

「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現」の概要

藤山哲雄*1 西川将吾*1 山田彩織*1 後藤孝裕*1 勝又尚貴*1 浜本貴史*1 石田圭輔*1
太田久仁雄*1 山本陽一*1 鈴木寛*1 藤崎淳*1

原子力発電環境整備機構（NUMO）は、地層処分の実施主体としてどのようにサイトの調査を進め、安全な処分場の設計・建設・操業・閉鎖を行い、閉鎖後の長期間にわたる安全性を確保しようとしているのかについて、これまでに蓄積されてきた科学的知見や技術を統合して包括的に説明するため、「包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現—適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築—」（レビュー版）と題する技術報告書（包括的技術報告書）を取りまとめた。包括的技術報告書は、文献調査段階以降にサイトの特性を踏まえて継続的に作成・更新していくセーフティケースの枠組みと情報の基盤を与えることを意図しており、実際のサイト調査の段階で行う作業を念頭に置き、事業を進めていくなかで想定される現実的な技術的制約条件などへの対応を具体的に提示することに留意している。本稿では、サイトが特定される前段階のセーフティケースとしての包括的技術報告書の概要を紹介する。なお、包括的技術報告書は、2019年6月現在、原子力学会によるレビューに付されており、このため報告書のタイトルには「レビュー版」と付記している。

Keywords: 放射性廃棄物, 地層処分, セーフティケース

NUMO has developed a generic safety case based on the latest knowledge to demonstrate the feasibility and safety of geological disposal in Japan. This NUMO safety case is aiming to provide a basic structure as a template of subsequent safety cases that would be developed for any selected site, emphasising more practical approaches and methodologies, which are applicable for the actual conditions/constraints during the siting process. This paper provides a brief overview of the NUMO safety case. It should be noted that this safety case is under peer review by the special team organised by the Atomic Energy Society of Japan.

Keywords: radioactive waste, geological disposal, safety case

1 緒言

1.1 地層処分事業に関するこれまでの経緯

わが国では、1976年以来地層処分の研究開発が進められ、核燃料サイクル開発機構（現 日本原子力研究開発機構、以下、JAEA という）により、1999年にそれまでの成果を取りまとめた「第2次取りまとめ」報告書[1]が公表された。原子力委員会はこの報告書に基づき、わが国においても地層処分が技術的に実現可能であると評価した[2]。これらを背景として、2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下、最終処分法という）が成立した。この法律において、文献調査、概要調査、精密調査という3つの段階による処分地の選定プロセスや費用の確保の方法が示されるとともに、最終処分法に基づいて「原子力発電環境整備機構」（以下、NUMO という）が設立され、わが国における地層処分事業がスタートした。NUMOは2002年より全国の市町村を対象に地層処分施設の設置可能性の調査を受け入れていただける区域の公募を開始し、国や電気事業者と連携して地層処分事業に関するさまざまな理解活動や広聴・広報活動を行ってきたが、未だ文献調査を開始するに至っていない。

第2次取りまとめの公表から10年以上が経過し、わが国の地質環境や地層処分技術について新たな知見が蓄積されたこと、一方で文献調査の開始に未だ至っていないこと、その間に平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震によ

る未曾有の自然災害が発生した状況などを受けて、国は、最終処分政策の見直しを行うため、2013年に総合資源エネルギー調査会に有識者からなる放射性廃棄物ワーキンググループ（以下、放射性廃棄物WGという）と地層処分技術ワーキンググループ（以下、地層処分技術WGという）を設置した。放射性廃棄物WGでは、サイト選定に向けた取り組みの改善に関する検討が行われた[3]。地層処分技術WGでは、第2次取りまとめ以降の最新の科学的知見を反映し、わが国の地質環境特性やその長期安定性について審議が行われた結果、以下のことがあらためて確認された[4]。

- ・地層処分システムに必要なとされる機能を発揮させるうえで好ましい地質環境特性が熱環境、力学場、水理場、化学場の観点で整理されるとともに、おのおのの好ましい地質環境特性を有する地域がわが国に広く存在するであろうこと
- ・段階的なサイト調査を適切に行うことにより、おのおのの好ましい地質環境とその地質環境の長期安定性を確保できる場所を選定できる見通しが得られたこと

国は、こうした審議会の成果などを踏まえて、2015年5月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」[5]（以下、最終処分基本方針という）を改定し、可逆性・回収可能性を担保すること、代替オプションを含めた技術開発などを進めること、国が科学的により適性が高いと考えられる地域を提示することなどが提示された。最終処分基本方針を受け、地層処分技術WGでは、既に存在する全国的なデータに基づき、地球科学的・技術的な観点から、地域の科学的な特性の提示にかかわる要件・基準（以下、科学的特性の提示に係る要件・基準という）を2017年4月に取りまとめた[6]。これを踏まえて、国は2017年7月、日本全国を対象として4種類の科学的特性によって地域を特徴付けた「科学的特性マップ」[7]を公表した。国とNUMO

Development of NUMO Safety Case for geological disposal by Tetsuo FUJIYAMA (tfujiyama@numo.or.jp), Shogo NISHIKAWA, Saori YAMADA, Takahiro GOTO, Naoki KATSUMATA, Takafumi HAMAMOTO, Keisuke ISHIDA, Kunio OTA, Yoichi YAMAMOTO, Satoru SUZUKI and Kiyoshi FUJISAKI

*1 原子力発電環境整備機構

Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO)

〒108-0014 東京都港区芝 4-1-23 三田 NN ビル

は科学的特性マップに基づいて地層処分事業に対する国民理解を深めるための対話活動を進めている。

1.2 セーフティケース作成の背景と目的

1.2.1 包括的な技術報告書の作成

以上のような背景の下、第2次取りまとめや第2次 TRU レポート[8]によって論ぜられたわが国における地層処分の技術的信頼性について、最新の科学的・技術的知見を踏まえて再確認するとともに、今後 NUMO が科学的特性マップを活用しながらサイト（調査の対象となる区域や処分場の建設地として選定される区域）の選定活動を推進していくに当たっては、NUMO 自らがどのようにして安全な地層処分を実現していくのかを社会に示し、地層処分事業に対する国民の皆様からの信任を得ていくことがこれまでに増して重要と考えられる。

このため、地層処分技術 WG によるわが国の地質環境に関する審議、および工学的対策や安全評価などに係る第2次取りまとめ以降の技術開発成果を踏まえた技術基盤を統合し、地層処分の実施主体としてわが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明し、技術的な取り組みの最新状況を示すことを目的とした包括的な技術報告書（以下、包括的技術報告書という）を取りまとめることとした。

この目的に向けて、科学的特性マップに示された「好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域」を対象として、次のような検討を行っている。

- ・ わが国の多様な地質環境の中から、最終処分法で規定されている特定放射性廃棄物を長期にわたって人間の生活環境に有意な影響を与えないよう隔離し、閉じ込めるために必要な地質環境条件を備えたサイトを選定するための調査・評価技術を示す。
- ・ わが国で得られている地下深部の地質環境の情報に基づき、これらの特徴を反映した地質環境のモデルの提示とこの地質環境モデルに適合させた工学的な安全対策を設計することによって、所要の安全機能を有する処分場の仕様を示す。
- ・ この処分場を対象として、処分場の閉鎖前および閉鎖後の長期間にわたる安全性について解析的に評価する。
- ・ 以上のような、地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全評価に係る一連の作業を通じて、これらの技術基盤が整備されていること、ならびにわが国の多様な地質環境に対する安全確保の見通しを示すとともに、さらなる信頼性向上に向けた技術課題の抽出とこれらに対する今後の取り組みについて示す。

そのうえで、今後さらに技術を高度化させていくとともに、サイト調査の進展に応じて段階的に具体化・詳細化されるサイト固有の条件に適合させ、安全性を確保した処分場の構築に向けた展望を示す。

1.2.2 セーフティケースとしての取りまとめ

地層処分の長期的な安全性に対する信頼を継続的に高め、確かなものとしていくために、事業期間を通じ、その節目において、その時点の最新の科学的知見を取り込んだ「セーフティケース」を繰り返し取りまとめるという考え方が

国際的に構築されてきている。セーフティケースとは、処分場の安全性について、可能な限りの証拠、論拠ならびに論述等を体系化し、さまざまな側面から議論を積み上げて総合的な情報として提供することでステークホルダーと共有するという概念であり、国際機関によって、その役割や基本的な構造などが示されている[9]。

セーフティケースは事業者が作成し、事業者が考えている地層処分の信頼性に対して、ステークホルダーがその適性を判断する材料となるものである。セーフティケースの概念は、安全な地層処分の実現性と技術の準備状況を示し、事業を次の段階に進めることについての信任を社会から得ようとする包括的技術報告書の目的に沿う。このため、国際機関が提示する指針[9]を参照しつつ、サイトを特定しない段階のセーフティケースとして包括的技術報告書を取りまとめることとした。

NUMO は、概要調査地区選定段階（文献調査の段階）以降、サイトの特性を踏まえたセーフティケースを作成し、精密調査地区選定段階、最終処分施設建設地選定段階、安全審査段階等、事業の進展に応じてこれを更新しその信頼性を高めていく。包括的技術報告書として取りまとめるセーフティケースは、サイトが特定された後に更新していくセーフティケースの枠組みと情報の基盤を提示することを意図している。

以下、第2章ではわが国の地層処分事業の現状を踏まえ、事業を進めるうえでの基本的考え方をサイト選定、処分場の設計、安全評価およびマネジメントの観点から整理するとともに、現段階の留意事項を踏まえた包括的技術報告書におけるアプローチを示した。第3章～第6章では、第2章で示した安全確保の基本的考え方および包括的技術報告書におけるアプローチに沿った具体的な取り組みを述べる。これらの結果を総括して、第7章において地層処分の技術的信頼性を論ずる。


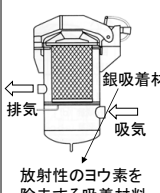
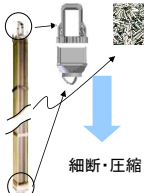
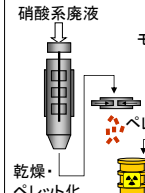
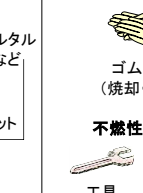

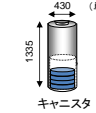
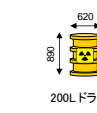
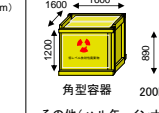
2 地層処分の安全確保の基本的考え方

本章では、わが国の地層処分において考慮すべき要件を整理したのち、セーフティケースを作成するうえで重要な要素であるサイト選定、処分場の設計、安全評価と、これらを統合するためのマネジメントの進め方に関する基本的な考え方を示す。

2.1 わが国の地層処分において考慮すべき要件

2.1.1 地層処分対象となる放射性廃棄物の特徴

地層処分の対象となる特定放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体、および再処理や MOX 燃料製造に伴って生ずる半減期の長い核種を一定量以上含む低レベル放射性廃棄物の一部（以下、TRU 等廃棄物という）である（図 2-1）。TRU 等廃棄物には、金属、モルタル、アスファルトなど、その形態や含有する放射性核種が異なる多様な廃棄物が含まれる。このため、図 2-1 に示すように廃棄体を 4 つのグループに分類しており[10]、処分場の設計や安全評価に当たっては、以下のような各グループの特徴に留意する必要がある。

ガラス固化体	廃棄体グループ	1	2	3	4	
					低発熱性L	発熱性H
 【日本原燃製造の仕様】 発熱量：350 W(製造後50年) 重量：約 500 kg 高さ：1340mm 直径：430 mm ステンレス製容器厚さ：6 mm 表面線量：約160 Sv/時間 (製造後50年)	概要	 放射性のヨウ素を除去する吸着材料	 ハル	 濃縮廃液など	 難燃性廃棄物 ゴム手袋 (焼却・圧縮) 不燃性廃棄物 工具 金属配管	
	主な廃棄体の形態	 200Lドラム缶	 キャニスタ	 200Lドラム缶	 角型容器 200Lドラム缶 その他(ハル缶、インナーバレル)	
	特徴	・放射性ヨウ素 (I-129)を含む ・セメント固化体	・発熱量が比較的大 ・放射性炭素 (C-14)を含む	・硝酸塩を含む ・モルタル、アスファルトによる固化体など	・焼却灰、不燃物 ・セメント固化体など	
	見込み発生量	319 m ³	5,792 m ³	5,228 m ³	5,436 m ³	1,309 m ³
	最大発熱量 (発生時点)	1 W/本未満	90 W/本未満	1 W/本	16 W/本	210 W/本

高レベル放射性廃棄物

TRU 等廃棄物

図 2-1 地層処分対象の放射性廃棄物の特性
(原子力発電環境整備機構, 2011[10]に基づき作成)

- グループ 1 は、ヨウ素廃銀吸着材をモルタルなどにより固化した廃棄体であり、発熱量はきわめて低い。溶解度が高く、収着性が低い長寿命核種の放射性ヨウ素 (I-129) を多く含んでいる。
- グループ 2 は、使用済み燃料の被覆管 (ハル) などの金属を圧縮し、ステンレス製容器に封入した廃棄体であり、TRU 等廃棄物のなかでは発熱量が比較的高い。溶解度が高く収着性が低い長寿命核種の放射性炭素 (C-14) を多く含む。
- グループ 3 は、再処理の過程で発生した硝酸を含む濃縮廃液を固化し、モルタルなどで固化した廃棄体、あるいは再処理技術の開発の過程で発生した廃液をアスファルトとともに固化した廃棄体であり、比較的发熱量は小さい。人工バリアや母岩の閉じ込め性に影響を与える可能性のある硝酸塩を含む。
- グループ 4 は、再処理施設などで発生する雑多な廃棄物をモルタルなどで固化または封入した廃棄体であり、比較的发熱量の低い廃棄体 (グループ 4L) および不燃性廃棄物 (高汚染部) など、TRU 等廃棄物のなかでは比較的发熱量が大きい廃棄体 (グループ 4H) がある。

ガラス固化体は製造後 30 年から 50 年間程度貯蔵した後、最終処分することになっているが[5]、現時点では貯蔵期間の分布を確定的に設定することは難しい。このため、包括的技術報告書では、日本原燃再処理工場の設計に用いられている使用済み燃料の標準的な仕様を用いて、製造後 30 年および 50 年の 2 種類におけるガラス固化体の発熱量と放射能インベントリを算出し、処分場受け入れ時の設定値として処分場の設計や安全評価の検討に用いることとした。また、TRU 等廃棄物については、第 2 次 TRU レポートをはじめ既往の処分場の設計や安全評価の検討[10]において評価上の想定年数として用いられている製造後 25 年にお

ける発熱量および放射能インベントリを算出し、用いることとした。

これらの放射性廃棄物の特性(核種の放射能量や発熱量、廃棄体の状態など)が想定範囲外にある場合、処分場の安全性に影響する可能性があることから、NUMO は安全審査の時期までに十分余裕をもって、廃棄物発生事業者と調整を行ったうえで高レベル放射性廃棄物と TRU 等廃棄物の受け入れ時の基準(廃棄体受入基準)を具体化していく。

2.1.2 処分場が有すべき安全機能

地層処分では、特定放射性廃棄物の潜在的危険性から人間と環境を保護するために、地下深部が本来的に有する安定的な性質を利用し、安全確保の基本的な概念である「隔離」と「閉じ込め」を長期にわたって実現する。このために処分場に求める安全機能を表 2-1 に示す。閉じ込めにかかわる安全機能を高めるために、工学的な対策(人工バリア)を施し、地下深部の有する機能と合わせて多重のバリアを構成する。これらの安全機能を処分場が有することによって、人間による監視がなくても、長期間にわたって処分した放射性廃棄物が人間と環境に許容できない影響を及ぼすことのないよう安全を確保することを可能とする。

地層処分事業は、調査の開始から、最後の廃棄物を処分場に埋設しすべての地下坑道を閉鎖するまでに 100 年程度を要する長い事業である。この処分場を閉鎖する前までの期間(以下、閉鎖前という)においても、処分施設の周辺公衆や作業従事者に対して放射線学的影響が生じないように、処分場には表 2-2 に示す安全機能が必要である。

これに加えて、自然災害などによる作業従事者の一般労働災害を防止するための安全対策、およびサイトの調査や処分場の建設・操業が施設の周辺環境に悪影響が及ぼさないための環境保全対策をとっておくことが必要である。

表 2-1 閉鎖後長期の処分場に求められる安全機能
(IAEA, 2011[11]に基づき作成)

安全確保の 基本概念	安全機能	説明
隔離	自然現象の著しい影響からの防護	自然現象の著しい影響により廃棄物が地表に接近あるいは露出しないように防護すること
	人の接近の抑制	人が特殊な技術を用いることなしに、廃棄物への偶発的な接近を困難にすること
閉じ込め	放射性物質の溶出抑制	廃棄体からの放射性物質の溶出を抑制することで、地下水への放出率を低下させること
	放射性物質の移行抑制	溶出した放射性物質の移行を抑制することにより、放射性物質の移行率を低下させること

表 2-2 放射線防護に関する閉鎖前の処分場に求められる安全機能
(原子力発電環境整備機構, 2011[12]に基づき作成)

安全確保の 基本概念	安全機能	説明
操業時 閉じ込め	廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止	操業期間中において廃棄体からの放射性物質の漏えいを防止すること
	施設外への放射性物質の放出の防止	操業期間中において放射性物質取り扱い施設からの放射性物質の放出を防止すること
放射線 遮蔽	放射線の遮蔽	廃棄体からの外部放射線による空間線量率を遮蔽により低減すること

2.1.3 可逆性と回収可能性の確保

長い事業期間のうちに想定される科学の進歩や政策、社会制度の変化などに柔軟に対応し、常に安全性を確認し社会における合意を得ながら、地層処分事業を進めていくことができるよう、改定された最終処分基本方針では、事業の可逆性や埋設した廃棄物の回収可能性を維持するとともに、必要な研究開発を継続することが明記された。こうした要求にも対応しながら処分事業を進める。

2.1.4 安全規制

地層処分の施設に関する規制基準は、今後、原子力規制委員会で整備されることになる。また、最終処分基本方針のなかで、原子力規制委員会はサイト選定が合理的に進められるよう、その進捗に応じ、安全確保上少なくとも考慮されるべき事項を順次示すことが適当とされている。サイトの選定においては、今後定められていくこれらの安全規制面からの要件を考慮していく必要がある。

2.1.5 情報公開と透明性の確保

最終処分施設建設地の選定を進めていくためには、関係住民の理解と協力を得ること、その前提として国民の理解と協力を得ることがきわめて重要である。そのためには、サイト選定に向けた活動や地層処分の技術的な情報を含めて、情報公開を徹底し、事業の透明性を確保することが必要である。セーフティケースの取りまとめはその活動の一環であり、第三者機関によるレビューの結果もあわせてこれを公開していく。

2.2 サイト選定の基本的考え方

サイト選定の目的は、長期間にわたって岩盤により放射

性廃棄物を隔離し、人工バリアと天然バリア（岩盤）からなる多重バリアシステムによって閉じ込めることができるようにするとともに、自然災害などの影響を回避・防止して処分場の建設や操業が安全に実施できるよう、処分場の設置に好ましい条件や特性を有し、それが長期間にわたり安定に維持される「地層処分に適した地質環境」を適切に選ぶことである。地質環境の長期にわたる安定性は、サイトにおける過去から現在までの地質学的な事象の変遷を念に調査することにより、現在生じている地質学的な事象に関する理解を深め、現在の地質環境が将来どのように変化していくのかを推測することにより評価する。

2.2.1 サイト選定のプロセス

「科学的特性マップ」における「好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域」はサイト調査の対象となるものである。「科学的特性マップ」は、NUMO がサイト調査を実施する前の段階において、全国規模で体系的に整備されているなど地域間の比較が客観的に可能で、現時点で一般的に入手可能なデータに基づき、全国区を対象として地層処分場を立地するうえでの可能性を示したものであり、それぞれの地域が処分地としてふさわしい科学的特性を有するかどうかを確定的に表現したものではない[6]。処分施設建設地は、調査を受け入れていただいた地域において、最終処分法に従い、文献調査、概要調査、精密調査という三段階の調査により調査する区域を段階的に絞り込んで最終的に選定される。

調査区域の絞り込みに当たっては、最終処分法で定められている要件（以下、法定要件という）に基づき、また科学的特性の提示に係る要件・基準[6]などを参照して、サイ

トの適格性を判断するための基準となる考慮すべき事項（以下、考慮事項という）を各調査段階の開始に先立って設定し、これに実際の地質環境の調査・評価に基づく結果が適合することを確認する。そのうえで、段階的に詳細化されていく地質環境の情報にあわせて処分場の設計とその安全評価を繰り返しながら、所要の安全機能を有する処分場が構築可能であることを示すことによってサイトを選定していく。次の調査段階に進む際には、対話活動などを通じてその地域の理解を得ることが必要である。各調査段階における地質環境の調査・評価結果や、それに基づく処分場の設計および安全評価については、法定要件に対する適格性の確認とともにセーフティケースの考え方に沿って作成する報告書などに取りまとめて社会に提示する。これによって、次段階に進むことが技術的に妥当であることを説明するとともに、次段階の調査計画を提示する。これに対して、地域の市町村長や都道府県知事から反対の意見が示された場合には、最終処分基本方針に沿って、次の段階に進まない。

これら地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全評価の作業は連携して進め、各段階で取得される情報の詳細度や不確実性を考慮しながら全体として整合がとれたものとする。また、不確実性を低減しより信頼性の高い詳細な設計や安全評価を行うために必要となる情報を的確に取得できるよう、次段階の調査計画を策定する。

2.2.2 閉鎖前の安全確保に対するサイト選定の考え方

閉鎖前の処分場の安全性に影響を及ぼす可能性として、地上施設に対する地震、津波、火砕物密度流、地すべりなどや、地下施設における切羽崩壊、山はね、異常出水、有害ガス突出などといった事象を要因とする重大な災害の発生が考えられる。こうした事象への対策の1つとして、法定要件として定められているように、対象とするサイトにおいて地下施設の建設や維持・管理に支障をきたすと考えられる第四紀の未固結堆積物が深度300 m以上の深さに分布している地域は除外する。また、上記のような自然事象が発生する可能性と想定される影響の程度や範囲を調査等によって把握し、必要に応じて処分施設の設置位置を工夫するなどの工学的な対策を検討したうえで、考慮事項などを踏まえて適切なサイトを選定する。こうした調査や検討に当たっては、原子力関連施設や地下土木構造物などにおける既往の対策事例を参考とすることができる。

2.2.3 閉鎖後長期の安全確保に対するサイト選定の考え方

表2-1に示した処分場の隔離機能を損なう要因としては、処分場の地表への接近をもたらすような著しい隆起・侵食や、マグマの処分場への貫入と地表への噴出をもたらすような火山活動などが考えられる。こうした現象に関する情報を網羅的かつ適切に取得するため、文献調査および概要調査の段階では、サイトを包含する数十 km×数十 km程度の領域を対象に、隔離機能を損なう恐れのある著しい自然現象について広域にわたり調査を行う。この領域の中から、少なくとも10万年程度を超えるできるだけ長期にわたる期間、処分場とその近傍の岩盤を含む領域（数 km×数 km程度）が隔離機能を損なうような自然現象の著しい影響か

ら回避されるよう、考慮事項などに照らしてサイトを選定する。地下施設を多層に配置して処分場の面積を縮小するなど、さまざまな可能性のある処分場概念のオプションを考慮してもこのような著しい影響を回避した処分施設建設地を確保できないと見込まれる場合は、当該サイトを選定候補から除外することとなる。

隔離機能が確保された地質環境に対し、放射性物質の大部分が処分場とその近傍にとどまり、人間の生活圏に移行したとしても、その間に放射能が十分に減衰して人間や環境に許容できない放射線学的影響をもたらさないように閉じ込め機能を確保する。このような閉じ込め機能は、天然バリアとしての地質環境と工学的対策として施される人工バリアが相互補完的に働くことによって実現される。こうした閉じ込め機能とともに、当該サイトの地質環境が人工バリアの安全機能を発揮できるような好ましい特徴を有するようにサイトの選定を行う。

2.2.4 調査情報の地質環境モデルへの統合

好ましい地質環境の条件は、その熱的、水理的、力学的、化学的な特性に依存する。サイト選定プロセスにおいては、これらの地質環境特性を調査によって把握し、将来の擾乱の可能性も含めて、処分場の設計や安全評価を行うための情報として提供する。このため、調査によって得られた情報やデータを統合して、処分場の設計や安全評価に適合するように、以下のような階層化した空間的スケールに対応した地質環境モデルを作成する（図2-2参照）。

- ・ 処分場の適切な位置を設定するためのサイトを包含する数十 km×数十 km程度の広域スケールの地質環境モデル
- ・ 廃棄体を定置する区画（以下、処分区画という）のレイアウトなど地下施設全体を設計するための処分場全体を包含する数 km×数 km程度の処分場スケールの地質環境モデル
- ・ 処分区画の形状および人工バリアや処分坑道の仕様などを設計するため、またこれらに応じた処分区画内とその周辺母岩の水理・物質移行特性を反映した核種の移行挙動を評価するための処分区画を包含する数百 m×数百 m程度のパネルスケールの地質環境モデル
- ・ 母岩の割れ目や間隙中での核種移行を評価するための数 cm～数十 cm程度の微細透水構造スケールの地質環境モデル

文献調査、概要調査、精密調査による地質環境の調査・評価は、図2-2に示すようにこうした階層的な空間スケールに対応して段階的に実施する。また、地質環境の時間的変遷については、安全評価が対象とする時間スケールに対してモデル化を行う。なお、数百 m×数百 m程度のパネルスケールに対して、人工バリアや坑道の仕様・形状、母岩の三次元的な割れ目分布などを詳細にモデル化した水理・物質移行解析を多数行うことは、現在の汎用的な計算機能力では実際的ではない場合がある。そのような場合、パネルスケールの地質環境モデルから、必要に応じて解析能力に見合った処分坑道周辺の100 m×100 m×100 m程度の領域を切り出して詳細なモデル化を行う。これを包括的技術報告書では、パネルスケールと区別するためニアフィール

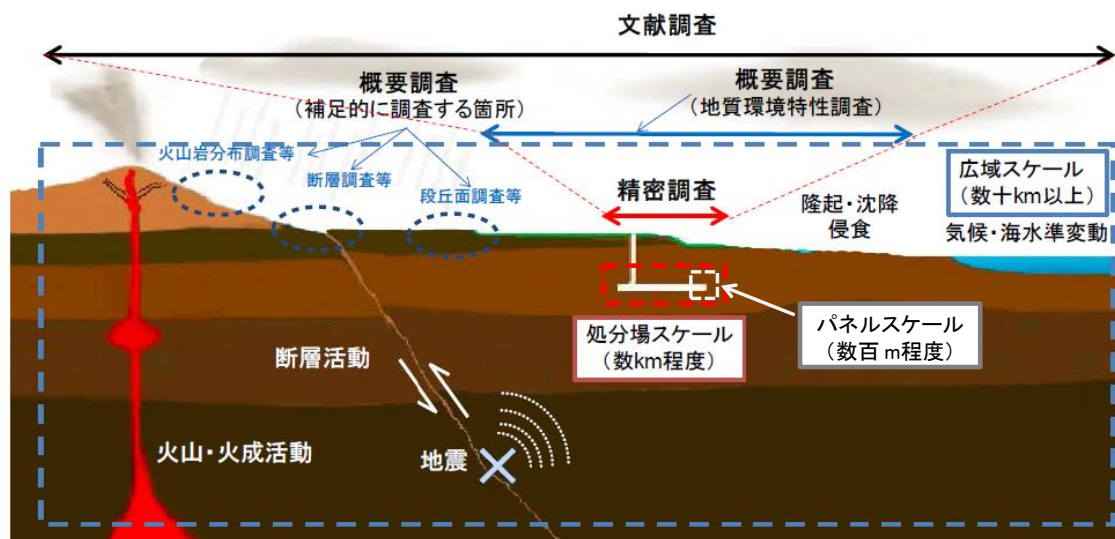


図 2-2 三段階のサイト調査の範囲と地質環境モデルのスケールの関係
(総合資源エネルギー調査会, 2017[6]に一部加筆)

ドスケールと称することとする (6.4.1 参照)。

地層処分にとって著しい影響を及ぼす可能性のある自然現象が認められないことを示し、また設計や安全評価に必要な地質環境の情報を時間・空間スケールに応じて提供する地質環境モデルの作成を介して、地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全評価を緊密に関連させることができるよう、地質環境調査・評価の方法論や具体的な技術の整備を進めていく。

2.3 処分場の設計の基本的考え方

処分場の設計では、サイトの地質環境に対して、周辺環境への影響を最小限に抑え、放射線学的安全性や一般労働安全を確保して建設・操業できるように、また処分場閉鎖後には、放射性廃棄物を長期間にわたり隔離し、閉じ込めるという安全機能を備えるように工学的な対策を施した処分場の仕様を提示する。

2.3.1 段階的な処分場の設計と最適化

調査によって段階的に高められる地質環境モデルの質と詳細度に応じて処分場の設計の最適化を進め、安全評価によって構築する地層処分システムの妥当性を確認する。地層処分事業は調査の開始から閉鎖までに 100 年程度を要することから、この間の科学技術の進歩に応じて、その時点で適用可能なより良い技術を経済合理性も踏まえて柔軟に取り込んでいく。

処分場に求められるさまざまな要件を総合的に考慮しながら設計の最適化を進めていくために、NUMO はその指標となる設計因子 (閉鎖後長期の安全性、閉鎖前の安全性、工学的実現性、回収可能性、環境保全、モニタリング、経済的合理性) を導入している[13]。設計因子を処分場に求める最上位の性能と規定し、各設計因子に関連する要求事項を明確に定義したうえで、適切な処分概念 (どのような考え方や方法で地層処分を行うかを示す概念) と処分場の各構成要素を設定し、要求事項に基づいて各構成要素に対する設計要件を具体的に割りあて、処分場を設計する。設

計においては、処分場の閉鎖前および閉鎖後長期の安全性を確保するための安全機能が処分場に具備されるよう処分施設の仕様や安全対策を設定し、安全機能が実際に機能するかどうかについては、さまざまな状況を考慮した安全評価によって確認される (2.4 参照)。このような設計因子を基軸とした体系的な設計の方法論によって、例えば異なる地質環境条件への対応や、将来の科学技術の進展を取り込む場合も、多面的な要求を同時に満たしつつ、設計の最適化を行うことができる[13]。さらに、処分場概念 (設計因子を考慮して設計した処分場の仕様例) を構成する要素についての設計上の選択肢 (設計オプション) を整備しておくことで、地質環境特性の多様性や社会的な制約条件の変化に対しても柔軟に処分場の設計を進めることを可能とする。

2.3.2 工学技術の実現性の確認

段階的に最適化を行いながら設計した処分場を実現するための建設・操業・閉鎖の技術についてはその実証を進める。精密調査段階の後半においては、地下調査施設を利用して実際の地下環境下での実証試験を行い、品質管理方法も含めた技術の適用性を確認する。また、処分場の状態を定常的に把握するためのモニタリングシステムの構築や、計画の可逆性を維持するために埋設した廃棄物の回収技術を併せて準備する (2.3.3 参照)。

2.3.3 事業期間中の回収可能性の確保、環境保全、モニタリングの考慮

処分場の建設・操業・閉鎖の過程においては、モニタリングや建設時の調査を通じて地質環境に関する新たな情報や、操業を通じて人工バリアなどの施工品質に関する情報などが追加される。これらの情報は公表するとともに、新しい知見を加えたうえで処分場の安全性や周辺環境の保全が確保可能であることを確認し、必要であれば設計の改良を行う。また、最終処分基本方針に沿って、将来世代が地層処分以外の放射性廃棄物対策を選択することが可能となるように、閉鎖までの期間は回収可能性を維持しておく。

2.4 安全評価の基本的考え方

安全評価では、地層処分に適した地質環境が長期にわたり維持されることが見込まれるように選定したサイトに所要の安全機能を備えるように設計した処分場の仕様に対して、処分場閉鎖前と閉鎖後長期のそれぞれについて、処分場の安全機能に影響を与える可能性のあるさまざまな事象が発生することを想定してもその影響が許容できる程度に収まるか否かを評価することで、処分場の安全性を判断する。許容できる影響の程度は、通常、規制機関から安全規制基準として提示されるが、わが国においては2.1.4で述べたように現時点でこうした基準は示されていない。

2.4.1 閉鎖前の安全性の評価

閉鎖前の安全性の評価の目的は、処分施設（地上施設と地下施設）の建設時、放射性廃棄物の輸送、受入れ・検査・封入、定置といった作業時、および処分施設の閉鎖時において、周辺公衆や作業従事者に対する安全性が確保できることを確認することである。

放射線影響を伴わない一般災害に対する防災対策および一般労働安全については、原子力事業などの既往事例を参照し、処分場の建設・操業・閉鎖で想定される災害リスクを特定しこれを回避・低減するための対策を処分場の設計や建設・閉鎖・操業方法に反映する。

地層処分の施設に対する規制上の具体的な要件が明確にされ、サイトが具体的に明らかになれば、廃棄物管理施設など既存の原子力施設も参考としながら規制上の要件に対応して必要な対策を講じる。

2.4.2 閉鎖後長期の安全性の評価

閉鎖後長期の安全性の評価では、国際的に受け入れられている一般的方法論に沿って、処分場が有する安全性のレベルと安全基準との比較を踏まえ、放射性廃棄物が将来にわたって人間の生活環境に有意な影響を及ぼさないことを確認する。

これまでに、安全評価の基本的要素であるシナリオの構築、モデルの開発、データセット（6.2参照）の整備に関する技術的な信頼性向上を目的とした研究開発が行われてきている。とくに、さまざまな不確実性を適切に取り扱うための考え方や方法、地質環境の違いや処分場の仕様の違いを反映し、異なる処分場概念の安全性を合理的に比較できるような解析手法の整備が重要である。

上述したとおり、わが国では閉鎖後の安全評価の基準や対象とする時間スケールといった基本的枠組みを与える安全規制は今後検討されることとなっている。また、2000年以降、国際機関や国内外の規制機関などにおいて、シナリオの発生可能性と影響の大きさを合わせて評価するリスク論的考え方に基づくアプローチが一般的となっている。今後定められる安全規制や国際的に標準となりつつある規制の動向を視野に入れて、安全評価の方法論を具体化していく。

2.5 マネジメントの基本的考え方

以上に述べたように、段階的なアプローチによって、地質環境情報の詳細化や、これに応じた処分場の設計や工学技術の具体化などを通じて処分場の安全性に関する不確実

性の低減を図りつつ、サイトの地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全性の評価を繰り返し実施することで、信頼性を高めながら地層処分の安全性を確保することが基本的な考え方である。サイト固有の条件に応じた技術課題などが明らかになった場合は、それらに対応する技術開発により解決を図ることで安全性を確保していく。この結果、処分場が閉鎖前、閉鎖後とも十分な安全性を確保できることが示されれば、処分施設の仕様の提示と併せて当該のサイトを選定する。こうした一連の作業は、相互に密接に関連して進めることが必要であり、この観点からセーフティケースの作成が有効である。これを、事業期間を通じて適切に行うためには、政策や社会制度、安全規制などにかかわる要件のマネジメント、セーフティケースにかかわる知識・情報・データの保存と伝承、最新の知識の適用を可能とする知識マネジメント、技術的信頼性を確保するための品質マネジメント、世代を超えて人材を確保・育成するための人的資源のマネジメント、継続的な課題解決のための技術開発のマネジメントといった総合的なマネジメントシステムを構築していく。

2.6 包括的技術報告書における検討のアプローチ

包括的技術報告書では、上述した基本的考え方に基づいて、現時点でサイトが特定されておらず、また安全規制が明らかになっていないといった制約条件を考慮して、以下に示すアプローチでわが国における安全な地層処分を実現するための方法を検討する。

- ・地層処分に適した地質環境を選定するための基本的考え方や技術を示す（第3章）。
- ・サイトの選定段階で調査対象になると想定される多様な地質環境のうち、地下に比較的広く分布する岩種を分類して、包括的技術報告書における検討対象母岩として位置づける。これらの検討対象母岩について、深地層の研究施設で得られた地下深部の情報を含む、わが国の最新の地質環境特性の知見や情報に基づき、それぞれの検討対象母岩の地質環境特性を表した地質環境モデルを設定する。この際、断層の存在といった核種の移行特性に重要な地質環境の特徴をなるべく現実的に反映することに留意する（第3章）。
- ・所要の安全機能を有する処分場の設計を行うための方法を示すとともに、上記の地質環境モデルを対象として、人工バリアの材料特性や施工技術などの最新の技術開発成果に基づいて処分場の設計を実施し、その工学的な実現性を示す。なお、高レベル放射性廃棄物処分場とTRU等廃棄物処分場は、単独での設置、および同一場所での併置の両者を考えることが可能であるが、併置処分をした場合、安全確保上は両者の相互影響を考慮する必要がある[8, 10]。このことから、安全確保のための検討では、併置処分は単独処分の場合を包含できると考えられるため、包括的技術報告書では併置処分を想定した検討を行う（第4章）。
- ・国際機関による勧告や諸外国の安全規制を参照して安全性を判断するめやすを設定したうえで、安全評価に関する最新の知見、これまでに開発したシナリオ構築

手法や評価解析モデルなどを適用し、設計した処分場に対して、閉鎖前および閉鎖後の長期の安全性について評価する（第5章および第6章）。

- これらの検討に基づいて、実際のサイト調査の段階において、地質環境の調査・評価、処分場の設計および安全評価を実施する際の留意事項について取りまとめるとともに、技術的信頼性をさらに向上させるために必要となる技術開発の取り組みなどを示す（各章）。

3 地層処分に適した地質環境の選定およびモデル化

本章では、わが国において地層処分に適した地質環境を選定することが可能であることを示すために、わが国の地質環境の特徴を3.1に示したうえで、わが国の地質環境に係る最新の科学的知見や技術開発成果に基づき、①サイト選定における判断の基本的な考え方や調査・評価技術を体系的に整備していることを示すとともに、②段階的に取得する地質環境情報を、処分場の設計および安全評価の基盤となる検討対象母岩の地質環境モデルを構築するという観点で解釈・統合できる技術を保有していることを示す。

3.2には、①について、地層処分において地質環境に期待される、地層処分による長期的な安全性を確保するための基本的な概念である「隔離」と「閉じ込め」を実現するために有すべき安全機能およびそれに影響を及ぼす要因と基本的な対応方針を示す。そのうえで、安全機能を損なう可能性のある自然現象の著しい影響を回避し、地層処分の観点から好ましい特性が長期にわたって安定に維持される地質環境を選定するための考え方や進め方、必要となる調査・評価技術を取りまとめる。3.3では、②について、サイト選定において対象となる可能性があり、安全機能が長期にわたって維持されると考えられる検討対象母岩を対象に、実際に処分場の設計および安全評価に係る取り組みの基盤となる地質環境モデルを構築し、その技術を実証する。

3.1 わが国の地質環境の特徴

日本列島は、ユーラシア大陸の東縁に北東から南西の方向に細長く伸びる弧状列島であり、海洋プレートが太平洋側の海溝から大陸プレートの下に沈み込む「プレートの収束境界」に位置している。これらのプレートの運動やプレート間の相互作用により火山・火成活動、地震・断層活動、隆起・沈降運動などに加え、地球規模の気候・海水準変動により侵食・堆積作用が過去から現在までの地質学的な時間スケールで繰り返しあるいは継続的に発生している。

火山・火成活動の活動域は過去数百万年にわたって大きく変化しておらず、とくに東北日本の火山フロントの前弧域および四国地方においては今後も火山・火成活動が生じる可能性がきわめて小さいと考えられる[14]。一方、東北日本の火山フロントの背弧域、西南日本では中国山地よりも日本海側の地域において火山活動が発生している[14, 15, 16, 17]。第四紀の火山・火成活動の影響範囲は、第四紀火山[18, 19]の位置を中心としておおむね半径15 kmの円の範囲に分布している[20]。また、火山フロントの背弧域では、過去数十万年間において、10 年以上にわたって火山が存

在していなかった地域においても火山が新規発生した事例が認められている[17, 21]。

地震・断層活動は第四紀以降の広域の圧縮応力場に応じて過去数十万年程度前から繰り返し生じるだけでなく[22, 23]、海溝型巨大地震に伴う応力変化の影響により発生した事例[24, 25]も認められている。第四紀以前に形成された断層は、地殻応力場の変化などに起因して一時的にあるいは繰り返し再活動している[26]。地震発生層の深度はおおむね6~20 kmに分布し[27]、M6.5以上の内陸地震では震源断層が地表に出現した事例が確認されている[28]。このような震源断層は地表で確認されている長さ10 km規模の断層と同規模である。断層運動による影響範囲は、断層破砕帯の外側の母岩で周囲に比べて割れ目頻度の高いプロセスゾーンの幅として断層長さの100分の1程度である[29, 30, 31]。また、規模の大きな断層では、活断層の近傍あるいは延長方向に位置する断層が再活動する可能性や複数の断層が並行あるいは雁行する場合に断層活動域が拡大する可能性が考えられる[26, 32, 33]。

日本列島の地質構造は、海洋プレートの沈み込みに伴い、さまざまな時代の付加体とその当時のプレートの収束境界方向に沿って堆積したうえで、その一部が再配置され、一般に基盤は大陸側ほど古く、太平洋側ほど新しいという特徴を有している[34]。日本列島の地質はさまざまな種類の地層・岩体から構成されており、先新第三紀堆積岩類や変成岩類とそれらに貫入している深成岩類などが基盤を構成し、それを新第三紀および第四紀の堆積岩類や火山岩類などが覆い、一部の地域では前述の基盤岩類が地表に露出している。また、日本列島の起伏の大きい地形、比較的温暖な気候や豊富な降水量、周囲を海で囲まれた島国という地理的な特徴により、一般に地下水の水位が高い。地下水の水質は、その起源、地下水と接する地層・岩体の種類や透水性、地下水流動を規制する地質構造などに大きく依存し[35]、変化に富んでいる。具体的には、陸域には天水起源の地下水が広く分布するが、マグマ由来の地下水や断層系などを通じて地下深部から上昇した深部流体なども認められる[36, 37]。一方、沿岸部では、天水起源の淡水系地下水の陸域から海域への張り出しや海水起源の塩水系地下水の帯水層中への浸入、地下深部に長期にわたり閉じ込められた化石海水や油田かん水の存在など、一般に複雑な分布を示している[38, 39]。

3.2 地層処分に適した地質環境の選定プロセスと地質環境調査・評価手法

これまでに蓄積されたわが国の地質環境に係る最新の科学的知見に基づく、わが国の地下深部には地層処分の観点から好ましい特性を有する地質環境が長期にわたって維持されている地域が存在し、そのような地域が広く分布すると推察される[4, 40]。この知見を踏まえ、本節では、地層処分にとって好ましい地質環境に求められる要件(3.2.1)と、この要件を満たすサイトを選定するための基本的な考え方と進め方(3.2.2)、およびこれに従いサイトを選定するために必要となる地質環境調査・評価手法とその実証事例(3.2.3)について述べる。

3.2.1 地質環境に求められる要件

処分場の閉鎖前および閉鎖後長期の安全確保に係る要件は、法定要件および地層処分技術 WG[4, 7]の報告書に基づき整備した考慮事項として整理している（2.2.1 参照）。とくに処分場の閉鎖後長期については、安全確保の基本概念である「隔離」および「閉じ込め」を達成するために、「自然現象の著しい影響からの防護」および「人の接近の抑制」ならびに「放射性物質の溶出制限」および「放射性物質の移行抑制」という安全機能が長期にわたって維持されることが期待されており[11, 41]、後者の要件は、好ましい熱環境、水理場、力学場、化学場の条件（THMC 条件）として整理される。

3.2.2 サイト選定の基本的な考え方と進め方

サイト選定の各段階においては、法定要件を含む考慮事項に対する適格性の確認の観点から、地質環境に求められる要件に影響を及ぼす要因に対して表 3-1 に示す対応を行いつつその要因に係る自然現象の影響を回避し、処分場の工学的実現性および閉鎖後長期の安全性の確認のために具体的に調査・評価すべき項目を特定したうえで、それに基づき詳細度を次第に高めながら地質環境調査を実施する。また、調査によって取得した地質環境情報は、地質・地質構造および THMC 条件に係る関係性が大きく矛盾することなく説明できるように解釈したうえで地質環境モデルとして統合する。構築した地質環境モデルに対して処分場の設計および安全評価を通じて安全な処分場の構築が可能かどうかを確認し、その信頼性をさらに向上させるために必要となる事項に基づきさらに地質環境調査・評価を実施する。

このように、処分場の安全機能に著しい影響を与える可能性のある自然現象の回避から、処分場の設計および安全評価の検討を通じて更なる要求事項の特定を繰り返しながら、処分場の工学的実現性および安全性に大きな影響を及ぼすと考えられる地質環境に係る因子を特定し、それに付随する不確実性の低減を段階的に図る「繰り返しアプローチによる不確実性の低減」、および「地質環境特性の統合化」を方法論の基幹としてサイト選定に適用する。具体的には、

表 3-1 に従って、火山・火成活動、火山性熱水・深部流体の移動・流入、地震・断層活動、隆起・侵食の影響に加え、第四紀の未固結堆積物の分布あるいは鉱物資源の存在を確認し、明らかに適格性が劣ると判断されるサイトを除外する。自然現象の著しい影響などを回避したサイトでは、とくに閉じ込めの観点から地質環境特性を評価し、明らかに適格性が劣る範囲を除外するとともに、過去から現在までの地質環境特性の時間的・空間的な変遷を把握することにより、少なくとも将来 10 万年程度を超えるような長期にわたり好ましい地質環境特性が安定に維持されることを確認する。地質環境調査で取得する地質構造や地質環境特性の空間分布などの情報については、処分場の設計および安全評価にも利用可能な数値データとして取りまとめ、これらに基づき地質環境モデルを構築する。

3.2.3 地質環境調査・評価手法と実証事例

わが国の多様な地質環境を対象とした調査・評価は、最新の技術開発成果なども踏まえつつ、サイト環境条件（サイトの地表から地下深部までの地層処分に関連するさまざまな条件）に応じてその時点で利用可能であり、目的に対して最適かつ最も信頼性の高い技術を適用して実施する。このため、サイト調査に用いる地質環境調査・評価技術は、資源探査や建設工事などの分野で実績があり、地層処分に必要な地質環境情報を要求されるレベルの品質で取得するという観点から、JAEA や電力中央研究所（以下、電中研という）といった関係研究機関などにより進められている研究開発などを通じて高度化が図られ、適用性が確認されたものであることが求められる。

処分場に著しい影響を及ぼす可能性のある自然現象の影響に係る調査・評価技術については、とくに内陸を対象として、自然現象の過去から現在までの変遷を対象とした事例研究を通じて、例えば、地球物理学的手法や地球化学的手法などを組み合わせた地下深部の断層やマグマなどの存在・空間分布の推定、断層破砕帯内物質の放射年代を指標とした上載地層法の適用が困難な断層の活動性の把握、熱年代学的手法などを用いた隆起・侵食速度の算出などに係

表 3-1 安全確保に影響を及ぼす要因に対するサイト選定上の対応の基本的な考え方

影響要因	サイト選定上の対応の基本的な考え方	文献調査	概要調査	精密調査
第四紀の未固結堆積物の分布	・ 深度 300 m 以上の深さに第四紀の未固結堆積物が分布する地域の除外			
地熱・温泉や地震などの発生、軟弱地盤の分布、地盤の変形・変位など	・ 操業期間中の影響の程度や範囲などの把握 ・ 影響を低減するための情報化施工技術の適用や地上施設の設置位置の検討			
火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれなどの発生	・ 操業期間中の影響の範囲などの把握 ・ 影響を回避するための地上施設の設置位置の検討			
火山・火成活動、火山性熱水・深部流体の移動・流入、地震・断層活動、隆起・侵食	・ 著しい影響が及ぶ範囲の除外 ・ 適格性が劣る地質環境特性を有する範囲の除外 ・ 緩慢な影響に伴う地質環境特性の長期変遷の把握 ・ 影響を考慮した適切な工学的対策の検討 ・ 安全評価による放射性物質の溶出・移行抑制機能の長期的な維持の確認 ・ 放射性物質の溶出・移行抑制機能が期待できない場合は、選定候補からの当該サイトの除外			
鉱物資源の存在	・ 経済的に価値が高い鉱物資源が地下に存在する範囲の除外			

空間スケール 広域 処分場 パネル

る手法などの整備が体系的に進められている[42, 43, 44]. 将来の自然現象の発生とその影響に係る調査・評価技術については、新たな火山や断層の発生可能性に係る長期予測モデルの開発[45, 46]に加え、断層運動に伴う地下水流動系の変化に係る評価技術[47]、将来 10 万年程度の地形変化のシミュレーション技術[48]、地形変化および気候変化を考慮した地下水流動解析手法[49, 50]などの整備が進められている。また、100 万年を超えるような長期間を対象に、過去から現在までの地質環境の長期変動を三次元的に表現できるモデルが構築され、それに必要となる可視化・数値化技術や不確実性の評価手法に加え、モデルの構築や検証に用いる地質環境情報を取得するための要素技術などの整備も進められている[51].

地質環境特性とその長期変遷に係る調査・評価技術については、JAEA が幌延および瑞浪で進めている深地層の研究施設計画により、概要調査および精密調査の段階に相当する地上からの調査研究、地下施設建設時の調査研究、地下施設での調査研究を通じて、開発・実証が段階的に進められている。これらの調査研究では、3.2.2 で述べた不確実性の低減に係る方法論および地質環境情報の統合の基盤となる技術が、新第三紀堆積岩類、花崗岩類および沿岸部の地質環境を対象に整備され、その有効性が確認されている[52, 53, 54, 55]. これと並行して、沿岸部の陸域から海域における調査・評価技術については、産業技術総合研究所や電中研が主体となった総合的な研究開発が継続的に展開されている[56].

一方、NUMO では、沿岸部陸域に広く分布する付加体を構成する堆積岩類のうち、とくに新第三紀堆積岩類を対象に、概要調査の段階において調査・評価技術を適用できるようにするため、その有効性の確認および体系化を目的とした取り組みを電中研と共同で進めており、この取り組みを通じてサイト調査を効率的・効果的に進めるための技術的な知識や実践的な経験の蓄積を図っている[12, 57]. また、各調査段階でどのような調査・評価技術を組み合わせる必要の情報を取得するかなどを体系的に取りまとめた調査計画立案マニュアルや品質管理手引書などの整備を進めている。

地質環境に著しい影響を与える自然現象は、3.2.2 に述べたように、将来にわたって回避することが基本であるものの、将来における自然現象の活動や発生の予測には科学的知識の限界などに起因する不確実性が伴う。また、その不確実性は対象とする評価期間が長くなるほど大きくなることから、長期的な自然現象の発生とそれに伴う地質環境の状態変化に係る評価においては不確実性への対応が重要である。このことから NUMO では、サイトが特定された段階における将来 10 万年程度を超えるような長期の安全性の評価のために ITM-TOPAZ 手法を開発した[58, 59]. この手法は、プレート運動をもとに広域的なテクトニクスの変遷、それに伴うサイト周辺における自然現象の発生とそれに起因する地質環境の状態変化について、①シナリオおよびロジックツリーの構築、②専門家の意見集約による確信度の設定、③シナリオの起こりやすさの確率論的評価を行うものである。評価の領域は処分場スケールに相当する 5

km 四方程度、期間は 100 万年程度を対象とし、火山・火成活動、地震・断層活動、隆起・侵食に対して適用を試みている。

以上、3.2.1～3.2.3 より、地層処分に適したサイトを特定するための判断に係るサイト選定の基本的な考え方・進め方および方法論に加え、わが国の多様な地質環境を対象とした地質環境調査・評価技術の体系的な整備および実証は着実に進められており、今後の三段階のサイト選定において地層処分に適した地質環境を選定するための調査・評価を適切に実施するうえで必要な準備が整っているといえることができる。

3.3 検討対象母岩のモデル化

3.2.2 で述べたように、サイト選定の各段階においては、地質環境調査で取得する情報を処分場の設計や安全評価に利用可能な形式で整理し、地質環境の理解や不確実性の種類や程度に係る知識として共有するため、断層や褶曲構造といった地質構造の幾何形状や地質環境特性の空間分布などについて、それらの時間的な変遷も考慮に入れて地質環境モデルとして統合する。本節では、3.3.1 においてサイト選定の対象になると想定される多様な地質環境を、処分場の設計および安全評価の観点から重要となる特徴に着目して類型化したうえで検討対象母岩として設定し、3.3.2 において地質環境モデルの構築の基本的な進め方とそれに基づき構築した地質環境モデルを提示することで、多様な地質環境に対応した地質環境モデルの構築に係る技術の全体像を示す。

3.2.2 で述べたように、対象とするサイトが明らかになった場合には、そのサイトに固有の地質環境モデルの構築を三段階の地質環境調査・評価において段階的に取得する情報を反映しながら、繰り返し実施しその信頼性と精度を高めていく。ここで示す地質環境モデルの構築の進め方と具体的なモデルは、日本全国に分布すると想定される候補母岩を網羅するように作成したものであり、サイトが明らかとなった場合に、そのサイトを対象とする地質環境モデルを構築するための出発点となるものである。

3.3.1 検討対象母岩の設定

日本地質学会が区分した日本列島の地質[34]のうち、第四紀堆積岩類および第四紀火山岩類を除いた新第三紀・先新第三紀深成岩類（以下、深成岩類という）、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類、新第三紀・先新第三紀火山岩類（以下、火山岩類という）、変成岩類を対象に、全国規模で収集した地質環境情報に基づき、処分場の設計の観点から重要な熱特性や力学特性として、とくに熱伝導率、一軸圧縮強さおよび有効間隙率について、安全評価の観点から重要な地下水流動や放射性物質の移行・遅延に係る特性として、とくに水みちの構造、透水係数および有効間隙率について着目し、それらの特徴を表 3-2 のように整理した。

新第三紀堆積岩類および深成岩類は、これまでにわが国の地質環境を代表的に捉え大きく 2 つに分類した堆積岩系および結晶質岩系の地質を対象に、地層処分の観点から進められてきた地質環境調査・評価から安全評価までの一連の検討[1]に基づいて、一般的に閉じ込めの観点から好まし

表 3-2 地層処分の観点からみた 5 岩種の特徴

時代	新第三紀	先新第三紀	新第三紀・ 先新第三紀	新第三紀・ 先新第三紀	
岩種	堆積岩類	堆積岩類	火山岩類	深成岩類	変成岩類
地表分布面積比率 [%]	15	41	18	18	8
深度 500 m 分布面積比率 [%]	15	40	15	20	10
深度 1,000 m 分布面積比率 [%]	10	45	10	25	10
水みちの構造	粒子間隙, 割れ目	割れ目, 層理面	割れ目	割れ目, 岩脈	割れ目, 片理面
透水係数の代表値 [m/s]	2.9×10^{-7}	4.7×10^{-7}	2.1×10^{-7}	5.5×10^{-8}	4.3×10^{-8}
有効間隙率の代表値 [%]	25~27	3.5~6.8	5.4~7.9	0.8~1.5	1.2~6.8
熱伝導率の代表値 [W/m K]	1.6~1.8	1.4~1.5	2.4~2.5	2.8~2.9	3.3
一軸圧縮強さの代表値 [MPa]	9~28	74~90	92~106	108~110	55~66

い地質環境特性を有すると考えられる。

先新第三紀堆積岩類は、わが国に広く分布する堆積岩のうち、日本列島の形成においてその骨格をなす基盤岩として重要であり[60]、その産状は変化に富み、水みちの構造や力学強度などの特性は深成岩類と類似した特徴を有するなど、同じ堆積岩ではあっても新第三紀堆積岩類とは異なる地質学的特徴を有する。火山岩類は処分場の設計の観点から深成岩類、安全評価の観点から先新第三紀堆積岩類と類似した特徴を有し、変成岩類はその主要な構成岩種である結晶片岩類および片麻岩類が先新第三紀堆積岩類および深成岩類とそれぞれ類似した特徴を有することから、これらの 2 岩種については、深成岩類および先新第三紀堆積岩類に適用する考え方や手法の応用により、処分場の設計および安全評価における対応が可能であると考えられる。

以上の検討に基づく類型化に従って、包括的技術報告書においては、深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類の 3 岩種を検討対象母岩として設定した。

3.3.2 地質環境モデルの構築

モデル化に当たっては、地下施設の設計に係る検討（第 4 章参照）を行うことを踏まえ、新第三紀堆積岩類は深度 500 m、深成岩類および先新第三紀堆積岩類は深度 1,000 m を対象深度として設定した。また、2.2.4 で述べた考え方に従い、地下深部における閉じ込めの観点から好ましい地質環境特性とその長期的な安定性を確認する範囲である処分場スケール（数 km×数 km）、処分場スケールの地質環境特性に影響を与える要因となる自然現象を考慮する範囲である広域スケール（数十 km×数十 km）、処分場スケールにおいて実際に処分区画を設置する範囲であるパネルスケール（数百 m×数百 m）という 3 つの空間スケールを対象とし、それぞれのスケールにおける目的に応じたモデル化を行うこととした（図 2-2 参照）。

具体的には、まず、3.3.1 で述べたそれぞれの検討対象母岩に対し、空間スケールを踏まえ、地下深部の地質環境の特徴を考慮して岩体や地層の規模、地下深部において認められる断層・割れ目の卓越方位、長さ、分布密度に加え、岩盤中の基質および断層・割れ目の透水係数などを把握するための基盤となる地質環境の概念を示した。次に、この概念に基づき、広域スケールの地質構造モデルおよび水理地質構造モデルを構築した。この水理地質構造モデルを用いて地下水流動解析を実施し、得られた地下水移行時間分布や地質構造を考慮し、広域スケールから処分場スケール、

処分場スケールからパネルスケールと入れ子構造になるように、より詳細な検討を行う領域の空間スケールの範囲を具体的に設定した。このモデル化および地下水流動解析においては、調査段階ごとに対象とする時間スケールおよび取得する地質環境情報の質・量が異なることを踏まえ（表 3-1 参照）、サイトが特定されていない現段階では、広域スケールでは主として全国規模で収集した地質環境情報を用い、処分場の設計および安全評価に係る検討の場となる処分場スケールからパネルスケールでは、地下深部の地質環境特性に係るデータが整合的かつ体系的に取得されている個別の地域の地質環境情報を可能な限り活用した。このように構築した地質環境モデルのうち、地質構造モデルを図 3-1 に示す。

また、前述の空間スケールを対象としたモデルに加え、個別の地域における事例研究の成果に基づき、放射性物質の移行・遅延を支配する微細透水構造の概念モデルを構築するとともに、全国規模で収集した地質環境情報に基づき、地下水水質および岩盤の熱的・力学的特性のモデル化を行った。地下水水質のモデル化については、わが国の地下水が天水起源の地下水から、現海水を起源とする地下水、海水と同等あるいはそれ以上の塩分を含む化石海水まで幅広く存在することを考慮し、それぞれの検討対象母岩に対して低 Cl⁻濃度および高 Cl⁻濃度の 2 種類のモデル水質を設定した。この設定に当たっては、全国規模で地下水水質データを収集したデータベースに加え、瑞浪および幌延の深地層の研究施設計画や全国各地で実施された資源探査や温泉調査などで取得された地下水水質データを参照した[52, 53, 61]。モデル化に用いる地下水水質データは、ボーリング孔掘削に用いる掘削水や地表水の混入がない、採水する際に溶存ガスの離脱による pH や水質の変化がないといった観点で品質が保証されたものであることが重要であることから、採水地点および深度の情報から対象岩種を特定して 3 つの検討対象母岩に対応させようとして、深度 300 m 以深の地下水水質データを対象に、掘削水による汚染の程度、地表水の混合の程度、脱ガスの程度、電荷バランスの観点から適用可能なものを選定した。次に、実際の母岩中における地下水の水質が水みちに存在する鉱物との化学平衡反応によって形成されていると考えられることを考慮し、選定した地下水水質データを用いて各母岩において想定される反応に係る化学平衡計算を行い、前述した擾乱などによる影響のない条件下での値を算出することによってモデル水

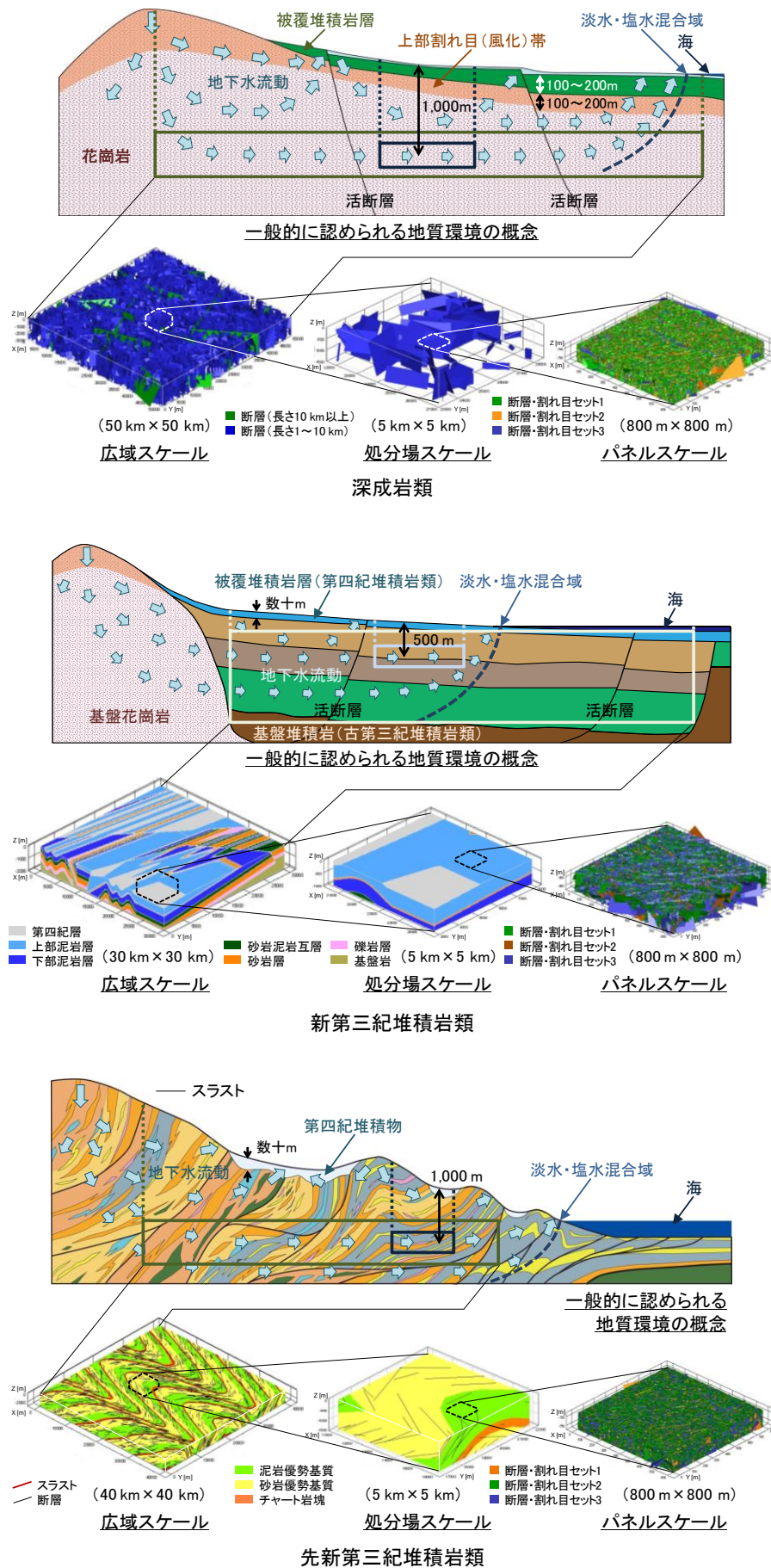


図 3-1 地質環境モデル (地質構造モデルの例)

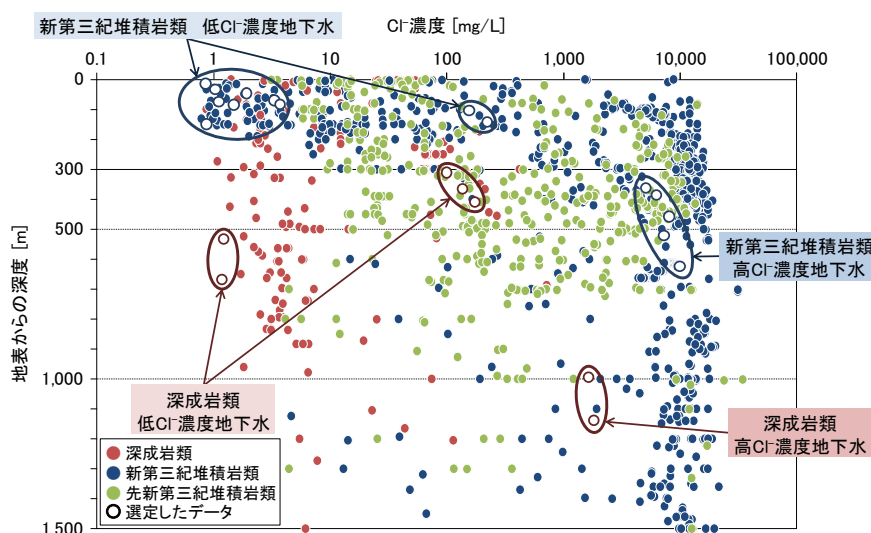


図3-2 モデル水質の設定に用いる地下水水質データの選定

質を設定した（図3-2）。

具体的には、深成岩類については、選定した低 Cl^- 濃度および高 Cl^- 濃度の地下水水質データそれぞれを対象に、花崗岩中の透水性割れ目に一般的に観察される鉱物との化学反応を考慮した化学平衡計算を行った。この際、温度は深度 1,000 m 相当の地温である 45°C とし、 pH および酸化還元電位はそれぞれ方解石および黄鉄鉱との化学平衡を仮定するとともに、スメクタイトおよび石英との化学平衡を考慮した。新第三紀堆積岩類については、選定した高 Cl^- 濃度の地下水水質データを対象に、温度は深度 500 m 相当の地温である 30°C とし、対象となる泥岩中の透水性割れ目および基質に確認される方解石、黄鉄鉱、スメクタイト、クリストバル石との化学反応を考慮した化学平衡計算を行うことによりモデル水質を設定した。低 Cl^- 濃度の地下水については、深度 300 m 以深において要求品質を満足する地下水水質データを確認することができなかったことから、要求品質を満たす深度 300 m 以浅の地下水水質データを選定した。この新第三紀堆積岩類の低 Cl^- 濃度の地下水は還元的雰囲気にあるだけでなく、地層中に長期にわたって滞留しており、地下深部の地下水と同様の地球化学的特徴を有していることを確認した。また、深度 300 m 以深にも低 Cl^- 濃度の地下水が認められることから、選定した深度 300 m 以浅の地下水水質データを新第三紀堆積岩類の低 Cl^- 濃度の地下水のモデル水質として設定した。先新第三紀堆積岩類については、深度にかかわらず要求品質を満たす地下水水質データが存在しないことから、わが国で認められる地下水水質の幅および対象となる泥岩の鉱物組成に係る新第三紀堆積岩類との類似性を考慮し、新第三紀堆積岩類の低 Cl^- 濃度および高 Cl^- 濃度の地下水水質データを用いて、深度 1,000 m 相当の地温である 45°C の条件に対して新第三紀堆積岩類と同様の手法により設定した。

このような手法で設定した、低 Cl^- 濃度および高 Cl^- 濃度それぞれのモデル水質は、いずれの検討対象母岩においても、わが国の地下深部で認められる地下水の水質をほぼ網羅することに加え、 pH は中性から弱アルカリ性で還元的雰囲気であり、3.2.1 で述べた処分場の閉鎖後長期の「閉じ込

め」の観点から地質環境に求められる化学場の要件に合致するものである。

以上述べたように、NUMO は、わが国の地質環境に係る最新の知見に基づき、サイト選定の対象になると想定される多様な地質環境の類型化、地質環境モデルの構築を通じて、段階的に取得する地質環境情報を地質環境モデルとして解釈・統合する技術を保有するとともに、これを具体的なサイトに適用するための準備が整っているといえる。

4 処分場の設計と工学技術

本章では、第3章で設定した3種類の検討対象母岩の地質環境モデルを対象として処分場の設計を実施することで、多様な地質環境に対して、放射性廃棄物を地下深部に隔離し、閉じ込めるという安全機能を確認した処分場の仕様を示す。また、設計した処分場を実現するための工学技術の適用性について述べる。

4.1 処分場の設計の考え方

4.1.1 段階的な設計の方法論

処分場の設計の目的は、処分場の閉鎖前の安全性および閉鎖後長期の安全性を確保可能な処分場の仕様を提示することである。処分施設の仕様は、文献調査、概要調査、精密調査の各段階で取得される地質環境情報や、その時点の最新の技術開発成果などに基づき、工学的な実現性などさまざまな因子に係る条件を考慮して設計し、段階的に詳細化と最適化を図っていく。このため、2.3.1 で述べたように、設計によって処分場に持たせようとする性質と能力を「設計因子」として設定し、異なるサイトや異なる事業段階においても汎用的に適用可能な処分場の設計方針としている[13]。2.3.1 で述べた設計因子のうち、サイトが明らかとなっていない現段階においては閉鎖前の安全性、閉鎖後長期の安全性、回収可能性、工学的成立性、経済的合理性の5つの設計因子を考慮することとしている。これらの設計因子に対して、表4-1に示すように、処分場に対する設計上の

表 4-1 包括的技術報告書で考慮する設計因子と要求事項

設計因子	要求事項
閉鎖前の安全性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄体からの放射性物質の漏えいの防止 ・ 施設外への放射性物質の放出の防止 ・ 放射線の遮蔽 ・ 作業環境の維持 ・ 災害の発生・拡大の防止 ・ 災害時の避難経路の確保
閉鎖後長期の安全性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 自然現象の著しい影響からの防護 ・ 人間の接近の抑制 ・ 放射性物質の溶出抑制 ・ 放射性物質の移行抑制
回収可能性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 回収可能性の維持 ・ 回収可能性の維持による安全性への影響の防止・低減
工学的成立性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 実現可能な建設・操業・閉鎖の作業工程・方法 ・ 実証された技術の適用
経済的合理性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場の建設・操業・閉鎖の合理性 ・ 調達性

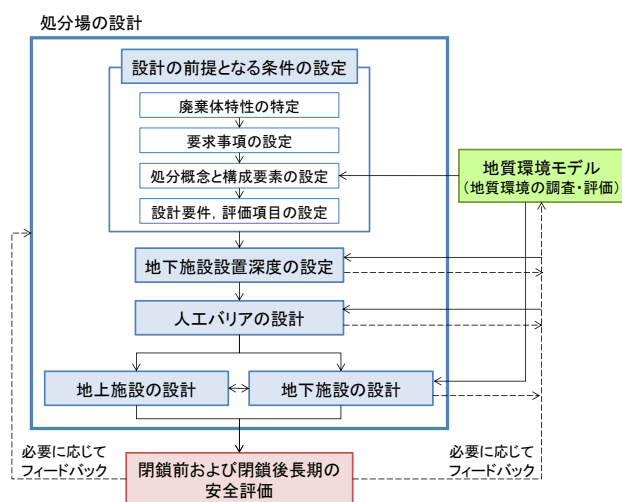


図 4-1 処分場の設計フロー

「要求事項」を設定した。

設計の基本的な流れを図 4-1 に示す。地層処分の対象となる廃棄体（図 2-1）の特性、地質環境モデルおよび表 4-1 に示した要求事項に基づいて、適切な処分概念と処分施設（人工バリア、地上・地下施設）の構成要素を設定する。構成要素ごとに要求事項で示される必要な性能が確保されるように、設計すべき内容を、指標と満たすべき基準とともに具体化した「設計要件」を明らかにする。次に、地質環境モデルを参照しながら地下施設を設置する深度を設定し、この深度を条件として設計要件に基づき人工バリアや地下施設、および地上施設の設計を実施する。

設計においては、地質環境モデルにおいて提示される地質環境特性に関する情報・データにかかわる不確実性を考慮して、安全性に裕度をもたせることが原則である。一方で安全裕度は実現性を確保できるよう合理的に設定されることが必要であり、設計の過程で、地質環境特性についてより不確実性を低減すべき項目が明らかになれば地質環境調査・評価の作業に反映する。設計した処分場に対して処分場の閉鎖前および閉鎖後長期の安全評価を実施し、所要の安全性の確保が困難と判断されれば、設計の見直しや追加的な地質環境情報の取得による地質環境モデルの詳細化などの対策をとる。それらによっても安全の確保が難しい場合にはそのサイトを候補地から除外する。

4.1.2 処分概念と設計オプションの考え方

わが国の多様な地質環境特性を考慮すると、現時点で処分場の仕様を 1 つに絞り込むことは必ずしも合理的ではない。むしろ、特定のサイトが明らかとなっていない現段階においては、設計因子から導かれる処分場への要求事項を実現可能とする複数の設計仕様を整備することで、わが国の多様な条件に柔軟に対応して処分場の設計を可能にしておくことが重要である。このような設計の代替案を設計オプションと呼ぶこととする。設計オプションには、処分場概念から構成要素の構造や材料、操業方法などさまざまなレベルでの選択肢が含まれる。設計オプションを幅広く検討しておくことは、現時点では工学的成立性が低いと考えられる技術であっても、今後、技術開発を実施することで、より適した技術を整備するという、処分場設計の最適化の観点でも有効である。これにより、科学技術の進展を取り入れ、地層処分の技術的信頼性を向上させることが可能になると考えられる。

包括的技術報告書では、第 2 次取りまとめ、および第 2 次 TRU レポートで提示された処分場概念を出発点として、最新の科学的知見や技術開発成果を踏まえた設計の検討を進めた。高レベル放射性廃棄物処分場については、第 2 次取りまとめにおいて廃棄体の堅置き定置方式と横置き定置方式の処分場概念が示されている[1]。包括的技術報告書では、廃棄体の定置方法に関するこれまでの検討成果[12]を踏まえ、定置の作業性や緩衝材の品質管理の容易性、湧水などの地下環境に対する適応性などを考慮して、堅置き定置は緩衝材をブロックにより施工する方式（以下、堅置き・ブロック方式という）を、横置き定置については近年技術開発が進展している PEM（Prefabricated Engineered Barrier System Module の略：地上施設で廃棄体を人工バリアと一体化したモジュールを地下施設に搬送し、定置する技術）を適用した方式（以下、横置き・PEM 方式という）を検討の対象とした。TRU 等廃棄物処分場については、基本となる処分場概念が第 2 次 TRU レポートで示されている。この概念では、廃棄体パッケージは複数の廃棄体（キャニスタやドラム缶）を鋼製の容器に詰めセメント系材料で固化したもの（以下、廃棄体パッケージ A という）であり、これを地下の処分坑道にフォークリフトで積み上げるという方法を採用している[8]。包括的技術報告書ではこの概念に加え、上蓋を取り付けた鋼製の容器に廃棄体を入れてパッケージ化した廃棄体パッケージ（以下、廃棄体パッケージ B という）を天井クレーンで定置する方法を検討の対象とした。

また、地下施設については、第 2 次取りまとめ以降わが国で継続して検討されてきたパネル型、および諸外国（フィンランド[62]、スウェーデン[63]など）で検討事例の多いデッドエンド型の 2 つのタイプの処分区画を、高レベル放射性廃棄物処分場の地下施設レイアウトの設計オプションとして検討の対象とした。パネル型の処分区画は、平行に配置した処分坑道を主要坑道が周回するように設置するものであり、処分坑道の両端が主要坑道に接続しているため、物流経路の確保の観点からは作業（とくに車両走行）の輻輳を避けた一方の作業動線の確保が容易であるという特徴がある。デッドエンド型の処分区画は同じく平行に処分

表 4-2 高レベル放射性廃棄物処分場の安全機能と構成要素の関係（原子力発電環境整備機構，2011 [12]を編集）

基本概念	安全機能	構成要素
隔離	自然現象の著しい影響からの防護	地質環境
	人間の接近の抑制	
閉じ込め	放射性物質の溶出の抑制	ガラス固化体
	廃棄体と地下水の接触の防止	オーバーバック
	放射性物質の溶解の抑制	地質環境
	遅い地下水流速による放射性物質の移行の抑制	地質環境
	放射性物質の移流による移行の抑制	緩衝材
	コロイド移行の抑制	緩衝材
	放射性物質の収着	緩衝材
	放射性物質の分散	地質環境
	坑道およびその周辺が卓越した放射性物質の移行経路となることの抑制	止水プラグ 埋め戻し材

表 4-3 TRU 等廃棄物処分場の安全機能と構成要素の関係

基本概念	安全機能	廃棄体グループ					構成要素
		1	2	3	4L	4H	
隔離	自然現象の著しい影響からの防護	✓	✓	✓	✓	✓	地質環境
	人間の接近の抑制	✓	✓	✓	✓	✓	
閉じ込め	放射性物質の溶出の抑制	✓	✓*	✓	✓	✓*	廃棄体*1 廃棄体パッケージ*2
	放射性物質の移行の抑制	放射性物質の溶解の抑制	✓	✓	✓	✓	地質環境
		遅い地下水流速による放射性物質の移行の抑制	✓	✓	✓	✓	地質環境
		放射性物質の移流による移行の抑制	✓	✓		✓	緩衝材
		コロイド移行の抑制	✓	✓		✓	
		放射性物質の収着	✓	✓*	✓	✓*	廃棄体パッケージ間 充填材
			✓	✓	✓	✓	
		放射性物質の分散	✓	✓	✓	✓	地質環境
		坑道およびその周辺が卓越した放射性物質の移行経路となることの抑制	✓	✓	✓	✓	止水プラグ 埋め戻し材

✓：各廃棄体グループで安全機能を確保する構成要素

*1：TRU等廃棄物の廃棄体は、ドラム缶にセメント材とともに固形化、あるいは容器に密封されているため、処分場閉鎖後において廃棄体中への地下水の浸入が妨げられることや地下水に溶出した放射性物質が充填されているセメント系材料に収着することにより、「放射性物質の溶出の抑制」という安全機能はある程度は期待できると考えられる。しかし、これらの機能は廃棄体の作製にあたって明示的に考慮されているものではないため、第6章の安全評価においてどの程度期待できるかを検討する。

*2：廃棄体パッケージには、廃棄体パッケージ容器や廃棄体パッケージ内充填材による地下水の浸入抑制とともに、廃棄体パッケージ内充填材には廃棄体パッケージ内の地下水に溶出した放射性物質を収着する機能を期待しており、これらを総称して「放射性物質の溶出の抑制」という安全機能としている。

*3：発熱性の廃棄体であり、処分場の設計に基づいてこれらの機能への熱影響を考慮して、安全機能としての確保可能性を確認することが必要である。

坑道を配置するが、連絡坑道から直接連結するように処分坑道を掘削し、その端部は行き止まりとなる点が異なる。処分坑道を周回する主要坑道を必要としないので、処分坑道の長さは地質環境などの状況に応じて変更可能である。

4.1.3 安全機能と構成要素の関係

表 4-1 に示した設計因子「閉鎖前の安全性」、「閉鎖後長期の安全性」に関する要求事項は、処分場が有すべき安全機能に係るものであり、これを担う処分場の構成要素に関連付けて具体化したうえで、「閉鎖後長期の安全性」に関しては多重バリアシステムとして所要の性能が満たされるように設計する。「閉鎖後長期の安全性」に関する安全機能と構成要素の関係を高レベル放射性廃棄物処分場および TRU 等廃棄物処分場について、それぞれ表 4-2、表 4-3 に示す。

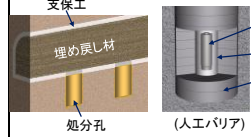
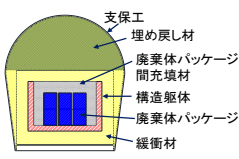
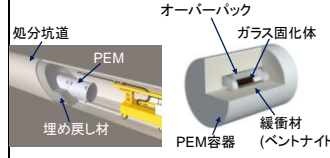
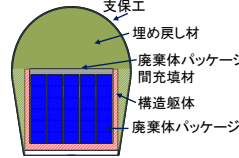
	高レベル放射性廃棄物処分場	TRU 等廃棄物処分場
処分概念	縦置き・ブロック方式 	Gr.1, 2, 4H 
	横置き・PEM 方式 	Gr.3, 4L 
人工バリアの仕様	・オーバーバック（炭素鋼） $\phi = 820 \text{ mm}$, $H = 1,750 \text{ mm}$ 厚さ: 190 mm 鋼材の規格: SF340A ・緩衝材（ベントナイトと ケイ砂の混合） 乾燥密度: 1.6 Mg/m^3 ベントナイト: ケイ砂 = 7:3 厚さ: 700 mm ベントナイト製品名: クニゲル V1	・廃棄体パッケージ（炭素鋼） 厚さ: (A) 5 mm, (B) 50 mm 鋼材の規格: SM400A ・廃棄体パッケージ間充填材（モルタル） 厚さ: $\geq 150 \text{ mm}$ ・緩衝材 厚さ: $\geq 1,000 \text{ mm}$ 配合・密度は高レベル放射性廃棄物と同じ

図 4-2 人工バリアの処分概念と仕様例

4.2 地下施設設置深度の設定

地下施設設置深度は、地下 300 m より深い母岩のうち、候補となる母岩の空間的広がりや地質環境特性、建設・操業時における坑道の安定性確保や換気・排水などの現実的な設備設計が可能な下限深さ、ならびに将来における隆起・侵食などを考慮した処分場の安全評価結果が所要の安全性を満足する深さなどを総合的に考慮して決定する。

検討の結果、包括的技術報告書における地下施設設置深度は、深成岩類および先新第三紀堆積岩類の地質環境モデルについては現実的な換気設備を設計できる限界深さの観点から 1,000 m、新第三紀堆積岩類の地質環境モデルに対しては坑道の空洞安定性確保の観点から 500 m に設定した。

4.3 人工バリアの設計

包括的技術報告書においては、多様な地質環境条件に対して共通的に適用できる人工バリアの仕様を提示するとともに、これが3種類の検討対象母岩の特性に対して成立する仕様の範囲内に裕度をもって収まっていることを示す。この観点から、4.1.2 で述べたように、人工バリアの仕様としては第2次取りまとめ、および第2次 TRU レポートで示された仕様を検討の出発点とした。人工バリアの概念と仕様例を図 4-2 に示す。

4.3.1 高レベル放射性廃棄物処分場の人工バリア

(1) オーバーバック

オーバーバックには閉鎖後長期の安全機能として、埋設後少なくとも 1,000 年間は、ガラス固化体と地下水の接触を防止し、地下水への放射性物質の溶出を防ぐことを期待する。閉じ込め期間を少なくとも 1,000 年間としているのは、ガラス固化体の高い放射能と発熱を支配する核種が 1,000 年程度で大きく減衰し、また、この期間内には再冠水

と還元環境への回復が完了し地質環境が有する本来の特性に回帰すると考えられることによる。

オーバーパックの材料をこれまで同様炭素鋼として、第2次取りまとめ以降の見込みも取り入れて1,000年間の閉じ込めに必要なオーバーパックの厚さを再評価した結果、最も大きな値となるのは深成岩類の堅置き・ブロック方式の場合で、121 mmである。第2次取りまとめで提示されたオーバーパックの厚さは190 mmであり、必要厚さに対して69 mmの余裕を有している。この余裕代が還元性腐食によりなくなるまでの時期をオーバーパックの寿命とみなして評価すると、17,000年程度閉じ込め機能を維持できる可能性がある。したがって、包括的技術報告書でも同様の仕様(図4-2)を設定することにより、少なくとも1,000年間オーバーパックの安全機能を確保するという要件に対して十分な余裕があるといえる。

(2) 緩衝材

緩衝材には、オーバーパックが安全機能を喪失し、放射性物質が地下水に溶出するという想定に対し、放射性物質の移流による移行の抑制、コロイドによる移行の抑制、放射性物質の収着という3つの安全機能を期待する。

緩衝材はNa型ベントナイトを主成分とするが、イオン強度の高い塩水系地下水条件ではベントナイトの膨潤性が低下し、透水性が大きくなることが知られている。塩水系地下水条件でも上記の3つの安全機能に対する設計要件を満足する仕様成立範囲を明らかにし、第2次取りまとめの緩衝材の仕様(図4-2)がその範囲内に収まっていることを示した。

4.3.2 TRU等廃棄物処分場の人工バリア

(1) 廃棄体パッケージ

図2-1に示したように、TRU等廃棄物の廃棄体はドラム缶、キャニスタ、ハル缶・インナーバレル、角型容器の4つの形態に分類される。角型容器を除く3つの廃棄体は操業期間中の搬送・定置の作業性と効率性を高めるとともに、放射性物質の漏えいを防止するため、廃棄体パッケージ容器に2~4本を納め、モルタルを充填することで廃棄体パッケージとして一体化する。角型容器についてはそのままの形状で処分坑道での積み上げが可能であるため、廃棄体パッケージ容器には封入しない。4.1.2で述べたように、定置方法に応じた廃棄体パッケージAと廃棄体パッケージBの両者について仕様の検討を行った。

(2) 緩衝材

TRU等廃棄物は発熱量やインベントリ、含有化学物質などの廃棄体特性に応じて、図2-1に示したグループに分類している。緩衝材は、溶解度が高く収着性が低い放射性物質を多く含む廃棄体や高発熱性の廃棄体に対する閉鎖後長期の安全機能を確保することを目的として、グループ1、グループ2、グループ4Hについて構造躯体の周りに配置する(図4-2参照)。仕様については、高レベル放射性廃棄物処分場の緩衝材と同じ安全機能をもたせるように検討を行った。

(3) 廃棄体パッケージ間充填材

廃棄体パッケージ間充填材は、廃棄体パッケージを構造躯体内に定置した後に、構造躯体および廃棄体パッケージ

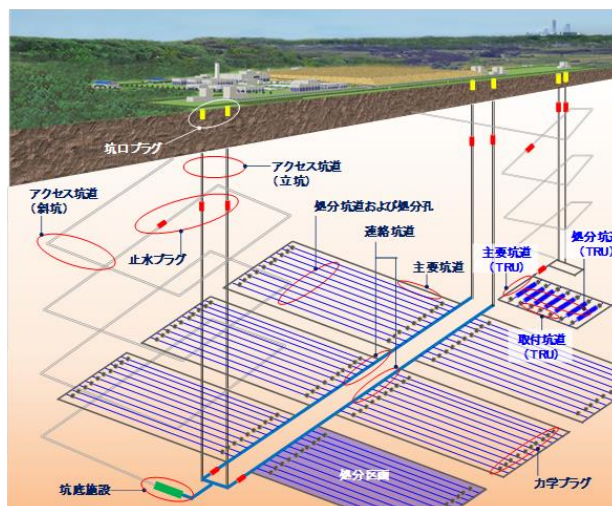


図4-3 地下施設のイメージ

間の隙間を埋めて一体化させることに加えて、構造躯体の上部で行う緩衝材や埋め戻し材の施工時の空間線量率を低減させるための遮蔽機能をもたせるように、モルタルを使用することとして材料の配合と充填厚さの仕様を検討した。

4.4 地下施設の設計

地下施設の設計は、設計因子を考慮しつつ、坑道、埋め戻し材・プラグ、地下施設レイアウトの順に設計を行う。坑道径や処分坑道の離間距離などは、地質環境の力学的特性および熱的特性に大きく依存する。また、処分坑道群からなる処分区画の配置は、処分場内の地下水移行状況や断層の存在など、各検討対象母岩の地質環境の特徴に配慮して設計する必要がある。

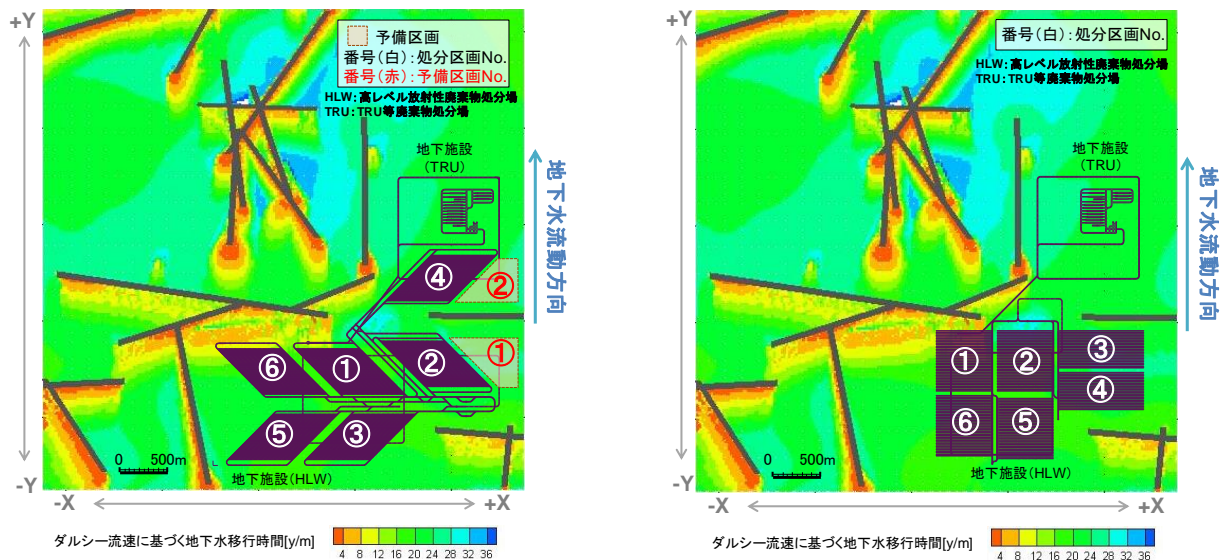
4.4.1 坑道の設計

坑道には、廃棄体を埋設する処分坑道のほかに、処分坑道同士をつなぐ主要坑道、処分区画同士をつなぐ連絡坑道、地上から地下へのアクセス坑道(斜坑・立坑)がある(図4-3)。各坑道の役割に基づいて、換気・排水・安全通路などを含む建設・操業に必要な装備を収容でき、かつ坑道の力学的安定性を確保できる坑道断面を設計した。また、処分坑道については、坑道の埋め戻し後の廃棄体の発熱により緩衝材の温度が制限温度(100℃)を超えないように、処分坑道中心間距離とガラス固化体を封入したオーバーパックの定置間隔または廃棄体パッケージの集積度を設計して仕様を決定した。

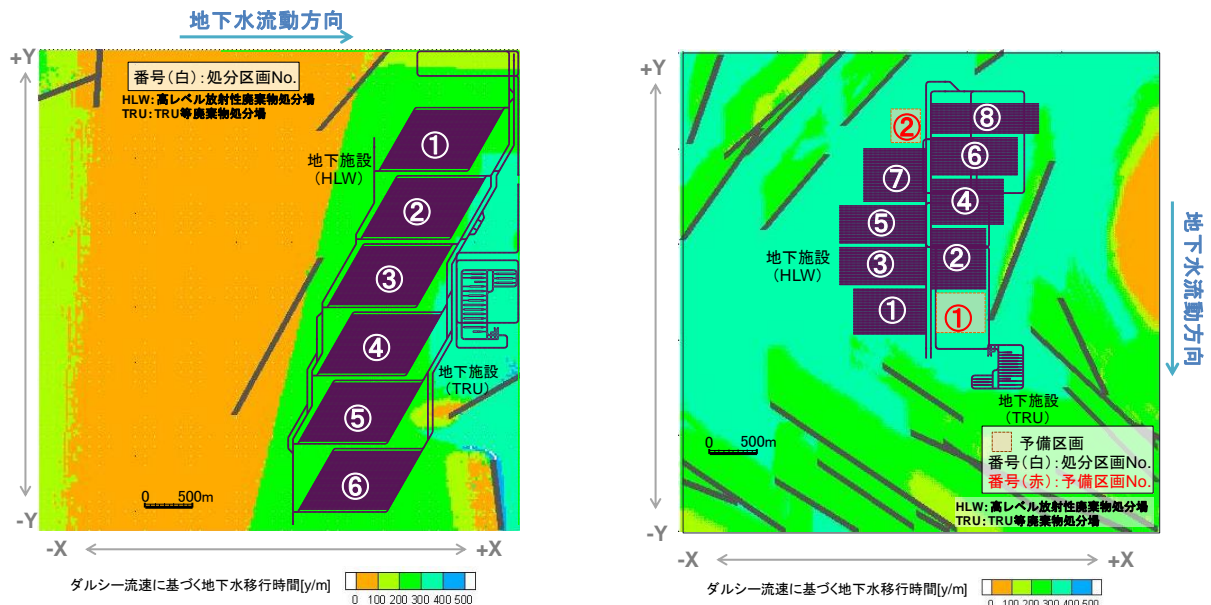
4.4.2 埋め戻し材・プラグの設計

上述した坑道は、処分場の閉鎖後に地上と地下とを結ぶ、短絡的な放射性物質の移行経路となることを防止する必要がある。このため、アクセス坑道と地下施設の接続部に止水プラグ(図4-3参照)を設置し、坑道内は掘削土にベントナイトを混合して母岩と同程度の透水性を確保した材料で埋め戻す。止水プラグは、ベントナイトにケイ砂を混合した粘土プラグとし、緩衝材と同等の低い透水性となる材料仕様とした。

また、廃棄体の定置が完了した処分坑道は操業期間中に埋め戻し、処分坑道の端部は埋め戻し材が膨出しないように力学プラグ(図4-3参照)を設置する。力学プラグは、



縦置き・ブロック方式のパネル型
横置き・PEM方式のデッドエンド型
図 4-4 深成岩類の地質環境モデル（処分場スケール）に対する地下施設の平面レイアウトの検討結果



新第三紀堆積岩類
（縦置き・ブロック方式のパネル型）
先新第三紀堆積岩類
（縦置き・ブロック方式のデッドエンド型）
図 4-5 新第三紀堆積岩類および先新第三紀堆積岩類の地質環境モデル（処分場スケール）に対する地下施設の平面レイアウトの検討結果

操業期間中、埋め戻し材の膨潤圧などに耐えられる堅固な構造となるよう鉄筋コンクリート製とした。

埋め戻し材・プラグの設計に当たっては、掘削に伴って生ずる坑道周囲の掘削損傷領域（EDZ）の水理学的・力学的な影響を考慮し、厚さ・岩盤への切り欠き深さ、材料などを設定している。

4.4.3 地下施設レイアウトの設計

地下施設レイアウトの設計では、処分場スケール（数 km × 数 km）の地質環境モデルを対象として、閉鎖後長期の安全確保の観点から相対的に長い地下水移行時間を確保でき、かつ建設・操業時に支障となる大量湧水などの発生可能性が高いと考えられる高透水性の岩盤や規模の大きな断

層・割れ目などが含まれない領域に優先的に処分区画を設置する。また、効率的に建設・操業・閉鎖を行うことができる動線となるようにアクセス坑道と連絡坑道を配置する。さらに、湧水などにより廃棄体などが定置できないような場合に備えて、予備区画を確保できるようにしておく。

以上の考え方に基づき、深成岩類の処分場スケールの地質環境モデルを対象として、縦置き・ブロック方式および横置き・PEM方式それぞれの高レベル放射性廃棄物処分場と TRU 等廃棄物処分場とを併せて設計した地下施設レイアウトを図 4-4 に示す。ここでは、長さ 1 km 以上の断層は坑道径に匹敵する 10 m 程度以上の幅の破碎帯を伴い坑道掘削に支障となると想定し、長さ 1 km 以上の断層や地

下水移行時間が極端に短い領域を避けたうえで、操業上の利便性を考慮して処分区画を比較的近接させたレイアウトとしている。

図 4-5 に新第三紀堆積岩類および先新第三紀堆積岩類の地質環境モデルを対象として、それらの特徴を踏まえて地下施設のレイアウトを設計した例を示す。新第三紀堆積岩類の地質環境モデル（図 3-1 参照）には褶曲構造が形成されており、図の X 方向に圧縮応力が卓越する応力異方性の存在が示唆されている。放射性物質の移行抑制という閉鎖後長期の安全確保の観点からは、処分坑道の軸方向は地下水の流動方向と直交させることを基本とする。しかし、地下水流動方向が最大主応力の軸方向と一致するような地質環境条件の場合、処分坑道の軸方向と最大主応力軸も直交することになるため、力学強度が相対的に小さいこの母岩では、とくに坑道断面が大きい TRU 等廃棄物処分場の処分坑道に対する力学的安定性を確保することが容易ではないことが予想される。このため、処分坑道の力学的安定性の確保を優先して処分坑道と最大主応力が同じ方向となるように配置し、放射性核種の移行に対する地下水の流れの影響が安全確保上許容できるかどうかは第 6 章に述べる安全評価によって判断している。先新第三紀堆積岩類の地質環境モデルでは、泥岩優勢相、砂岩優勢相、チャートがスラストにより互層を成し、さらに褶曲しているうえに断層・割れ目の分布密度も高いという複雑な構造を呈する（図 3-1 参照）。このような構造に対しても、処分区画ごとの廃棄体定置数は同じとしつつ、処分坑道の長さとお本数を増減させることが容易なデッドエンド型の処分区画形状を採用することで、柔軟なレイアウトが可能となっている。

TRU 等廃棄物処分場の処分区画については、グループ 3 に含まれる硝酸塩が高レベル放射性廃棄物処分場の緩衝材や母岩の着着性能に影響を与える可能性などを考慮してレイアウトを検討しており、結果としていずれの検討対象母岩についても高レベル放射性廃棄物処分場に対して地下水の流れの下流側になるように 50 m 以上の離隔を設けて配置することが可能となっている。

4.5 地上施設の設計

地上施設は、構外から輸送されてくる廃棄体を受け入れ、処分場の建設・操業・閉鎖の作業を支援するための一群の施設である（図 4-6）。地上施設の機能は多様であり、地形などのサイト環境条件の特徴を踏まえて適切に配置する。また、地上施設は地下施設の建設に先立って施設・設備の多くを建設する必要がある。処分場の閉鎖に伴い最終的には撤去されることになる。このように、地上施設は用途の異なる複数の施設で構成されるが、包括的技術報告書では、地上施設のうち放射線防護上最も重要な施設である、ガラス固化体および TRU 等廃棄物の受入・検査・封入施設を対象として設計を行った。

ガラス固化体および TRU 等廃棄物の廃棄体の受入・検査・封入施設では、輸送容器に入った廃棄体を受け入れ、一時保管した後に廃棄体を輸送容器から取り出し、検査を行い、オーバーバックまたは廃棄体パッケージ容器に封入し、それらを地下施設に搬出するまでの一連の作業を行う。



図 4-6 地上施設のイメージ

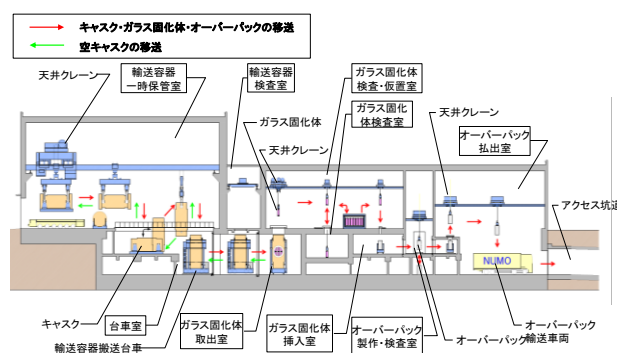


図 4-7 ガラス固化体の受入・検査・封入施設の概要

本施設は、原子力施設と同様に放射線管理区域に設定し、建屋は適切な放射線遮蔽設計を行うとともに、廃棄体の取り扱いには遠隔操作による。設計に当たっては、まず、施設の構成と廃棄体の取り扱い数量を設定し、これに対して建屋内の各部屋の大きさや配置を決定する。次に閉鎖前の安全性や工学的成立性に関する設計要件に基づいて、平常時の放射線遮蔽に必要な建屋壁厚、放射性物質の閉じ込めのため負圧管理を実施する部屋を設計する。最後に、落下対策および火災・爆発対策として、廃棄物の取り扱い設備の設計を実施する。ガラス固化体の受入・検査・封入施設の概要を図 4-7 に示す。同施設の廃棄体の取り扱い数量については、輸送容器 1 基につき 28 本のガラス固化体が収納されると仮定し、1 回の輸送で受け入れる輸送容器を 18 基と設定した。また、受入検査のため仮置きするガラス固化体は輸送容器 1 基分に相当する 28 本とし、1 日当たり 5 本のガラス固化体を処分すると仮定して、各作業工程に必要な設備の数量と作業動線を求めた。例えば、現時点で実現可能方法では溶接・封入に 1 体/日を要すると考えられるため、溶接装置は保守点検時の予備用の 1 台を加え 6 台設置することとした。ガラス固化体を対象とした必要遮蔽厚さは、遮蔽壁を鉄筋コンクリート製として、輸送容器一時保管室の壁の場合で 600 mm、ガラス固化体検査・仮置室の場合で 1,300 mm となった。

4.6 閉鎖前の安全対策

4.6.1 検討の前提とした操業工程

閉鎖前の安全対策は、処分場の建設、操業、閉鎖の期間における処分施設の周辺公衆および作業従事者に対する放

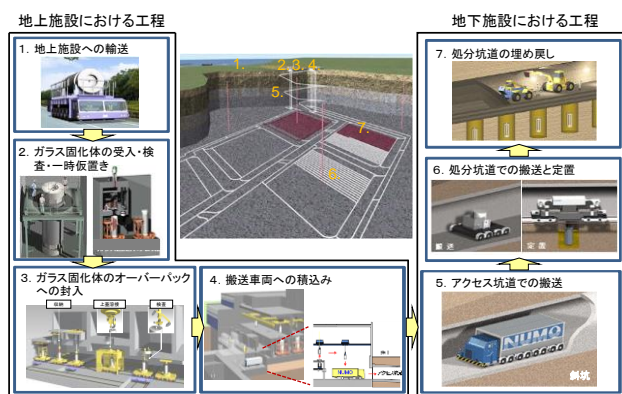


図 4-8 処分場の操業の手順（高レベル放射性廃棄物処分場の場合）

射線防護と一般労働安全の確保を目的としている。高レベル放射性廃棄物処分場の堅置き・ブロック方式を例として、閉鎖前の安全対策を検討する上で前提とした処分場の操業の流れを図 4-8 に示す。操業は、地下施設において「地上施設への廃棄体の輸送」→「廃棄体の受入・検査・一時仮置き」→「ガラス固化体のオーバーパックへの封入（TRU 等廃棄物については廃棄体パッケージ化）」→「搬送車両への積み込み」の順に行い、この後は地下施設において「アクセス坑道での搬送」→「処分坑道でのガラス固化体を封入したオーバーパックの搬送と定置（TRU 等廃棄物処分場の場合は、廃棄体パッケージの搬送と定置）」→「処分坑道の埋め戻し」の順に行うことになる。ここでは、閉鎖前の地上施設および地下施設を対象にそれぞれ通常の運転から逸脱した状態（以下、異常状態という）を想定し、異常状態に対する安全対策を検討した。

4.6.2 地上施設における安全対策

地上施設の設計においては、サイト環境条件に応じて、施設の設置により適した場所を選定し、さまざまな自然災害にも耐えられるように、図 4-8 に示した地上施設の操業工程も考慮して安全対策を検討することが基本である。

包括的技術報告書では、構外から地上施設への廃棄体の輸送に関しては、使用済み燃料、海外返還ガラス固化体をはじめ、陸上輸送、海上輸送のいずれもわが国で多くの実績があり、これらに用いられる輸送容器や船舶などと同様の仕様および輸送方法が地層処分事業にも適用できることを論じている。また、自然事象や人為事象に対する安全対策の考え方を示したが、これらの対策の検討には、サイト環境条件や社会条件を考慮することが必要であり、サイトが明らかになった後に具体化していくこととした。

廃棄体の受入・検査・封入施設については、「放射性廃棄物の落下」、「火災」、「爆発」、「外部電源喪失」、「その他の装置の故障など」を異常状態として想定し、安全対策を検討した。異常状態により廃棄体が損傷すると、放射性物質が廃棄体から漏えいする可能性があるため、損傷を防止するための対策が必要となる。例えば、廃棄体の落下に対しては施設内の廃棄体把持装置に対するインターロック機構やワイヤーの二重化といった発生防止策を採用するとともに、万一廃棄体が落下した際の影響を緩和するため、廃棄体の吊り上げ高さをガラス固化体で最大 9 m、TRU 等廃棄

物で最大 8 m に制限する異常拡大防止策を採用することとした。さらに、火災への対策として、施設には難燃性、不燃性材料を用いることや防火設備・消火設備などを設けることとしている。放射性物質による汚染の可能性が想定される部屋については、万一、放射性物質が漏えいした場合にも、換気設備により室内を負圧管理とし、換気設備には HEPA フィルターを設置する。外部電源喪失に対しては、上記の設備の機能を喪失することを避けるため、予備電源を準備する。

4.6.3 地下施設における安全対策

地下施設においては、4.6.2 に述べた地上施設と同様に 5 つの異常状態を想定して安全対策を検討した。坑底施設において、廃棄体を封入したオーバーパックを搬送車両から定置装置に積み替える工程について、オーバーパックの落下に対して地上施設の場合と同様に把持装置に対するインターロック機構やワイヤーの二重化を採用するなどの発生防止策とともに取り扱い高さの制限といった異常拡大防止策を施す。その他に装置の故障などに起因する事象として、アクセス坑道（斜坑）における搬送車両の故障あるいは作業従事者の誤操作などに伴い搬送車両が逸走する可能性がある。このような異常状態に対しては、定期的なメンテナンスなどの発生防止策に加えて、万一、異常状態に陥った場合に備えて、走行速度制限のためのインターロックの異常拡大防止策を講じる。これらの対策が機能しなかった場合、搬送車両が坑道壁面へ衝突による影響を緩和するため、車両の緊急停止装置やアクセス坑道（斜坑）に水平区間や上り勾配の緊急待機区間の設置による速度緩和などの対策を施す。

次に、地下施設で建設や操業に携わる作業従事者の労働安全の確保を目的に、「地下火災」、「異常出水」、「切羽崩落」、「山はね」を異常状態と想定して安全対策を検討した。地下火災に対しては、不燃性・難燃性材料の使用などの防火対策が有効と考えられる。また、作業従事者の避難経路を考慮して連絡坑道およびアクセス坑道を配置するとともに、地下施設に複数の緊急退避所を設置する。地下施設の建設と操業が同時並行で進められることを考慮して建設区画と操業区画を独立させて作業を行い、建設区画から操業区画に火災が延焼しないように区画の境界に防火扉を設置するなどの対策も有効と考えられる。坑道内の異常出水、切羽崩落、山はねについては、必要に応じて地山安定対策などの補助工法を設計・施工段階で適用するほか、切羽前方探査技術などを用いることにより事前に十分な対策をとることが可能であると考えられる。

4.7 処分場を構築する工学技術および回収技術の実現性

地上施設や地下施設の建設技術、または地上施設における廃棄体の検査・保管などに係る操業技術については、既存の原子力施設や土木構造物で実績がある技術が適用できる。また、地下施設における廃棄体および人工バリア定置などの操業技術あるいは処分場の閉鎖を目的としたプラグ構築などについては、すでに国内外において、地下研究所を活用した実規模スケールでの装置開発と実証試験などが進んでいる。今後、これら諸外国の知見を活用しつつ、わ

が国における地質環境や処分場概念を念頭に置いた施工性や性能確認に向けた実証試験を進めていくことで、工学技術の実現性を確保する。

処分施設を閉鎖するまで回収可能性を維持する場合、これによって埋設した人工バリアの閉鎖後長期の安全性能にできる限り影響を与えないようにする必要がある。この観点から、換気などに伴い地下坑道に流入する酸素がオーバーパックの耐食性に及ぼす影響や湧水による緩衝材の流出を回避するため、廃棄体の埋設後は処分坑道を速やかに埋め戻し、端部に力学プラグを設置した状態で回収可能性を維持することが望ましい。このような状態に対して廃棄体の回収が技術的に可能であるかどうかは回収を目的として開発した技術の実証試験により示すことができる。現在、堅置き方式については緩衝材の除去技術、横置き方式については埋め戻し材を除去し PEM 容器ごと回収する技術の開発が研究機関により進められており、操業期間中の回収可能性を確保できる見通しが示されつつある。

5 閉鎖前の安全性の評価

4.6 に述べたように、閉鎖前の安全確保の対象は、放射線防護および一般労働安全である。放射線防護に関しては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故後、原子炉などの安全性を審査するための新しい基準が順次策定され、放射性廃棄物に関連する施設に対しても「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（平成 25 年 12 月 6 日施行）、および「第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈について」（平成 25 年 12 月 28 日施行）がすでに施行されている。

地層処分施設に対する規制基準は今後策定されることになっており、包括的技術報告書での閉鎖前の安全性の評価においては、放射性廃棄物を取り扱う施設としての類似性を考慮して、上述の規則とともに、国際原子力機関 (IAEA) が示している放射性廃棄物の中間貯蔵などに関するセーフティケースと安全評価の指針[64]を参考とした。本章は、第 4 章で示した処分場の設計、操業手順、および放射線防護のための安全対策に基づき、安全機能が正常に機能している状態における周辺公衆に対する放射線影響を評価する。また、操業期間中に想定されるさまざまな施設の状態を網羅的に検討し、その中からさまざまな安全対策が正常に機能しないことをあえて想定して安全評価シナリオを作成したうえで、シナリオに沿って評価を実施した。

5.1 安全評価シナリオとめやすとする基準の考え方

閉鎖前の安全性の評価のために作成するシナリオは、4.6 で示した安全対策に基づき、平常状態シナリオと異常状態シナリオに分類して作成した。以下にそれぞれのシナリオの作成の考え方を示す。

5.1.1 平常状態シナリオ

平常状態シナリオは、設計で想定した施設の平常時における状態を前提として記述したものであり、操業期間中の放射線の遮蔽および閉じ込めに関する安全機能が正常に機能している状態において、周辺公衆に対する放射線影響を

評価することを目的とする。具体的には、地上施設のうち 4.5 で設計したガラス固化体および TRU 等廃棄物の受入・検査・封入施設からの周辺公衆に対する放射線影響について評価する。評価の基準は、公衆の放射線被ばくの線量目標値である $50 \mu\text{Sv/y}$ とし、これを下回るための施設からの距離を求めておく。地下施設における操業に対しては、平常時には放射線は岩盤により遮蔽されるため、公衆への放射線影響は無視できるレベルである。

5.1.2 異常状態シナリオ

異常状態シナリオは、設計上想定される異常状態における放射性物質の施設外部への放出などの可能性について評価することを目的とする。安全対策が正常に動作するか否かをシナリオの分岐点として、異常状態の過渡的な推移を検討しイベントツリーを作成する。イベントツリーにおいて、4.6 で示した異常発生防止策、拡大防止策の一連の安全対策が正常に動作しない状態を仮想的に設定して、異常状態の推移をシナリオ化した。図 5-1 にガラス固化体を封入したオーバーパックが落下するという異常状態に至るイベントツリーの例を示す。

イベントツリーに基づいて作成した可能性のある異常状態シナリオを、4.6 で述べた安全対策の対象とした異常状態である「放射性廃棄物の落下」、「火災」、「爆発」、「外部電源喪失」および「その他の装置の故障など」に応じた五つのシナリオ群に分類し評価する。

5.2 評価の前提条件

評価の前提となる操業工程は、4.6.1 に示したとおりである。また、閉鎖前の安全性の評価は、堅置き・ブロック方式を対象とした操業を代表として結果を示す。横置き・PEM 方式の場合は、地上施設でオーバーパックに封入する工程までは、堅置き・ブロック方式と共通の工程であること、PEM の組み立て後は、PEM 容器内に一体化した緩衝材に、落下などによる衝撃力に対する物理的緩衝作用および火災による熱に対する熱的緩衝作用を期待できることから、堅置き・ブロック方式を対象として評価した結果よりも小さくなると考えられる。

平常状態シナリオの評価は、操業期間中の放射線の遮蔽が対象であり、地上施設のうち放射性物質を取り扱う廃棄体の受入・検査・封入施設における操業工程を対象として評価する。

異常状態シナリオの評価は、操業期間中の放射性物質の閉じ込めが対象であり、地上施設、地下施設ともにすべての操業工程が対象となる。地上施設に関しては、類似の施設として、海外からの返還廃棄物を貯蔵している廃棄物管理センターにおけるガラス固化体の落下に関する評価[65, 66]が行われていること、また、処分施設で受け入れるガラス固化体の放射能インベントリ、放射線量、発熱量は貯蔵期間中よりも低いことから、これらの評価事例に基づけば 4.6 で述べた地上施設の設計では放射性物質の漏えいが生ずるような損傷の可能性は低い。包括的技術報告書では、地層処分特有の施設である地下施設での操業工程を主な対象として評価した。

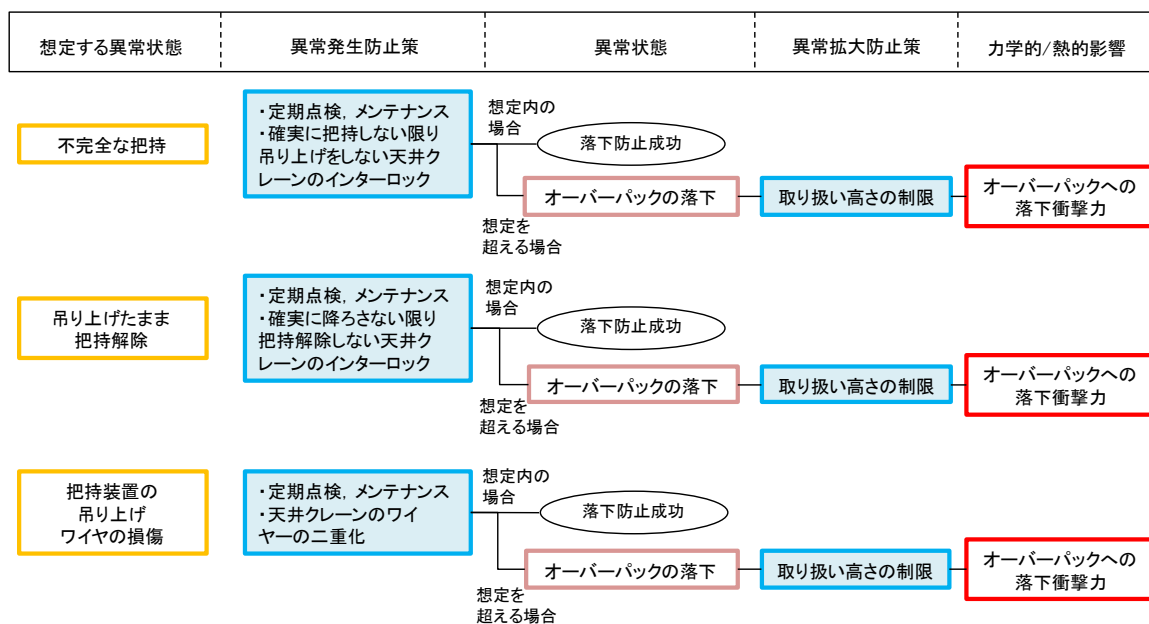


図 5-1 イベントツリーの例（ガラス固化体を封入したオーバーパックの落下）

5.3 平常状態シナリオの評価

上述した安全評価の考え方にに基づき、地上施設において正常に操業が行われ、放射線遮蔽、操業時閉じ込めの安全機能が正常に機能していることを想定した平常状態における周辺公衆への影響について評価する。

ガラス固化体の受入・検査・封入施設について、輸送容器一時保管室および廃棄体検査・仮置室の2つの区画を対象に、施設から敷地境界までの距離を変数として年間実効線量を算定した。この結果、距離として100 m以上を確保すれば敷地境界における年間実効線量を公衆の放射線被ばく線量の線量目標値 $50 \mu\text{Sv/y}$ を下回るようにすることが可能である。

TRU等廃棄物の受入・検査・封入施設についても、ガラス固化体の受入・検査・封入施設と同様に年間実効線量を算定した。その結果、施設から敷地境界までの距離が100 m以上離れていれば、年間実効線量は公衆の放射線被ばく線量の線量目標値 $50 \mu\text{Sv/y}$ を下回る。

以上の評価結果に基づき、高レベル放射性廃棄物処分場とTRU等廃棄物処分場を同一敷地内に併置した場合には、それぞれの廃棄物の受入・検査・封入施設からの影響を合算することにより評価する。高レベル放射性廃棄物の施設からの放射線の影響の方が、TRU等廃棄物の施設よりも大きいため、前者の施設から敷地境界までの距離と同じく200 m以上の距離を確保することで、年間実効線量は公衆の放射線被ばく線量の線量目標値である $50 \mu\text{Sv/y}$ を下回る。

なお、実際のサイトにおいて、敷地境界までの距離が確保できない場合には、線量目標値を下回るように施設の遮蔽壁の厚さを増すことにより対応することが可能である。

5.4 異常状態シナリオの評価

5.4.1 異常状態シナリオの作成

(1) 放射性廃棄物の落下シナリオ

高レベル放射性廃棄物処分場において、ガラス固化体あ

るいはガラス固化体を封入したオーバーパックの落下の可能性のある操業工程を以下に示す。

（地上施設）

- 1) 輸送容器一時保管室において、輸送容器を吊り上げて移動する工程
- 2) 輸送容器から取り出したガラス固化体を天井クレーンにより吊り上げてガラス固化体検査・仮置室に移動する工程
- 3) ガラス固化体をオーバーパックに封入した後、オーバーパック払出室において、天井クレーンで搬送車両へオーバーパックを積み込む工程

（地下施設）

- 4) 地下施設の坑底施設において、天井クレーンを使って、オーバーパックを搬送車両から定置装置に積み替える工程
- 5) 処分坑道において、処分孔にオーバーパックを吊り降ろして定置する工程

上記1)および2)の工程は、既存の施設に対する評価において損傷がないことが示されている[65, 66]。他の工程では、天井クレーンによってガラス固化体を封入したオーバーパックを取り扱い制限高さまで吊り上げた状態の落下高さが最も高くなるため、その状態を対象として、落下衝撃力のオーバーパックへの影響を評価する。

TRU等廃棄物処分場においては、4.1.2に示したように、廃棄体パッケージAについては、廃棄体パッケージをフォークリフトで扱い、廃棄体パッケージBは天井クレーンで取り扱うため、以下の操業において落下の可能性がある。

○廃棄体パッケージA、Bの操業で共通の工程

（地上施設）

- 1) 輸送容器一時保管室において、輸送容器を吊り上げて移動する工程
- 2) 輸送容器から取り出した廃棄体を天井クレーンにより吊り上げて廃棄体検査・仮置室に移動する工程
- 3) 廃棄体パッケージ製作室において、天井クレーンで廃棄

体パッケージ容器に廃棄体を挿入する工程
(地下施設)

- 4) 処分坑道の構造躯体に廃棄体パッケージを積み上げて
定置する工程

○廃棄体パッケージ B についてのみ考慮する工程
(地上施設)

- 1) 廃棄体パッケージを製作後に、廃棄体パッケージ払出室
において、天井クレーンで搬送車両へ廃棄体パッケージ
を積み込む工程
(地下施設)
- 2) 処分坑道において、廃棄体パッケージを搬送車両から、
天井クレーンを使って吊り上げ、構造躯体に移動後、
吊り下して定置する工程

上記廃棄体パッケージ A、B の操業で共通の工程における 1) の工程は、既存の施設に対する評価において損傷がないことが示されている。他の工程では、廃棄体パッケージ A において、落下高さが最も高くなるのは、処分坑道での積み上げ時となる。この工程を対象として、4.3.2 に示す設計において、廃棄体パッケージの積み上げ段数が最も多いドラム缶（グループ 3 および 4L）を評価の対象として、ドラム缶への落下衝撃力の影響を評価する。

廃棄体パッケージ B の場合には、処分坑道まで搬送車両によって搬送されるところまでは共通であるが、その後、廃棄体パッケージを天井クレーンで吊り上げて、構造躯体内に移動し、積み上げるため、落下高さが最も高くなる（8 m）。この工程を対象とし、ドラム缶の場合には 6 m 以上で蓋が外れるなどの事象が報告されていることから、ドラム缶を収納した廃棄体パッケージ B への落下衝撃力の影響を評価する。

(2) 施設内の火災に関するシナリオ

高レベル放射性廃棄物処分場において、火災の発生を防止するため、地下施設で使用する車両や装置は、着火源を限定することや、可能な限り可燃物を使用せず、不燃性または難燃性材料を使用することなどの対策を講じる（4.6 参照）。しかし、包括的技術報告書で示した設計においては、地上施設では、ガラス固化体の受入・検査・封入工程において、ガラス固化体のハンドリングに使用する天井クレーンの潤滑油、地下施設では、オーバーパックを地下に搬送する車両の燃料および車輪、坑底施設でオーバーパックを定置装置に積み替える際に使用する天井クレーンの潤滑油、および定置装置の燃料や車輪については、可燃物の使用が避けられない。

これらのうち、可燃物量が最も多いと考えられる搬送車両からの出火を想定した火災シナリオのうち、火災継続時間が最も長いタイヤ火災を対象として、ガラス固化体を封入したオーバーパックへの影響を評価する。搬送車両の火災のシナリオを以下に示す。

(地下施設)

- ・ アクセス坑道（斜坑）内を搬送中に搬送車両の制動装置が故障し、後輪の車輪の 1 つが異常加熱してタイヤ火災が発生する。または、ギアオイルなどの漏えいにより火災が発生し、タイヤに延焼する。
- ・ 作業従事者が火災に気づき、車載の消火設備および坑

内の消火設備による消火活動を実施するも失敗し、隣接するタイヤに火災が延焼する。

- ・ 火災により熱せられた空気が荷台上の搬送容器に到達して、表面の温度が上昇し、さらに内部に熱伝導する。炎で熱せられた荷台からも、搬送容器を通じて熱伝導する。
- ・ 火災消失後も、荷台は高温の状態のため、徐々に熱伝導により搬送容器、オーバーパックおよびガラス固化体の温度が上昇する。

TRU 等廃棄物処分場においても同様に、搬送車両のタイヤ火災を対象として、廃棄体パッケージへの影響を評価する。

(3) 施設内の爆発に関するシナリオ

包括的技術報告書で示した地質環境モデルでは、可燃性ガスであるメタンガスの発生は想定されていないため、地上施設、地下施設ともにメタンガスの爆発は評価の対象としない。

(4) 外部電源喪失

外部電源の喪失により、地上施設および地下施設の設備が停止することを想定したシナリオについて述べる。外部電源の喪失は、天井クレーンにて吊り上げ中のオーバーパック、および廃棄体パッケージが落下する要因となる可能性があるが、このシナリオは落下のシナリオ（5.4.1(1)参照）で取り扱うことが可能である。また、外部電源の喪失は、地上施設および地下施設の排水設備の停止の要因となる可能性もあるが、これが直接の原因となって放射性物質が施設外部に放出されることはない。

この他、外部電源喪失に伴い換気設備が停止した場合に、受け入れ検査のために一時的に集積して仮置きしているガラス固化体、および TRU 等廃棄物の温度が上昇する可能性がある。換気設備はガラス固化体、および TRU 等廃棄物の冷却を目的としていないが、外部電源喪失の影響がどのようなものであるかについて評価する。

(5) その他の装置の故障など

装置の破損、故障、誤動作、および作業従事者の誤操作については、上述の落下、火災、爆発、および外部電源喪失の起因事象となる可能性がある。その他に想定される事象としては、アクセス坑道（斜坑）における廃棄体（オーバーパック、および廃棄体パッケージ）搬送中における搬送車両の故障あるいは作業従事者の誤操作などに伴い搬送車両が逸走する可能性がある。

5.4.2 異常状態シナリオに対する評価

高レベル放射性廃棄物処分場、および TRU 等廃棄物処分場それぞれについて、5.4.1 に述べた異常状態シナリオに基づく評価を以下に示す。

(1) 放射性廃棄物の落下シナリオに関する評価

高レベル放射性廃棄物処分場においては、ガラス固化体の受入・検査・封入施設内におけるオーバーパックの吊り上げ時の高さは最大 9 m となる。この高さから、最も損傷の可能性が大きいと考えられる姿勢としてオーバーパックが斜めに落下することを想定して、弾塑性解析によりオーバーパックの堅牢性を評価した。評価ではオーバーパックに生じる相当塑性ひずみが炭素鋼（鋼材の規格：SF340A）（4.3.2 参照）の破断ひずみ 0.23[67]を超える領域に着目し、

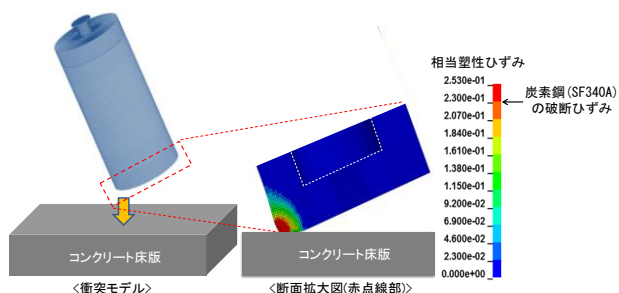


図 5-2 オーバーパックの落下衝撃時の構造解析 (高さ 9 m からの落下)

この領域がオーバーパックの外部から内部にまで連結した場合に貫通亀裂が発生するものと判断することとした。

解析の結果、図 5-2 に示すように、衝突箇所近傍のみに破断ひずみ 0.23 を超える領域が発生するものの、オーバーパックの内部までは到達しておらず、貫通亀裂は発生しないことを確認した。また、内部のガラス固化体の変形や貫通亀裂の発生は認められなかった。

TRU 等廃棄物処分場においては、フォークリフトで設置する廃棄体パッケージ A の最大持ちあげ高さは床面から 5.75 m となる。既往の検討によりドラム缶の落下試験が行われており、6 m の高さまではドラム缶は変形するものの内容物の飛散には至らなかったことが報告されている[68]。ドラム缶は廃棄体パッケージ内でモルタルにより充填固化されているため、直接落下するよりドラム缶に対する衝撃力は小さいことから、処分坑道に定置中に廃棄体パッケージが落下したとしても、ドラム缶に充填固化された TRU 等廃棄物が飛散する可能性は低いといえる。

天井クレーンで吊り上げる TRU 等廃棄物の廃棄体パッケージ B の落下シナリオについては、コンクリート床への落下衝突を模擬した弾塑性解析を実施した結果、廃棄体パッケージ容器において相当塑性ひずみが破断ひずみを超えている領域はわずかであり、破断面が大きく開口する可能性は低いことを確認した。また、廃棄体パッケージ容器内に収納された廃棄体 4 体のうち、衝突部に最も近い 1 体で比較的大きなひずみが発生しているが、最大でも 0.08 であり、ドラム缶の鋼材（鋼材の規格：SS400）の破断ひずみ 0.21 [69] よりも十分に低いことを確認した。

(2) 廃棄体に対する火災影響評価

高レベル放射性廃棄物処分場において、オーバーパックの材料である炭素鋼は 727℃を超えると相変態を生じる[70]。また、ガラス固化体は温度 610℃となると失透化する可能性がある[71, 72, 73]。そこで、これらの温度を基準として火災による温度上昇の解析結果と比較し、火災による影響を評価する。

図 5-3 に示すように、荷台に搬送容器を積載した状態をモデル化して、別途実施したタイヤ火災の燃焼解析結果に基づき搬送容器の側面、上面、および荷台からの入熱量を設定し、搬送容器、オーバーパック、ガラス固化体の温度変化を熱解析によって求めた。このシナリオ (5.4.1(2)参照) では車両右側のタイヤのみが燃焼することとなるため、荷台底板側の右側だけの温度が上昇している。その結果、タ

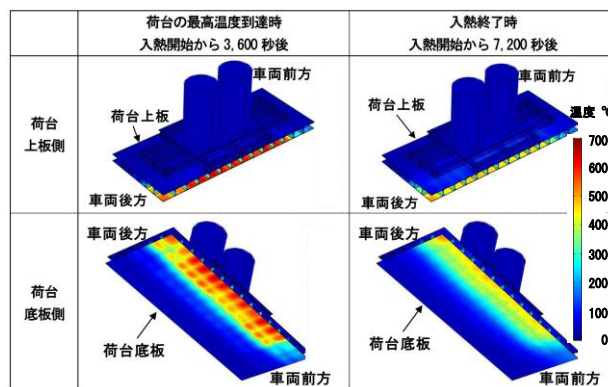


図 5-3 タイヤ火災における荷台の温度分布 (高レベル放射性廃棄物処分場)

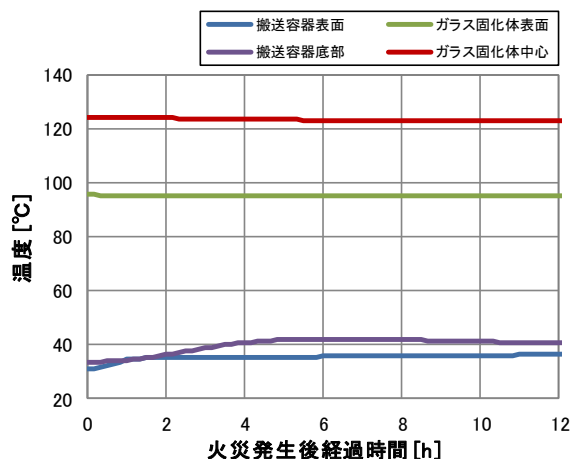


図 5-4 搬送車両のタイヤ火災による各部位の最高温度の経時変化

イヤが燃焼した車両右側の側面の荷台底板側の温度が最も高く 649℃まで上昇しているが、荷台上板側の温度の上昇は 99℃までとなっている。これは、タイヤからの火災の大半が搬送車両の荷台で遮られていることから、火災が搬送容器に直接接しなかったためである。

火災発生時のガラス固化体中心部およびその表面の初期温度は、平常時を想定した熱解析の結果、それぞれ 124℃、95℃であった。図 5-4 に示すように火災発生後も定常状態になるまで解析を行ったが、ガラス固化体の中心部および表面の温度はほぼ一定であった。これらの結果より、搬送車両からの火災によってガラス固化体およびオーバーパックの閉じ込め機能が低下し、放射性物質が漏えいする可能性は低いと考えられる。

TRU 等廃棄物処分場においては、TRU 等廃棄物の多くは無機質（モルタルや金属）や難燃性の廃棄物を主要構成物としており、それ自身が自然に発火したり、爆発したりする可能性は低い。ただし、アスファルト固化体の場合は、火災に伴い廃棄体が高温度の条件に長時間さらされると、有機物であるアスファルトと廃棄物に含有される硝酸塩との発熱反応によって温度が上昇し、これによってさらに発熱反応が促進されることが考えられる[74]。

5.4.1(2)でガラス固化体について示したアクセス坑道内の搬送車両の火災シナリオを適用し、アスファルト固化体が自然発火する可能性について評価した結果を図 5-5 に示す。

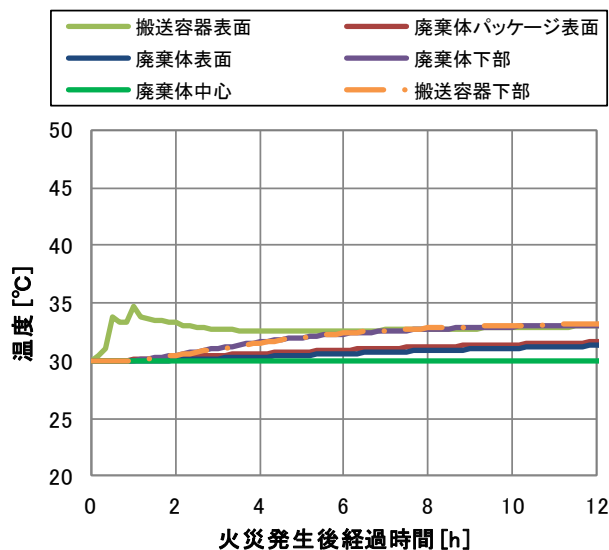


図 5-5 搬送車両のタイヤ火災による各部位の最高温度の経時変化 (TRU 等廃棄物処分場)

搬送車両の火災によって、初期に 30°C の廃棄体パッケージ、アスファルト固化体の温度は徐々に上昇するものの、その上昇の程度は鈍化し、12 時間経過した時点においても 33°C であった。

このように、アスファルト固化体の温度上昇は、発熱反応を伴う急激な温度上昇が発生する温度 202°C [74] と比較して十分に低いため、今回の条件に基づけば、搬送車両の火災によりアスファルト固化体が損傷を受ける可能性はない。

(3) 施設内の爆発に関するシナリオの評価

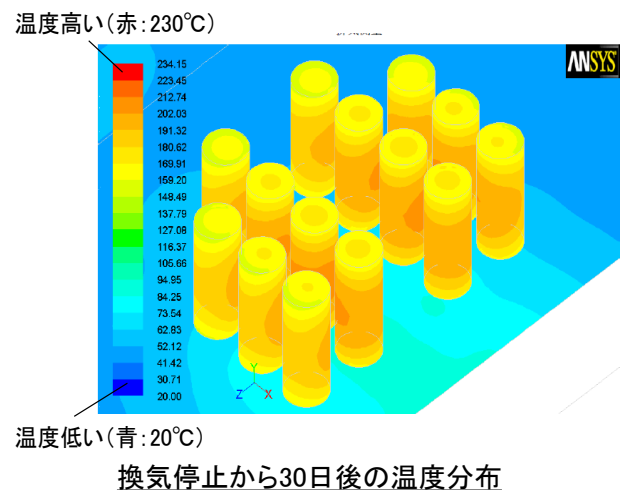
5.4.1(3)に述べたように可燃性ガスであるメタンガスの発生は想定されていないため、評価の対象としない。

(4) 外部電源喪失に関するシナリオの評価

高レベル放射性廃棄物処分場において、外部電源喪失のシナリオのうち、検査のため一時仮置き中のガラス固化体の温度上昇について、ガラス固化体の受入・検査・封入施設の換気設備の停止に伴う影響を熱流動解析によって評価した。ガラス固化体の貯蔵期間 30 年の方が 50 年の場合よりも発熱量が多いことから、貯蔵期間 30 年のガラス固化体 28 本を仮置きした状態について、外部電源喪失に伴う換気設備の停止というシナリオとして評価した。この結果、図 5-6 に示すとおり、換気停止後 5 日まで温度が急速に上昇し、ガラス固化体の表面は 200°C 程度となるが、その後、温度上昇は鈍化し、30 日程度経過しても 210°C 程度に留まるといった結果となった。

この温度は、オーステナイト系ステンレス鋼の鋭敏化温度 (450~850°C) [75] や融点 (1,398~1,427°C) [70] と比較すると十分に低く、キャニスタが熱により頑健性が損なわれることや、損傷して放射性物質が漏えいする可能性は低い。また、ガラス固化体中心温度についても、ガラス固化体が失透化する温度 610°C [71, 72, 73] と比較しても十分に低い温度である。したがって、ガラス固化体の仮置き中に換気設備が万一停止したとしても、ガラス固化体の特性に影響を及ぼすような事態には至らない。

TRU 等廃棄物処分場において、TRU 等廃棄物のうち最



温度低い(青:20°C)

換気停止から30日後の温度分布

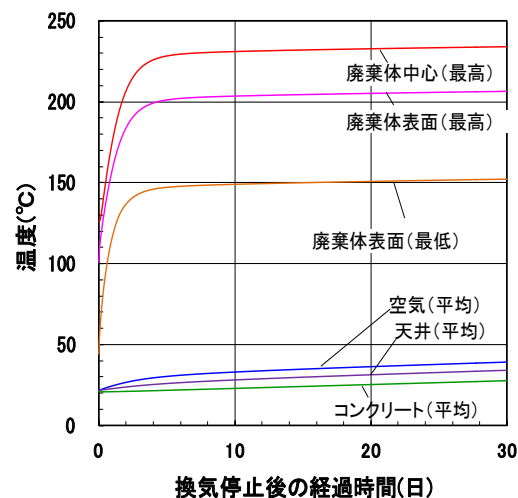


図 5-6 換気設備の停止に伴うガラス固化体の温度上昇の評価

も発熱量が高いのはグループ 4H の不燃物 I (廃ガラス溶融炉) であり、その発熱量は、60 W/本であるが、この発熱量はガラス固化体の発熱量 (30 年貯蔵後で 559 W/本) と比較すると十分に小さい。また第 4 章で示した地上施設における設計上の想定では 1 回の輸送で 8 体を受け入れる程度であり、かつガラス固化体と異なり集中して仮置きすることもない。このため、TRU 等廃棄物に関しては、換気が停止したとしても廃棄体の温度が上昇する可能性は低い。よって、廃棄体の内部に充填されているモルタルやセメント、および金属容器が熱により頑健性が損なわれることや、損傷して放射性物質が漏えいする可能性は低い。アスファルト固化体についても、発熱量は 3 W/本未満であることから、発熱反応を伴う急激な温度上昇が発生する可能性は低い。

(5) その他の装置の故障などのシナリオの評価

アクセス坑道 (斜坑) において、搬送車両の制動装置故障に伴い、搬送車両が逸走した場合については、路面の摩擦力や速度緩和などの対策を全く考慮しないという保守的な条件において、オーバーパックの坑道壁面への衝突による衝撃力、および落下衝撃力を評価した結果、オーバーパックの破損に至るような衝突速度に至らなかった [76]。

5.4.3 放射性物質の施設外への放出の可能性について

以上に述べたように、設計で考慮したすべての安全対策が正常に機能しない仮想的な状態に至る過程を異常状態シナリオとして設定し、これらのうち放射性廃棄物の落下、施設内の火災、外部電源喪失やその他の機器の故障に関するシナリオに対して、ガラス固化体を封入したオーバーパック、および廃棄体パッケージ A、B が力学的または熱的に損傷し放射性物質が漏えいする可能性について評価した。その結果、落下などの衝撃力などによりオーバーパックや廃棄体パッケージ A、B に一部変形が生ずるものの、大きく損傷する可能性は低いこと、火災などの熱の影響によっても損傷を受ける可能性は低いという結果が得られた。

今後、異常状態シナリオの重量の取り扱いやシナリオに基づく影響評価手法の高度化による信頼性の向上を図るとともに、その適用性を検討し、サイトが明らかになった場合にはサイト環境条件に応じた設備などの詳細な設計に対して閉鎖前の安全評価を行うことができるように技術開発を進めていく。

5.5 事故後の対応

5.4 で示した評価結果では、異常状態として落下を想定しても、放射性物質が漏えいは起こりにくいことを示した。しかしながら、万一、放射性物質の漏えいを伴うような事態が発生した場合に対し、事故対策を準備しておくことも重要である。このため、米国 WIPP における放射性物質の漏えい事故の復旧事例[77]を参考に、事故後の対応として以下のような復旧の手順を整理した。

- ・ 事故に関する情報の共有、発信
- ・ 事故が発生した現場の調査と放射性物質の漏えいの有無の確認、事故の原因究明
- ・ 復旧作業計画の策定
- ・ 復旧作業のための対応基地の設置、復旧作業における作業従事者の訓練、教育
- ・ 汚染（排気、排水）の拡大防止の対策の実施
- ・ 問題があるガラス固化体を封入したオーバーパックあるいは廃棄体パッケージの回収
- ・ 汚染がある場合には、汚染箇所の除染作業
- ・ 現場の復旧の確認

今後、実際の施設の操業の開始までに、これらの対策については着実に整備を進めていく。

6 閉鎖後長期の安全性の評価

本章では、第3章で示した検討対象母岩の地質環境モデルに対し、第4章で設計した処分場について、表 6-1 に示す処分場のバリエーションを考慮して処分場閉鎖後の安全性の評価を行う。

6.1 安全評価の基本的枠組み

包括的技術報告書では、ICRP 等の国際機関で示された考え方や、諸外国における安全規制等を参考に、リスク論的な考え方での処分場の閉鎖後長期間における放射線学的影響の評価を行っている。考慮すべきシナリオをその発生可能

表 6-1 安全評価の対象とする処分場のバリエーション

地質環境モデル		処分場の設計	
母岩	地下水水質		
深成岩類	低 Cl 濃度地下水 高 Cl 濃度地下水	高レベル放射性廃棄物	縦置き・ブロック方式 横置き・PEM 方式
		TRU 等廃棄物 (Gr.1, Gr.2, Gr.3, Gr.4H, Gr.4L)	廃棄体パッケージ A 廃棄体パッケージ B
新第三紀堆積岩類	低 Cl 濃度地下水 高 Cl 濃度地下水	高レベル放射性廃棄物	縦置き・ブロック方式 横置き・PEM 方式
		TRU 等廃棄物 (Gr.1, Gr.2, Gr.3, Gr.4H, Gr.4L)	廃棄体パッケージ A 廃棄体パッケージ B
先新第三紀堆積岩類	低 Cl 濃度地下水 高 Cl 濃度地下水	高レベル放射性廃棄物	縦置き・ブロック方式 横置き・PEM 方式
		TRU 等廃棄物 (Gr.1, Gr.2, Gr.3, Gr.4H, Gr.4L)	廃棄体パッケージ A 廃棄体パッケージ B

表 6-2 設定したシナリオ区分とその評価のためのめやす

シナリオ区分	各シナリオの定義とめやす基準の考え方	めやす
基本シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した設計によって、期待する安全機能を発揮するように構築された処分場において、生じる可能性が最も高いと想定されるシナリオ。 ・このシナリオに対しては可能な限り被ばく線量を抑えるように、事業の実施主体として最善を尽くしたことを確認するため、諸外国の安全規制に適用されている基準の最小値を目標値として設定。 	10 μ Sv/y
変動シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・基本シナリオに対して、科学的知見に基づき合理的に想定しうる不確実性を考慮したシナリオ。 ・合理的に考えられる不確実性を考慮しても安全が確保できることを確認するために IAEA[41]や ICRP[78]で一般公衆に対して勧告されている線量拘束値とリスク拘束値をめやす基準として設定。 	300 μ Sv/y
稀頻度事象シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・適切なサイト選定とそのサイトの地質環境条件を考慮した設計によって、期待する安全機能を発揮するように構築された処分場に対しては、発生可能性が極めて小さいと考えられる自然現象にかかわるシナリオ。 ・このようなシナリオを想定したとしても、著しい放射線学的影響がないことを確認するためのものであり、同じような考え方にたって ICRP[78]が示している被ばく状況の参考値の幅またはリスク拘束値を適用。 	20 ～ 100 mSv (1 年目) 1 ～ 20 mSv/y (2 年目以降)
人間侵入シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・地層処分システムは本来的に人間侵入が生じる可能性を最小限とするようにサイトを選定し処分場の設計することによって構築されていることから、人間侵入シナリオが生ずる可能性は極めて小さい。 ・その発生を想定したとしても、著しい放射線学的影響がないことを確認するためのシナリオであり、ICRP[78]が示している同様のシナリオに対する被ばく状況の参考値の幅またはリスク拘束値を適用。 	20 ～ 100 mSv (1 年目) 1 ～ 20 mSv/y (2 年目以降)

性に応じて区分し、各区分に対して「めやす」となる基準を仮に設定し、算出した線量やリスクをこれらのめやすと比較することで、設計した処分場の安全性を考察する。適用したシナリオ区分とその評価のためのめやすを表 6-2 に示す。シナリオの発生確率を定量的に検討しうる場合には、IAEA[41]や ICRP[78]が提案しているリスク拘束値 10^{-5} /y との比較を行うこととした。

シナリオに従った線量評価においては、ICRP の勧告[79]に基づき、公衆の放射線防護の目的に照らして“代表的個人 (representative person)”に対する実効線量を用いることとした。ICRP では、疫学的研究の手段として集団実効線量を用いることは意図されておらず、集団実効線量の計算に内在する仮定に生物学的および統計学的に大きな不確実性を伴うことから、地層処分で扱うような将来のきわめて長期間に対するリスク予測にこの線量を用いるのは適切では

ないとしている[79].

安全評価の対象とする期間については、対象とする処分場のふるまいを理解するという観点から、諸外国の事例では処分場閉鎖後 100 万年間を対象としていることを参考としつつ、計算により最大の線量が現れる時期を確認するために必要な期間を考慮することとした。

6.2 安全評価の方法論

処分場閉鎖後の期間に対する安全評価の基本的手順は図 6-1 に示すように、「シナリオの作成と解析ケースの設定」と「線量評価」という大きく 2 つの作業からなる。「シナリオの作成と解析ケースの設定」に当たっては、まず、現在の科学技術的知見に基づいて、処分場に付与された所期の安全機能が閉鎖後の期間においてどのように発揮されると考えられるかに焦点をあて、システムのふるまいとして記述するとともに、これを関係者が共通的に理解できるよう、ストーリーボード[80]を作成することによって可視化する。次に、処分場の各構成要素が有する安全機能を規定する物理的・化学的諸量（以下、これらを状態変数という）を明らかにする。それぞれの状態変数に対して影響を及ぼす可能性があると考えられる要因を、FEP（Features, Events and Processes の総称）の形で表現するために安全機能要因分析を行う。ここで、参照する FEP については、専門家間の議論や知識に基づき、処分場の安全性を検討するうえで重要

と考えられる地質環境の特性や人工バリアなどの設計上の特徴、それらの時間的変遷に係わるプロセスなどを現象論的な視点から捉えて網羅的に抽出するという従来の一般的な方法によって、別途リストを作成（NUMO FEP リストという）しておく。NUMO FEP リストは、安全評価で考慮すべき FEP の網羅性を確保するため、OECD/NEA によってさまざまな地層処分概念を対象として一般的に作成された国際 FEP リスト[81]や、第 2 次取りまとめおよび第 2 次 TRU レポートなどで考慮された FEP を参考とする。

安全機能要因分析を通じて安全機能と FEP とを状態変数を介して関係付けることによって、安全機能の時間的変遷を評価するためのシナリオの作成に当たって考慮すべき点により確実に取り込まれていることを明示することが可能となっている。

状態変数は安全機能に関連する物理・化学的な特性であることから、これに影響を与える FEP は、人工バリアや地質環境といった処分場の構成要素に関する熱的（Thermal）、水理学的（Hydrological）、力学的（Mechanical）、化学的（Chemical）な状態（以下、THMC 状態という）の変化に係わると考えられるものを抽出する。分析に当たっては、多数の FEP の管理あるいは取り扱いを容易にし、また、シナリオ作成の効率化を目的として、THMC 状態の変化に係る安全機能への影響が同程度とみなせる FEP を類型化した上位の FEP（これを統合 FEP（IF）と呼ぶ）を作成する。

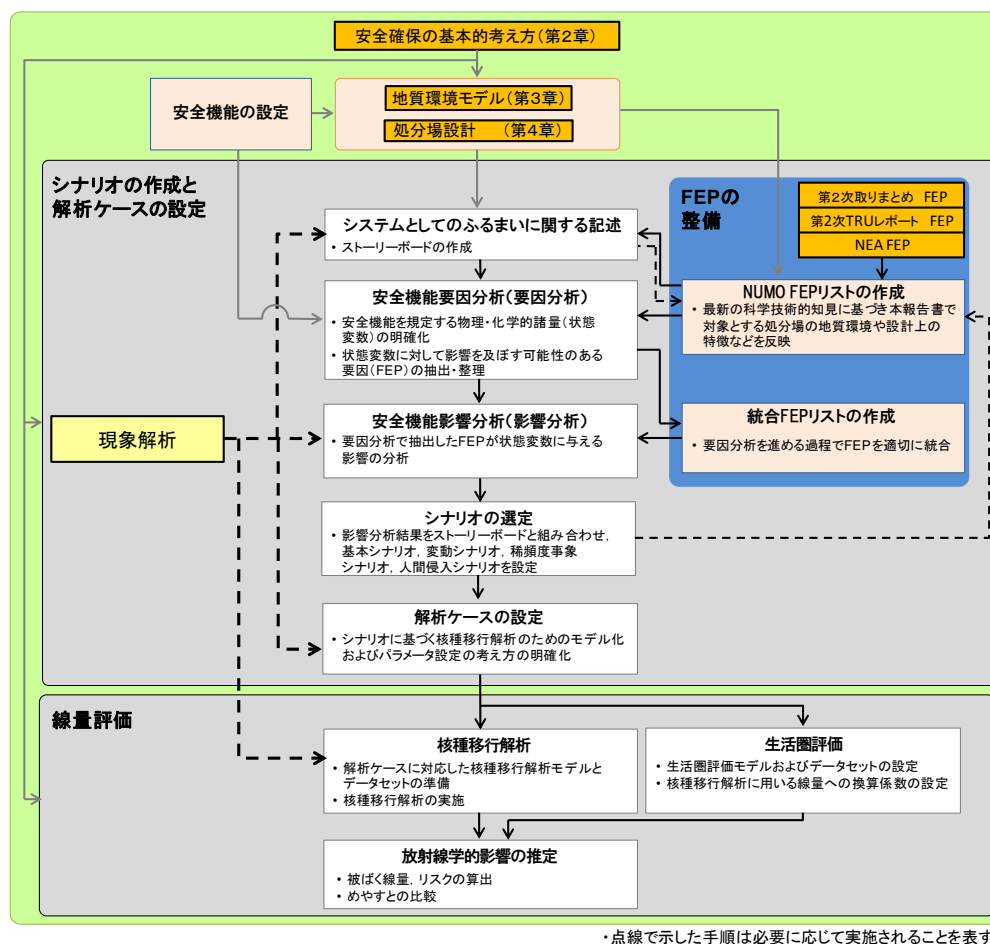
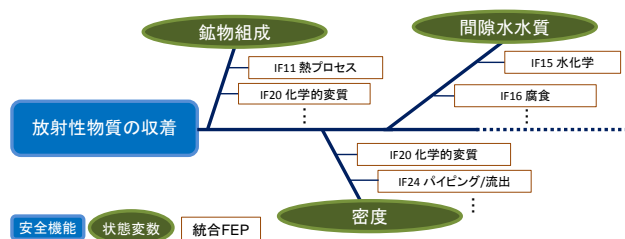


図 6-1 包括的技術報告書における安全評価の基本的手順



*IF に続く番号は統合 FEP リストの管理番号。

図 6-2 緩衝材の安全機能に関する要因分析図の例

安全機能要因分析の結果は一般的に利用されている特性要因図の形式（ここでは要因分析図という）で示すことができる。一例として、緩衝材の安全機能である「放射性物質の収着」（表 4-2 参照）に対する要因分析の結果を図 6-2 に示す。

続いて行う安全機能影響分析では、FEP による状態変数への最も可能性が高いと考えられる時間依存の影響のしかたと、それに対して合理的に想定される不確実性を、FEP と状態変数の関係を規定する物理・化学的現象に関する数値解析（これを現象解析という）なども利用しながら明らかにする。

最も可能性が高いと考えられる状態変数への影響のしかたを総合的に検討して安全機能が時間的にどのように発揮されるかを考察し、これに基づくシステムとしてのふるまいに対応して基本シナリオを作成する。また、状態変数への影響のしかたについて合理的に想定される不確実性を考慮した場合の安全機能の変動に基づくシステムのふるまいに対応して変動シナリオを設定する。さらに、発生の可能性はきわめて小さいが安全機能への影響は無視できないと考えられる要因を NUMO FEP リストを参照しながら FEP として抽出したうえで、これらの FEP を考慮した処分場のふるまいを稀頻度事象シナリオとして扱う。同様に、NUMO FEP リストに基づいて処分場のふるまいに影響を与える可能性のある人為的要因を検討し、人間侵入シナリオを設定する。作成したシナリオに対して、放射線学的影響の解析を行うための具体的条件（モデル化やパラメータ設定の考え方など）を明確にして解析ケースを設定する。

解析ケースに対応して、核種移行解析のためのモデルやモデルに応じて設定したパラメータの値（このようなパラメータにはモデルの境界条件、核種の移行特性、核種移行の場の状態に係るものなどがあり、安全評価の解析に必要な一連のパラメータの設定値をデータセットという）を準備した後、核種移行解析を実施し、生活圏にもたらされる核種の移行率を求める。一方で、生活圏をモデル化した評価を行い、生活圏に流入した核種量とこれによって生ずる被ばくとの関係を示す線量への換算係数を算出しておく。生活圏への核種の移行率と線量への換算係数から各解析ケースに対する線量を計算し、その結果をシナリオの区分に応じて設定しためやす値（表 6-2 参照）と比較して対象とする処分場の安全性を論ずる。また、年間あたりのシナリオの発生確率を定量的に求めることが可能な場合は、処分場由来の放射線による年間あたりのリスクを「シナリオ発生に伴う 1 年間の線量 [Sv/回]×ICRP[79]による線量のリ

スクへの換算係数 $0.057 [1/Sv] \times \text{年間あたりのシナリオの発生確率} [\text{回}/y]$ により求める。

処分場閉鎖後のシステムとしてのふるまいをシナリオ上どのように扱うかを分析するうえでは、現時点で利用可能な科学技術的知見やモデル、データセットなどには自ずと限界がある、また、サイトが特定されていないなどの制約条件が存在する。したがって、最も確からしい状態とその不確実性が明確に区別できない、あるいは異なるシナリオが結果的に同一の解析ケースとなるといった状況が生じ得る。その際には、安全評価上の保守主義にたって、基本シナリオと変動シナリオをまとめて同じ保守的な取り扱いにする、あるいは両シナリオに対して同じ保守的な解析ケースを設定することで対処する。この結果、基本シナリオを「最も生じる可能性が高いと想定されるシナリオ」と定義しながら、解析ケースとしては、最も生じる可能性が高いとはいえない条件設定を行っている場合があることに注意が必要である。

6.3 安全評価のシナリオと解析ケースの設定

6.3.1 基本シナリオと解析ケースの設定

6.2 に示した方法論に基づき作成した基本シナリオの主要な特徴を、核種移行解析における安全機能（表 4-2）の取り扱いを明らかにするという観点から以下に記述する。この際、安全機能を付与していない処分場構成要素が核種移行に及ぼす影響についても考慮しておくことが必要である。シナリオの記述に当たっては、2.2.4 で示した空間スケールと 6.1 で述べた安全評価の時間スケールを念頭において、処分場の種類（表 6-1）や検討対象母岩の特徴を統一的に示すこととし、それらによる相違がある場合にはそれを特記する。

(1) 基本シナリオの設定

(a) T_1 ：処分場閉鎖から再冠水完了までの期間

ニアフィールドスケールの領域には処分場に埋設された廃棄体を含む人工バリアや処分坑道といった処分場構成要素と周辺母岩が含まれる。

高レベル放射性廃棄物処分場に埋設されたガラス固化体や TRU 等廃棄物処分場のグループ 2 および 4H では、これらに含まれる主に短寿命核種の崩壊に伴う廃棄体の発熱により、ニアフィールドの温度が上昇する。これらの廃棄物の発熱は崩壊による放射性核種の放射能の減衰とともに減少する。処分場が閉鎖されると、操業期間中には不飽和の状態であった緩衝材に周辺母岩からゆっくりと地下水が侵入し、閉鎖後数百年程度までに処分場全体でほぼ地下水で飽和した状態になる。地下水により緩衝材の飽和度が高くなるにつれてニアフィールドからの熱の放出が大きくなり、ニアフィールドの温度も次第に低下し地温に近づいてゆく。

緩衝材が飽和する過程で、オーバーパックと廃棄体パッケージ容器は地下水と徐々に接触し腐食が進む。還元性の地下水による鉄の腐食速度はきわめて小さく、十分な品質管理によって密閉性を確保されているオーバーパックは、この期間全体にわたって「廃棄体と地下水の接触の防止」という安全機能を発揮する。これによって、再冠水が進んで緩衝材が安全機能を発揮できるようになるまで、放射性

物質と地下水との接触は妨げられる。

地下水による飽和が進むにつれ、廃棄体パッケージ容器でも再冠水完了までに腐食が進み、地下水は廃棄体パッケージ間充填材（モルタル）から、廃棄体パッケージ内充填材、廃棄体へと徐々に浸透する。再冠水完了後にはほとんどの廃棄体パッケージにおいて廃棄体と地下水が接触する。

処分坑道、TRU 等廃棄物処分場の処分坑道端部に位置する取付坑道および主要坑道の一部に充填される埋め戻し材は、地下水の浸入に伴う埋め戻し材中のベントナイトの膨潤によって周辺母岩と同等の水理学的特性を有するように設計されており、「坑道が卓越した放射性物質の移行経路となることの抑制」機能を発揮するが、セメント系材料との反応や浸食などにより徐々にそのレベルが低下していく。ベントナイトを使用して構築される止水プラグは、埋め戻した坑道や EDZ を流れる地下水が連絡坑道への卓越した地下水の移行経路となって放射性核種が移動することを抑制する機能を維持する。

構造躯体、覆工コンクリート、インバートコンクリート、力学プラグ、吹付けコンクリート、グラウト材などのセメント系材料については、セメント系材料の溶脱や、鉄筋を用いるものは鉄筋の腐食膨張に伴うひび割れの生成により、透水性が増大する。鋼製支保工、ロックボルト、PEM 容器などの鉄系材料は、残存する酸素を消費しながら腐食が進み、地下水が還元性の状態へ回復することに寄与する。防水シート、水抜き管といった合成樹脂から成る構成要素や、フィルター材や埋設型枠といった構成要素に含まれるガラス繊維は徐々に分解が進行する。

坑道の掘削の際、これらの近傍の母岩に生じた EDZ はそのまま維持され、この領域の透水性が増大した状態が継続する。また、地下施設周辺の母岩の水理場が地下施設設置前の状態に戻るにしたがって地質環境が有する本来の機能を発揮することが可能な状態となる。

パネルスケールおよび処分場スケールにおいて考慮される埋め戻し材・止水プラグ、母岩はニアフィールドスケールと同様にふるまう。

広域スケールでは、隆起・侵食や気候・海水準変動といった広域的で緩慢なプロセスによって地質環境の THMC 状態が少しずつ変化するものの、「隔離」や「放射性物質の移行の抑制」といった安全機能は維持される。

処分場に由来する放射性核種を含む地下水が生活圏へ移行する場所となる地質圏—生活圏インターフェイス（GBI: Geosphere-Biosphere Interface）は、広域の地下水流動系に依存して帯水層や河川などさまざまな場合が存在する。生活圏においては、現在と同じ生活様式が継続していると仮定する。

(b) T_2 : 再冠水完了から放射性核種の移行が生ずるまでの期間

オーバーパックについては操業期間中に地下にもたらされた酸素の消費を伴う腐食に加え、残存する酸素が消費された後には還元環境下での腐食が進行する。部材が減肉することによって耐荷重性能が徐々に低下し、外力に耐えられなくなった結果、部材の変形によりオーバーパックの破壊が生じ「廃棄体と地下水の接触の防止」の機能を喪失す

るものが現れる。時間の経過とともに機能を喪失するオーバーパックの本数が増加し、やがてすべてのものが機能を喪失した状態となる。

TRU 等廃棄物処分場では、地下水による放射性核種の移行が実質的に生ずるのは再冠水完了後となる。放射性核種の移行が生じた後には、廃棄体あるいは廃棄体パッケージが有する放射性物質の溶出の抑制と、廃棄体パッケージ間充填材への放射性物質の収着という閉じ込め機能が維持され、放射性核種の移行は抑えられる。

また、その他の処分場の構成要素については、時間スケール T_1 と同様の状態が継続する。

(c) T_3 : 放射性核種の移行が生じてから現在の地質環境の特性が大きく変化しないと考えられるまでの期間

高レベル放射性廃棄物処分場においては、オーバーパックは「廃棄体と地下水の接触の防止」の機能を喪失し、緩衝材と地下水の反応によって水質が変化した間隙水にガラス固化体が溶解を開始し、これに伴ってガラス固化体に含まれている放射性核種の溶出が生ずる。ガラス固化体と調和的に溶出する放射性核種は、大部分のものが間隙水の水質に依存した溶解度に制限され、緩衝材中を拡散によって移行する。ただし、I-129 や Cl-36 など一部の放射性核種は可溶性の元素であり、このような溶解度による間隙水中の濃度制限が生じない。

TRU 等廃棄物処分場においては、廃棄体パッケージが地下水に接触することによって廃棄体から溶出した放射性核種は、廃棄体や廃棄体パッケージ内に充填されたセメント系材料に収着しつつ廃棄体パッケージ内から廃棄体パッケージ外側へ、さらにニアフィールド領域を移行していく。

埋め戻し材が有する機能はほとんど失われており、母岩程度の透水性を維持することがさらに困難となるが、止水プラグは、地下水の移行経路となった坑道や EDZ を介して放射性核種が移行することを抑制する機能を引き続き維持する。

セメント系材料については、溶脱が進行し、やがてセメント成分が完全に消失し、高透水性の構造となる。また、フィルター材、水抜き管、埋設型枠、防水シートは分解が進行し、いずれ消失する。

母岩へ移行した放射性核種は、深成岩類や先新第三紀堆積岩類において地下水の主要な移行経路となる割れ目ネットワークに沿って、岩盤基質部へのマトリクス拡散と鉱物への収着を経ながら割れ目間隙中を移流・分散によって移動する。新第三紀堆積岩類では割れ目ネットワーク中の移行に加え、岩盤基質中を鉱物への収着を経ながら移流・分散によって放射性核種が移行するメカニズムも存在する。

放射性核種は岩盤基質部へ拡散・収着しながら、主要な地下水の流動経路である母岩中の割れ目ネットワーク中を緩やかに移行して、下流側に地下施設が存在すればこれを経由し、処分区画に含めないようにした処分場スケールの領域に存在する長さ 1 km 以上の断層、あるいは処分場スケールの領域の境界に到達する。放射性核種は、このような経路を経て、やがて処分場スケール領域からその外側の広域スケールの領域に移行する。

広域の地質環境には、サイト選定プロセスにおいて処分

場スケールの領域から除外するものとした活断層や大規模な断層が存在する。このような断層は母岩の透水性に比べて一般に透水性が高く、処分場スケールから母岩中を流動した地下水が生活圏に至る主要な経路となりうる。

処分場スケールの母岩から上記のような広域スケールの断層に到達した放射性核種は、断層中の充填物などへ収着しながら地下水の流れに沿って移行し、GBIを介して生活圏に至る。

生活圏に放射性物質が到達した場合は、そこに居住する人間は放射性物質を体内に取り込むことによる内部被ばく、環境からの外部被ばくを受ける。

(d) T_4 ：地質環境の特性に関する不確実性が増大する期間

適切な地質環境調査・評価を行い選定されたサイトの地質環境は、少なくとも将来10万年程度は安定に継続すると考えられる。このような地質環境に対して適切に設計された処分場は、上述した時間スケール T_3 におけるシステムと同様にふるまい、安全機能を発揮する。しかし、10万年程度を超えたより長期の時間スケールに移っていくに従って、処分場の安全機能に影響を及ぼすような地質環境の変化が生ずる可能性が増大する。

(2) 基本ケースの設定

基本シナリオの記述に基づき、その放射線学的な影響を定量的に評価するための解析ケースを設定する。基本シナリオに対応する解析ケースを「基本ケース」と呼ぶ。基本ケースは、上述した基本シナリオにおいて考慮した最も確からしい安全機能の状態およびその変遷に基づき設定する。

6.3.2 変動シナリオと解析ケースの設定

基本シナリオに対し、安全機能影響分析によって抽出した処分場の各構成要素に付与された安全機能の発現状態に関する不確実性と、設計上安全機能を付与していない構成要素について基本シナリオで記述した状態に対する不確実性を考慮したシステムのふるまいを変動シナリオとして設定した。変動シナリオに対応する解析ケースは「変動ケース」と呼ぶ。変動ケースは、基本ケースにおける処分場構成要素の状態と核種移行解析上の取り扱い（解析上の仮定や評価モデル、データセットなど）に上述した不確実性を反映して取り扱う。

変動ケースとして設定した解析ケースとそれぞれの取り扱いについて、基本ケースと対比して表6-3に示す。

6.3.3 稀頻度事象シナリオと解析ケースの設定

稀頻度事象シナリオは、発生可能性がきわめて小さいと考えられるが、サイト選定による完全な回避や、発生の可能性を科学的に完全に否定することが現状では困難で、かつ、発生した場合に処分システムの隔離機能あるいは閉じ込め機能に重大な影響を与える事象に対して作成する。このようなシナリオを考慮する目的は、処分場の安全機能が頑健性を有し、著しい放射線学的影響がないことを確認するためのものである（表6-2参照）。6.2節で述べた安全機能影響分析の結果、発生可能性がきわめて小さいものの、地層処分システムへ著しい影響を与える可能性のある自然現象として、火山・火成活動と地震・断層活動が抽出されている。以下にそれぞれに対するシナリオとその解析ケースについて述べる。なお、現時点ではこれらの稀頻度事象

表 6-3 包括的技術報告書で設定した変動ケース

解析ケース名称	基本ケースにおける取り扱い（上段）と変動ケースでの取り扱い（下段）
ガラス溶解速度不確実性ケース（HLW）	基本 長期溶解速度を用いたガラス溶解モデルを適用する。 製造時のひび割れによる表面積の増加を考慮してガラス溶解速度を設定する。
	変動 以下の不確実性を考慮してガラスの溶解速度を増大させて設定する。 □初期ひび割れの不確実性□ ・オーバーパックの腐食による外部応力による割れ目の発生に関する不確実性□ ・ガラス固化体の溶解に及ぼす鉄腐食生成物、緩衝材の影響に関する不確実性
ハル・エンドピース腐食速度不確実性ケース（TRU）	基本 既往の測定データに基づき、ジルカロイ、ステンレス鋼・インコネルの腐食速度を設定する。
	変動 測定データの摂動を考慮し、腐食速度を基本ケースに対し増大させて設定する。
構造躯体劣化不確実性ケース（TRU）*	基本 時間の経過に応じて構造躯体の透水係数を変化させる。
	変動 施工時に発生するひび割れの状態および溶脱の速度に起因する透水性の変化の不確実性を考慮し、初期から構造躯体の劣化が進んだ状態を想定して構造躯体の透水係数を設定する。
硝酸ブルームの広がりに関する不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 TRU等廃棄物グループ3の母岩中の核種移行経路にのみ硝酸塩影響があるとして核種移行パラメータを設定する。
	変動 硝酸塩ブルームの広がりに関する不確実性を考慮し、TRU等廃棄物グループ3の下流側にあるHLWまたはグループ3以外の廃棄物グループの核種移行経路に硝酸塩影響が及ぶとして、核種移行パラメータを設定する。
母岩の割れ目の連結性に関する不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 確率的に複数生成される割れ目ネットワークモデルから算出される平均的な移行率をマルチチャンネルモデルへ適用する。
	変動 ランダムに分布する多数の割れ目の透水性やネットワークとしての連続性に関する不確実性を考慮し、高透水性の水みちが形成される状態を想定して、複数の割れ目ネットワークモデルのうち、最も物質移行の速い割れ目ネットワークを適用する。
緩衝材への核種の収着分配係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 緩衝材の仕様や間隙水水質に対応する収着分配係数の平均的な値を適用する。
	変動 緩衝材の収着分配係数に関する測定データの摂動を考慮し、収着分配係数の平均的な値より低い状態を設定する。
緩衝材中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 緩衝材の乾燥密度や間隙水水質に対応する実効拡散係数の平均的な値を適用する。
	変動 緩衝材の実効拡散係数に関する測定データの摂動を考慮し、実効拡散係数が平均的な値より大きい状態を設定する。
母岩への核種の収着分配係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 岩種や地下水水質に対応する収着分配係数の平均的な値を適用する。
	変動 母岩の収着分配係数に関する測定データの摂動を考慮し、収着分配係数が平均的な値よりも低い状態を設定する。
母岩中の核種の実効拡散係数の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 岩種や地下水水質に対応する実効拡散係数の平均的な値を適用する。
	変動 母岩の実効拡散係数に関する測定データの摂動を考慮し、実効拡散係数が平均的な値よりも小さい状態を設定する。
溶解度設定における温度影響の不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 処分場の温度が溶解度に与える影響が無視できるほど小さいことを想定する。
	変動 処分場の想定温度（30～100℃）に対して溶解度の不確実性を考慮し、高い溶解度となる状態を設定する。
溶解度制限固相の熱力学データの不確実性ケース（HLW・TRU）	基本 熱力学データベースに整備された溶解度データの選定値を適用する。
	変動 熱力学データの摂動を考慮し、平均的な値より高い溶解度となる状態を設定する。

HLW：高レベル放射性廃棄物処分場に関係、TRU：TRU等廃棄物処分場に関係、HLW・TRU：両処分場に関係

*：新第三紀堆積岩および先第三紀堆積岩の高Cl濃度地下水については、操業期間中に構造躯体中の鉄筋の腐食が進行し、これに伴うひび割れにより透水性が増大すると評価されたことから、基本ケースにおいても初期から透水性の高い状態を設定した。

シナリオの発生可能性は3つの岩種に対して異なる要因はないため、すべての岩種を対象としてこのシナリオを適用する。

(1) 火山・火成活動

3.1に示したように、適切なサイト選定を前提とした場合、東北日本の前弧域および四国地方においては、処分場の閉鎖後10万年程度を超える期間において、処分場の安全機能に影響を及ぼす火山・火成活動が新規に発生する可能性は無視できるほど小さいといえる。しかし、それ以外の地域では、とくに処分場の閉鎖後10万年程度を超える期間において処分場の安全機能に著しい影響を及ぼす新たな火山・火成活動の発生の可能性を完全に否定することはできない。ITM-TOPAZ手法による検討事例[58, 59]では、第四紀火山中心から半径15 kmの範囲を回避してサイトを選定すれば、東北日本の地域における新規火山の発生可能性は最大でも $10^{-6}/y/100\text{ km}^2$ 程度であることが示されている。したがって、処分場の大きさを処分場スケールの地質環境モデルと同等の $5\text{ km} \times 5\text{ km}$ （面積 25 km^2 程度）と仮定した場合、処分場が新たな火山の直撃を受ける確率は $2.5 \times 10^{-7}/y$ となる。このように発生可能性はきわめて小さいと考えられるものの、新たな火山の処分場への直撃があて起こると仮定し、地下施設へ直接的な影響を与えるシナリオを設定する。このシナリオに対する解析ケース（以下、新規火山発生ケースという）を、保守性に留意して以下のような仮定に基づき設定する。

処分場閉鎖から10万年間が経過した後マグマが処分場に貫入すると仮定する。貫入した火道の領域（火道面積分）における処分場内の放射性物質がマグマに取り込まれ、噴出物（火山灰など）として地表に放出され堆積すると仮定する。マグマに取り込まれる放射性核種の量については、マグマの処分場への貫入が生ずるまでの期間、放射性核種は放射性崩壊をしながらすべて廃棄体の内部に閉じ込められているものとして評価する。

生活圏における被ばくの計算に当たっては、基本ケースと同じ代表的個人（6.4.1(2)(c)参照）が地表に放出された放射性物質を含む噴出物と均一に混合した土壌の上で居住することによる土壌からの外部被ばくと土壌由来の粉じんによる吸入被ばく、および土壌を用いて栽培した作物を食することによる経口摂取被ばくを考慮する。

(2) 地震・断層活動

3.1に示したとおり、マグニチュード6.5以上の内陸地震により深度6~20 kmに分布する地震発生層から震源断層が地表に出現する事例が確認されており、地表において未確認の断層が地下深部から伸展し、処分場に変位を与える可能性は否定できない。松田の経験式[82]から算出される同規模の地震を引き起こす断層の長さは10 km程度であり、これと金折の関係式[29]から求められる断層破砕帯の範囲、ならびにマグニチュード6.5以上の内陸地震の発生頻度（1923年から2016年までの期間では約0.3回/y）を考慮すると、地震発生層から伸展してきた断層破砕帯の範囲が処分場スケールの領域に出現する確率は、 10^{-10} 回/yオーダーときわめて小さい。しかし、その可能性を完全に否定できないことから、未確認の断層が地下深部から伸展し、地

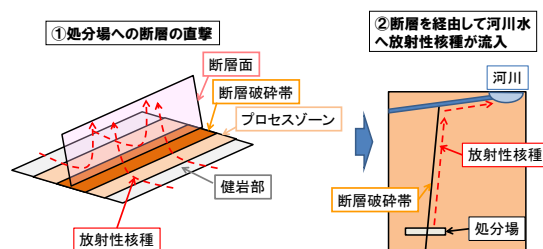


図 6-3 断層伸展ケースの概念

下施設へ直接的な影響を与えるシナリオを設定する。このシナリオに対する解析ケース（以下、断層伸展ケースという）を、以下のような仮定に基づき設定する。解析ケースの概念を図6-3に示す。

処分場閉鎖後のある時期に伸展した断層が処分区画を直撃する。断層伸展ケースの断層破砕帯やプロセスゾーンの領域は断層が繰り返し活動することで徐々に増加するため、一度の断層活動でこれらの領域が急激に発達するとは考えられないが、評価においては断層破砕帯やプロセスゾーンの領域が一度の活動で十分に発達するという極端な状態を想定する。処分場の放射性核種は、放射性崩壊をしながら断層の直撃が発生するまで保守的にすべて廃棄体の内部に閉じ込められていると仮定する。断層面および断層破砕帯に存在する廃棄体から地下水中に溶出した核種はすべて断層を経由して地表環境に移行する。

断層面および断層破砕帯に位置する処分場では人工バリアおよび地質環境が有するすべての安全機能が喪失する。プロセスゾーンに位置する処分場では母岩の地下水流速が上昇するため、「遅い地下水流速による放射性物質の移行の抑制」という安全機能の発揮されるレベルが低下する。

断層を経由した生活圏への核種移行経路については、基本シナリオと同様の GBI と生活圏を設定する（6.4.1(2)(c)参照）。

6.3.4 人間侵入シナリオと解析ケースの設定

人間侵入シナリオの作成やその取り扱いについては、将来の人間の行為を科学技術的知見に基づいて合理的に予測することは不可能であり、様式化の考え方を適用し安全規制によって規定されることが基本である。包括的技術報告書では、IAEA[41]やICRP[78]などによって示されている人間侵入シナリオの設定や評価の考え方を参考に、想定し得る人間侵入の行為としてボーリング掘削を考慮し、わが国において300 m以深まで行われる可能性が最も高い温泉開発を目的としたボーリング掘削を様式化することで評価を行うこととした。

このような人間侵入シナリオに対し、以下のような2つの解析ケースを設定した。

- ・ボーリング作業において、偶発的に処分場に埋設された廃棄体を貫通し、地上へ運ばれた廃棄体の掘削土またはコアを作業従事者が直接観察することにより、作業従事者が被ばくすることを想定したケース（ボーリング作業従事者被ばくケース）
- ・ボーリング孔が処分場から地表までの移行の短絡経路となり、地下水に溶出した放射性核種がボーリング孔を通じて地表に移行し公衆が被ばくすることを想定し

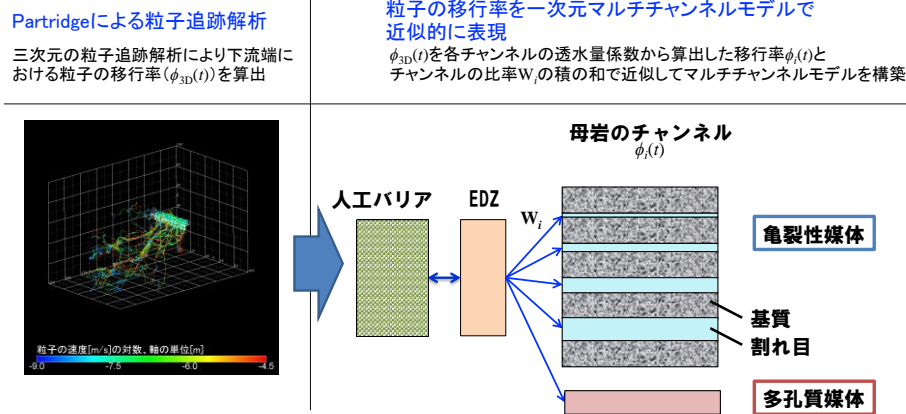


図 6-4 ニアフィールド核種移行解析モデルの簡略化の概念

たケース（ボーリング孔核種移行ケース）
人間侵入シナリオが発生する時期は、処分場閉鎖後の記録の保存によるボーリングの抑制効果を考慮して設定した。

6.4 核種移行解析と線量評価

ここでは前節で示した各シナリオに対する解析ケースに沿った核種移行解析のためのモデルとデータセットについて説明したうえで、それらを用いた線量の計算結果について述べる。

6.4.1 基本ケースと変動ケースに対する核種移行解析モデルとデータセット

変動ケースは、表 6-3 に示したように基本ケースに対する核種移行解析に当たっての境界条件や核種移行に関するパラメータの値を変化させたものとなっており、基本ケースと変動ケースに対して解析モデルは共通に用いることができる。

核種移行モデルとデータセットは 2.2.4 で述べた空間スケールごとに作成した。最も小さいニアフィールドスケール領域における核種移行解析によって得られる境界の外側への核種移行率をソースタームとしてパネルスケールの解析を行うといった手順で、ニアフィールドスケールの領域から、それを含んだ広域スケールの領域までを通して核種移行解析を実施できるようにしている。

(1) 核種移行解析モデル

(a) ニアフィールドスケール

このスケールの領域には処分場に埋設された廃棄体を含む人工バリアや処分坑道といった処分場構成要素と周辺母岩が含まれる。処分場のバリエーション（表 6-1 参照）に応じた処分場構成要素の仕様（材料特性や形状・寸法）や配置、母岩中の EDZ、割れ目の分布などの三次元的な特徴を反映した核種移行解析を行うため、こうした特徴を明示的に表現して物質移動を取り扱うことができるランダムウォーク法を用いた三次元粒子追跡解析コード Partridge を開発した[83]。核種移行解析では安全評価上重要となる多数の核種を対象として、処分場のバリエーションや上述したような異なるスケールに対し、基本ケースおよび変動ケースについてさまざまな解析を繰り返し実施することが必要である。これを効率的かつ簡便に行うため、Partridge によって求められる物質移動特性を、安全評価上の保守性を考

慮して近似的に表現することによって簡略化した核種移行解析モデルを作成した。

図 6-4 にこの簡略化のプロセスを概念的に示す。まず、Partridge を用いて粒子追跡解析を実施し、廃棄体から放出させた多数の非収着性トレーサが人工バリアと割れ目ネットワークモデルで表現した母岩中を移動して解析領域の下流端から破過する挙動に基づき時間依存の物質移行率を求める。ここで新第三紀堆積岩類については、岩盤基質部で移流による物質移動が生ずる可能性を考慮し、割れ目ネットワークモデルと多孔質媒体モデルの両者の特性を有するモデルを適用して解析を行った結果、多孔質媒体中の移流による移動量は無視できるほど小さいことを確認している。

次に、この移行率を、廃棄体からの核種の溶出、緩衝材間隙水中の溶解・沈殿、拡散と収着、EDZ 中の移流と放射性崩壊を考慮した一次元の人工バリア中核種移行モデルと、割れ目ネットワークを複数の一次元平行平板チャンネルによって表現した母岩中核種移行モデル（マルチチャンネルモデル）を組み合わせた簡略化モデルを用いてフィッティングした。TRU 等廃棄物処分場における人工バリア中核種移行モデルでは、上記に加えて、廃棄体パッケージ内および廃棄体パッケージ間の充填材中の溶解・沈殿、移流・拡散、収着、放射性崩壊と、構造躯体中の移流と放射性崩壊を考慮している。マルチチャンネルモデルでは、核種移行プロセスとしてチャンネル内の移流・分散、岩盤基質部へのマトリクス拡散・収着、放射性崩壊を考慮している。

廃棄体からの核種の溶出については、ガラス固化体の場合、ガラスの溶解と調和的であるととした。TRU 等廃棄物については、グループ 1, 3, 4 では保守的に放射性核種の全量が瞬時に廃棄体パッケージ内および廃棄体パッケージ間の充填材中の間隙水に溶解するものと仮定した。グループ 2 では、放射性核種はハル・エンドピースを構成するそれぞれの金属材料の腐食速度にしたがって調和的に溶出するものとしているが、ハル・エンドピースの表面に付着しているものは他グループと同様に廃棄体パッケージ内および廃棄体パッケージ間の充填材中の間隙水に瞬時に溶解すると仮定している。

トレーサ移行率のフィッティングは、図 6-4 に示したように、マルチチャンネルモデルのチャンネル数と母岩の透水量係数分布の各チャンネルへの割り当て、人工バリアか

ら EDZ に流入した物質移動量の各チャンネルへの配分率 w_i を最適化することによって行った。簡略化モデルは汎用の解析コード Goldsim[84]により実装している。

(b) パネルスケール

高レベル放射性廃棄物処分場については、ニアフィールドスケールの核種移行解析モデルを用いて算出される廃棄体 1 本当たりの核種の移行率を処分区画に配置される廃棄体本数を乗じて換算することにより、パネルスケール領域から処分場スケール領域への核種の移行率とした。TRU 等廃棄物処分場については、各グループにおいて、ニアフィールドスケールの核種移行解析モデルで算出される処分坑道 1 本当たりの核種の移行率をそのグループの処分坑道本数へ換算し、処分場スケール領域への核種の移行率とした。

(c) 処分場スケール

パネルスケール解析対象領域外側の母岩（以下、「処分場スケール母岩」という）における核種移行については、ニアフィールドスケールにおける解析と同様にマルチチャンネルモデルによって表現する。高レベル放射性廃棄物処分場の処分区画や TRU 等廃棄物処分場の処分坑道に対し、その下流側に存在する母岩の水理特性が大きく変わる可能性がある領域（他の処分区画や処分坑道、もしくは処分区画の配置に当たって排除した長さ 1 km 以上の断層）までの、あるいはそうした領域が存在しない場合にはこのスケールの解析領域境界までの最短距離を処分場スケール母岩に対するマルチチャンネルモデルのチャンネル長さとして設定した。このように処分区画や処分坑道の位置に応じて異なる長さの移行距離を有するマルチチャンネルモデルそれぞれに対し、ここでも解析コード Goldsim を適用して核種移行解析を行い、得られた移行率を合計して処分場スケール領域から広域スケール領域への移行率とした。

(d) 広域スケールと生活圏

母岩から地表環境を含む広域スケールの地質環境は、サイトによる依存性が大きく多様な条件が想定されることなどから、現時点で処分場から生活圏に至るまでの核種移行経路を詳細にモデル化して表現することは困難である。そこで、処分場スケールの母岩から生活圏に至る広域スケールの移行経路については、第 2 次取りまとめと同様、処分場スケールのマルチチャンネルモデルの出口から生活圏をつなぐ大規模な透水性の断層の存在を仮定してモデル化を行っている。このような断層に関する水理学的特性は第 2 次とりまとめの場合と同じものとし、収着分配係数などは以下(2)で述べる母岩に対する最新のデータセットを用いた。解析の結果、このような大規模断層の存在によって処分場スケール領域から生活圏への核種移行率の低減効果はほとんど認められないことを確認したため、6.5 で示す線量の計算結果は、処分場スケール領域からその外側へ移行した核種がすべて生活圏に直接流入するものとして保守的に求めたものを示すこととした。

生活圏に流入した核種移行率を線量に換算するための係数（線量への換算係数）については、第 2 次取りまとめや第 2 次 TRU レポートで用いられた特定のサイトに依存しない一般的なものとして設定された生活圏モデルを用いて算出した。科学的特性マップで示された「好ましくない

特性があると推定される」地域として第四紀火山の中心から半径 15 km の範囲を明らかにしており、この範囲を除外した地域の標高を考慮し、GBI としては比較的低位の平野部の河川、または海域を考慮する。

(2) データセット

(a) 廃棄体に関するパラメータ

高レベル放射性廃棄物処分場について、厚さ 190 mm のオーバーパック（図 4-2 参照）は、最新の知見に基づけば閉じ込め機能である「廃棄体と地下水の接触防止」（表 4-2 参照）を処分場閉鎖後 17,000 年程度維持できる可能性があり、さまざまな不確実性を考慮しても、少なくとも 1,000 年間は十分にこの機能を維持すると考えられる（4.3.1(1)参照）。しかし、現段階では 17,000 年という期間にわたる閉じ込め機能の信頼性を検討するうえで十分なデータや知見が集積されていないことから、基本および変動ケースどちらにおいても、保守的に処分場閉鎖から 1,000 年後に 4 万本のオーバーパックすべてが同時に閉じ込め機能を失い、ガラス固化体と地下水が接触して核種の溶出が開始するものとする。この時点のガラス固化体の放射能インベントリは、一時管理貯蔵期間を 50 年とし、製造から 50 年経過した時点の放射能インベントリからさらに 1,000 年経過後のインベントリを計算して与えた。

6.4.1(1)で述べたように、ガラス固化体からの核種の溶出はガラスの溶解と調和的に進むものとして取り扱う。長期の浸出試験で取得されているガラス固化体の溶解速度をもとに、処分場の温度やガラス固化体製造時の割れによる表面積の増加を考慮した第 2 次取りまとめの考え方を参照し、7 万年間に一定速度でガラス固化体が全量溶解するものとして核種の溶出率を設定した。

TRU 等廃棄物処分場では、廃棄体パッケージ容器自体に廃棄体と地下水の接触を防止することは機能として期待していないものの、設計仕様に従ってある期間、地下水と廃棄体との接触を制限すると考えられる。上蓋がない廃棄体パッケージ A の場合、放射性核種が地下水に溶出を始める時期の推定にはとくに大きな不確実性が伴うことから、第 2 次 TRU レポートと同様に、解析ケース上は処分場閉鎖後に核種の溶出が開始するものとする。

廃棄体パッケージ B の場合には、局部的な容器の腐食の可能性や放射線が腐食挙動に与える影響を考慮しても、300 年程度の期間は腐食による貫通孔は発生しないと考えられる。また、処分場閉鎖から 300 年程度の期間で想定される容器の肉厚減少であれば、地下水位の回復により静水圧が作用しても、容器の構造健全性は維持されていると考えられる。したがって、廃棄体パッケージ B では処分場閉鎖後少なくとも 300 年程度は地下水と廃棄体の接触は生じない可能性が高いと推定され、基本ケースにおいては処分場閉鎖から 300 年後に核種の溶出が開始するものとした。なお、廃棄体パッケージ B の閉じ込め期間の変動については、保守的に閉じ込め期間を考慮しない廃棄体パッケージ A に対する評価モデルと同じもの考えた。

核種溶出開始時の TRU 等廃棄物の放射能インベントリは、廃棄体パッケージ A の場合は製造後 25 年経過した時点でのインベントリを用いる。廃棄体パッケージ B では、

製造後 25 年経過した時点での放射能インベントリからさらに 300 年経過したものを計算して与えた。6.4.1(1)に述べた廃棄体からの放射性核種の溶出モデルにしたがい、上述したインベントリを用いて、グループ 1, 3, 4 では廃棄体パッケージ内および廃棄体パッケージ間充填材の間隙水中の放射性核種濃度、グループ 2 では放射性核種の放出率を計算して人工バリア中の核種移行解析のためのソースタームを与えている。

(b) 人工バリアおよび母岩に関するパラメータ

核種移行解析に必要な主要なパラメータは、人工バリアの各構成要素および母岩それぞれに対する透水性、間隙率、核種の溶解度、拡散係数、収着分配係数などである。これらを設定するためには、地下水水質や、地下水との反応による緩衝材や母岩の変質解析などを行うことによって、核種移行が生ずる人工バリアおよび母岩の「場の状態」を考慮する必要がある。

図 6-5 にこうしたパラメータ設定の一例として緩衝材中の核種の拡散係数に関する手順を示す。図 6-5 に示すように、最新の拡散実測値データベースから抽出したデータによって導出した関係式あるいは近似式を用いて拡散係数を算出した。この際、地下水による緩衝材中のモンモリロナイトの Ca 型への変質の評価、および、緩衝材の間隙水水質を用いて熱力学計算により求めた溶存化学種の設定に基づいて、適用する近似式を選択し、拡散係数を導出している。基本シナリオおよび変動シナリオのデータセットの設定に当たっては、人工バリア内の間隙水組成や元素の溶解度の計算、および人工バリアや母岩の変質解析に用いる熱力学データベース、元素の収着分配係数や拡散係数に関するデータベースや文献情報など、最新のデータベースや文献情報を用いて設定した。

(c) 生活圏に関するパラメータ

生活圏モデルに対応するデータセットに関しては、第 2 次取りまとめや第 2 次 TRU レポートにおいて用いられたデータセットを基本とし、核種の移行に係る地表環境の表層地下水流量や灌漑水量などのパラメータについてはわが国で公表されている最新の統計データなどに基づいて設定

した。(1)で述べたように、比較的低地の平野部の河川、または海域を GBI として想定した。この場合、対応する生活圏システムにおける比較的ばく線量が高いと想定される 3 つのグループ（農業従事者グループ、淡水漁業従事者グループ、海洋漁業従事者グループ）に対して算出された線量への換算係数を比較すると、総じて、希釈水量の関係から平野部河川を GBI とした場合の値が海域のそれより大きいこと、また、気候変動による生活様式の変化の影響については温暖気候における値が大きくなることから、包括的技術報告書における線量の計算に当たっては、平野部の河川を GBI とする温暖気候の生活圏システムにおける農業従事者を代表的個人相当として、算出した線量への換算係数をすべての解析ケースに対し一律に適用することとした。

6.4.2 稀頻度事象シナリオの解析ケースに対する核種移行解析モデルとデータセット

新規火山発生ケース（6.3.3(1)参照）では、10 万年後にマグマが処分場を直撃し、放射性物質がマグマとともに地表に噴出し堆積したことを想定した評価を行った。このモデルの構築に必要な火道面積や噴火噴出物量は、これらの情報が整備されているわが国の火山に基づき設定した。

断層伸展解析ケース（6.3.3(2)参照）については、地下深部の地震発生層から伸展してきた断層が処分場を直撃して地表まで到達し、横切った断層によって破壊された廃棄体から地下水へ溶出した放射性物質が断層を介して地表まで到達することを想定した評価を行った。地震発生層から処分場に断層が伸展する時期を推定することは困難であることから、ここでは感度解析的に処分場閉鎖から 1,000 年後、1 万年後、10 万年後に事象が発生すると仮定した。また、核種が移行する断層の規模については、地震発生層から地表まで達するものとし、地震発生層の深度として想定される範囲（6～20 km）から断層破碎帯やプロセスゾーンの領域が最大となる長さ 20 km を想定した。断層における核種移行については、既存の断層の代表的な構造として角礫帯などの充填物が存在することなどを踏まえ、移行経路となる断層面周辺は多孔質媒体モデルをとして取り扱い、核種の収着を考慮した。6.3.3 で述べたように、GBI と生活圏に関するパラメータについては基本ケースと同じものを用いている。

6.4.3 人間侵入シナリオの解析ケースに対する核種移行解析モデルとデータセット

6.3.4 に述べたシナリオについては、制度的管理が有効な期間においては生じないと考えることが合理的であり、こうした有効な期間に関する諸外国の検討事例などを参照して、包括的技術報告書では複数の発生時期（処分場閉鎖から 300 年後、1,000 年後、1.8 万年後（TRU 等廃棄物処分場のみ）、3.5 万年後（高レベル放射性廃棄物処分場のみ））を設定して評価を行った。被ばくの状態としては、6.3.4 に述べたように、ボーリング作業従事者被ばくケースとボーリング孔核種移行ケースの 2 つを検討した。ボーリング孔の埋め戻しの状態などについては、現在の社会で一般に用いられているボーリングの方法や掘削に用いる機器の仕様などを考慮して設定した。

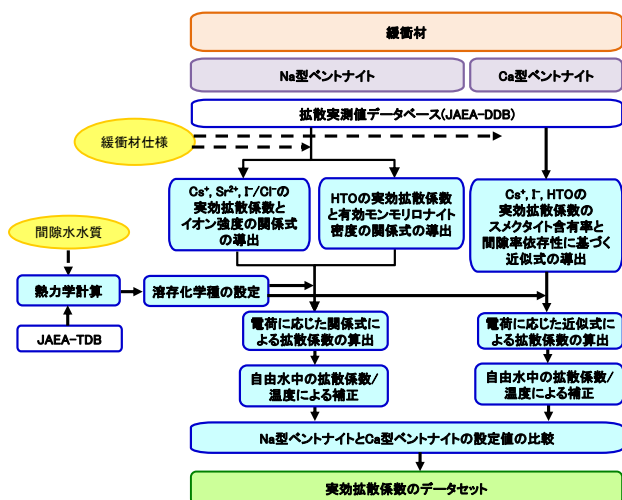
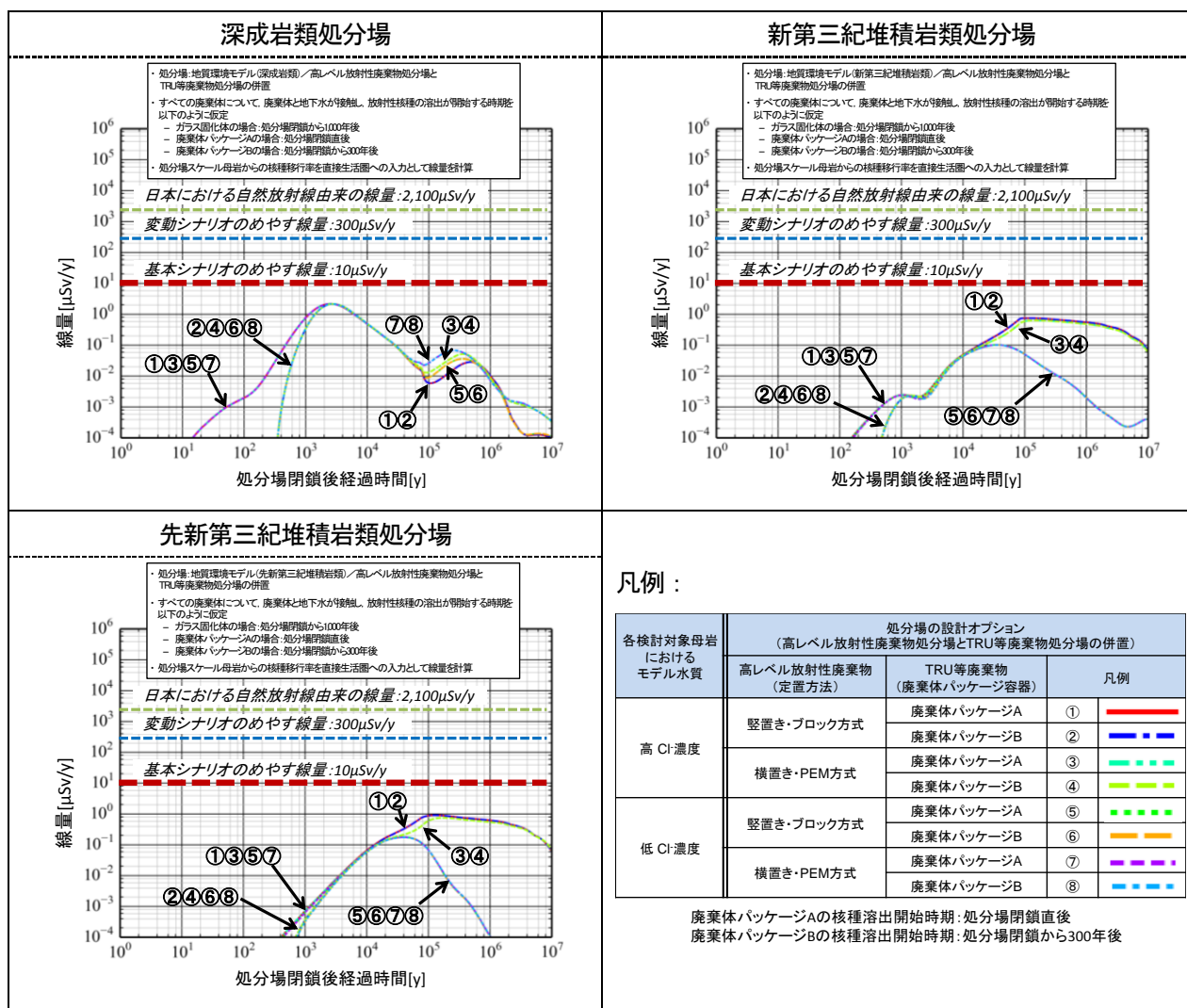


図 6-5 緩衝材中の核種の実効拡散係数の設定フロー



凡例:

各検討対象母岩におけるモデル水質	処分場の設計オプション (高レベル放射性廃棄物処分場とTRU等廃棄物処分場の併置)		
	高レベル放射性廃棄物 (配置方法)	TRU等廃棄物 (廃棄体パッケージ容器)	凡例
高 Cl 濃度	縦置き・ブロック方式	廃棄体パッケージA	①
		廃棄体パッケージB	②
	横置き・PEM方式	廃棄体パッケージA	③
		廃棄体パッケージB	④
低 Cl 濃度	縦置き・ブロック方式	廃棄体パッケージA	⑤
		廃棄体パッケージB	⑥
	横置き・PEM方式	廃棄体パッケージA	⑦
		廃棄体パッケージB	⑧

廃棄体パッケージAの核種溶出開始時期: 処分場閉鎖直後
 廃棄体パッケージBの核種溶出開始時期: 処分場閉鎖から300年後

図 6-6 基本ケースに対する線量計算結果(高レベル放射性廃棄物処分場と TRU 等廃棄物処分場の併置)

6.5 線量評価結果と安全性に関する議論

6.5.1 基本ケースの評価結果

基本ケースについて、高レベル放射性廃棄物処分場および TRU 等廃棄物処分場からの核種の移行率を足し合わせ、処分場全体によってもたらされる線量として算出した結果を図 6-6 に示す。図 6-6 の結果を見ると、すべての検討対象母岩の処分場に対して、処分場全体によってもたらされる最大線量は基本シナリオに対する事業者の目標として設定しためやす線量 10 μSv/y (表 6-2 参照) を下回る結果となっている。また、TRU 等廃棄物の廃棄体パッケージの種類に係らず、上記最大線量とその出現時期については、ほとんど変わらないことがわかる。表 6-2 で示したように、基本シナリオに対するめやす線量は、事業の実施主体として最善を尽くしたサイト選定と処分施設設計に基づく地層処分システムを構築しているかを判断するためのものである。このことから、包括的技術報告書で示した地層処分システムは基本的に高い安全性能を有しているといえる。深成岩類処分場については、設定した地下水のモデル水質 (3.2.2 参照) の種類に拘わらず、Se-79 が最大線量に対する支配核種となった。新第三紀堆積岩類処分場と先新第三紀堆積岩類処分場については、低 Cl 濃度地下水の場合、

I-129 が線量の最大値を支配する核種となる。高 Cl 濃度地下水の場合には Np-237 の放射性壊変により生じる U-233 が支配核種となった。支配核種となっている I-129 は地下環境中において単体の陰イオンとして、同様に Se-79 はセレン化水素イオンとして存在している。また、U-233 については、高 Cl 濃度地下水に多量に含まれている炭酸物質の影響に関する知見やデータが十分に蓄積されていないことから、6 価の炭酸錯体を形成し陰イオンとして存在しているものと保守的に想定している。このため、これらの核種は設定された地質環境下で移行しやすく、また半減期も長いことから線量を支配する結果となっている。

6.5.2 変動ケースの評価結果

変動ケースについて線量評価を行った結果得られた被ばく線量の最大値とその出現時期を基本ケースの場合と比較して、図 6-7 に示す。図 6-7 においては、表 6-1 に示したバリエーションをすべて含めたうえでの最大値を示す。

これらの図から、すべての変動ケースについて、変動シナリオに対するめやす線量として設定した、安全性の判断の指標として国際機関から勧告されている線量拘束値 300 μSv/y (表 6-2 参照) を下回る線量結果となっていることがわかる。また、わが国で認められている自然放射線レベル

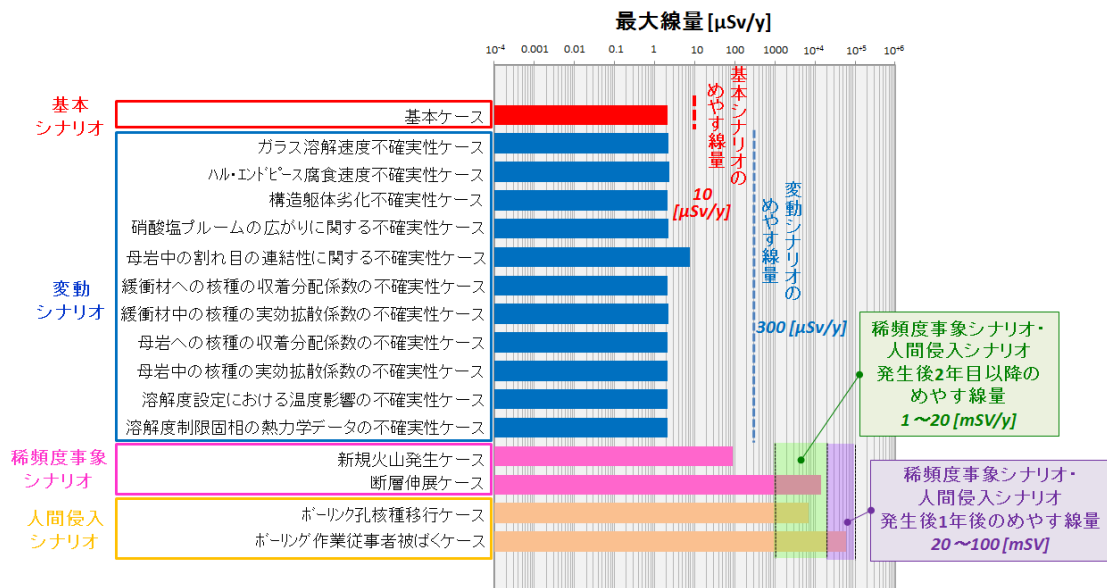


図 6-7 各解析ケースに対する最大線量の計算結果

に対して十分に小さなものとなっている。

一部の変動ケースについては、TRU 等廃棄物の廃棄体パッケージに対して想定する核種の溶出開始時期の違いから最大線量が現れる時期が異なるものの、大部分の変動ケースの線量の最大値は基本ケースのそれと変わらず、違いがあっても高々桁程度であることがわかる。これは、現時点での基本ケースにおけるモデル化や核種移行パラメータの設定にはなお大きな保守性を含んでおり、変動ケースとの違いがほとんどなかったためである。

線量が増加する方向の感度が比較的大きかったのは、深成岩類処分場と先新第三紀堆積岩類処分場については、母岩の割れ目分布の不確実性により高透水の水みちが形成されていることを想定した変動ケースであった。新第三紀堆積岩類処分場については、同様に母岩の割れ目分布の不確実性を考慮したケースに加え、高 Cl 濃度地下水における岩盤基質部に対する核種の実効拡散係数の不確実性を考慮したケースであった。

以上の変動ケースに対する解析結果に基づけば、設計された処分場の安全性は合理的に想定される不確実性に対して感度が小さく、頑健性を有しているといえることができる。

6.5.3 稀頻度事象シナリオの評価結果

新規火山発生ケース（6.3.3(1)参照）の線量評価を行った結果、最も大きい線量となった場合で 0.09 mSv/y であり、稀頻度事象シナリオのめやすとした線量 1~20 mSv/y を下回る結果となった（図 6-7 参照）。また、6.3.3(1)で述べたように、第四紀火山中心から半径 15 km の範囲を回避してサイトを選定すれば、処分場が新たな火山の直撃を受ける確率は $2.5 \times 10^{-7}/y$ となる。この発生確率を考慮し、線量からリスクの換算係数（6.2 参照）を用いてリスクを計算すると $1 \times 10^{-12}/y$ となり、これは、国際機関が提唱しているリスク拘束値である $10^{-5}/y$ （6.1 参照）と比較してもきわめて低いものであることがわかる。

断層伸展ケース（6.3.3(2)参照）に関する線量評価の結果は、処分場への直撃が生ずると仮定した時期である処分場閉鎖から 1,000 年後、1 万年後、10 万年後に対して最も大

きい線量となる場合で 14 mSv/y であり、稀頻度事象シナリオのめやすとした線量 1~20 mSv/y の範囲に収まっている（図 6-7 参照）。6.3.3(2)に述べたように、地震発生層から伸展してきた断層が面積 25 km² の処分場を偶発的に直撃する確率は $10^{-10}/y$ と見積もることができる。これを用いて上述の線量に対するリスクを計算すると $7 \times 10^{-14}/y$ となり、新規火山発生ケースと同様、国際機関が提唱しているリスク拘束値である $10^{-5}/y$ と比較してもきわめて低いものとなっている。

6.5.4 人間侵入シナリオの評価結果

処分場に偶発的なボーリングによる掘削が生ずる可能性はきわめて小さいが、このような事象が発生したものととして人間侵入シナリオの線量評価を行った。ボーリング作業従事者被ばくケースについては、ボーリング掘削開始後 1 年以内にボーリング作業が終了することを想定して、シナリオ発生後 1 年間の線量に対するめやすである 20~100 mSv（表 6-2 参照）を適用する。ボーリング孔核種移行ケースについては、事象が発生後、長期間にわたってその影響を受け続ける可能性があることを勘案して、1 年目は 20~100 mSv、2 年目以降は 1~20 mSv/y をめやす（表 6-2 参照）として比較する。

処分場閉鎖後、制度的管理が有効と考えられる期間のうち、最も小さいものである 300 年が経過した時点で上記の事象が発生すると仮定した場合でも、線量評価を行った結果は、ボーリング作業従事者が被ばくするケースの最大の線量は 1 年間で 60 mSv、移行経路が短絡するケースの線量が最大となるのは 2 年目以降であり、その値は 7 mSv/y であった（図 6-7 参照）。それぞれ人間侵入シナリオのめやすを下回る結果となった。また、日本全国の温泉開発を目的としたボーリングの記録から深度 300 m から 1,000 m の範囲のボーリングの発生頻度は 7.8×10^{-9} 本/m²/y と求められる。ガラス固化体 4 万本の占有面積（約 6×10^3 m²）を考慮し、上述の線量に 6.5.3 と同じ換算係数を用いてリスクを計算すると、ボーリング作業従事者が被ばくするケースは $2 \times 10^{-7}/y$ 、移行経路が短絡するケースは $2 \times 10^{-8}/y$ となり、

国際機関が提唱しているリスク拘束値である $10^{-5}/y$ と比較してきわめて低いものであることが示されている。

以上に述べた各シナリオ区分に対する評価結果から、深成岩類、新第三紀堆積岩類、および先新第三紀堆積岩類を対象として設計した処分場は、包括的技術報告書の検討条件のもとで実施した安全評価に基づけば、閉鎖後長期にわたって安全性を確保でき、想定される不確実性に対して頑健性を有するものといえることができる。なお、ここで示した稀頻度事象シナリオや人間侵入シナリオの評価については、処分場の頑健性を確認するという観点で様式化を行うにあたり、科学的知見から考えて現実からかけ離れた仮想的といえる条件設定が多々含まれていることに留意する必要がある。こうした様式化のための条件設定は、今後安全規制が策定されていくなかで、また、サイトが特定されればその特徴をふまえて、より合理性を持って行われることとなる。

7 セーフティケースとしての信頼性

第1章に述べたように包括的技術報告書は、地層処分事業者として、具体的なサイト選定プロセスに向けジェネリックなセーフティケースとして取りまとめたものである。セーフティケースの一般的構造に沿って、前章までに、安全確保の基本的考え方（第2章）、安全な処分場を実現するための基盤となる地層処分に適した地質環境の選定・モデル化の技術（第3章）、地質環境の特徴に応じた処分場の設計・建設・操業・閉鎖技術（第4章）、構築された処分場の閉鎖前および閉鎖後長期の安全性を評価するための技術（第5章、第6章）について述べた。併せて、これらの技術を用い、今後サイト選定において検討対象となると考えられる母岩の地質環境モデルとそれらに対する具体的な処分場の設計仕様を示すとともに、構築された処分場の安全評価を行い、閉鎖前および閉鎖後長期の期間に対する安全性を論ずることによって、基盤となる技術の適用性を示した。

現段階において最新の科学的知見や技術に基づきわが国において安全な地層処分を実現するための方法を示すという包括的技術報告書の目的に応ずるためには、以上の取り組みに基づくセーフティケースが全体として信頼できるものかどうかを多面的に検討しておくことが必要である。ここでは、このようなセーフティケースとしての信頼性について、以下の5つの観点から議論する。

- ① わが国の多様な地質環境に対して処分場の設置に適したサイトを選定し、目標とする安全機能を満たす処分場を構築できる見込みがあるか。また、その安全性を評価する技術を有しているか（7.1）。
- ② 安全評価の結果は、わが国の地質環境において地層処分の安全性を確保できることを示しているか（7.2）。
- ③ セーフティケースとしての信頼性をどのように確保しているか（7.3）。
- ④ セーフティケースのさらなる信頼性向上に向けた今後の取り組みは明確になっているか（7.4）。
- ⑤ 報告書は、サイトが特定された後に、そのサイトに対

して作成し継続的に信頼性を高めていくセーフティケースの基本形として活用することが可能か（7.5）。

7.1 所要の安全機能を満たす処分場を構築する技術

7.1.1 処分場の設置に適した地質環境を選定する技術

NUMOは、三段階のサイト調査を通じて、長期にわたって隔離機能や閉じ込め機能が維持される地質環境を有する最終処分施設建設地を選定する。このため、サイト選定の各段階においては、法定要件に加え、自然事象によって処分場の安全機能に著しい影響を与える可能性があると考えられる範囲の回避、処分場の工学的実現性や事業期間中および閉鎖後長期の安全性の確認のために具体的に調査・評価すべき項目を予め要求事項として特定し、これらに対する適格性を判断するという観点から地質環境調査を実施する。また、調査を通じて取得するさまざまな地質環境情報を統合的に解釈したうえで地質環境モデルとして統合し、安全機能を確保するための処分場の設計や安全評価による確認に用いる。

わが国の多様な地質環境を対象とした調査・評価は、上記のような要求事項に沿った情報を取得し地質環境モデルを作成するという目的に対して、最適かつ最も信頼性の高い技術を適用し、調査で必要となる空間スケールや調査によって得られる情報の質・量などを考慮して実施する。このため、NUMOは、資源開発や建設工事などの分野で実績があり、関係研究機関などにより適用性確認や高度化が図られた調査・評価技術について、その適用範囲や有効性に係る情報や技術的課題などを網羅的に収集・分析し整理することによって、調査・評価を的確に実施するための技術基盤の強化を図っている。また、将来10万年程度を越えるような長期間を対象とした自然現象の発生とそれに伴う地質環境の状態変化の予測に係る不確実性を確率的に評価するための考え方や手法などについても開発を進めてきた。さらに、サイト調査の計画立案や品質マネジメントに係る基本的考え方や手引書などの文書類の整備も行っている。

地質環境情報に基づく地質環境モデルについては、サイト選定において現実的に対象となる多様な地質環境を処分場の設計および安全評価の観点から重要となる特徴に着目して深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類の3種類に類型化を行い、これらを検討対象母岩として全国規模で収集した地質環境情報やJAEAの深地層の研究施設計画などにおいて実測された地質環境情報に基づき、調査対象とする異なるスケールに対して相互に整合的となるように地質構造および水理地質構造のモデルを構築した。また、同様の地質環境情報に基づき、それぞれの検討対象母岩について地下水の水質および岩盤の熱的・力学的特性をデータセットとして設定した。この取り組みを通じて、NUMOが有するサイト調査で得られた地質環境情報を地質環境モデルとして解釈・統合するための技術の有効性を実証することができた。

7.1.2 安全機能を満たす処分場の設計と工学技術

処分場の設計については、閉鎖前や閉鎖後の安全性を確保するために処分場に付与する機能や工学的成立性等に関する要求事項に対応できるように、オーバーパックや廃棄

体パッケージ、緩衝材などの人工バリア、処分区画や処分坑道などの地下施設とその配置、地上施設といった処分場の構成要素に対する設計要件を設定し、それを満たすように仕様を明らかにするための技術を提示している。この際、操業期間中や閉鎖後長期において処分場の構成要素の安全機能喪失や低下に繋がる可能性がある影響要因を想定した評価を実施し、こうした影響が機能を維持するうえで問題がないことを確認する。

こうした技術を適用し、三種の検討対象母岩に対する地質環境モデルに対して、これまで重点的に技術開発が進められてきた第2次取りまとめや第2次 TRU レポートで提示された処分場概念を出発点として高レベル放射性廃棄物処分場と TRU 等廃棄物処分場を併置する処分場の設計仕様を示した。この取り組みを通じて、わが国における多様な地質環境に対して、現段階で整備している設計の方法により、所要の安全機能を確保した処分場の設計が可能であることを示した。

こうした設計技術に加えて、設計した地上・地下施設を建設する技術や廃棄体を受け入れて安全に処分坑道に設置する操業技術、アクセス坑道を埋め戻す閉鎖技術については、既存の土木技術や原子力関連施設で実績のある技術の適用またはその改良によって対応できることを論じている。また、廃棄体を回収する技術は、近年、国内外で実規模での実証試験が進んでおり、その現実性が示されている。これらのことから、地層処分で想定される多様な地質環境に対して、所要の安全機能を満たす処分場を構築するための技術基盤が整備されているといえることができる。

7.1.3 安全評価技術

処分場閉鎖前に対する安全性の評価については、原子力施設である地層処分場の操業に伴う放射線影響に焦点をあてて行っている。わが国においては地層処分施設に対する安全規制は今後策定されることから、国際機関が示している考え方や指針、国内の類似施設に対する規制の考え方や基準を参照し、施設の平常時における運転状態を前提として記述した平常状態シナリオと、放射性物質の施設外部への放出などの可能性を想定した異常状態シナリオに対して評価を行っている。

設計で示した処分施設を対象として、廃棄体の受け入れから定置に至るまでの操業工程を対象に上記2つの状態に関するシナリオを作成し、平常状態シナリオについては廃棄体受入施設からの放射線による施設の敷地境界における線量評価を行い、施設壁の厚さや施設境界の設置位置を調整することによって所要の遮蔽機能を満たすよう施設の設計を行うことが可能であるかを検討した。また、異常状態シナリオについては、火災や廃棄体の落下などの事象を想定し、廃棄体の閉じ込め機能への影響について解析を行うための具体的な方法を示している。

処分場閉鎖後の安全性の評価に当たっては、閉鎖前の安全性の評価と同様に安全規制は今後策定されることから、その方法論や基準などについては、既に制定されている諸外国の安全規制を参考にしつつ、国際機関が示している一般的な原則や指針を適用することとした。

安全評価はリスク論的な考え方に基づき、地質環境モデ

ルに応じて設計された処分場を対象として、シナリオの作成と分類を行った後、シナリオに沿った核種移行解析のためのモデルやデータセットの設定し、これらによって求められる核種移行率と生活圏評価モデルを用いて算出する核種移行率の線量への換算係数に基づいて線量を推定するという手順に従って進めている。シナリオの作成に当たっては、処分場の状態変遷をその不確実性も含め、安全機能とそれに関係する FEP によって分析するための方法を開発した。これを適用し、状態変遷が生ずる可能性に基づく分類によって基本シナリオおよび変動シナリオ、稀頻度事象シナリオを構築するとともに、それぞれのシナリオに対応して核種移行を実施するための仮定や適用するモデル、データセットなどの条件を具体的に明らかにして解析ケースを設定している。

核種移行解析については、ニアフィールドスケールを対象として、人工バリアや地下施設の設計仕様、検討対象母岩が有する地質環境特性の空間的な不均一性などを反映した三次元地下水流動・物質移行解析手法を開発している。この解析手法を用いたニアフィールドスケールにおける物質移動特性に基づいて、簡略化した核種移行解析モデルを作成し、これをパネルスケールおよび処分場スケールに拡張して GBI から生活圏に移行する核種移行率を求めるための解析に用いた。

溶解度や収着分配係数、実効拡散係数といった核種移行解析に用いるデータセットは、処分場の状態変遷に応じた熱環境、水理場、力学場、化学場の条件を考慮し、保守性に留意しつつ、最新の熱力学データベースや収着・拡散データベースなどを用いて設定している。生活圏評価においては、代表的個人を設定するとともにコンパートメントモデルを用いて地表環境における核種移行解析を実施し、上述した GBI を介した生活圏への核種の移行率を線量へ換算するための係数を算出した。

稀頻度事象シナリオについては、適切なサイトの選定によって可能性はきわめて低いものの、それが生じた場合には処分場の安全機能に著しい影響を与える事象として、新規火山の発生と地下深部からの断層の伸展を取りあげ、これらの事象によって生ずると考えられる線量を推定するための様式化の方法とともに、こうした事象の発生確率を定量化するための方法論（7.1.1 参照）を適用して求められる確率を用いたリスクの試算について示している。また、閉鎖後の処分場の安全機能に影響を与えると考えられる偶発的な人間の活動についても、国際機関や諸外国において示されている考え方を参考に、温泉開発のためのボーリング掘削を人間侵入シナリオとして設定し、様式化の方法や線量評価を行うためのモデルとデータセットの設定を行っている。

これらを通じて、国際機関によって示されている基本的な考え方や指針、国内の類似施設や諸外国の地層処分施設に対して策定されている安全規制の事例など、最新の安全規制の動向と研究開発の成果などに基づく閉鎖前および閉鎖後長期の安全評価の方法論を整備するとともに、これを適用したシナリオの作成、核種移行解析モデルおよびデータセットの開発を行っている。

7.2 安全評価結果に基づくわが国の地質環境に対する地層処分の安全性

処分場閉鎖前の安全性の評価では処分場への廃棄体受入から定置に至る一連の工程を対象に安全性の評価を行っている。平常状態シナリオでは、廃棄体受入・検査・封入施設に起因する処分施設周辺の公衆被ばくを評価した結果、施設の遮蔽設計ならびに敷地境界からの距離を適切に設定することが可能であり、これによって国内の類似施設における規制を参考に設定した一般公衆に対する線量目標値（ $50\mu\text{Sv/y}$ ）を十分に下回っていることを示している。異常状態シナリオでは、廃棄体の落下、火災、爆発、外部電源喪失およびその他の装置の故障を想定し、オーバーバックあるいは廃棄体パッケージの堅牢性を評価し、落下や火災などの異常状態を想定しても、操作性や技術的実現性を考慮したうえで現時点の設計で施した安全対策の下ではオーバーバックや廃棄体パッケージから放射性物質が漏えいするような損傷に至ることはないと考えられることを示している。

処分場閉鎖後長期の安全性の評価については、国際的な動向を参考に、リスク論的考え方を適用しシナリオをその発生可能性に基づき基本シナリオ、変動シナリオ、稀頻度事象シナリオおよび人間侵入シナリオに分類し、それぞれのシナリオの発生可能性に応じた「めやす」（表 6-2 参照）となる線量の値を自主的に仮設定している。

上記の分類によるシナリオそれぞれについて設定したさまざまな解析ケースについて線量評価を実施した結果、3種類の検討対象母岩とそれに応じて設計された処分場のバリエーションに対し、いずれの解析ケースにおいても、自主的に仮設定した「めやす」を下回っている。

現段階で適用しうる条件や利用可能な情報に基づいて実施した上記の安全評価結果に基づけば、わが国で想定される多様な地質環境に対して処分場の閉鎖前および閉鎖後長期にわたる安全性を確保することが可能であるということができる。

7.3 セーフティケースとしての信頼性確保の取り組み

セーフティケースとしての信頼性にとって重要となるのは、地質環境モデルの作成から処分場の設計および安全評価までの一連の作業の品質がその目的に応じて適切に確保されていることである。また、事業期間の長期性、閉鎖後の安全性を考慮すべき期間の長期性といった地層処分計画の特徴を踏まえ、技術的、社会制度的な観点で想定されるさまざまな不確実性への対応が適切であることが求められる。これらに加え、多面的な検討（multiple lines of evidence）によって処分場の安全性に関する証拠を提示しておくことが有効である。また、包括的技術報告書に示した技術的内容がこれまでと比較してどのように進展したのかを分析しておくことも、セーフティケースとして統合された地層処分技術の信頼性を論ずるうえで有益である。以下では、こうした観点から、包括的技術報告書における対応について述べる。

7.3.1 検討成果の品質確保

包括的技術報告書は、セーフティケースとして必要な検

討事項に重要な抜け落ちが生じないように、国際的に提案されているセーフティケースの一般的構造を参考にしながら取りまとめを行っている。また、セーフティケースの中心となる地質環境モデルの構築、処分場の設計、安全評価という一連の検討では、それぞれの作業に必要な情報やデータとその変更履歴、作業の結果を関係者が共有し、相互に連携をとりながら、全体としての品質の確保を図った。

地質環境モデルの構築では、JAEA の深地層の研究施設において地層処分の研究開発を目的として取得されたデータや情報を活用するとともに、全国的な文献情報に記載されているデータについて、取得方法や条件などの観点から地層処分に適用可能な適切な品質を有すると判断できるものを用いている。処分場の設計や安全評価に用いる解析モデルについても、関連する科学技術分野における最新の情報やデータに基づき現時点で最も信頼できるものを選択している。

これらのモデルに適用する計算コードについては、さまざまな分野で実績のあるものをできるだけ用いるとともに、理論解や複数の類似コードとの比較などを通じて適用性の確認を行いながら使用した。また、こうしたモデルや計算コードによる解析に当たっては、外部の専門家による妥当性の確認を行いながら、モデル化において参照した上述の情報やデータに基づき必要となるパラメータを「データセット」として設定している。

こうしたモデル化やパラメータ設定の妥当性（validation）や解析コードの検証（verification）は文書として記録するとともに、実施した解析の入出力をデータベース化し、追跡性の向上を図っている。

7.3.2 処分場の安全確保に関する不確実性への対処

(1) 事業を取り巻く諸条件に伴う不確実性への対処

包括的技術報告書は、事業期間を通じてその信頼性を継続的に高めていくというセーフティケースの考え方に沿って作成することによって、段階的に進められるサイト調査の進展による情報やデータの詳細度の向上や科学技術の進歩を適切に取り込む枠組みを構築している。また、安全規制に関する国際的動向や指針、諸外国における規制を参考とすることによって、国際的に合意された考え方を適用し、今後策定されるわが国の安全規制への対応のための準備を行っている。現段階でサイトの母岩としてさまざまな岩種が想定されることから、これらを網羅できるような3つの岩種に分類した地質環境モデルを作成するとともに、それらに柔軟に適應するための設計方法を開発した（以下、(2) 参照）。

以上のような事業を進めていくうえで想定される不確実性に対処するために、要件マネジメントや知識マネジメント、人材マネジメントを体系的に行うための仕組みの構築にも着手している。

(2) 地層処分技術の評価基盤における不確実性への対処

(a) 地質環境モデルの構築

地質環境モデルの構築に当たっては、サイトの調査が開始された後、段階的な調査によって地質環境特性に係る不確実性を低減するための方法として繰り返しアプローチを開発している。調査に基づくモデル化に関しては、空間ス

ケールに応じて不確実性を取り扱うためのモデル化手法を構築している。例えば水理や核種移行特性に影響が大きい、母岩中の断層・割れ目の空間分布について直接的な観測を行うことは困難である。このため、モデル化に伴う不確実性に対しては、主に深地層の研究施設における研究開発で取得された地下深部の統計的な地質環境情報（断層・割れ目の卓越方位、トレース長、分布密度など）から十分な数の割れ目ネットワークモデルを構築し、粒子追跡解析に基づいて水理場と物質移動特性を求めるという方法をとっている。

また、処分場の安全機能に著しい影響を及ぼす可能性のある事象についてはサイトから除外するための調査技術を整えるとともに、選定したサイトに将来の長期間においてこうした事象が生ずる可能性を定量化する方法論の開発を進めている。

(b) 処分場の設計

地層処分事業を取り巻く諸条件やサイトの環境条件を適切に設計に反映するために、処分場閉鎖前の安全性、処分場閉鎖後の長期の安全性、工学的実現性、回収可能性などからなる設計因子を総合的に検討する設計手法を開発するとともに、可能性のあるさまざまな設計オプションを考慮するアプローチを適用している。

具体的な処分場仕様の設計においては、7.3.1 で述べたように最も信頼性の高いモデルやデータを用いたうえで、地質環境特性に含まれる不確実性や、設計に用いる解析モデルやパラメータ値に含まれる不確実性を考慮し、処分場に期待する安全機能を備えることができるように人工バリアや地下施設について余裕を持った仕様を設定している。例えば、4.3.1(1)で述べたように、オーバーパックは閉じ込め機能「廃棄体と地下水との接触の防止」を期待する期間については、少なくとも閉鎖後 1,000 年を確保するような設計仕様について最新のデータに基づく保守性を排した評価によれば、17,000 年程度それを維持できる可能性があることが示されており、現時点で提示している仕様では設計目標に対し十分な安全裕度を持たせているといえる。

(c) 安全性の評価

処分場閉鎖前の評価においては、設計した処分施設について想定される異常状態の要因となる事象に対して措置された安全対策の効果に関する不確実性を考慮している。例えば、ガラス固化体あるいはガラス固化体を封入したオーバーパックの落下などの異常状態を発生させる可能性のある要因に対して安全対策がすべて正常に作動しないという、設計上の想定を超えた状況についてもあえて考慮したシナリオについて検討し、解析モデルを用いた評価を行って放射性物質の漏えいが生じないことを示している。

処分場閉鎖後長期の安全性の評価に当たっては、将来の処分場の状態に関する不確実性に対処するため、最新の科学的知見や専門家の判断に基づき、発生の可能性を考慮した分類によって評価の対象とするシナリオを網羅的に設定している。

シナリオに応じた核種移行解析では、まず基本シナリオに対して 7.3.1 で述べたように現時点で科学技術的に最も

信頼できる確度の高いモデルやデータセットを選定し、それらに伴う不確実性を考慮することによって変動シナリオに対するモデルやデータセットを設定している。最も信頼できるモデルやデータセットとそれらの不確実性を明確に区別できない場合には、安全評価上の保守主義に立って、不確実性に対し十分な保守性を考慮したモデルやデータセットを基本シナリオと変動シナリオ両者に適用している。さらに、科学的知見が不足し、安全機能に貢献する特徴やプロセスをモデルやデータセットで表現することが困難と考えられる場合には、こうした特徴やプロセスを安全評価上考慮しないことによって対処している。

処分場によってもたらされる想定される被ばく線量を算出するための生活圏評価においては、将来の人間活動には大きな不確実性が伴い、これを科学的根拠に基づいて予測することは不可能であることから、将来の生活様式が現在と同様であると仮定する、国際的に受け入れられた考え方に基づく様式化の方法を適用している。

これらの取り組みにより、さまざまな不確実性に対して頑健性を有する評価となっている。

(3) 多面的な検討

(a) 補完的指標による閉鎖後長期の安全性の検討

線量は処分場の安全性を直接判断するための指標として有効であるが、上述したように、その算出に当たっては将来の人間活動に伴う不確実性を様式化によって取り扱うことが必要である。こうした不確実性への対処を不要とするために、線量以外の指標（補完的指標と呼ばれる）を用いて閉鎖後長期の処分場の安全性に関する説明性や信頼性を補強するという方法も利用されている。包括的技術報告書でも同様の考え方に従い、諸外国のセーフティケースで用いられている補完的指標を参考とし、以下のような検討を行っている。

(i) 処分場の閉じ込め性能

処分場に要求される基本的な安全機能の 1 つである閉じ込め機能がどのように発揮されているかを示すために、基本シナリオの解析ケースに対する核種移行解析に基づき、「パネルスケール領域内側」、「パネルスケール領域の外側に存在する処分場スケールの母岩領域」、「処分場スケール領域外側の領域」それぞれに残存する安全評価の対象とした核種の放射能の時間変化を求めている。一例として深成岩類の処分場に対する各領域に存在する放射能の割合を図 7-1 に示す。多くの国で定量的な安全評価の期間として設定されている処分場閉鎖から 100 万年後においても、モデル地下水の水質によらず放射能全体の約 99% がパネルスケール領域内側に存在している。各領域における放射性核種の種類を確認すると、閉鎖後から 100 万年にわたってアクチニド元素や Sr-90 や Cs-137 といった毒性が高く半減期が比較的短い核種は、そのほとんどがパネルスケール内側で閉じ込められて減衰しており、パネルスケール外側に移行している核種は、地下水中において陰イオンで存在する I-129 や Cl-36、C-14、Se-79 などであった。新第三紀堆積岩類および先新第三紀堆積岩類については、低 Cl 濃度地下水の場合、処分場閉鎖から 100 万年後において約 99% がパネルスケール領域内側に存在しており、高 Cl 濃度地下水の

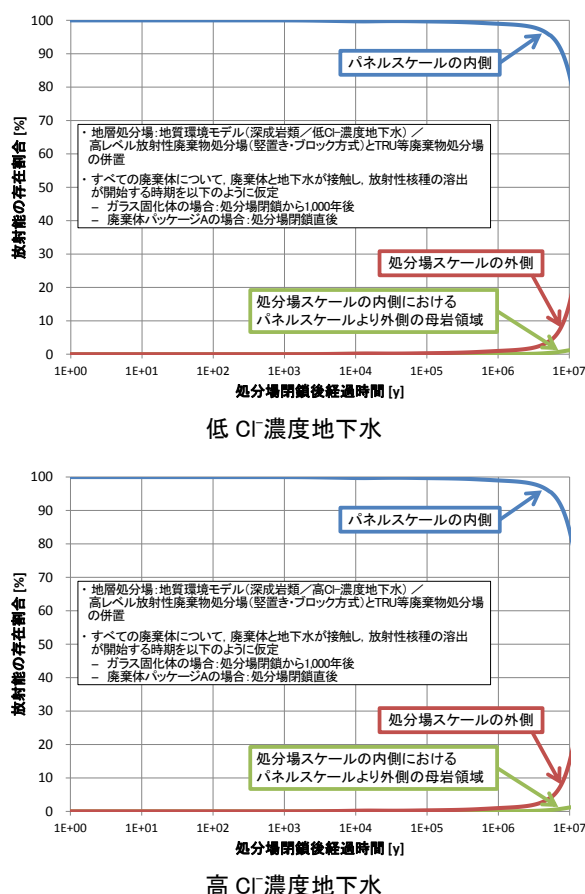


図 7-1 高レベル放射性廃棄物処分場(堅置き・ブロック方式)と TRU 等廃棄物処分場の併置における放射能の存在割合の変化(深成岩類)

場合は、処分場閉鎖から 10 万年程度経過した後にパネルスケール領域内側に存在する放射能の割合は、新第三紀堆積岩類は約 98%、先新第三紀堆積岩類では約 99%となっていた。同様に、処分場閉鎖から 100 万年後では処分場スケール領域内側の放射能の存在割合は、新第三紀堆積岩類については約 81%、先新第三紀堆積岩類の場合には約 77%となっていた。

こうした検討により、設計した処分場は長期間にわたって放射能の閉じ込め機能を維持し続けることがわかる。

(ii) 岩盤中の天然放射性物質による潜在的放射性毒性との比較

核種の放射能にその放射線学的影響を考慮して求められる潜在的放射性毒性を指標として、天然ウランと処分場に埋設された放射性物質とを比較することも処分場の安全性を論ずる 1 つの方法である。(i)に示したように設計した処分場においては処分場閉鎖後約 10 万年の時点で安全評価の対象とした核種の全放射能の約 98~99%がパネルスケール領域内側に残存している。この放射能に対し、パネルスケール領域内側に存在する人工バリアを含む岩盤 1 kg 当たりの潜在的放射性毒性は、最大でも先新第三紀堆積岩類の TRU 等廃棄物処分場の場合の 4.3×10^{-2} Sv/kg である。これはカナダの Cigar Lake 鉱床のウラン鉱石 1 kg の値 (2.5 Sv/kg) [85]を大きく下回り、国内の人形峠のウラン鉱石 1 kg の値 (2.4×10^{-2} Sv/kg) [86]と同程度であることがわかる。

(iii) 河川中の濃度基準に関する国際的指針との比較

処分場から生活圏に移行すると想定される放射性核種の表層水中濃度と放射性核種に対する濃度基準とを比較して処分場の安全性を論ずることも可能である。包括的技術報告書では、安全評価で核種移行解析を行った基本ケースと変動ケースに対し処分場スケール領域の外側に移行した放射性物質がすべて地表の河川に流入するものと仮定し、その場合の濃度から求めた潜在的放射性毒性を世界保健機構 (WHO) が示している飲料水における U-238 の放射能に関する指針に相当する潜在的放射性毒性と比較している。求められた潜在的放射性毒性は深成岩類処分場における 1.0×10^{-6} Sv/m³ が最大となっており、これは世界保健機関 WHO の指針 10 Bq/l [87]に対応する潜在的放射性毒性の値 4.5×10^{-4} Sv/m³ と比較しても十分小さいことを示しており処分場から移行すると想定される放射性核種の量は放射線学的に許容できるレベルのものであるということが出来る。

(b) ナチュラルアナログによる傍証

閉鎖後の処分場の安全機能が対象となる長期間にわたって機能することを、室内や原位置における実験によって直接実証することは困難である。安全機能に関し、こうした長期性に起因する不確実性への対処の 1 つとして、ナチュラルアナログを利用する方法がある。包括的技術報告書においては、ナチュラルアナログの事例を用いて、閉鎖後長期の安全性の評価における処分場の状態設定の適切性を検討している。例えば、フィリピン島のルソン島では、pH9.3~11.6, Eh-720~-110mV で高 Ca 濃度の地下水がベントナイト層に 10 年以上にわたって接触していた事例がある。この事例によれば、ベントナイト層と地下水の接触面にアルカリ変質反応により生成した幅 3mm 程度の高濃度の鉄濃集帯によって物質移動が抑制され、地下水とベントナイト層との反応が限定的となったことにより、ベントナイトのアルカリ変質の領域は約 5 mm 程度に制限されていることが示されている[88]。このことから、処分場に導入されたセメント系材料からの高 pH 地下水による緩衝材の変質によって安全機能が低下する範囲は限定的であると考えられ、このことをシナリオの作成に当たって 1 つの根拠として用いている。

7.3.3 第 2 次取りまとめおよび第 2 次 TRU レポートからの主要な技術的進展

第 2 次取りまとめや第 2 次 TRU レポートは、地層処分が事業化される以前のジェネリックなセーフティケースとすることができる。このため、包括的技術報告書の内容がこれらの過去の報告書と比較してどのように進展したのかを分析することは、事業化段階でのセーフティケースとしての信頼性を示す 1 つの方法である。

(1) わが国における地質環境の理解の進展

第 2 次取りまとめおよび第 2 次 TRU レポートにおいては、既存の文献情報に加え、地上からのボーリング孔や鉱山などを利用して取得したデータなどに基き地質環境特性を設定し、処分場の設計および安全評価の検討が行われた。その後、瑞浪超深地層研究所において深成岩を対象に、幌延深地層研究センターにおいて新第三紀堆積岩を対象に、

深地層の研究施設を利用することによって地下深部の詳細かつ品質が管理された地質環境情報が体系的に取得された。包括的技術報告書ではこれらの情報を加味した検討を行うことで、第2次取りまとめおよび第2次 TRU レポートと比べ、地下深部の状況がより具体的に表現された地質環境モデルをサイト選定において想定される岩種に対応して構築し、これらに対して、その特徴を反映した、より実践的な技術（以下、(2)、(3)参照）に基づく処分場の設計と安全評価を実施している。

(2) 処分場の設計や工学技術の実用性の向上

第2次取りまとめや第2次 TRU レポートと比較して、実際にサイト選定などの事業を進める中で遭遇すると想定される状況に対応できる技術を整備した。こうした技術として、例えば、設計因子に基づく設計手法を開発し可能性のある設計オプションを考慮するアプローチを採っていること、断層や透水性の割れ目の流量に応じた、処分区画のレイアウトによって避ける、あるいは廃棄体や緩衝材などの定置可否を判断するといった設計上の対処方針を明確にしたこと、排気・排水設備や物流などの操作性、さらに作業動線の独立性等、作業従事者の安全確保も含めた地下施設レイアウトの設計方法を具体化し、これを適用して仕様例を示したことなどを挙げることができる。また、廃棄体の定置方式や処分区画のレイアウト方式などについては、施工性や操作性、地質環境に対する適合性といった観点から、複数の技術オプションの導入を図った。例えば、高レベル放射性廃棄物処分場については湧水対策に優れた人工バリア定置概念として PEM 方式を、TRU 等廃棄物処分場については操業時における放射性物質の漏えいの防止や処分場閉鎖後における「放射性物質の溶出抑制」という閉じ込め機能を考慮した廃棄体パッケージ容器を検討した。

(3) 安全評価の信頼性向上に資する知見の拡充や解析技術の高度化

処分場閉鎖前の安全評価に関しては、第2次取りまとめや第2次 TRU レポートにおける定性的な議論から、イベントツリーを用いて処分施設で発生する可能性がある異常状態を特定する手法を開発し、これを用いて具体的な異常状態をシナリオとして明らかにするとともに、シナリオに応じて落下解析や火災解析などといった定量的な評価を行った。

処分場閉鎖後長期の安全評価に関しては、第2次取りまとめ以降、閉鎖後の処分場の長期的なふるまいに関連するさまざまな現象についての理解が進み、包括的技術報告書ではシナリオの作成やその発生可能性の検討にこうした知見を反映している。また、こうした理解に基づき、母岩の割れ目ネットワークや人工バリアの形状などを反映した三次元の物質移行解析技術や物質移行と化学反応を連成して取り扱うことが可能な解析技術の開発が進められており、これらを適用したモデルや解析コードを適用して核種移行解析を行っている。核種移行解析に用いるデータセットの設定において重要となる放射性核種の熱力学データベース、収着分配係数や拡散係数のデータベースについても整備・拡充が進んでおり、これら最新の知見を適用している。

7.4 信頼性向上に向けた今後の取り組み

7.4.1 重要な技術開発課題

包括的技術報告書の取りまとめを通じて地層処分技術に関する信頼性を向上させるために今後取り組むべき主な技術課題を明らかにしている。こうした課題への取り組みには次のようなものが挙げられている。

(1) 地質環境の調査・評価技術

自然現象（火山・火成活動、深部流体の移動・流入、地震・断層活動、隆起・侵食）の発生とその影響に係る知識基盤の拡充と定量化のための方法について検討を進めるとともに、複数の手法の組み合わせによる適用範囲や年代測定技術などの精度や分解能の向上といった観点から、調査・評価技術の高度化を図る。

地質環境の特性とその長期安定性にかかわる調査・評価技術については、その信頼性向上の観点から、処分場の設計および安全評価と連携しつつ、地質環境特性の長期変遷のモデル化技術や広域的な水理・物質移行場の特徴に応じた調査・評価の方法論を図る。また、ボーリング孔の掘削調査技術の最適化を図る。

さらに、今後も引き続き、わが国の多様な地質環境に対応するため、最新の科学的知見や調査・評価事例にかかわる技術情報の蓄積などを通じて技術基盤の強化を図る。

(2) 処分場の設計技術と工学技術

人工バリアに関しては、安全性や操業の効率性、経済的合理性などの観点から設計オプションの検討を進めるとともに、オーバーバックや緩衝材の製作・施工技術、搬送・定置技術の開発と実証試験を通じた品質管理手法の確立などを図る。

また、地上・地下施設の設計・施工に関しては、湧水対策や坑道安定対策、EDZ の把握などについて深地層の研究施設などにおける地下環境下での検討を中心に、処分場の閉鎖前と閉鎖後長期の安全性、および作業性等を総合的に考慮した技術の高度化を図る。

回収可能性を確保する技術については、廃棄体に応じた回収技術を開発し実証試験を通じてその成立性を確認するとともに、回収可能性を維持することによる人工バリアなどへの影響（例えば、岩盤からの湧水の影響など）を定量的に評価するための解析技術を開発する。

以上の成果を反映しつつ、設計因子を考慮して設計の最適化を行うための手法の開発を進める。

(3) 安全評価技術

処分場閉鎖前の安全性の評価に関しては、複合的に異常状態が生じるシナリオの構築や操業期間中を対象としたハザードデータベースの更新を行うとともに、シナリオに沿って異常状態を評価する解析技術の検証や解析に用いるデータの拡充を進める。また、異常状態に関する評価結果や類似施設における事例に基づき、事故への対応策や復旧策を検討する。

処分場閉鎖後長期の安全性の評価については、シナリオ構築の観点からは、作成したシナリオの信頼性をより高めるために連成現象等をより現実的に取り扱うための解析モデルの開発や高度化、複数の現象解析モデルを統合化するための技術開発を行う。また、シナリオ構築に係る検討を

追跡性を確保しつつ、より効果的かつ効率的に進めることを目的として、ストーリーボードの高度化などを進める。

核種移行解析に関しては、現象解析モデルによって明らかにされるニアフィールドの THMC 状態の時間的変遷や母岩の割れ目の微視的構造や割れ目充填物への収着などを考慮した核種移行解析モデルの開発や、広域スケールからニアフィールドスケールまでの各スケールに対し、それぞれのスケールに応じた合理的な詳細度によって核種移行を取り扱うためのモデルとそれらを統合するための方法の開発を進める。また、データセットについては、十分に整備されていない比較的炭酸濃度の高い地下水が存在する地質環境下や、ニアフィールドの THMC 状態変遷に則した解析に必要なデータに重点を置いて拡充を図る。生活圏評価については、地形変化や気候・海水準変動による時間変化を考慮した GBI の設定手法や生活圏における核種移行パラメータに係るデータの拡充を図る。

(4) 処分場の安全性と実現性の向上に向けた横断的な課題

地質環境の調査・評価、処分場の設計、安全評価の各分野に対する横断的な課題としては、廃棄体の受入れ基準の整備に向けた放射能インベントリの設定や廃棄体特性の評価に係わる技術の整備、沿岸海底下や先新第三紀堆積岩類に係るモデルやデータセットの拡充（例えば、塩水環境下における人工バリア材料などの長期変遷など）、サイト調査から処分場の建設・操業・閉鎖後にわたる地質環境の変化や人工バリアの挙動を把握するための高い信頼性を有するモニタリング技術やシステムの開発などが挙げられる。

上述した技術的課題のほか、今後具体化されていく規制要件といった上位の要求事項に応じて、サイトの調査・評価、処分場の設計、安全評価に関する具体的な技術要件を明らかにし、これらを階層的に整理し管理するための取り組みを進めていく必要がある。また、今後も更新・蓄積されていく膨大な知識・情報・データについて、品質、情報の追跡性、アクセスの容易性等を確保しながら分野間・世代間で共有・継承していく取り組みを進めていくことが重要である。このような要件マネジメント、知識マネジメント、さらに長期の事業展開を見据えた人材育成も視野に入れた技術マネジメントを NUMO および関係研究機関が協力して進めていくこととしている。

7.4.2 技術開発計画の策定

7.4.1 に述べた技術課題への取り組みと技術マネジメントの推進に関する計画について、地層処分事業に必要な研究・技術開発課題を一体的に取りまとめた「地層処分研究開発に関する全体計画（平成 30 年度～平成 34 年度）」（以下、全体計画という）[89]が 2018 年に設置された地層処分研究開発調整会議において策定された。NUMO は全体計画に沿って、わが国の地層処分事業に必要な研究・技術開発をけん引し、国および関係研究機関と適切な役割分担と連携を図りながらこれを着実に進めていく。全体計画や全体計画を踏まえて取りまとめた NUMO の中期技術開発計画は、研究開発や事業の進展に応じて適宜見直しを行うことになっている。このように、技術課題の解決に向けた今後の取り組み方針が明確になっている。

7.5 サイト調査に応じて作成するセーフティケースの基本形としての適用性

包括的技術報告書において構築した地質環境モデル、処分場の設計や安全評価の基本的アプローチや、開発・整備した解析手法やデータ、およびその設定根拠となった基盤情報などはセーフティケースとして取りまとめることによって体系的に知識化が行われている。最新の文献情報をもとに作成した 3 種類の検討対象母岩の地質環境モデルは、文献調査段階においてこれらの岩種が対象となった場合、個別地点に対して作成する地質環境モデルの基盤として活用できると考えられる。3 種類の検討対象母岩に含まれていない火成岩類については、処分場の設計の観点からは深成岩類と類似した特徴を有し、安全評価の観点からは先新第三紀堆積岩類と類似した特徴を有する。また、変成岩類については、深成岩類および先新第三紀堆積岩類のいずれかと類似した特徴を有している。このことから、今後データなどの拡充を行う必要があるものの、火成岩類および変成岩類については、深成岩類および先新第三紀堆積岩類に対して包括的技術報告書で示したものと同様の考え方や手法を適用することにより、処分場の設計や安全評価を行うことができると考えられる。また、沿岸海底下に処分場を設置する技術については、7.4.1 に示した技術の開発や高度化への取り組み、適用性に関する検討を進めることで、調査・評価技術や処分場の設計ならびに安全評価の方法論の適用が可能と考えられる。

以上より、包括的技術報告書の取りまとめを通じて整備した知識ベースは、今後のサイト調査において多様なサイトの条件に対応可能な技術基盤として活用できるものと考えられる。

包括的技術報告書では、サイトが特定されていないことを考慮し、サイトに大きく依存する地理・地形条件や人間の生活圏などについては、一般化して概略的に取り扱っている。今後、サイトが特定されれば、その場所の環境条件に関する特徴を具体的にセーフティケースに反映していく。

8 結言

包括的技術報告書は、地層処分事業の実施主体として、わが国の地質環境に対して安全な地層処分を実現するための方法を説明することを目的に、最新の科学的知見やこれまでの技術開発成果に基づき、適切なサイトの選定に向けた地質環境調査・評価、処分場の設計、安全評価に係わる技術の取り組み状況についてセーフティケースとして取りまとめた。

包括的技術報告書では、以下のことを示している。

- ・ 処分場を設置する地質環境に必要な条件と好ましい条件を明確に示し、適切な地質環境を選定する方法論や調査・評価技術、および取得した地質環境情報を処分場の設計と安全評価の対象となる地質環境モデルとして解釈・統合する技術基盤を整理している。
- ・ 国の科学的特性マップにおいて示された「好ましい特性が確認できる可能性が相対的に高い地域」を広く対象として、わが国で地層処分の対象となりうる地質環

境を代表的な3種類の母岩として分類し、地下深部で取得されたデータなどを用いて実際的な特徴を捉えた地質環境モデルを作成した。

- ・地質環境モデルに示された地質環境の特徴に応じて、安全性や工学的実現性などの要求事項を満たす処分場を設計する方法が整っており、これを用いて設計の仕様を具体的に示している。また、設計に基づいて処分場を建設し、操業・閉鎖するために必要な個別技術については、今後の技術開発によって近い将来に実用化できる見通しを得ている。
- ・地質環境モデルやこれに適合させて設計した処分場の特徴を反映し、処分場の閉鎖前ならびに閉鎖後長期の安全評価を行うための一連の方法と解析技術の基盤を整備している。これらの技術に基づき包括的技術報告書で示した地質環境モデルや設計した処分場の仕様に対して安全評価を行い、国際機関や諸外国の規制に示された、あるいは国内類似施設に関する安全基準の考え方などに照らして、人間の生活環境に有意な放射線影響を与えるものではないことを示した。
- ・地質環境の調査・評価技術、処分場の設計技術、安全評価技術の信頼性をさらに向上させ、わが国の地質環境に対する適用性を高めるために今後取り組むべき技術開発の課題を明らかにすることによって、長期におよぶ事業の推進に向け、実施主体として継続して行うべき技術開発の方向性を示すとともに、それを支援するための品質や知識のマネジメント、人材育成に取り組むための基盤を整えつつある。
- ・包括的技術報告書は、今後の技術開発成果やサイトが明らかになった場合にはそのサイト固有の条件などを反映して、地層処分事業の安全性や実現性に関する信頼性を恒常的に高めていくために継続的に更新を行うセーフティケースの基本形として活用することができる。

以上から、今後、文献調査などを受け入れていただいた地域において、その特性を踏まえて、処分場の設置に適した場所を選び、安全な処分を実現するために、より信頼性の高い技術を整備しつつ、段階的に事業を進めていくための一連の準備が整えられているものと結論する。

謝辞

包括的技術報告書は、著者以外の多くの NUMO の職員、関係研究機関や大学、民間企業や諸外国の関係機関の専門家により多大な貢献によってはじめて作成することができたものである。ここに記して謝意を表する。

参考文献

- [1] 核燃料サイクル開発機構：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 一 地層処分研究開発第2次取りまとめ。JNC TN1400 99-020~99-023 (1999)。
- [2] 原子力委員会：我が国における高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術的信頼性の評価。原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会 (2000)。

- [3] 総合資源エネルギー調査会：放射性廃棄物 WG 中間とりまとめ、総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会原子力小委員会放射性廃棄物 WG (2014)。
- [4] 総合資源エネルギー調査会：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価 一 地質環境特性および地質環境の長期安定性について。総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会 原子力小委員会地層処分技術 WG (2014)。
- [5] 経済産業省：特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）。(2015)。
- [6] 総合資源エネルギー調査会：地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術 WG とりまとめ）。総合資源エネルギー調査会電力・ガス事業分科会 原子力小委員会地層処分技術 WG (2017)。
- [7] 経済産業省：科学的特性マップ公表用サイト。 http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/ (2018年7月1日閲覧) (2017)。
- [8] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構：TRU 廃棄物処分技術検討書ー第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめー。JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (2005)。
- [9] OECD/NEA: No.78121(R1) “The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories”, OECD/Nuclear Energy Agency (2013)。
- [10] 原子力発電環境整備機構：地層処分低レベル放射性廃棄物に関わる処分の技術と安全性、「処分場の概要」の説明資料。NUMO-TR-10-03 (2011)。
- [11] IAEA: Geological disposal facilities for radioactive waste, Specific Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. SSG-14 (2011)。
- [12] 原子力発電環境整備機構：地層処分事業の安全確保（2010年度版）ー確かな技術による安全な地層処分の実現のためにー。NUMO-TR-11-01 (2011)。
- [13] 原子力発電環境整備機構：高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性、「処分場の概要」の説明資料。NUMO-TR-04-01 (2004)。
- [14] 高橋正樹, Martin, A.J.: 今後10万年間どこに火山はできるか？ーマagma供給システムの長期安定性をめぐってー。月刊地球 26, pp.386-394 (2004)。
- [15] Kimura, J. et al.: Late Cenozoic volcanic activity in the Chugoku area, southwest Japan arc during back-arc basin opening and reinitiation of subduction. *Island Arc* 12, pp.22-45 (2003)。
- [16] Yamamoto, T.: Sedimentary processes caused by felsic caldera-forming volcanism in the Late Miocene to Early Pliocene intra-arc Aizu basin, NE Japan arc. *Sedimentary Geology* 220, pp.337-348 (2009)。
- [17] 山元孝広：地質学から見た高レベル放射性廃棄物処分の安全評価ー事象のシナリオに基づく長期予測の方法論ー。シンセオロジー 4, pp.200-208 (2011)。
- [18] 第四紀火山カタログ委員会（編）：日本の第四紀火山

- カタログ (CD-ROM 版) . 日本火山学会 (1999).
- [19] 産業技術総合研究所: 日本の火山 (第 3 版) , 200 万分の 1 地質編集図 No. 11. 産業技術総合研究所 地質調査総合センター (2013).
- [20] 原子力発電環境整備機構: 概要調査地区選定上の考慮事項の背景と技術的根拠—「概要調査地区選定上の考慮事項」の説明資料— . NUMO-TR-04-02 (2004).
- [21] 宮城磯治: 肘折火山: 噴出物の層序と火山活動の推移. 火山 **52**, pp.311-333 (2007)
- [22] Fabbri, O. et al.: Distributed strike-slip faulting, block rotation and possible intracrustal vertical decoupling in the convergent zone of SW Japan. Vertical Coupling and Decoupling in the Lithosphere (Grocott, J., McCaffrey, K.J.W., Taylor, G. and Tikoff, B. ed.) , Geological Society, London, Special Publications, 227, pp. 141-165 (2004).
- [23] Kato, N., Sato, H., Umino, N.: Fault reactivation and active tectonics on the fore-arc side of the back-arc rift system, NE Japan. *Journal of Structural Geology* **28**, pp.2011-2022 (2006).
- [24] Kato, A., Sakai, S., Obara, K.: A normal-faulting seismic sequence triggered by the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake: Wholesale stress regime changes in the upper plate. *Earth, Planets and Space* **63**, pp.745-748, (2011).
- [25] Okada, T. et al.: Shallow inland earthquakes in NE Japan possibly triggered by the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake. *Earth, Planets and Space* **63**, pp.749-754 (2011).
- [26] 山崎晴雄: 地層処分における概要調査地区選定後の作業内容とその意義—活断層の識別・評価を例に—. 原子力バックエンド研究 **10**, pp.119-123 (2004).
- [27] 蛭沢勝三, 坂上正治: 気象庁震源データを用いた地震発生上下限層の深さの評価. 土木学会地震工学論文集, 27, pp.1-8 (2003).
- [28] 遠田晋次: 内陸地震の長期評価に関する課題と新たな視点. 地質学雑誌 **119**, pp.105-123 (2013).
- [29] 金折裕司: 断層の影響はどこまで及んでいるか. 応用地質 **41**, pp.323-332 (2001).
- [30] Scholz, C.H.: The mechanics of earthquakes and faulting, 2nd Edition. Cambridge University Press, Cambridge, UK and New York, USA (2002).
- [31] 吉田英一 他: 断層周辺に発達する割れ目形態とその特徴—阿寺断層における‘ダメージゾーン’解析の試み—. 応用地質 **50**, pp. 16-28 (2009).
- [32] 岡田篤正: 活断層で発生する大地震の連動・連鎖—中央構造線・濃尾断層系・山陰地域の活断層を事例として—. 月刊地球号外 **54**, pp.5-24 (2006).
- [33] 梅田浩司, 安江健一, 浅森浩一: 高レベル放射性廃棄物の地層処分における断層研究の現状と今後の展望. 月刊地球 **32**, pp.52-63 (2010).
- [34] 日本地質学会 (編) : 日本列島と地質環境の長期安定性. 地質リーフレット 4, 地質環境の長期安定性研究委員会 (2011).
- [35] Drever, I.J.: The geochemistry of natural waters, 2nd Edition. Prentice Hall, Englewood Cliffs, NJ, USA (1988).
- [36] 田中和広, 東田優記, 村上裕晃: 紀伊半島の中央構造線付近に見られる深部流体と地質・地質構造. 日本水文科学会誌 **43**, pp.137-150 (2013).
- [37] 風早康平 他: 西南日本におけるスラブ起源深部流体の分布と特徴. 日本水文科学会誌 **44**, pp.3-16 (2014).
- [38] 産業技術総合研究所: 沿岸域塩淡水境界・断層評価技術高度化開発. 平成 24 年度成果報告書 (2013).
- [39] 産業技術総合研究所 他: 平成 28 年度地層処分技術調査等事業 沿岸部処分システム高度化開発 (2017).
- [40] 原子力発電環境整備機構: 「第 2 次取りまとめ」に示された地質環境の長期安定性と地質環境特性に関する見解についての検討. (2013).
- [41] IAEA: Disposal of radioactive waste, Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standard Series, No. SSR-5 (2011).
- [42] Umeda, K. et al.: Multiple lines of evidence for crustal magma storage beneath the Mesozoic crystalline Iide Mountains, northeast Japan. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* **112**, B05207 (2007).
- [43] 末岡茂 他: 低温領域の熱年代学的 手法に基づいた赤石山脈の隆起・剝削史の解明. 地学雑誌 **120**, pp.1003-1012 (2011).
- [44] Yamasaki, S. et al.: Constraining the timing of brittle deformation and faulting in the Toki granite, central Japan. *Chemical Geology* **351**, pp.168-174 (2013).
- [45] Martin, A.J. et al.: Modeling long-term volcanic hazards through Bayesian inference: An example from the Tohoku volcanic arc, Japan. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* **109**, B10208 (2004).
- [46] Martin, A.J. et al.: Application of the Bayesian approach to incorporate helium isotopes ratios in long-term probabilistic volcanic hazard assessments in Tohoku, Japan. In: Updates in Volcanology: New Advances in Understanding Volcanic Systems (Nemeth, K.), IntechOpen, London, UK, pp.117-146 (2012).
- [47] Niwa, M. et al.: Groundwater pressure changes in central Japan induced by the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake. *Geochemistry, Geophysics, Geosystems* **13**, Q0502 (2012).
- [48] 安江健一 他: 地質環境の長期安定性に関する研究 年度報告書 (平成 22 年度) . JAEA-Research 2011-023 (2011).
- [49] 尾上博則 他: 過去から現在までの長期的な地形変化が地下水流動特性に与える影響の解析的評価の試み. 日本原子力学会論文誌 **8**, pp.40-53 (2009).
- [50] Saegusa H. et al.: Numerical assessment of the influence of topographic and climatic perturbations on groundwater flow conditions. Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock, Workshop Proceedings, Manchester, UK, 13-15 November 2007, NEA No. 6362,

- pp.257-268 (2009).
- [51] 日本原子力研究開発機構：高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 地質環境長期安定性評価確証技術開発 5 年報告書. (2018).
- [52] 三枝博光 他：超深地層研究所における地表からの調査予測研究段階（第 1 段階）研究成果報告書. JAEA-Research 2007-043 (2007).
- [53] 太田久仁雄 他：幌延深地層研究計画における地上からの調査研究段階（第 1 段階）研究成果報告書 分冊「深地層の科学的研究」. JAEA-Research 2007-044 (2007).
- [54] Amano, K. et al.: Development of comprehensive techniques for coastal site characterisation: integrated palaeohydrogeological approach for development of site evolution models. Proceedings of the ASME 2011 14th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, Reims, France, 25-29 September 2011, ASME, pp.1477-1481 (2011).
- [55] Ota, K. et al.: Development of comprehensive techniques for coastal site characterisation: (1) Strategic overview. Proceedings of the ASME 2010 13th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, Tsukuba, Japan, 3-7 October 2010, ASME, pp.123-132 (2010).
- [56] 産業技術総合研究所：海域地質環境調査確証技術開発 3 箇年とりまとめ（総括報告書）(2016).
- [57] 近藤浩文 他：地層処分地選定のための地質環境調査技術の実証研究：調査段階に応じた地質環境モデルの構築と調査手法の適用性検討. 地質学雑誌 **120**, pp.447-471 (2014).
- [58] Chapman, N. et al.: TOPAZ project: Long-term tectonic hazard to geological repositories: An extension of the ITM probabilistic hazard assessment methodology to 1 Myr. NUMO-TR-12-05 (2012).
- [59] Goto, J., Kawamura, H., Chapman, N.: Tectonic risk forecasting through expert elicitation for geological repositories: The TOPAZ Project. Proceedings of the ASME 2013 15th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, Brussels, Belgium, 8-12 September 2013, ASME (2013).
- [60] 磯崎行雄 他：日本列島の地体構造区分再訪－太平洋型（都城型）造山帯構成单元および境界の分類・定義－. 地学雑誌 **119**, pp.999-1053 (2010).
- [61] 日本原子力研究開発機構：温泉地化学データベース（データ集）. <https://www.jaea.go.jp/04/tono/siryoudbghs/dbghs.html> (2016 年 4 月 1 日閲覧) .
- [62] Posiva: KBS-3H Disposal facility description, Posiva 2016-19 (2018).
- [63] SKB: Design, construction and initial state of the underground openings, SKB TR-10-18 (2010).
- [64] IAEA: The safety case and safety assessment for the predisposal management of radioactive waste. General Safety Guide, IAEA Safety Standards Series, No. GSG-3 (2013).
- [65] 電力中央研究所：ガラス固化体落下時健全性試験. U90904 (1990).
- [66] 間野正, 大鷹秀生：ガラス固化体の落下試験. PNC TN1410 91-035 (1991).
- [67] 日本規格協会: JIS ハンドブック 鉄鋼 I（用語 / 資格及び認証 / 検査・試験 / 特殊用途鋼 / 鋳鍛造品 / その他） (2017).
- [68] 電力中央研究所：廃棄体パッケージの落下時における安全性実証試験 (1980).
- [69] 日本規格協会: JIS ハンドブック 鉄鋼 II（棒・形・板・帯 / 鋼管 / 線・二次製品） (2017).
- [70] 日本機械学会：機械工学便覧, DVD-ROM 版, 丸善 (2014).
- [71] ガラス固化体に係る安全性チェック・検討会：ガラス固化体に係る安全性について. 一安全性チェック・検討会報告書一 (1996).
- [72] 日本原子力学会：地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント～地層処分において必要と考えられる高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の機能と要件～報告書.「地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント」特別専門委員会 (2011).
- [73] 河村和廣, 小出学, 松下和正：日本の高レベルガラス固化体に対する粘度の温度依存性と結晶化時間の評価. 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 13, No. 1, pp.27-33 (2014).
- [74] 日本原子力研究開発機構：平成 29 年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業. 処分システム評価確証技術開発 報告書 (2018).
- [75] 日本金属学会：講座・現代の金属学 材料編 第 4 巻 鉄鋼材料, 丸善(1985).
- [76] Suzuki, S., Kubota, S., Hyodo, H. and Fujihara, H.: Assuring operational safety of a Japanese geological repository. Proceedings of International Nuclear Fuel Cycle Conference (Global 2015), Paris, France, 20-24 September 2015, Paper 5290, pp.2286-2291 (2015).
- [77] U.S.DOE: Waste Isolation Pilot Plant recovery plan. (2014).
- [78] ICRP: Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste, Annals of the ICRP, Publication 122, Vol. 42, No. 4 (2013).
- [79] ICRP: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Annals of the ICRP, Publication 103, Vol. 37, Nos. 2-4 (2007).
- [80] Yashio, S., Kawamura, H., Wakasugi, K., Ebashi, T., Ishiguro, K. and McKinley, I.G.: A storyboard-led hybrid development method for safety assessment scenarios, Proc. IHLRWMC 2011, 17 Vol. 2, pp.853-860 (2011)
- [81] OECD/NEA: Updating the NEA International FEP List: An IGSC Technical Note, Technical Note 2: Proposed revisions to the NEA International FEP List,

- NEA/RWM/R(2013)8, Radioactive Waste Management Committee (2012).
- [82] 松田時彦: 活断層から発生する地震の規模と周期について, 地震第 2 輯, Vol. 28, pp.269-283, doi: 10.4294/zisin1948.28.3_269 (1975).
- [83] 原子力発電環境整備機構: 地層処分事業のため安全評価技術開発(Ⅱ)ー核種移行解析モデルの高度化ー, NUMO-TR-10 (2010).
- [84] GoldSim Technology Group: GoldSim contaminant transport module user's guide, Version 6.0 (2010).
- [85] Nagra: Project Opalinus clay safety report -Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate-level waste. NTB 02-05 (2002).
- [86] 原子力委員会: 昭和 43 年版 原子力白書(1969).
- [87] WHO: Guidelines for drinking-water quality, 4th edition. (2011).
- [88] 藤井直樹, 山川稔, 鹿園直建, 佐藤努: フィリピン国・ルソン島西部に分布するザンバレスオフィオライトで生成されたアルカリ溶液との反応によって変質されたベントナイトの地球科学的・鉱物学的特性, 地質学雑誌, Vol. 120, pp.361-375, doi: 10.5575/geosoc.2014.0036. (2014).
- [89] 地層処分研究開発調整会議: 地層処分研究開発に関する全体計画(平成 30 年度～平成 34 年度) (2018).