地層処分システムの安全評価*

宮 原 要¹ 館 幸 男¹ 牧 野 仁 史¹
高 須 亜 紀² 内 藤 守 正³ 梅 木 博 之³

Safety Assessment of Geological Disposal in Japan

by Kaname MIYAHARA^a, Yukio TACHI^a, Hitoshi MAKINO^a,

Aki TAKASU^b, Morimasa NAITO^c and Hiroyuki UMEKI^c

a. Japan Nuclear Cycle Development Institute, Chiyoda-ku, Tokyo 100-8245, Japan

b. Japan Nuclear Cycle Development Institute (at present, Nuclear Safety Research Association)

c. Japan Nuclear Cycle Development Institute (at present, Nuclear Waste Management Organization of Japan)

The second progress report, H12, documented research and development progress for the high-level waste disposal made since the publication of the earlier the first progress report (H3) in 1992. The concept of geological disposal in Japan is similar to that considered in other countries, being based on a system of multiple passive barriers consisting of the geological environment and an engineered barrier system. The disposal system considered is generic, in the sense that no single rock type and no siting area have so far been identified. H12 performance assessment provided a test for the robustness of the system concept based on intentional siting and design, taking account of a wide range of Japan's geological environment. The assessment included a comprehensive evaluation of uncertainty and potentially detrimental factors, including perturbations due to external events and processes. Despite the considerable uncertainty at the current stage of the Japanese program, a safety case that is adequate for the aims of the assessment can be made by a strategy of employing conservatism where there is uncertainty and stressing the reliability and effectiveness of the performance of the near field. The aim of this paper is to summarize arguments that should build confidence in the findings of the H12 assessment.

KEY WORDS : Geologic Disposal System, Robustness, Safety Assessment, Uncertainty, Scenario, Reference Case

1. は じ め に

わが国の地層処分概念は、諸外国と同様、地質環境（天然バリア）とその地質環境の条件を考慮に入れた工学的対策（わが国においては、ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材で構成される人工バリアなど）を組み合わせる多重バリアシステムに基づいている。処分概念の検討に当たっては、わが国の幅広い地質環境に対応できるよう、人工バリアの性能に余裕をもたせるという考え方をとっている。安全評価では、この処分概念に基づき構築される地層処分システムが本来備えている性能について、シナリオ、モデル、データに基づく予測解析により評価した上で、結果を基準と比較し、評価の信頼性を様々な観点から論ずることによって、地層処分の長期的安全性を判断する。

すなわち、地層処分の長期的安全に関する信頼性を示す上では、

- ・処分概念に基づくシステムが、将来の様々な不確実性をできるだけ小さくする、あるいはばりにくくするよう構築されるとき、残る不確実性を考慮しても安全を確保するのに十分な性能を発揮することを見込むことができ（処分システムが本来備えている性能として、将来の様々な不確実性に対しシステムの性能が十分頑健であることを、「処分システムのロバスト性」という）

- ・そのシステムの安全性を一連の解析によって信頼性をもって確認する（安全評価）

ことが重要となる (OECD/NEA, 1999)。このような処分システムのロバスト性と安全評価の信頼性は、概略、以下の段階を踏んで高められると考えられている（例えば、OECD/NEA, 2000）。

- ①幅広い地質環境を対象とした処分概念の成立性の提示と安全評価手法の整備
- ②幅広い地質環境を対象とした処分システムのロバスト性の提示と安全評価の信頼性の向上
- ③具体的な地質環境を対象とした処分システムのロバスト性の提示と安全評価の信頼性の向上

第2次取りまとめの「地層処分システムの安全評価」（核燃料サイクル開発機構, 1999a, 1999b; Umeki, 2000; Miyahara et al., 2000）においては、わが国の幅広い地質環境を対象として、

- ・地層処分にとって適切な地質環境を選定すること（サイト選定）
 - ・選定された地質環境に対して、人工バリアや処分施設を適切に設計、施工すること（工学的対策）
- により地層処分システムが備えるべきロバスト性を確保し、さらに、
- ・構築された地層処分システムの安全性を評価すること（安全評価）

により長期的な安全性を確認するというアプローチをとっており、これは上述した地層処分の長期的安全に関する信頼性の構築に関する考え方 (OECD/NEA, 1999) と整合のとれたものである。

わが国における「処分概念の成立性の提示と安全評価手法の整

* 2001年4月6日受付 7月25日受理

1. 核燃料サイクル開発機構 バックエンド推進部地層処分研究計画グループ

2. 核燃料サイクル開発機構（現 原子力安全研究協会）

3. 核燃料サイクル開発機構（現 原子力発電環境整備機構）

[著者連絡先] FAX 03-5220-3372 (サイクル機構)

キーワード：地層処分システム、ロバスト性、安全評価、不確実性、シナリオ、レファレンスケース

備」を示した第1次取りまとめ（動力炉・核燃料開発事業団，1992）を踏まえ，第2次取りまとめにより，「幅広い地質環境を対象とした処分システムのロバスト性の提示と安全評価の信頼性の向上」のレベルが，おおよそ達成されたと考えられる。

以下では，第2次取りまとめにおいてシステムのロバスト性を高めるためにどのような検討がなされたかを整理した上で，安全評価手法の信頼性の向上と安全評価によるシステムのロバスト性の確認がどのようになされたかについて概説する。

2. 処分システムのロバスト性

第2次取りまとめにおいては，処分システムのロバスト性を見込むことができるように，以下のような点に配慮したサイト選定と設計に基づくシステムの構築が可能であることを示している（図1参照）。

○サイト選定

- ・地層処分にとって重要な天然現象（火山・火成活動，断層活動など）について，過去数十万年以上にわたる活動の履歴が明らかで，少なくとも将来十万年にわたり，システム性能に著しい影響を及ぼすと考えられる事象が発生しないような，地質環境の長期の安定性が見込まれるところを選ぶこと（長期安定性）
- ・将来における偶発的人間侵入の可能性をできるだけ小さくするため，有望な天然地下資源のないところを選ぶこと（地下資源分布域の回避）
- ・人工バリアが所期の機能を発揮することのできる環境として，また，有効な核種移行遅延機能を有する天然バリアとして，好ましい地質環境条件（水理，地下水化学等）であること（好ましい地質環境）
- ・地質環境条件，地質構造が単純で設計や安全評価において不均質性などの影響を被りにくい比較的簡略な評価が可能であること（単純な地質構造）
- ・処分場から十分に離す必要のある大きな断層破砕帯等（主要な地下水移行経路となり，建設や施工，性能評価の観点から

好ましくない）が，処分場のレイアウトを工夫しても避けることが困難な頻度で存在しないこと（断層破砕帯等の回避）

○設計

- ・将来の人間活動による影響や地表環境の変化による影響を被りにくいよう，適切な深度を設定すること（適切な処分深度）
- ・人工バリアが処分後初期の廃棄体からの崩壊熱により，緩衝材の温度が100℃を超えるような高温環境に晒されることや，断層破砕帯等の影響を回避するために，適切なレイアウト（パネル，廃棄体等）とすること（適切なレイアウト）
- ・万一あるバリアの機能が期待通りに発揮されなかったとしても，その影響が軽減されるように，長期耐久性が期待できる複数のバリアを組み合わせること（多重バリア）
- ・長期的な隔離性能が発揮されるように，天然での長期健全性が確認されており，変質等のメカニズムが十分に理解されている材料を使用すること（天然の材料の使用）
- ・緩衝材として十分な化学的・力学的緩衝性能やバリア機能が発揮されるように，化学的緩衝性，低透水性，安定性，自己修復性，コロイドろ過性等の優れた機能を有する材料を使用すること（緩衝材の機能）
- ・処分後初期の放射能レベルが高く，崩壊熱の大きい期間における人工バリアとその周辺岩盤中での放射線や熱の影響等を考慮した複雑な熱・水理・力学・化学といった連成プロセスを核種移行評価において考える必要のないよう，少なくとも1,000年間は放射性核種を完全に閉じ込める機能を発揮するようオーバーバックを設計すること（オーバーバックの核種閉じ込め機能）
- ・断層等の安全評価上好ましくない条件や施工上の欠陥等に対処するために，シーリングやプラグ等の工学的対策を施すこと（施工上の対策）

また，サイト選定や設計においてデータやモデルに基づいた検討を行う際に，不確実性の幅を十分に見込んでデータやモデルを保守的に取り扱っていることも，ロバストなシステムの構築に寄与するものと考えられる。

3. 安全評価手法の信頼性

サイト選定と設計によって構築された処分システムがどの程度ロバストであるかを示すためには，安全評価においてシナリオ，モデルおよびデータの不確実性を十分に考慮して，また，十分な信頼性をもって評価していることを示すことが重要である。ここでは，第2次取りまとめの安全評価において，どのように適切なシナリオが構築されたか（安全評価シナリオの適切性），どのようにモデルやデータの信頼性の確認がなされたか（モデル，データの信頼性），不確実性を様々な解析ケースによりどのように取り扱ったか（システム影響解析の妥当性（不確実性の取扱い））を示す。

3・1 安全評価シナリオの適切性

安全評価上重要と考えられるシナリオを見落とす可能性をできるだけ小さくするため，第2次取りまとめでは体系的なシナリオ作成の手順を構築した。このシナリオ作成手順では，まず地層処分システムの将来挙動に関わる特質（Feature），事象（Event），プロセス（Process）の包括的なリスト（以下，FEPリスト）を作成した。この際，国際共同プロジェクトや諸外国の安全評価で作成されたFEPリスト（たとえば，OECD/NEA，1997）を参照して，わが国の処分概念と整合のとれるものを選んだ。次に，影響解析の対象とするシナリオを構築するため，包括的なFEPリストから，以下の基準により，影響解析で考慮しないFEPを除外することにより，適切なFEP群を選定した。

図1 適切なサイト選定と設計に基づくロバストな地層処分システムの例

図2 シナリオの分類

- ・サイト選定時に地質環境を適切に選ぶことにより、その影響を回避することのできる FEP
- ・設計や建設・施工などにおける適切な工学的対策を施すことにより、その影響を回避することのできる FEP
- ・発生する確率が極めて小さい FEP

上記の基準から、接近シナリオ（廃棄物と人間との物理的な距離が接近することによって、人間の生活環境に影響が及ぶと想定するシナリオ）については影響解析の対象からは除外した。したがって第2次取りまとめでは地下水シナリオ（地下水の移動により、処分場から地表環境への核種移行を想定するシナリオ）を影響解析の対象とした。

地下水シナリオについては、以下の2つのシナリオに分類した（図2参照）。

- ・基本シナリオ：外部影響要因（天然現象、工学的対策の欠陥、将来の人間活動）を考慮せず、地下水との相互作用によるシステムの時間的推移を考慮するもの。
- ・変動シナリオ：上記外部影響要因によるシステムへの影響を考慮するもの。

このような分類に沿って、インフルエンスダイアグラム等を利用することにより、選定した FEP 間の因果関係を考慮してシナリオの内容を体系的に示した。

一方、接近シナリオ（廃棄物の隔離性が損なわれることによる人間環境への影響を考慮するシナリオ：人間侵入や天然現象によるものが考えられる）に関する FEP は、上述のとおり適切なサイト選定や設計により回避することができると考え、影響解析の対象から除外した。しかしながら、サイト選定や設計によって適切な地質環境を選定することの重要性を示すため、簡略なシナリオを設定して解析を行った（表1参照）。

第2次取りまとめで考慮したシナリオと諸外国の安全評価で考慮されたシナリオとを比較することにより、わが国の地層処分システムに対するシナリオとして、重要なものに見落としのないことを確認した。表2には検討の一例として変動シナリオに関する比較結果を示す。なお、氷河作用の影響については、諸外国の安全評価報告書において考慮されているものの、わが国においては氷河の形成が一部の山岳地域などに限られることから、第2次取りまとめにおいてはこれを考慮していない。

3・2 モデル、データの信頼性

第2次取りまとめでは、わが国の幅広い地質環境を対象とすること、また、天然の地層が不均質を有することに配慮し、ニアフィールド性能に重点をおいた評価を行うこととし、核種移行評価のためのモデルやデータの設定においては、人工バリアに対しては比較的現実的に、天然バリアに対しては現実的な範囲で保守的、簡略的に設定している。核種移行評価のためのモデルとデータについては、国際的な評価を得た文献や国際協力による確証プロジェクトの成果（OECD/NEA and SKI, 1994）を踏まえるとともに、わが国における室内試験や野外試験の結果に基づいて、評価

表1 接近シナリオの取扱い

事象	シナリオ	評価結果〔評価指標〕
人間侵入	偶発的な人間侵入のシナリオとしてボーリング掘削による処分場へのアクセスと掘削作業に伴う被ばくを想定（様式化した掘削シナリオ）	過去のボーリング実績から推定される掘削による放射性物質の透過率に基づき、掘削作業員に与えるリスクを算出した結果、最大でも $5 \times 10^{-3} \text{ y}^{-1}$ 程度であり、諸外国で示されている安全基準（ $10^{-3} \sim 10^{-4} \text{ y}^{-1}$ ）を下まわることから、人間侵入の影響は問題とならないと判断〔リスク〕
断層活動	処分後 1,000 年、1 万年、10 万年後に、新たな活断層が発生し、処分場の対角線にある約 300 の廃棄体とその周辺の緩衝材を横切することを想定	新規断層の発生に起因する線量は様々な条件で算出した結果（断層中の地下水流量をレファレンスケースの 10、100 倍の 0.01 、 $0.1 \text{ m}^3 \text{ y}^{-1}$ と仮定した場合、前者では 1,000 年、1 万年、10 万年後に発生する断層に起因する線量は、それぞれ 160 、 90 、 27 mSv y^{-1} であり、後者ではその 10 倍となる）、わが国の自然放射線レベル（ $900 \sim 1,200 \text{ mSv y}^{-1}$ ）を大きく超えることはなく、処分場に直接影響を及ぼすような断層の発生確率が非常に小さいことを考えれば、断層活動の影響は問題とならないと判断〔線量〕
火山活動	処分後の 10 万年時点で発生する火山が処分場を直撃（マグマの貫入）し、人工バリアに物中に含まれる天然放射性核種の量に比べてそれほど大保持されている核種が生物圏に放出されることを想定	火山活動によりマグマとともに地表に放出される処分場起源の放射性核種の量は、火山活動によって放出される噴出物中に含まれる天然放射性核種の量に比べてそれほど大保持されている核種が生物圏に放出されることを想定となる噴出物量は廃棄体 1 体当たり約 $4 \times 10^5 \text{ m}^3$ であり、火山活動による噴出物の量は平均で約 $4 \times 10^{10} \text{ m}^3$ であり、処分場に直接影響を及ぼすような火山の発生確率が非常に小さいことを考えれば、火山活動の影響は問題とならないと判断〔天然の放射線核種〕
隆起・侵食	隆起と侵食が同じ速度で進むという保守的な仮定をきわめて遠い将来まで外挿することにより、処分場が地表に露出することを想定	処分場を含む岩盤が侵食されることによって生じる処分場起源の放射性核種のフラックスは、岩盤そのものが侵食されることにより生じる天然の放射性核種のフラックスを大きく超えることはなく（隆起・侵食速度 1 mm y^{-1} の場合、深度 1000m の処分場が 100 万年後に地表に到達した際の処分場起源のフラックスが約 $10^{11} \text{ Bq y}^{-1}$ であるのに対して、ウラン鉱床で約 $10^{12} \text{ Bq y}^{-1}$ 、ウラン濃度数 ppm の岩石で約 $10^{10} \text{ Bq y}^{-1}$ ）、評価の保守性を考えれば隆起・侵食の影響は問題とならないと判断〔天然の放射線核種〕

表2 各国の安全評価で考慮されたシナリオの比較例（変動シナリオの場合）

事象の分類	シナリオ	H12 ¹⁾	左記のシナリオを取扱った諸外国の安全評価報告書 ²⁾
工学的対策の欠陥	オーバーバックの不完全な密封	○	K-I, EIS, TILA-99, SR 97
	埋め戻し・プラグの施工不良	○	K-I, EIS
天然現象	隆起・侵食	○	K-I
	海水準変動	○	K-I, SR 97
	氷河作用	—	K-I, EIS, TILA-99, SR 97
将来の人間活動	井戸の掘削	○	K-I, EIS, TILA-99, SR 97

¹⁾：第2次取りまとめでの左記シナリオの取扱いの有（○）、無（—）

²⁾：K-I（Kristallin-I: Nagra, 1994）、EIS（AECL, 1994）、TILA-99（Vieno and Nordman, 1999）、SR97（SKB, 1999）

への適用性を確認しつつ設定を行った。室内試験としては、サイクル機構の地層処分基盤研究施設（ENTRY）における工学規模試験や地層処分放射化学研究施設（QUALITY）における放射性核種を用いた試験を、また野外試験としては主に東濃地域や釜石鉱山における試験の結果を用いた。

人工バリアに関しては、天然の地質環境がもつ空間的不均質性や時間的変動に起因するバリア機能の不確実性に比べて、不確実性が小さいと考えられるため、モデルとデータについては保守性を考慮しつつも、できるだけ現実的なものとなるよう設定を行った。例えば、緩衝材中の核種移行に関しては、諸外国の安全評価報告書で考慮されている拡散、線型・可逆逆着だけでなく、同位体の存在比を考慮に入れた核種の沈澱/溶解をモデルに取り込んでいる。このことによりアクチニドの崩壊系列核種の緩衝材中での移行挙動をより現実的に評価できる。

また、天然バリアに関しては、わが国における幅広い地質環境を考慮しても、地質環境の多様性や不均質性による影響を受けにくくするように、簡略かつ保守的に地下水移行経路を設定し、こ

図3 天然バリア中核種移行評価モデル

れと整合のとれた物質移行モデルを与えて評価した。処分場下流側 100 m の位置に大規模な断層破砕帯（地下深部から地表まで鉛直に配置する）が存在することを仮定し、現実的な処分場のレイアウトを考慮せず、すべての廃棄体（40,000 体）から断層破砕帯までの距離を仮想的に一律 100 m とした。この概念モデルに基づき、処分場から地下水を介して移行した放射性物質が、処分場下流側の母岩における連続性のある亀裂中を、最短距離（100 m）で下流側の断層破砕帯へ水平に移行することとし、断層破砕帯中を上向きの地下水の流れに沿って、最短距離で地表近傍の帯水層に到達することを仮定した（図 3(a) 参照）。

母岩中の物質移行モデルとしては、釜石鉱山の花崗閃緑岩の場合のチャンネルとマトリクス部の概念モデル（図 3(b) 参照）で把握された移流、分散、マトリクス拡散などのプロセスの取扱いを容易にするため、核種移行経路を平行平板の亀裂として簡略化した。マトリクス拡散については亀裂から垂直方向への一次元のモデルとして取り扱い、亀裂面に平行なマトリクス拡散（亀裂充填鉱物の間隙中など）は保守的に無視した。亀裂の透水量係数の不均質性を考慮するため、透水量係数の異なる複数の 1 次元平行平板モデルを重ね合わせて評価を行った（図 3(c) 参照）。

天然バリア中の物質移行特性を導くには、岩盤中の微少なスケールまでの移行経路に関する精緻な情報を必要とするが、現状そのための情報は十分ではない。そのため、第 2 次取りまとめにおいては、亀裂特性等を厳密に評価するのではなく、保守性を考慮した簡略的な取扱いによって評価を行うこととし、東濃地域や釜石鉱山における野外試験の結果や文献の実測データと整合をとりつつ、わが国の幅広い地質環境を考慮してデータを設定した。例えば、透水量係数の設定は、原位置では個々の亀裂の透水量係数の分布に関する実測例がないため、釜石鉱山におけるボーリング孔での透水試験で得られた透水量係数を、透水試験を実施した区間での開口亀裂本数で割ることにより平均値として求めたものに基づいた。このようにして得られた透水量係数の分布範囲は、既往の文献より得られた単一亀裂の透水量係数の分布範囲を包含することを確認している。なお、天然バリア中の物質移行モデル、データについては、将来、処分場のサイトが決まれば、そのサイトの情報に基づく詳細な評価が可能になると考えられる。

一方、生物圏のモデル化に当たっては、将来の人間の環境や生活様式を予測することが困難であるため、その環境や様式に関する仮

定を安全評価の目的に沿って整合性を取りながら合理的に設定し適切な指標に換算するための道具として生物圏をとらえるレファレンスバイオスフィアの概念（たとえば、IAEA, 1996）を適用した。また、将来においても現在と同様の生活様式を仮定することに加え、グループによって平均的な個人を代表させる決定グループの考え方（ICRP, 1977）を取り入れ、このグループの構成員には今日のわが国に見られる平均的な生活様式を有することを想定した。

第 2 次取りまとめの安全評価に用いた計算コードは、他の計算コードと比較したり、プログラム作成時の誤りのないことを確認するために解析解と比較することにより検証している。

3・3 システム影響解析の妥当性（不確実性の取扱い）

シナリオに対して、モデルやデータを用いて、それぞれの不確実性を考慮しつつシステムの安全評価がなされる。地下水シナリオの評価では、さまざまな解析ケースがそれぞれ確率 1 で起こるものとして、線量を評価した（決定論的方法）。まず、基本ケースとしては、解析を行ううえで参照となるケース（レファレンスケース）を設定した。レファレンスケースは、特定のサイトを対象としたものではなく、わが国の幅広い地質環境を考慮した現実的な地質環境データとそれを踏まえて適切に設計された人工バリアの仕様によって特徴づけられる地層処分システムの安全機能が発揮されることを想定したものであり、この考え方に沿ってモデルやデータの設定を行ったものである。レファレンスケースの概念モデルを図 4 に示す。

図4 レファレンスケースにおける核種移行経路の概念モデル

システム影響解析では、レファレンスケースを基本として、モデルやデータに伴う不確実性を考慮したケースや処分場の仕様の幅を考慮した多様な地層処分システムに対する解析ケース、さらに、わが国の幅広い地質環境を対象とする観点から、地形、岩種や地下水流動などの地質環境の多様性を考慮したケースを設定した。また、変動ケースとして、天然現象によるシステムへの影響を考慮したケースや人間活動が影響を及ぼすケースを設定した。

ここで、システム影響解析においては、すべての組み合わせによる解析を行うのではなく、感度解析で得られた結果を基に、「過度に保守的」な組み合わせとならないよう合理的に解析ケースを設定し、可能な限りケース数を減らすことにより、解析の追跡性や評価のわかりやすさを向上させた。解析ケースそれぞれについて、線量の計算結果を諸外国で提案されている基準と比較することによって、システム性能の総合的安全性に関する検討を行った。

感度解析からは、例えば、地下水流量に関し、山地の動水勾配と、地表近傍の透水係数に基づく亀裂の透水量係数分布を組み合わせることは、人工バリア、天然バリアの性能の両者に影響を及ぼすため、線量の評価結果への影響は大きいと考えられる。これは以下のような理由による。

人工バリアから放出された核種は人工バリア周辺岩盤中の地下水流れにより下流側へ運ばれ、天然バリアである岩盤中を移流・分散・拡散により移行していく。地下水流量が小さい場所への人工バリアの設置を考えると、地下水流れにより下流側の岩盤へ運ばれる核種量が少なくなる。また、人工バリア周辺岩盤中に核種が停滞することにより人工バリア中の濃度勾配が小さくなり、その結果、人工バリアから放出される核種量が少なくなる。したがって、地下水流量が小さければ、人工バリアと天然バリアは相互に有効に機能を発揮することとなる。十分な深度を選ぶことにより、動水勾配、透水係数ともに値の比較的小さい場所を選ぶことが可能と考えられ、第2次取りまとめにおいてもこの裏付けを得ている。

このように、適切なサイト選定と工学的対策を含む設計に基づいて注意深く構築される処分システムに対する安全評価において、「過度に保守的」な地質環境のパラメータの幅や組み合わせを任意に与えることは適切ではないと考えた。

4. 処分システムのロバスト性の確認

処分システムのロバスト性を、安全評価により信頼性をもって確認するためには、シナリオ、モデルおよびデータの不確実性を考慮した一連のシステム影響解析により、処分システムの総合的な安全性を示す必要がある。ここでは、第2次取りまとめにおいて、処分システムの総合的な安全評価がどのようになされたかを示す。まず、システムの影響解析の結果をどのような指標を用いて示すべきか（バリア性能の評価指標）について述べたうえで、システム全体の性能に対し、個々のバリア性能が有効に寄与しているか（各バリア性能の有効性）、また、総合的な安全評価として、多重バリアシステムがどの程度地層処分に関する様々な不確実性の影響を被りにくいものであるか（多重バリアシステムのロバスト性）について示す。また、天然の事例により安全評価の仮定や評価結果が支持されているか（天然事例との比較）、諸外国の安全評価との比較によりわかったことはなにか（諸外国の安全評価との比較）について述べる。

なお、第2次取りまとめでは、以下のような安全評価の考え方（原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会、1997）に基づき地層処分の安全性の議論を行った。

- ・地層処分の安全評価の指標として放射線量を基本とする。

- ・諸外国の指針や基準、国際機関によって提案されている考え方を参照する。
- ・評価期間に関する時間スケールについては特に限定せず、現在の人々と対比して人間への影響が最大となる時期やその期間がわかるように評価を行っておく。
- ・安全評価の時間スケールにおいて将来の人間環境の予測の困難さを考慮し、長期については天然の放射線レベルに有意な影響のないことを確認するため補完的な解析結果を併せて示す。

4・1 バリア性能の評価指標

システムの影響は一般的には線量により評価される。安全評価では極めて長い期間を対象とするため、線量評価に関わる将来の人間の生活様式などについての仮定は評価期間が長くなるに従い不確実性が大きくなる。このような仮定のいらない個々の元素や核種の濃度やフラックス、あるいは毒性指数などの補完的指標が、長期の評価においてシステムの隔離性や処分のリスクの有効な指標となり得ると考えられている（IAEA, 1994）。

一例として、図5に4n+2系列核種の河川中濃度との比較結果を示す（Takasu et al., 2000）。ここでは補完的指標の基準値として、天然放射性核種濃度の他に、世界保健機関（WHO）の飲料水水質ガイドライン（WHO, 1998）において化学的影響の尺度として追加されたウランの許容濃度も併せて示している。この比較によると、レファレンスケースについて、処分場から放出される放射性核種による河川中の濃度は、天然のものより数桁も低いことがわかる。

4・2 各バリア性能の有効性

各バリアの性能を比較するため、レファレンスケースにおける各バリア（ガラス固化体、緩衝材、母岩および断層破砕帯）からの核種移行率を、潜在的な危険性を表す換算水量（放射性核種の放射能を現行の規制で定められている水中の濃度限度（科学技術庁、1988）で除すことにより規格化し、濃度限度以下になるまで希釈するために必要な水の量）を指標として比較した（図6参照）。比較の基準として、処分時にガラス固化体に含まれる核種が1年間で全量放出されるとしたときの換算水量を1とした。Fig.6から、換算水量は、ガラス固化体のゆっくりとした溶解により、処分時のガラス固化体に比べて6～8桁低下し、さらに人工バリアを経ることにより3桁程度、天然バリアを経ることにより2～3桁程度低下する。このことは、各バリアにおける核種の保持および移行遅延機能が、システム全体の性能に有効に寄与することを示している。

4・3 多重バリアシステムのロバスト性

システム性能の総合的解析の結果と諸外国で提案されている

図5 河川中の4n+2核種濃度に対するレファレンスケースの評価結果と天然放射性核種の実測値との比較

図6 各バリアからの核種移行率の換算水量による比較

防護レベル (100 ~ 300 $\mu\text{Sv/y}$) との比較 (図7 参照) により、わが国における地質環境の多様性についてその組み合わせを考慮したとしても、諸外国で提案されている防護レベルを十分に下回ることが示された。また、データの不確実性をあえて保守的に組み合わせた場合、モデルの不確実性を考慮した場合、および非現実的ではあるが天然バリアの機能を無視した場合についても、その最大線量は諸外国の防護レベルを十分に下回ることが示された。接近シナリオに対しては、その現象の発生の可能性が極めて小さい (人間侵入シナリオや、断層活動、火山活動シナリオ) か、あるいは仮に影響が表れたとしても遠い将来においてのみ (隆起・侵食シナリオ) であると考えられ、例えば隆起・侵食の影響を想定した場合については、隆起と侵食が同じ速度で起こるとし、また、その速度を保守的に設定しているにもかかわらず、諸外国の防護レベルの幅を超えることはなかった (表1 参照)。これらのことは、第2次取りまとめで考慮した地層処分システム全体としての性能が十分高いものであり、人工バリアによる核種移行抑制を中心としてその周辺の比較的小さな岩盤の領域を考えることにより十分なバリア性能を期待できることを示していると考えられる。

図7 システム性能の総合的解析の結果における最大線量とその時間 (ガラス固化体4万本当たり)

4・4 天然事例との比較

天然の事例を研究することは、地層処分システム全体の性能を裏付ける情報を与えることができる。例えば、東濃ウラン鉱床におけるナチュラアナログ研究では、ウラン鉱床を活断層が横切り、30 m 鉱床をずらしたにもかかわらず、ウランは約一千万年前に形成された鉱床の位置からほとんど動いていないなど、様々な地質環境の変化による影響を被っても、地下深部に存在するウランが極めて長期にわたり人間環境に有意な影響を及ぼさなかったとの事実を示している (核燃料サイクル開発機構, 1999c)。これは、地層処分システムのもつ安全機能を傍証するものである。また、安全評価における個別の仮定に対しても、天然の事例に基づいているものがある。例えば、氷河が発達した証拠がわが国においては一部の山岳地帯などに限られるものであり、実際の処分サイトにおいては凍結破砕や永久凍土などの影響を考慮する必要はないといえる (核燃料サイクル開発機構, 1999c)。

4・5 諸外国の安全評価との比較

諸外国の安全評価で対象としている処分概念や地質環境にはそれぞれ違いがあるため、それに応じて安全評価の結果も異なる (図8 参照)。しかし、それら諸外国の安全評価は、適切なサイトが選定され、工学的な対策が適切に施されれば、高レベル放射性廃棄物の地層処分による放射線学的影響が安全上の規制レベルを十分に下回るとの結論で一致している。これらの安全評価の結果の違いの理由を示すことは、評価の信頼性を高める上で相互に役に立つと考えることができる (たとえば, Neall (ed.) et al., 1994)。たとえば、ガラス固化体を対象とし、第2次取りまとめと類似の処分概念に基づく評価を行っているスイスの Kristallin-I (Nagra, 1994) と第2次取りまとめの間の線量評価結果の違いは、主にマトリクス拡散に関わる取扱いの違いによるものと考えられる。

5. 今後の見通し

平成12年10月に公表された「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

解析ケースの分類	ケースNo.	レファレンスケースとの相違			GEN**
		地下水	動水勾配	岩種	
システムの多様性	1			結晶質岩 (酸性)	
	2			結晶質岩 (塩基性)	
	3		0.01	先新第三紀砂質岩	
	4			先新第三紀泥質・凝灰質岩	
	5			新第三紀砂質岩	
	6			新第三紀泥質・凝灰質岩	
	7			結晶質岩 (酸性)	
	8			結晶質岩 (塩基性)	
	9	陸水系	0.1	先新第三紀砂質岩	河川水
	10	地下水		先新第三紀泥質・凝灰質岩	
	11			新第三紀砂質岩	
	12			新第三紀泥質・凝灰質岩	
	13			結晶質岩 (酸性)	
	14			結晶質岩 (塩基性)	
	15		0.001	先新第三紀砂質岩	
	16			先新第三紀泥質・凝灰質岩	
	17			新第三紀砂質岩	
	18			新第三紀泥質・凝灰質岩	
	19			結晶質岩 (酸性)	
データの不確実性	20			結晶質岩 (塩基性)	
	21		0.01	先新第三紀砂質岩	
	22			先新第三紀泥質・凝灰質岩	
	23			新第三紀砂質岩	
	24	海水系		新第三紀泥質・凝灰質岩	沿岸海域
	25	地下水		結晶質岩 (酸性)	地層層
	26			結晶質岩 (塩基性)	
	27		0.001	先新第三紀砂質岩	
	28			先新第三紀泥質・凝灰質岩	
	29			新第三紀砂質岩	
	30			新第三紀泥質・凝灰質岩	
	31	緩衝材厚さの変更 (0.4 m) を考慮 *			河川水
	32	GRIを深井戸に変更			深井戸
	33	ガラス溶解速度、岩盤中分配係数、透水量係数の不確実性を同時に考慮			
	34	コロイドによる核種移行を考慮			
	35	隆起・侵食 (隆起侵食速度 = 1.0 mm y ⁻¹)			河川水
	36	埋め戻し・プラグの施工不良			
	37	人工バリアから核種が直接生物圏に移行すると仮定			

* レファレンスケースにおける緩衝材厚さ: 0.7m

** 地層と生物圏の接点

図8 レファレンスケースに関する各国の安全評価結果の比較

子力バックエンド対策専門部会, 2000)においては, 第2次取りまとめにおいて地層処分の技術的信頼性が示されているとともに, 地層処分の事業化に向けて処分予定地の選定と安全基準の策定に資する技術的拠り所となるとの評価が示されるとともに, 今後の研究開発課題が示されている。安全評価に関しては, 以下に示すような各分野における具体的研究開発課題が例示されている。

- ・安全評価に用いるデータの蓄積
- ・実際の場所の特性を精度良く再現できるモデルの確立
- ・シナリオ, 確率論的評価, 不確実性等の安全評価手法の高度化に関する検討等

また, 平成12年11月に公表された「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について(第1次報告)」(原子力安全委員会 放射性廃棄物安全規制専門部会, 2000)においては, 今後安全評価のための安全指標や基準の設定等を行う上で, 以下に示すような評価や検討が必要であるとしている。

- ・処分地がもつ地質環境条件を適切に考慮した設計, シナリオに基づく評価
- ・緩慢な天然現象による地質環境の長期にわたる変化を考慮した評価
- ・モデル, パラメータの不確実性に配慮した指標の検討
- ・科学的合理性のある範囲での地下水シナリオの設定
- ・天然現象に関連して想定される接近シナリオの適切な選択
- ・地下水シナリオの評価とは別に位置付けた人間活動に起因する接近シナリオの評価等

第2次取りまとめ以降の研究開発においては, 上記の課題やニーズを踏まえた研究開発課題の設定を行い, また, 反映先や反映時期については処分事業や安全規制のスケジュールを勘案しつつ進めていくことが重要である。

サイクル機構においては, 第2次取りまとめまでに蓄積してきた「わが国の幅広い地質環境を対象とした地層処分に関連した基盤的な技術」を, 深地層の研究施設計画において具体的な地質環境に適用することにより, 「具体的な地質環境を対象とした処分システムのロバスト性の提示と安全評価の信頼性の向上」を例示することが当面の研究開発課題となると考えられる。具体的には, 以下を目標として今後の研究開発を進めていく。

- ・第2次取りまとめで示した, わが国の幅広い地質環境を対象とした地層処分に関連した基盤的な技術を, 深地層の研究施設計画において, 具体的な地質環境に適用することにより, 体系的な技術としての信頼性を確認する
- ・併せて, ENTRYにおける工学試験やQUALITYにおける放射性核種を用いた試験などにより情報を補完し, 設計・性能評価技術として信頼性を高める

- ・また, 地層科学研究等の学術的な研究を着実に進め, 地層処分の長期的な安全性を検討する上での基盤となる科学的な知見や傍証となる情報を蓄積していく

- ・以上により, わが国における地層処分技術が信頼できることを示すとともに, 地層処分の安全性を評価するための体系的な手法として統合していく。

これらの研究開発を進める中で, 安全評価の分野においては, 上記の「国の評価報告書」や「安全規制の基本的考え方」に示された課題等を考慮するとともに, 具体的な地質環境を念頭におきつつ, ロバストなシステムの構築とそれに基づくシナリオ構築手法や性能評価モデルの高度化, 性能評価データベースの信頼性向上, 不確実性解析等の解析手法の高度化, 高度シミュレーション手法の開発のような個別の課題に取り組んでいくこととする。

今後これらの研究開発を進めることによって, 処分システムのロバスト性に関し, より具体的な確認がなされるとともに, 安全評価を含めた地層処分技術の信頼性がさらに高められると考えられる。

引用文献

- AECL (1994) : Environmental Impact Statement on the Concept for Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste, AECL-1071, COG-93-1
- 動力炉・核燃料開発事業団 (1992) : 高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度—, PNC TN1410 92-081
- 原子力安全委員会放射性廃棄物安全規制専門部会 (2000) : 高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について (第1次報告)
- 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会 (1997) : 高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発等の今後の進め方について
- 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会 (2000) : 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
- IAEA (1994) : Safety Indicators in Different Time Frames for the Safety Assessment of Underground Radioactive Waste Repositories, First Report of the INWAC Subgroup on Principles and Criteria for Radioactive Waste Disposal, IAEA-TECDOC-767
- IAEA (1996) : International Programme on Biosphere Modelling and Assessment Methods (BIOMASS), Themes for a New Co-ordinated Research Programme on Environmental Model Testing and Improvement, Theme 1: Radioactive Waste Disposal, Theme 2 : Environmental Releases, Theme 3 : Biospheric Processes, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria
- ICRP (1977) : Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (adopted January 17, 1977), ICRP Publication 26, Pergamon Press, Oxford
- 科学技術庁 (1988) : 試験研究の用に供する原子炉等の設置, 運転等に関する規制等の規定に基づく線量当量限度等を定める件, 科学技術庁告示第20号
- 核燃料サイクル開発機構 (1999a) : わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ— 総論レポート, JNC TN1400 99-020
- 核燃料サイクル開発機構 (1999b) : わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ— 分冊3 地層処分システムの安全評価, JNC TN1400 99-023
- 核燃料サイクル開発機構 (1999c) : わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ— 分冊1 わが国の地質環境, JNC TN1400 99-021
- Miyahara, K., Makino, H., Takasu, A., Naito, M., Umeki, H., and Masuda, S.: Confidence Building in Safety Assessment of Geological Disposal in Japan: International Conference on Radioactive Waste Disposal (DisTec 2000), September 4-6, 2000, Berlin, Germany, p. 395-400 (2000)
- Nagra (1994) : Kristallin-I; Safety Assessment Report, Nagra Technical Report, NTB 93-22, Nagra, Wettingen, Switzerland
- Neall, F.(ed.), Baertschi, P., McKinley, I.G., Smith, P.A., Sumerling, T.J. and Umeki, H. (1994) Kristallin-I, Results in Perspective, NTB 93-23
- OECD/NEA (1997) : Safety Assessment of Radioactive Waste Repositories-Systematic Approaches to Scenario Development-An International Database of Features, Events and Processes. Draft Report (24/6/1997) of the NEA Working Group on Development of a Database of Features, Events and Processes Relevant to the Assessment of Post-Closure Safety of Radioactive Waste Repositories
- OECD/NEA (1999) : Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories-Its Development and Communication
- OECD/NEA (2000) : Geologic Disposal of Radioactive Waste in Perspective
- OECD/NEA and SKI (1994) : GEOVAL'94 Validation Through Model Testing, Proceeding of an NEA/SKI Symposium Paris, France, 11-14 October 1994
- SKB (1999) : SR97-Post-closure safety, SKB TR-99-06
- Takasu, A., Naito, M., Umeki, H. and Masuda, S. : Application of Supplementary Safety Indicators for H12 Performance Assessment, MRS 2000, 24th International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, August 27-31, 2000, Sydney, Australia (2000)
- Umeki, H. : Key Aspects of the H12 Safety Case, MRS 2000, 24th International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, August 27-31, 2000, Sydney, Australia (2000)
- Vieno, T. and Nordman, H. (1999) : Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in Hstholmen, Kivetty, Oikiluoto and Romuvaara, TILA-99, POSIVA 99-07.WHO (1998) : Guidelines for Drinking-water Quality, World Health Organization