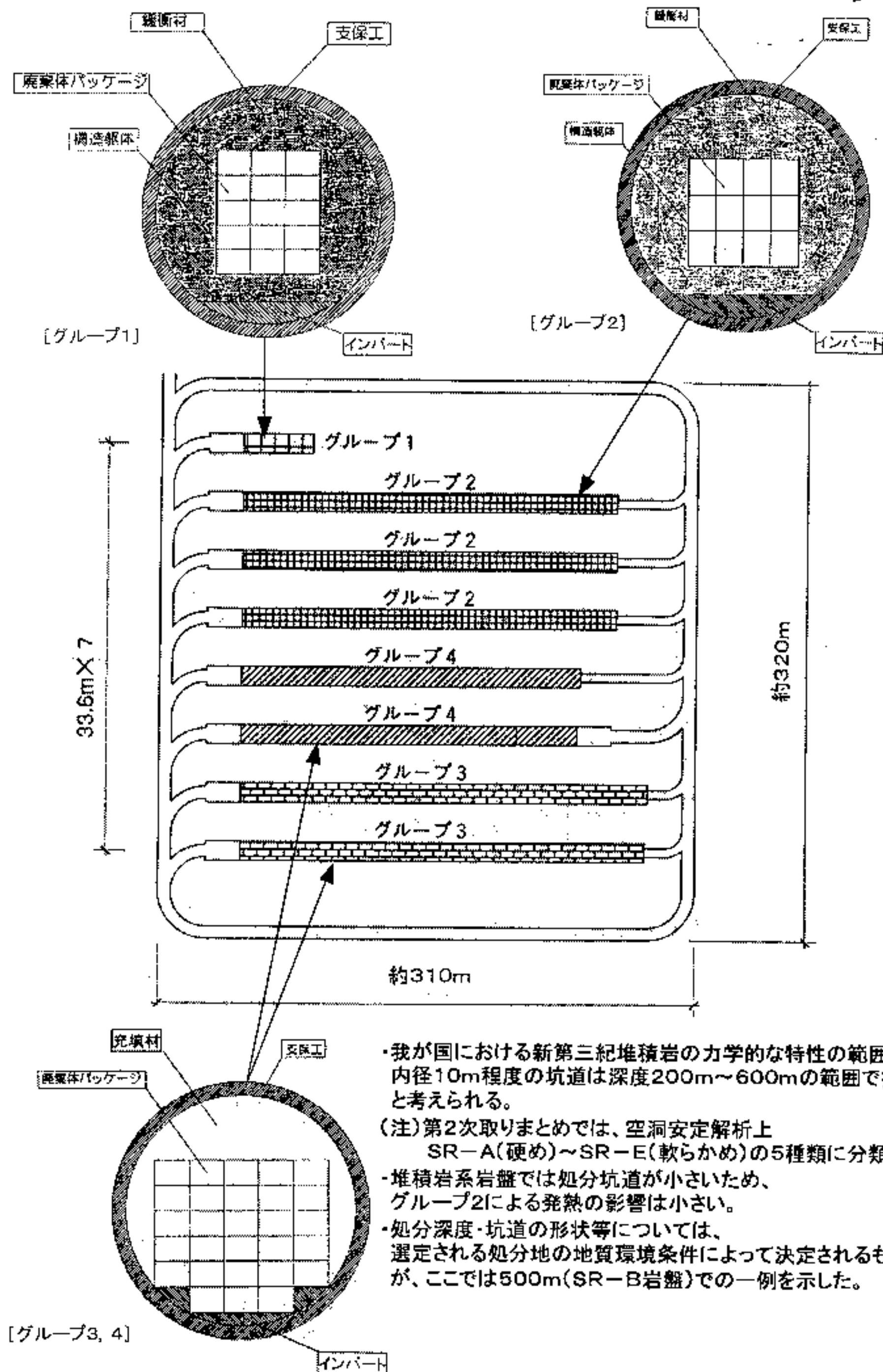
空洞と同一の断面積を持つ円の直径のこと。

(例)

施設名称	断面積 (m ²)	換算空洞径 (m)
新高瀨川 (地下発)	1301.0	40.7
玉原 (地下発)	1135.0	38.0
久慈 (石油地下備蓄)	333.0	20.6
青函トンネル	93.0	10.9



結晶質岩系岩盤における処分施設概念の一例



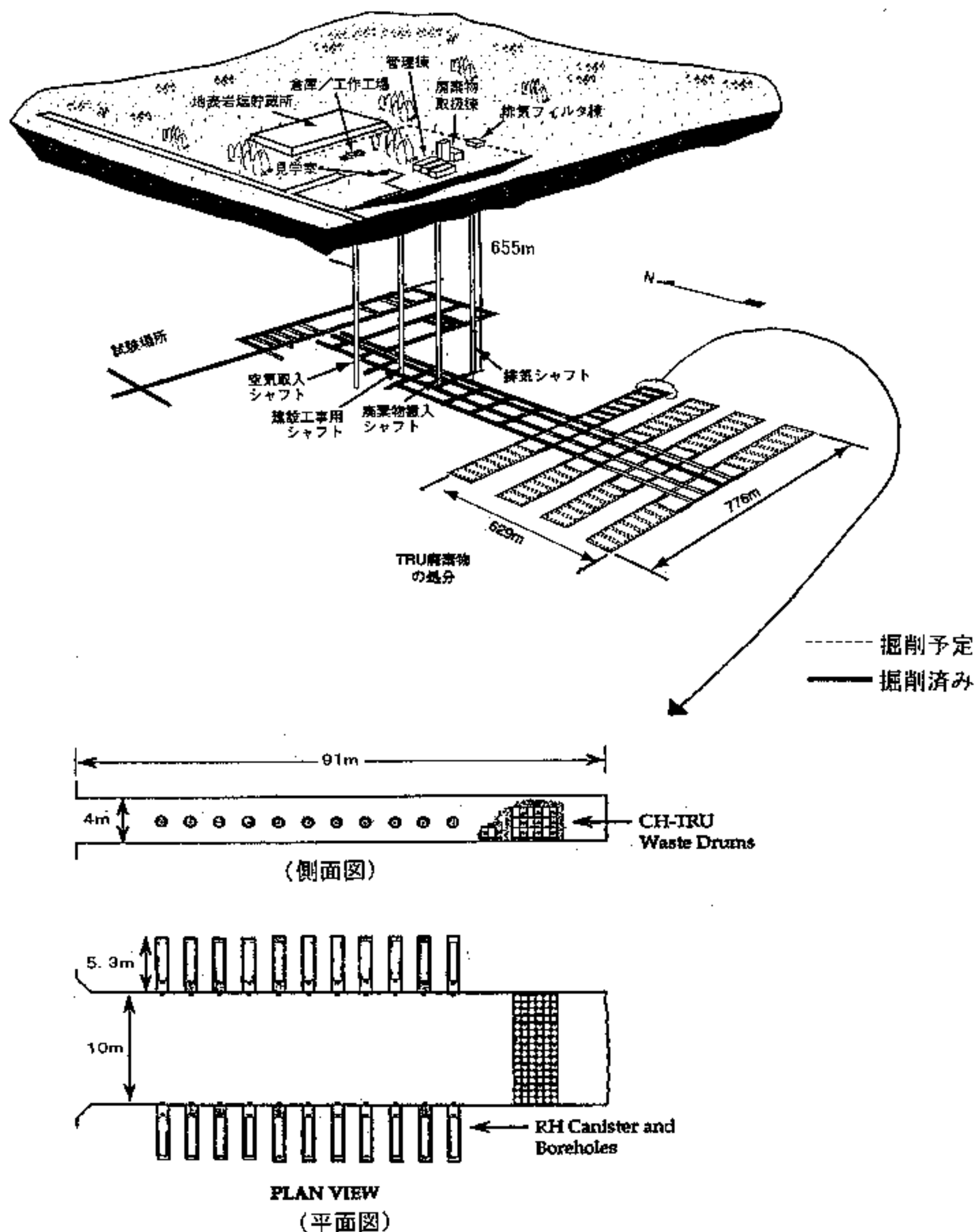
・我が国における新第三紀堆積岩の力学的な特性の範囲(注)では、内径10m程度の坑道は深度200m～600mの範囲で掘削可能と考えられる。

(注)第2次取りまとめでは、空洞安定解析上SR-A(硬め)～SR-E(軟らかめ)の5種類に分類されている。

・堆積岩系岩盤では処分坑道が小さいため、グループ2による発熱の影響は小さい。

・処分深度・坑道の形状等については、選定される処分地の地質環境条件によって決定されるものであるが、ここでは500m(SR-B岩盤)での一例を示した。

堆積岩系岩盤における処分施設概念の一例



海外における超ウラン核種を含む放射性廃棄物処分場の例
(WIPP, '99.3 月より運転開始)

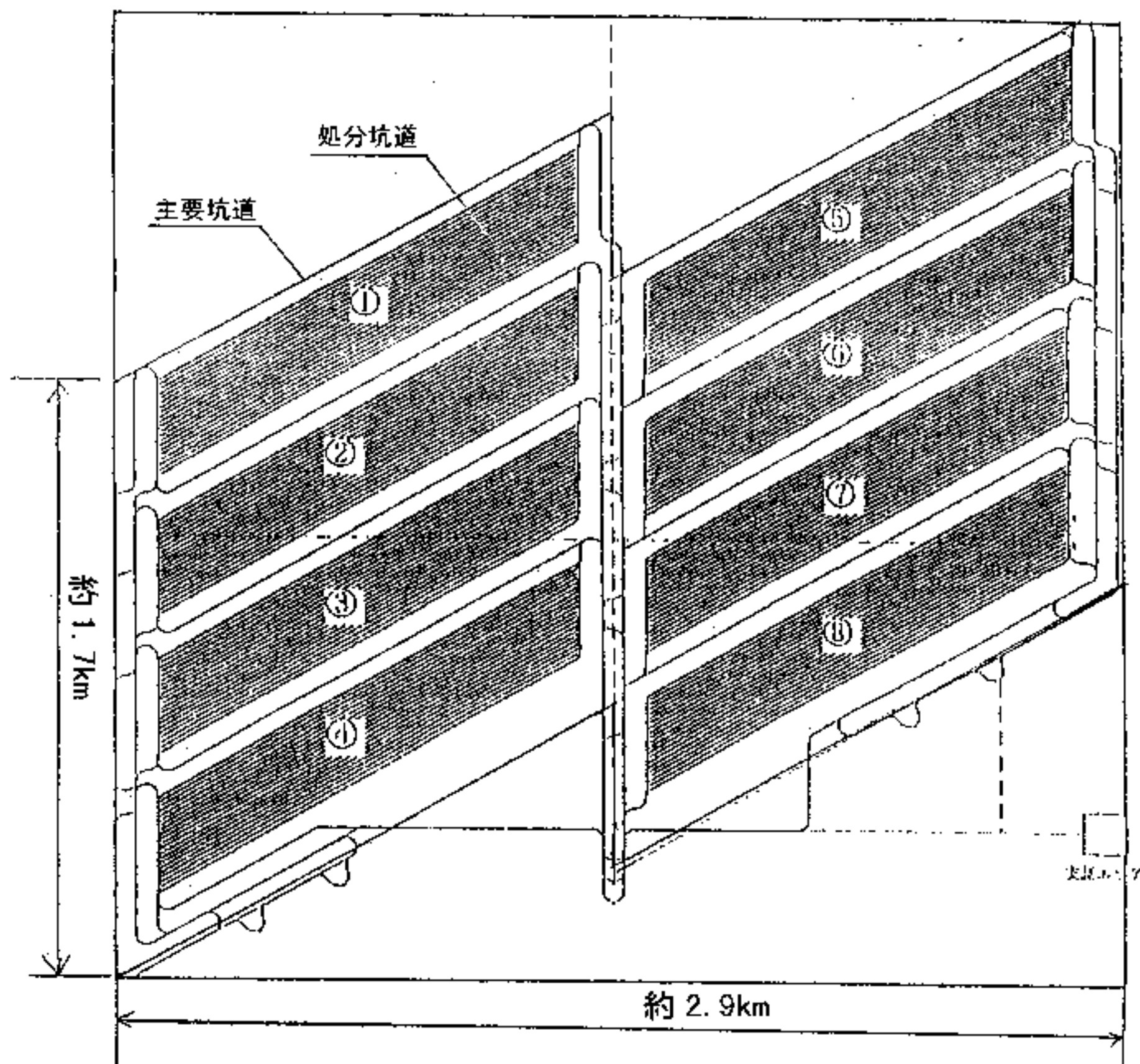


図. 高レベル放射性廃棄物処分場のレイアウトの例
(堆積岩縦置き方式、高レベル放射性廃棄物のガラス固化体4万本)

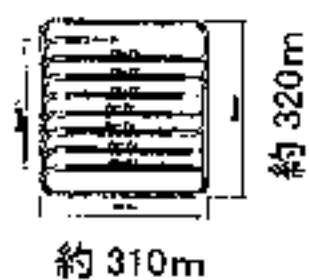
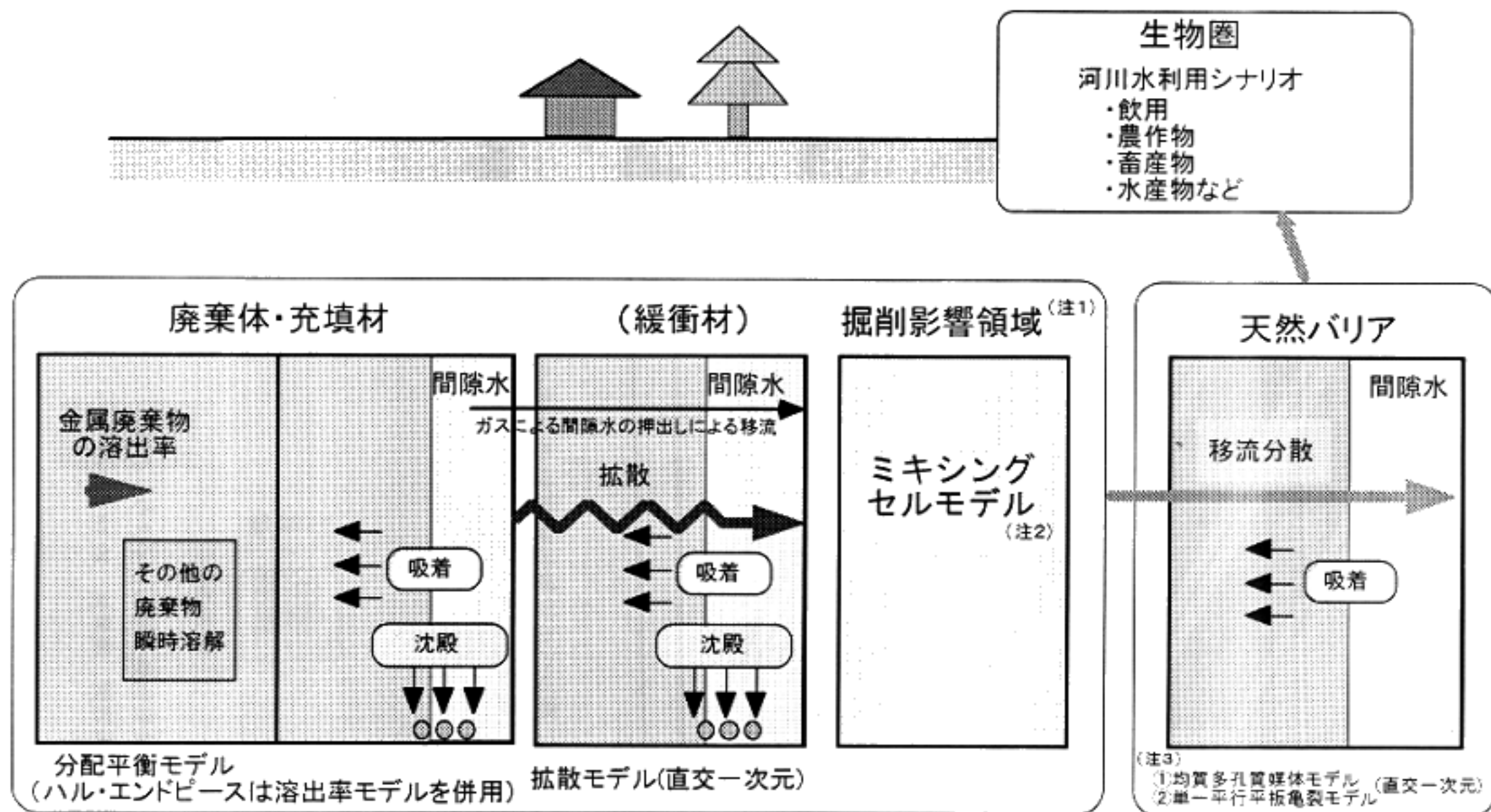


図. 対象廃棄物処分場のレイアウトの例
(堆積岩系岩盤、廃棄体 約18,000m³)

高レベル放射性廃棄物処分場と対象廃棄物処分場の大きさの比較

地下水移行シナリオのモデルの概念図



透水係数 10^{-9} m/s
移行距離100m

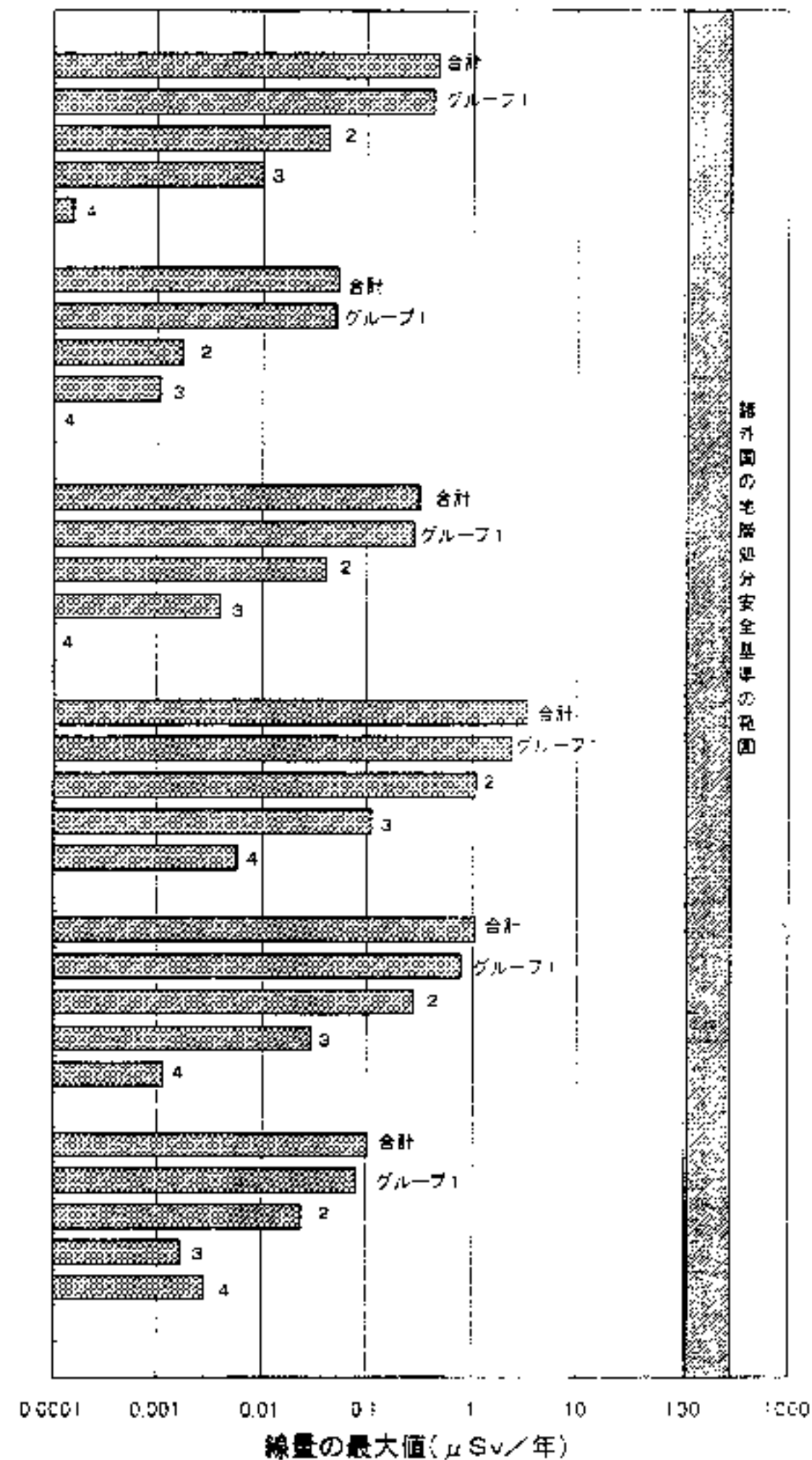
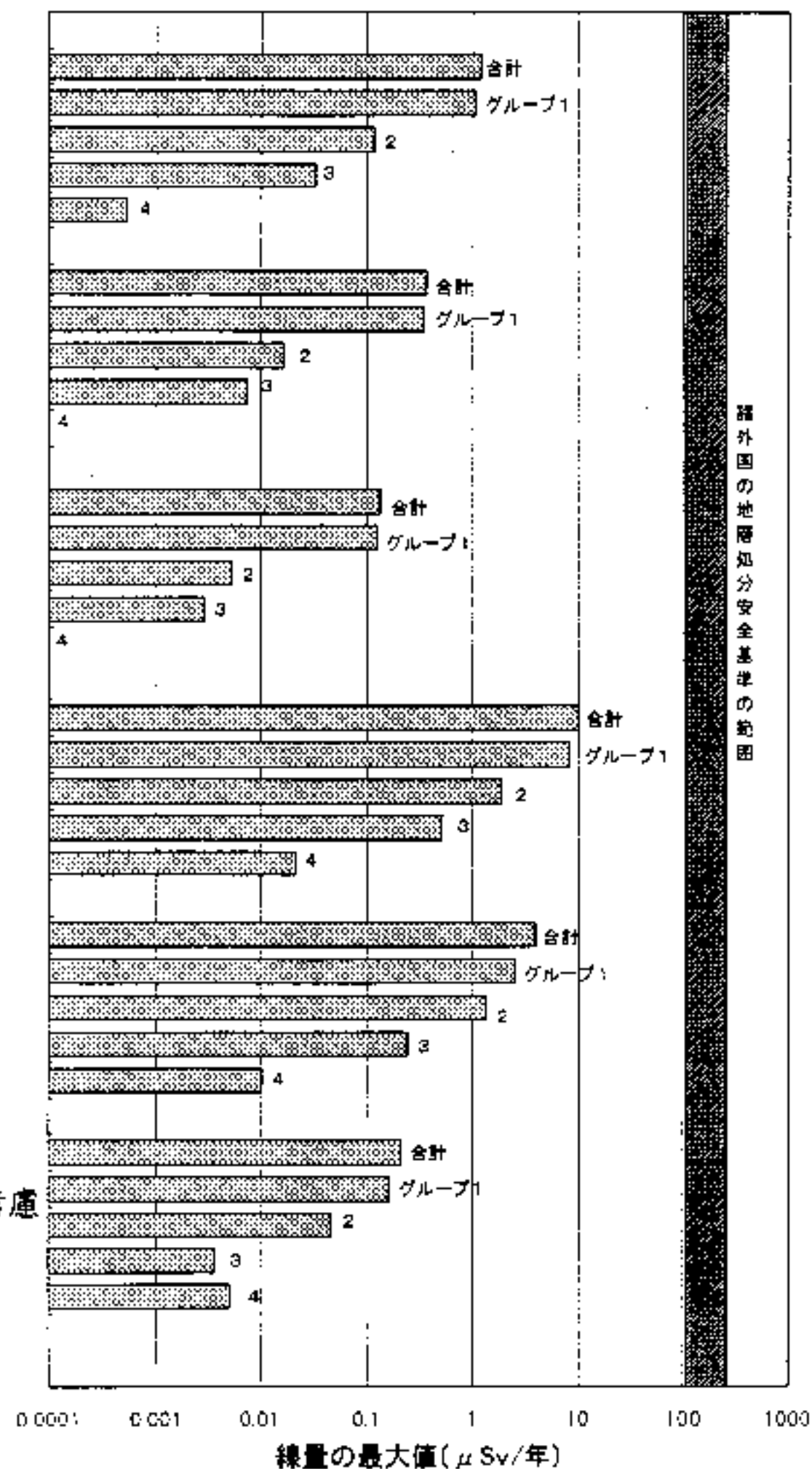
透水係数 10^{-9} m/s
移行距離500m

透水係数 10^{-10} m/s
移行距離100m

透水係数 10^{-8} m/s
移行距離100m

硝酸塩の影響考慮
透水係数 10^{-9} m/s
移行距離100m

高アルカリブルームの影響考慮
透水係数 10^{-9} m/s
移行距離100m



地下水移行シナリオによる被ばく線量の試算例

表 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発生量の試算¹⁾

	発生機関	平均核種濃度(GBq/t)		廃棄体発生量 m ³	合計 m ³	2007年9月 価換算 (本)	割合 %
		α核種濃度	βγ核種濃度				
運転廃棄物 ²⁾	日本原子力研究所	43	1,600	700	約900	約4,500	約70
	(株)ニュークリア・デベロップメント(NDC)	65	330	15			
	(株)日本核燃料開発(NFD)	100	3,000	1			
	日本アイソトープ協会 ⁴⁾	6,500	-	16			
	日本アイソトープ協会 ⁵⁾	0.69 ⁶⁾	-	106			
解体廃棄物 ³⁾	日本原子力研究所	8	200	300	約400	約2,000	約30
	(株)ニュークリア・デベロップメント(NDC)	8.5	4,300	29			
	核燃料サイクル開発機構(JNC)	9.2	8,200	30			

1) 廃棄物の発生量としては、2035年まで放射性同位元素(RI)取扱施設や研究施設等において試験研究及び一部の施設の解体を行った場合について試算。

2) 運転廃棄物の内訳は以下の通り。

- ・日本原子力研究所、JNC、NDC及びNFDの燃料研究施設や照射後燃料・材料研究施設内で発生した、紙、ビニール、金属、コンクリート等の廃棄物を溶融固化、あるいは焼却・溶融固化して廃棄体とすることを想定。
- ・日本アイソトープ協会(以下「RI協会」という。)が集荷する使用済RI。密封線源については未処理のまま、RIを試薬等として使用することに伴い発生する紙、実験機具等の廃棄物については、焼却・溶融固化して廃棄体とすることを想定。

3) 解体廃棄物の内訳は以下の通り。

- ・日本原子力研究所、NDCの燃料研究施設や照射後燃料・材料研究施設の解体に伴い発生する金属、コンクリート等の廃棄物を焼却・溶融固化して廃棄体とすることを想定。
- ・JNCの試験研究炉の解体に伴い発生する原子炉の炉内構造物等の金属廃棄物を切断して廃棄体とすることを想定。

4) 使用済のα核種の密封線源

5) 使用済のα核種の密封線源以外のRI廃棄物

6) 現在の試算ではα核種濃度が一応の区分目安値を下回ると試算されているが、今後のRIの使用状況によっては、一応の区分目安値を超える可能性があるため、発生量の試算に含めることとした。

《原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画抜粋（原子力委員会平成6年6月24日）》

③サイクル廃棄物の処理処分

再処理施設や燃料加工施設などの核燃料サイクル関連施設から発生する放射性廃棄物（以下「サイクル廃棄物」といいます。）は、再処理施設において使用済燃料から分離される高レベル放射性廃棄物、再処理施設やMOX燃料加工施設から発生する超ウラン（TRU）核種を含む放射性廃棄物、ウラン燃料加工施設やウラン濃縮施設から発生するウラン廃棄物に大別されます。

（略）

（ロ）TRU核種を含む廃棄物の処理処分

TRU核種を含む放射性廃棄物については、廃棄物を直接的に発生する再処理事業者やMOX燃料加工事業者と、その発生に密接に関連する原子力発電を行う電気事業者が、当該廃棄物の帰属や処分に関する責任を当事者間において明確にします。その結果を踏まえ、処分の責任を有する者は、実施スケジュール、実施体制、資金の確保等について検討を進めることとします。また、その処分については、約1ギガベクレル／トンの値を廃棄物に含まれる全アルファ核種の一応の区分目安値（以下「区分目安値」といいます。）として設定し、これより全アルファ核種の放射能濃度が低いものと高いものに区分します。アルファ核種の放射能濃度が区分目安値よりも低く、かつベータ・ガンマ核種の放射能濃度も比較的低いものについては、浅地中処分が可能と考えられるため、その具体化を図ることとします。アルファ核種の放射能濃度が区分目安値よりも高く、浅地中処分以外の地下埋設処分が適切と考えられるものについては、高レベル放射性廃棄物処分方策との整合性を図りつつ、民間再処理事業等が本格化する時期を考慮し、1990年代末を目途に具体的な処分概念の見通しが得られるよう技術的検討を進めることとします。処分の責任を有する者は、その検討結果等を総合的に勘案し、処分方策の具体化を検討することとします。

動力炉・核燃料開発事業団は、日本原子力研究所の協力を得て、処分技術の研究開発を進めることとします。また、電気事業者等はTRU核種を含む放射性廃棄物の発生に関する自らの責任を十分踏まえた役割を果たすことが必要です。

用語解説

あ

I A E A (International Atomic Energy Agency) :

世界の平和、健康及び繁栄のための原子力の貢献を促進、増大することを目的に、国際連合の提唱により、1957年7月に設立された専門機関。保障措置の実施など原子力が軍事目的に利用されないようにすることのほか、技術援助や科学者、技術者の訓練などをその主な業務としている。

アスファルト固化 :

アスファルトを濃縮廃液と混合し、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。

R I :

放射性同位元素(Radioisotope)のこと。元素のうち原子番号が同じで原子核の質量数の異なるものを同位元素という。同位元素の中で放射性を有するものを放射性同位元素という。

R I 廃棄物 :

放射性同位元素を使用した施設、医療機関や医療検査機関などから発生する、放射性同位元素を含む廃棄物。主な廃棄物は、プラスチックの試験管、注射器、ペーパータオル、手袋などである。法律上は、「放射線障害防止法」、「医療法」、「薬事法」、「臨床検査技師法」により規制を受ける施設より発生した廃棄物を指す。

α (アルファ) 核種 :

α 線(「放射線」を参照)を放出する放射性核種。 α 核種のほとんどが、ウラン及びそれ以上の重さを持つ核種、又はそれらが順次壊れることによってできた核種であり、半減期が長いものが多い。

い

一応の区分目安値 :

α 核種濃度約 1 GBq/t (現行の政令濃度上限値と同じ値)。

か

拡散 :

水などの流体媒質内にある物質は、その物質の不規則な運動(動き)によって、濃度の高い領域から低い領域へと移動する。この現象を拡散といい、流体の移動に伴って起こる物質移動(移流)と区別される。

核分裂生成物：

ウランやプルトニウムの核分裂に伴って生じた核種のこと。大部分が放射性であり、その半減期は1秒以下のものから数百万年に及ぶものまで幅広い。

ガラス固化体：

再処理の過程において使用済燃料から分離された高レベル放射性廃液が、ガラス繊維と一緒に高温で加熱されることにより水分を蒸発させるとともにガラス化し、ステンレス性の容器に閉じ込められて物理的・化学的に安定な形態になったもの。放射性物質を安定な形態に保持し、地下水に対する対浸出性に優れる。

緩衝材：

人工バリアの構成要素の1つで、候補材料はベントナイト混合土である。地下水の浸入と放射性核種の溶出・移行を抑制する機能の他、物理的な緩衝性（クッション）や化学的緩衝性により地下水の水質変化を抑制する機能が期待されている。

き

規制除外・規制免除：

放射線による被ばくが、被ばく管理の観点から考慮する必要がないほど十分小さければ、放射線障害の防止の観点からは規制を行う必要がなく規制から除外、免除されるという概念。exemption、exclusion、clearanceなどの用語でIAEAなどで検討されている。

け

結晶質岩系：

地層処分研究における岩石媒体の分類の一つで、マグマが冷えて固まった岩石（火成岩）や、岩石が熱・圧力によって構造が変化してできた岩石（変成岩）を指す。地下水が岩石の割れ目の中を選択的に移動する亀裂性媒体であるとされる。

研究所等廃棄物：

原子炉等規制法による規制の下で、試験研究炉などを設置した事業所並びに核燃料物質などの使用施設などを設置した事業所から発生する放射性廃棄物。試験研究炉の運転に伴い発生する放射性廃棄物は、原子力発電所から発生する液体や固体の廃棄物と同様なものである。その他は、核燃料物質などを用いた研究活動に伴って発生する雑固体廃棄物が主なものである。

また、試験研究炉の運転、核燃料物質などの使用などを行っている研究所などにおいては、併せてRIが使用されることも多く、原子炉等規制法及び放射線障害防止法の双方の規制を受ける廃棄物も発生している。

こ

コンクリートピット処分：

廃棄物を浅地中処分する1つの形態で、地表を掘削したのち、コンクリート製の箱を設置してその中に廃棄体を定置し、モルタルなどで充填するもの。原子炉等規制法においては、原子炉施設から発生する放射性物質を含む廃棄体を対象として、処分場跡地に居住した場合などを考慮し、コンクリートピット浅地中処分が可能な放射性核種の濃度上限値が設定されている。

さ

再処理施設：

使用済燃料を、再び燃料として利用できるウラン、プルトニウムと、高レベル放射性廃棄物に分離し、ウラン又はウラン－プルトニウム混合物を回収する施設。

し

試験研究用原子炉：

研究所や大学などにおいて、発電以外の目的で設置された原子炉。

支持層：

建築物を支持することができる一定の支持力のある地盤。ここでは高層建築物の荷重を支えることができる支持層を想定。

実用発電用原子炉：

電気事業者などにより、発電を目的として設置された原子炉。

S_v（シーベルト）：

人体が放射線を受けた結果生ずる影響に着目した線量の単位。

充填材：

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。

処分容器：

放射性廃棄物を処分する際に用いる容器。六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターに現在埋設されている廃棄物の場合には200ℓドラム缶が用いられている。廃棄物の形態や外部放射線量によって、より大きなサイズの処分容器や、遮へい機能を持つ処分容器の利用が考えられる。

人工バリア：

埋設された廃棄物から生活環境への放射性物質の漏出の防止及び低減を期待して設けられる緩衝材、コンクリートピットなどの人工構築物、廃棄物の固型化材料、及び処分容器。

す

素掘り処分：

コンクリートピットなどの人工バリアを設けず、素掘りの溝状などの空間に廃棄物を定置して埋設する処分方法。原子炉等規制法においては、原子炉施設から発生するコンクリートなどの放射性廃棄物を対象として処分場跡地に居住した場合などを考慮し、素掘り処分が可能な放射性核種の濃度上限値が設定されている。

せ

セメント固化：

廃棄物を容器に固型化する方法として、セメントを固型化材料として用いる方法。

浅地中処分：

低レベル放射性廃棄物の処分のうち、地表付近(数十m程度まで)で行われる処分のこと。IAEAの定義によれば、地下数mの素掘りトレンチ処分、コンクリートピット処分、地下数十mの岩洞への処分を含む処分概念である。これに対して、地層処分は、地下数百mへの処分概念について用いられている。

線源：

ガンマ線の照射用や放射線測定器の校正用標準物質として、一定量の放射性物質を金属容器などに封入したものなど。代表的な線源としては、癌の治療に用いる ^{60}Co の線源が挙げられる。用途により含有される放射性核種の量は大きく異なり、10gの線源1つで 10^{12}Bq に達するものから、 ^{192}Ir のように 10^7Bq 程度のものまでである。

た

堆積岩系：

地層処分研究における岩石媒体の分類の一つで、海底や河床などに運ばれた堆積物や火山の噴出物などが固まってできた岩石を指す。地下水が岩石の粒子の間を均一に移動する多孔質媒体であるとされる。

ち

地層処分：

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処分方法。

チャンネルボックス：

沸騰水型原子炉（BWR）の炉心を構成する燃料集合体の外とう管

て

T R U核種（Transuranium）を含む放射性廃棄物：

再処理施設及びM O X燃料加工施設から発生する低レベル放射性廃棄物で、ウランより原子番号の大きい人工放射性核種（T R U核種）を含む廃棄物。T R U核種には、 ^{237}Np （半減期：214万年）、 ^{239}Pu （半減期：2万4千年）、 ^{241}Am （半減期：432年）のように半減期が長く、 α 線を放出する放射性核種が多い（「放射線」、「 α 核種」を参照）。

天然バリア：

人工構築物また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。

と

透水性：

岩盤などにおける水の流れやすさ。水が流れにくいことを、透水性が低いと言う。

動水勾配：

地下水の流れを起こす水圧差。一定の距離当たりの水圧差で表される。この値が大きいほど地下水を流す力が大きいことを示す。

は

廃棄体：

放射性廃棄物を、ドラム缶にセメント固化するなど、十分安定化処理するか又は容器に封入し、最終的に埋設可能な形態にしたもの。

廃銀吸着材：

使用済の銀吸着材。

ハル・エンドピース：

集合体をせん断するときに取り除かれる使用済燃料集合体の末端部分をエンドピース、使用済燃料を切断して硝酸に溶解した後に溶け残った被覆管の断片をハルという。

半減期：

放射性核種の量が半分になるまでの時間。半減期は、放射性核種によって定まっており、半減期は、放射性核種によって数十億年以上といった長いものから、百万分の1秒以下の短いものまで種々ある。

ひ

被ばく線量：

体外にある放射線源あるいは体内に摂取された放射性物質から個人が受ける放射線の影響。

へ

Bq（ベクレル）：

放射性核種が崩壊して放射線を出す特性の単位。1 Bq は、放射性核種が崩壊する数が1秒につき1個であるときの量。1 Ci（キュリー） = 3.7×10^{10} Bq

$\beta\gamma$ 核種：

β 線及び γ 線（「放射線」を参照）又はそのいずれかを放出する放射性核種。低レベル放射性廃棄物に含まれる放射性物質の大部分は $\beta\gamma$ 核種であり、比較的短い半減期を持つ核種が多い。

ベントナイト混合土：

凝灰岩などが風化して生成した粘土鉱物の一種であるベントナイトを土と混合したもの。ベントナイトは、水に浸すと膨張する性質があり、水を通しにくい。

ほ

放射化：

物質に中性子が照射されることによって、物質を構成する原子の一部が放射線を放出する性質を持つ原子に変わる事。

放射線：

不安定な原子核が自然に壊れて別の原子核になるときに放出される高速の粒子又は波長のごく短い電磁波。主に α 線、 β 線、 γ 線からなる。放射線が人体に与える影響や物を透

過する能力は、その種類とエネルギーによって異なる。それぞれの放射線を放出する放射性核種を α 核種、 β 核種、 γ 核種と呼ぶ。

放射線の特性を活用し、非破壊検査、がんの治療、血液検査、滅菌処理、トレーサー利用などで、放射線や放射性物質が利用されている。一方、放射線は、受けた放射線量に応じてがんなどの発生確率が増えるなど、人体への影響を考慮する必要があるので、原子力の利用に当たっては、一般公衆及び放射線業務従事者に対する放射線被ばく管理が重要である。

α 線：原子核から放出されるヘリウム原子核(陽子 2 個、中性子 2 個からなる)。 α 線は、空気中を数 cm 程度しか飛ばないため、衣服の表面で α 線が吸収され、外部からの放射線の被ばく(外部被ばく)による影響はほとんどない。しかし、 α 核種の場合、呼吸や食物により体内に放射性物質を摂取し、放射性物質が肺や骨などの組織に沈着などして人体の細胞や組織への影響を及ぼす(体内被ばく)ことによる被ばくの寄与が大きい。このため、主に α 線を放出するウランや T R U 核種(参照「T R U 核種(Transuranium)を含む放射性廃棄物」)については、内部被ばくを避けることが重要である。

β 線：原子核から放出される高速の電子。物を透過する能力は α 線と γ 線の中間であり、人体は、外部被ばく、内部被ばくの両方の影響を受ける。 β 線を放出する核種の場合、放出する β 線のエネルギーが低い ^{14}C や ^3H などは、外部被ばくよりも体内被ばくによる影響を避けることが重要となる。エネルギーの高い β 線を放出する ^{90}Sr などは内部被ばくに加え外部被ばくを避けることも必要となる。

γ 線：原子核から α 線や β 線が出たあとに残ったエネルギーが電磁波(光の仲間)の形で出てくるもの。物を透過する能力が高く、この放射線を止めるには鉛板や分厚いコンクリート壁を必要とする。外部被ばく、内部被ばくによる人体内への影響があるため、両者を避けることが重要である。

放射線遮へい：

外部被ばくを与える中性子線、 γ 線やエネルギーの高い β 線を遮ること、又は遮るためのもの。

ボーリング調査：

地下の地質、水質、資源などを調べるために、直径数 cm の穴を掘削して行う調査。調査孔から水などをくみ上げて行う調査、掘削した岩石などを試料とする調査などがある。

ボーリングコア：

ボーリングによって取り出された岩石や土壌の試料。これを用いて地質の調査や、地層の力学的特性の調査などを行う。

も

MOX（モックス；MixedOxide）燃料加工施設：

ウラン－プルトニウム混合酸化物燃料の成型加工施設。主な工程としては、ウランとプルトニウムを所定の割合で混合し、焼き固め、被覆管に充填して燃料集合体に加工することなど。

り

リスク：

放射線被ばくによる有害な影響の生じる確率。ある線量の被ばくを受ける確率と、その被ばくによる健康への重大な影響を引き起こす確率との積で表される。

ろ

炉内構造物：

原子炉圧力容器内の炉心を構成する部材の総称。燃料集合体、制御棒などを直接に支持または拘束する構造物。

原子力バックエンド対策専門部会の設置について

平成7年9月12日

原子力委員会決定

1. 目的

今後の原子力開発利用を円滑に進めていくためには、平成6年6月に原子力委員会
が定めた「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」に基づき、社会的理解を得
てバックエンド対策を推進していくことが重要であり、原子力開発利用の長期的見通し
も背景に据えつつ、バックエンド対策を推進していく具体的な方策について調査審議す
るため、原子力バックエンド対策専門部会（以下、「専門部会」という。）を設置する。

なお、放射性廃棄物対策専門部会は廃止する。

2. 審議事項

- (1) 高レベル放射性廃棄物の処理処分に係る技術的事項
- (2) T R U核種を含む放射性廃棄物の処理処分に関する事項
- (3) ウラン廃棄物の処理処分に関する事項
- (4) R I 廃棄物及び研究所等廃棄物の処理処分に関する事項
- (5) 原子力施設の廃止措置に関する事項
- (6) その他、原子力バックエンド対策に関する重要事項

3. 構成員

別紙のとおりとする。

4. その他

専門部会の下に、必要に応じて、分科会を置くものとする。また、専門部会は、必要に応
じ、専門部会構成員以外の者からの意見を聞き、あるいは、報告を受けるものとする。

原子力バックエンド対策専門部会構成員

(第20回以降)

坂 本	俊	社団法人日本原子力産業会議理事・事務局長 (第23回まで)
阿 部 元	祐	社団法人日本原子力産業会議理事・事務局長 (第24回～)
秋 元 勇	巳	三菱マテリアル株式会社取締役社長
石 樽 顕	吉	東京大学教授
一 政 満	子	茨城大学教授
大 桃 洋一	郎	財団法人環境科学技術研究所専務理事
岡 芳	明	東京大学教授
川 人 武	樹	財団法人原子力環境整備センター理事長
神 田 啓	治	京都大学教授
草 間 朋	子	大分看護科学大学学長
部会長 熊 谷 信	昭	大阪大学名誉教授
小 島 圭	二	地圏空間研究所代表
小 西	攻	NHK解説委員
小 玉 喜三郎		通商産業省工業技術院地質調査所長 (第26回～)
齋 藤 伸	三	日本原子力研究所理事
佐々木 史 郎		日本原燃株式会社技術顧問
佐 藤 壮 郎		通商産業省工業技術院長(第25回まで)
鈴 木 篤	之	東京大学教授
関 本	博	東京工業大学教授
鷲 見 禎	彦	電気事業連合会原子力開発対策会議委員長 (第23回まで)
前 田	肇	電気事業連合会原子力開発対策会議委員長 (第24回～)
田 中	知	東京大学教授
田 中 靖	政	学習院大学教授
徳 山	明	常葉学園富士短期大学学長
鳥 井 弘	之	株式会社日本経済新聞社論説委員
中 神 靖	雄	核燃料サイクル開発機構副理事長
永 倉	正	財団法人電力中央研究所名誉特別顧問
東 邦	夫	京都大学教授
藤 岡 淳	介	社団法人日本アイソトープ協会常務理事
松 田 美夜子		生活環境評論家 (廃棄物問題とリサイクル)
森 山 裕 丈		京都大学教授
山 内 喜 明		弁護士

開催日

第20回	平成10年12月2日(水)	第26回	平成11年11月5日(金)
第21回	平成11年2月9日(火)	第27回	平成11年11月30日(火)
第22回	平成11年4月21日(水)	第28回	平成11年 月 日(水)
第23回	平成11年6月2日(水)	第29回	平成11年 月 日(木)
第24回	平成11年7月21日(水)		
第25回	平成11年9月30日(木)		

TRU廃棄物分科会の設置について

平成10年12月2日

原子力バックエンド対策専門部会

1. 設置の目的

原子力バックエンド対策専門部会における、再処理施設やMOX燃料加工施設等から発生するTRU核種を含む放射性廃棄物の処理処分に関する事項の審議に資するため、「TRU廃棄物分科会」を設置する。

2. 分科会の構成員

原子力バックエンド対策専門部会の部会長が、別途指名する。

3. その他

TRU廃棄物分科会は、その検討状況を、適宜原子力バックエンド対策専門部会に報告するものとする。

TRU廃棄物分科会構成員

出 光 一 哉九州大学大学院工学研究科助教授
稲 葉 次 郎財団法人環境科学技術研究所特任相談役
井 上 厚 行千葉大学理学部教授
内 川 浩金沢工業大学教授
大 江 俊 昭東海大学工学部助教授
大 迫 政 浩国立公衆衛生院廃棄物工学部主任研究官
大 西 有 三京都大学大学院工学研究科教授
金 折 裕 司山口大学理学部化学・地球科学科教授
河 田 東海夫核燃料サイクル開発機構東海事業所副所長
北 山 一 美東京電力株式会社原子力技術部サイクル技術センター所長
鈴 木 康 夫高レベル事業推進準備会専務理事
田 代 晋 吾財団法人原子力環境整備センター理事
田 中 知東京大学大学院工学系研究科教授
辻 倉 米 蔵関西電力株式会社原子力建設部長
朽 山 修東北大学大学院工学研究科助教授
中 野 政 詩神戸大学農学部教授
村 岡 進日本原子力研究所燃料サイクル安全工学部次長
森 山 裕 丈京都大学原子炉実験所教授
山 内 喜 明弁護士
山 田 明 彦日本原燃株式会社企画部長

開催日

第1回	平成11年	1月	7日(木)	第11回	平成11年	12月	日()
第2回	平成11年	2月	2日(火)	第12回	平成11年	月	日()
第3回	平成11年	3月	3日(水)	第13回	平成11年	月	日()
第4回	平成11年	4月	5日(月)				
第5回	平成11年	5月	14日(金)				
第6回	平成11年	6月	17日(木)				
第7回	平成11年	7月	8日(木)				
第8回	平成11年	9月	14日(火)				
第9回	平成11年	10月	12日(火)				
第10回	平成11年	11月	16日(火)				