

## スイス Nagra Kristallin-I と動燃 H3 レポートの比較†

梅木博之 ††

Nagra では、スイス北部の結晶質基盤岩を対象とした高レベル放射性廃棄物地層処分に関する、包括的な安全評価報告書 Kristallin-I(以下 K-I という) をとりまとめ中であり、近々公表されることになっている(関連する文献として [1~6])。K-I は、1985 年にまとめられた Project Gewähr 1985[7](以下 PG'85 という)の内容を、特に PG'85 以後精力的に進められた、広域にわたる地質環境調査の結果に基づいて見直すとともに、今後の処分計画への指針を与えることを目的としている。

K-I で対象としている処分システム概念は、PG'85 で示されたものと基本的には変わっていない。しかし性能評価のアプローチ法は、“massive” な人工バリアを中心とするニアフィールドに力点を置いている点で、PG'85 と異なっている。“massive” な人工バリアは、動力炉・核燃料開発事業団(以下動燃という)によってとりまとめられた報告書 [8](以下 H3 という)において、性能評価のための参照仕様として設定されている概念と同様なものであり、K-I と H3 の共通の特徴として重要である。

筆者は K-I プロジェクトに参画し、H3 との比較検討を行う機会を得た。そこで本稿では、両者に共通した処分システム概念の扱った背景を説明し、安全性の確保のためのフィロソフィーを示すと同時に、評価モデルやデータの相違点についても簡単に触れ、今後の我が国の研究開発への課題を述べてみようと思う。

### 1. 地層処分の歩みとニアフィールドアプローチ

#### 1.1 地層処分研究開発の歴史

高レベル放射性廃棄物(ここでは広い意味で使用済み燃料も含めるものとする)地層処分の歴史的な発展過程については、村野 [9] にうまくまとめられている。それによれば、1950~60 年代、当時廃棄物は環境中に棄てるものと誰もが考えていた時代に、米国において岩塩層を対象とした研究開発が開始され、各国が放射性廃棄物の問題に取り組み始める端緒となった。1970 年代には、広く各国に存在する地質環境を活用でき、これに工学的手法を組み合わせた今日の地層処分システム(多重バリアシステム)が完成された。1980 年代に入ると、高レベル放射性廃棄物処分の問題が単に技術だけの問題ではないということが明らかになり、例えば法律の制定等、社会的側面からの対応が進められるようになった。さらに 80 年代の後半には、処分対策が進展するためには社会的な理解が必要であることが各国で強く認識された。そして 1990 年代には専門家と一般市民を含む各層の人々との対話がさらに進む必要があり、これによって広く社会的な理解の得られる高レベル放射性廃棄物の処分対策が具体化することが期待されるとしている。

多重バリアシステムという共通の概念に基づきながらも、各国の地層処分計画はそれぞれの国情に合わせて種々の異なった段階にある。例えば米国では候補サイト(ユッカマウンテン)が選定され、サイト特性調査からの情報を活用しつつユッカマウンテン処分場の性能評価が進められている。スウェーデンでははいよいよサイト選定を行い、処分概念の評価から、処分場の建設、人工バリアの設置といった工学技術の実証段階を迎えようとしている。サイト選定の地域が対象として明確にされているかいないかの違いはあるものの、スイスや日本では処分概念の評価を進めている段階にある。

最近 10 年間に、H3 や K-I を含め各国であるいは国際的な共同プロジェクトとして、それぞれの研究開発段階に応じた地層処分システム全体の包括的な安全評価報告書 [10~19] が相次いで公表されたのは、上に述べたように、地層処分の安全性について社会的な理解を得ることの重要性が認識されたことの裏返しでもある。また一方で、長期間の安全評価の意味や考え方、その役割についての国際的なコンセンサス作りも進められてきている [20]。

#### 1.2 Making the Safety Case

地層処分の安全性を実証するためには、まずシナリオやモデル、データからなるシステム性能評価のための論理体系を、その妥当性を保証しながら構築し、次にこれを用いた評価結果が安全性に関する基準を満足していることを示す必要がある。このような論理体系とそれを適用した評価結果により、安全確保のしくみを示した文脈を、safety case と呼んでいる。safety case の作成にあ

† Comparison of Nagra Kristallin-I and PNC H3, by Hiroyuki Umeki. 本稿は、日本原子力学会 1994 春の年会「放射性廃棄物部会企画セッション」での講演を基に加筆したものである。

†† 動力炉・核燃料開発事業団 Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

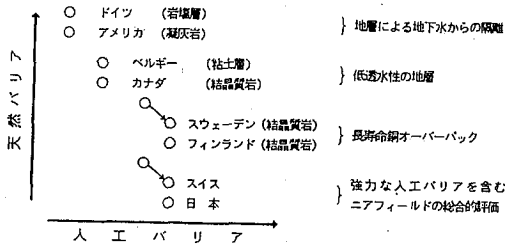


図1 Safety Caseにおけるバリア依存度

たつて、多重バリアシステムのどこに重点を置くかは、各国それぞれのプログラムに固有の諸条件を反映して異なっている。図1は、safety caseにおける多重バリアシステム要素への依存度を、各プログラムでとりまとめられた安全評価報告書 [1]~[8]、[10]~[12]、[14][15]、[17]~[19]に基づき概念的に示したものである。

一つの極端なケースは、岩塩層を対象としたドイツの処分概念である。この概念では、長期にわたって地下水から廃棄物を隔離するという母岩の性質が安全確保の上で強調されている。また、カナダやベルギーの処分概念においては、長寿命のオーバーバックが検討されているものの、基本的には低透水性の地層に力点が置かれている。これらはいずれも、良好な地層の性質を活かした安全確保の例である。もう一つの極端なケースは、スウェーデン、フィンランドにみられる概念で、厚い銅製オーバーバックにより長期間の物理的閉じ込めを期待するものである。この結果、地質環境への要求性能が緩和されている。スウェーデンの候補地層は、楕状地とよばれる極めて長期間にわたって安定で比較的均質な特徴を有したものである。このような条件を背景としながらも、近年の性能評価 SKB 91[17]ではオーバーバックの長期的閉じ込め機能を強調したアプローチとなっている。

これらに対し日本およびスイスでは、地質が複雑であるという条件も踏まえて、人工バリアを総合的に(個々のバリアを個別に強調するのではなく)評価し、ニアフィールド全体の挙動に力点をおいて安全性を示すアプローチがとられている。これによって広域にわたる地質環境条件を把握しようとする際の不確実性を減少させ、評価結果の信頼性を高めるとともに、地質環境への要求を緩和しサイティングの幅をもたせることを意図している。スウェーデンの概念における長寿命のオーバーバック概念もこの点では意を同じくしている。

### 1.3 ニアフィールドアプローチ

歴史的に振り返ってみると、例えばスイス初の包括的な安全評価報告書 PG'85においては、K-Iと異なり人工バリアのもつ種々の機能(例えばベントナイト緩衝材の拡散バリアや化学的緩衝性)は、安全評価上勘定に入られていなかった。スウェーデンの場合も、SKB91 [17]ではKBS-3 [10]に比較して、地層の核種移行に対するバリア機能は緩和されている。我が国でも採用したニアフィールド重視のアプローチは、地質環境の予測にともなう不確実性に対処するものとして、一つのトレンドであると思われる。

それでは、人工バリアを中心としたニアフィールド重視のアプローチはどのように発展してきたか、その系譜を辿ってみよう。筆者の理解する限りでは、その端緒となったのは日本の研究開発計画ではなかったかと思う。後にH3報告書として成果が公表されるに至る研究開発プロジェクトの進め方についての一つの方向性が、1988年2月、当時の動燃環境資源部地層処分対策室における議論から示された。

日本の研究開発の前提条件となっていた(現在もそうであるが)のは、地域や岩種を特定することなく地質環境条件を幅広く考えること、法的規制や具体的な性能目標を定めずに研究開発を進めることである。このような前提条件の下で、まず人工バリアの性能に力点をおいて研究開発を進めるというアプローチが提案された。これは地層のバリア機能を無視している訳ではなく、研究開発上の合理性から採られた方法である。地質環境の予測にともなう不確実性を考慮したものであった。人工バリアは、設計しその仕様どおりに構築しようという意味で人間がコントロール可能な部分であり、個々の材料特性を充分把握した後、制御された条件の下に機能を評価する試験を実施できることが、安全評価モデルやデータの信頼性を高めるうえで有利と考えられた。

1988年9月、使用済燃料を対象とした人工バリア評価コード AREST [21]を開発中であった、米国バテルバシフィックノースウェスト研究所(BPNL)との共同研究を開始したのは、このような考え方に沿った研究開発の出発点として意義深いものであった。この共同研究の成果報告書 [22]には、人工バリアにまず力点を置くという日本の研究開発のアプローチの利点が共通の認識として明記されている。国内においては、同年11月、京都大学原子炉実験所放射性廃棄物管理専門研究会において、初めてこの考え方を紹介させていただいた [23]。

人工バリアの役割にもっと注目してもよいのではないかと主張が、国際的な場において初めて明確な形でなされたのは、1989年10月、パリで開催された地層処分  
の安全評価に関する国際シンポジウム  
の場であった [24]。この講演を行ったのは、当時 BPNL において、動燃との共同研究のプロジェクトマネジャーを務めた M. J. Apted 博士である。動燃としても、同じ会議のポスターセッション [25]、また翌 1990 年 4 月のラスベガス会議 [26] において、日本のアプローチである人工バリアに重点を置いた性能評価の考え方を紹介した。このように、国際的な場で序々にニアフィールド重視のアプローチが議論されるとともに、国内においては、1989 年 12 月、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会により、ニアフィールド研究を着実に推進しつつ、ニアフィールド研究に重点的に取り組んでいくことが適切であるとの見解がとりまとめられ、日本のアプローチ法としての地盤が得られた [27]。

このアプローチに基づいて、性能評価のための研究開発を進め、H3 の骨格を最初に報告したのは、1991 年のラスベガス会議であった [28]。この会議では、Nagra の C. McCombie 博士が講演を行い、性能評価結果の信頼性という観点から、ニアフィールド性能の重要性と、それを保証するために要求される地質環境の役割を論じている [29]。日本のアプローチがより具体的に示されるとともに、Nagra によってニアフィールドアプローチの意味がより明確に述べられたという点で、1991 年のラスベガス会議は、最近の安全評価に関するトレンドに向かつての重要な転換点であったと思う。Nagra はこの時点で既に、Kristallin-I におけるニアフィールドを重視した safety case の構築を念頭に置いていた。さらに 1991 年の FOCUS '91 では、“massive” な人工バリアが地質環境の幅を緩衝する点に注目した人工バリアの固有性能という概念が提唱され、これによってサイティングに裕度を持たせることの可能性が示唆された [30]。

以上のような経緯をながめると、H3 と K-I は、ニアフィールドアプローチというひとつの考え方の意義と成立性を、その考え方に従って具体的に作成された safety case によりそれぞれ示し、相互にこのアプローチの妥当性をより確信のもてるものへと高め合っているといえる。

## 2. Kristallin-I

### 2.1 Kristallin-I の位置づけ

スイスにおける高レベル放射性廃棄物の処分について

は、もし適切なサイティング地域を見いだすことができれば、PG'85 によって提案された処分概念により安全に処分を実施する可能性が示されたこととされており、現在、サイティングの可能性を示すことに最も努力が払われている。

高レベル放射性廃棄物処分場のサイティング作業としては、1970 年代の終わり頃、スイス全域を対象とした初期のデスクワークが開始され、まず南部のアルプス地域が除かれ、中部平地と北部地域が残された。80 年代に入って、3 段階からなるサイティング戦略が策定された [31]。フェーズ I では、広域を対象とした多数のボーリング調査や地表からの調査が進められ、これをもとにフェーズ II では、より地域を限定して詳細なボーリング調査、3 次元弾性波探査を実施し、サイティングの可能性を検討する。さらにフェーズ III では、たて坑を掘削し、与えられた地域のキャラクターゼーションを行う。フェーズ I での選定基準は、純粋に地質及び水理の側面からのみ設定されている。しかしフェーズ II では、将来の計画や社会政治学的側面を考慮して絞り込みが行われる。

初期のデスクワークに基づき、北部スイスの結晶質岩を最優先の研究対象地域として、フェーズ I が開始された。この過程で PG'85 をまとめる必要性が生じ、限られた範囲のデータのみでこれを実施せざるを得なかった。PG'85 のレビューの結果、堆積岩の調査により高い優先度を与えるべきとの勧告がなされ、堆積岩のためのデスクワークが並行して開始された。その結果、7 つの候補岩種の中から好ましいと考えられる 2 つの岩種が選定された。2 つの岩種うち、Opalinus Clay (OPA) については、フィールド調査を含むフェーズ I が開始されているが、lower freshwater molasse (USM) については、既存のデータを利用したデスクワークが継続されているのみである。このようにスイス北部の結晶質岩及び堆積岩を対象として研究開発を行っているが、“massive” な人工バリアシステムを設計すれば、母岩の種類に依らず、ニアフィールドからの核種放出率はきわめて小さいことが示唆されている。

結晶質岩に関するプログラムのフェーズ I では、1200 km<sup>2</sup> の領域に対し、7 本の深層ボーリング (1300~2500 m) 調査、700 km にわたる弾性波探査が実施された。K-I は、フェーズ I の成果をもとにとりまとめられており、(1) 地質統合 (Geosynthesis)、(2) 安全評価 (Safety assessment)、(3) 要約 (Hauptbericht) という 3 つの報告書から構成される予定である。サイティングのための調査から得られた地質環境情報を、K-I の安全評価に無

駄なく取り込むことにより、その結果に基づいて、処分場のサイティングの可能性を示すという現在の課題に答えを出すことができるようになってきている。また、安全評価の結果は、フェーズ II 及びフェーズ III の計画にも反映される。

## 2.2 Kristallin-I 安全評価の概要

K-I の安全評価は、シナリオ解析、基本ケースに対する決定論的解析、不確実性や変動シナリオに対する評価から構成されており、PG'85 以後新しく開発されたモデルや得られたデータを用いて、PG'85 において残されていた課題に答えることを目的としている。新たに得られた地質情報の中には、これまで知られていなかった Permocarboriferous Trough の存在があり、これが広域水理を考える上で重要な役割を果たすこととなった。また、当初予想より地質が複雑で、大規模な破碎帯が密に存在していることも判明した。このため、全廃棄物を一つのパネルに収容できるような健全な岩体ブロックを見いだすのは困難と考えられており、処分場は破碎帯を避けて複数のパネルから構成される見込みである(図 2 参照)。現在のデザインでは、処分トンネルと破碎帯との距離を最低 100m はとることとしている。

シナリオ解析では、FEP リストの更新、FEP リストからシナリオを構成し分析するための手法が体系化され、これによってシナリオに関する情報が常にトレースできるよう工夫されている [32]。地下水の浸入による核種の輸送がリファレンスシナリオとして設定され、リファレンスシナリオ内の不確実性や、代替シナリオに対する解析のフレームが規定されている。リファレンスシナリオでは、1) 結晶質基盤岩深部に処分場を建設することにより、処分システムは地表での天然現象、人間活動及び地質学的な事象、プロセスによる大きな環境の変化から効果的に隔離される、2) 人工バリアは、それがデザインされた通りに機能する、3) 処分場から放出された核種が人間環境に到達した場合には、その時刻、その領域に人間が存在しているものとするのが仮定されており、従って、主要な特徴は次のようである。

- ニアフィールド: 設計で期待する人工バリアのデザイン機能以外は、保守的(悲観的)に想定。
- 地質圏: “保守的かつ現実的な (conservative- realistic)” パラメータ値を与えた、現在の地質学的、水理的特質を想定。
- 生物圏: 地質圏からの核種の放出領域において、現在と同じ地形、水理、気候、人間社会の存在を想定。

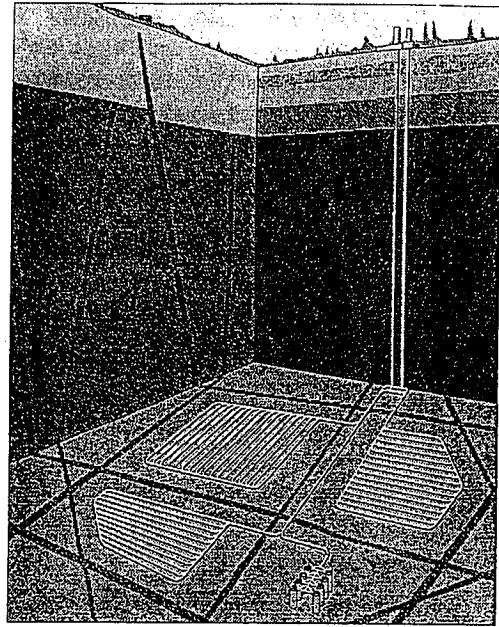


図 2 Kristallin-I において考えられている処分場レイアウトの例 [4]

リファレンスシナリオに対するニアフィールドの核種移行解析のための概念モデルでは、1) コングリュエントなガラス溶解、2) 溶解限度モデル、3) 拡散によるベントナイト中の物質移動、4) ガラス、破損したキャニスタ(オーバーバック)とその腐食生成物による移動抵抗は無視、という考え方がとられている。溶解度は、対象領域での実測に基づいて設定されたリファレンス地下水と人工バリア材との反応から推定された空隙水に対して、求められている。また、緩衝材外側の地下水流量は、広域の地下水流動解析に基づいて与えられている。

地質圏における核種移行経路は、3つの要素から構成されている。これらは高透水性の断層と交差する低透水性の深部結晶質岩、風化した上部結晶質岩、及びそれを覆っている堆積岩層である。K-I リファレンスケースでは、核種移行に対するバリア性能を有するのは、深部結晶質岩のみと仮定している。断層及び上部被覆層での物質移動は相対的に速く、そこで最も重要と考えられているプロセスは希釈/分散である。深部結晶質岩体中の地下水移行経路としては、cataclastic zone, jointed zone, aplitic/pegmatitic dyke という3つの系が特定されている。これらは、コアサンプルに基づいた、幾何学的形

状(管状、板状)、物理的特質(空隙率、密度)、鉱物組成に関する観察から、リアリティーを失わないように特徴づけられている [33]。3つの系に対する核種移行モデルは、物質移動を支配するメカニズムに従って、移流分散の生ずる空隙と拡散空隙からなる二重空隙モデルとして構築されている。収着データの設定には、鉱物組成と地下水の化学的性質が利用されている。核種移行の評価においては、コロイドの影響も検討されている。天然のコロイドの分析、核種とコロイドの相互作用に関する研究、ナチュラルアナログによる評価、コロイド輸送のモデル化 [34][35] 等が行われた結果、コロイドの影響はスイス北部の結晶質基盤岩のバリア機能に関しては、重要なものではないと結論されている。

生物圏については、モデル、データベースとも、PG'85 に比べ格段に拡張されている。生物圏は、処分概念に対する安全確保のシステムの一部として考えられているのではなく、現在の生物圏と等価な生物圏に対する長期的な核種放出による被曝を評価することによって潜在的な危険性を把握し、他の環境リスクと比較するための手段とされている。

結論として、スイス北部の結晶質岩を対象とした高レベル廃棄物の地層処分が十分な安全性を有すること、特に“massive”な人工バリアシステムによって、核種放出を十分に安全なレベルまで制限することが示されている。地質圏の主要な役割は、ニアフィールドに好ましい環境、即ち、力学的安定性、適切な地球化学条件、十分に低いレベルの地下水流量を提供することである。しかしある条件下では、地層はそれ自身で核種移行に対するきわめて効果的なバリア機能を有し、長寿命の核種が減衰するのに十分な時間をかせぐことができる。種々の感度解析を通じて、重要な地質パラメータが明らかにされ、今後の地質環境調査に反映されることとなっている。

### 3. Kristallin-I と H3 の比較

以上、K-I の安全評価の概要を示したが、評価の基本的考え方、方法論、結論は、H3 のそれと極めて近いものである。しかし、実際にリファレンスケースに対して解析を行った結果は、図3に示すようにかなり異なったものとなっている。この原因は、K-I と H3 それぞれに用いられているモデル、データに関する細部の相違にあり、これらを詳細に比較検討することは、それぞれの性能評価の整合性を保証し、今後の課題を抽出する上で有益である。ただし、K-I の生物圏モデルは、北部スイスの地下水排出領域を対象として作成されており、これを

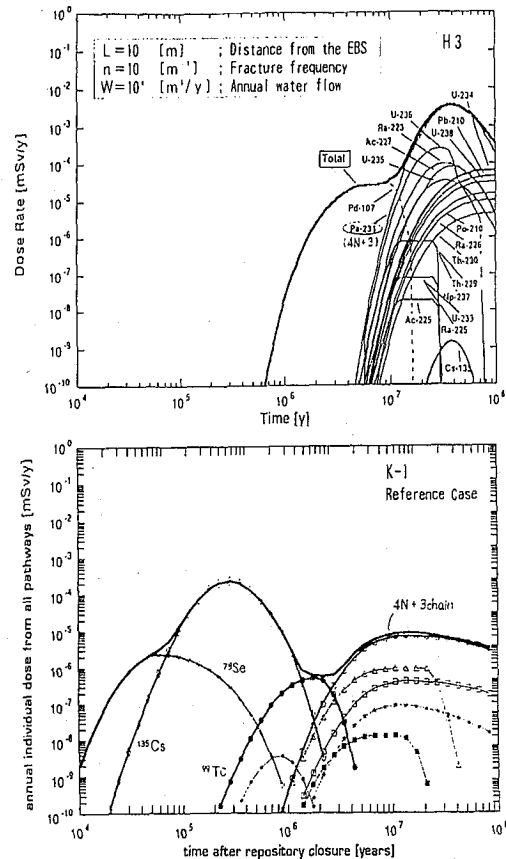


図3 地下水シナリオのリファレンスケースに対する被ばく量評価の結果(注: Kristallin-Iの結果についてはドラフト段階のものであり、最終的には変更がありうる)

直接 H3 の簡易なモデルと比較することは難しい。従って、主にニアフィールドおよび地質圏における核種移行に関するモデル、データを相互に比較してそれぞれの性能評価の特徴を調べることとなる。

Kristallin-I と H3 の性能評価の対象となっている人工バリア参照仕様を、図4に比較して示す。人工バリアの構成要素は両方の概念で同じであるが、オーババックは動燃の方が若干厚く、ベントナイト緩衝材は逆に Nagra の方が厚くなっている。このような仕様上の差異も含め、地下水シナリオに基づく基本ケースに対して、K-I と H3 それぞれに用いられている核種移行解析のためのモデルとデータの共通点及び相違点を示し、評価結果への影響について分析を行った。以下にその結果を簡単に示す。なお、詳細については、Nagra からレポートが発行される

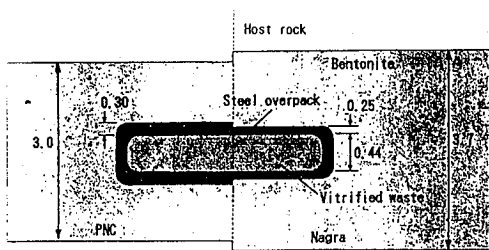


図4 Schematic comparison of the engineered barrier concepts considered by PNC (left) and Nagra (right) - dimensions are in metres.

ことになっている [36]。

### 3.1 ニアフィールド核種移行

#### 3.1.1 モデルの比較

ガラス溶解にともなう核種放出モデルについて、K-I と H3 両者に共通なのは、

- オーバーパックが物理的閉じ込め機能を失う時刻に放出が開始される、
- ガラスはコンゲルメントに溶解する、
- オーバーパック腐食生成物への収着や共沈は無視する、

ことが仮定されている点があるのである。また、相違点は次のようにまとめられる。

- K-I では、各核種の存在比率に従って溶解度を割り当てているのに対し、H3 では元素の溶解度をそのまま核種に与えている。
- K-I では、ガラス固化体と緩衝材の間に設けた仮想的なリザーバの中で、ガラスの溶解速度に従って流入する核種量、緩衝材中空隙水成分との化学反応により沈殿する核種量、緩衝材中に流出する核種量の間の物質収支をとり、これによって決定されるリザーバ内濃度の時間変化を緩衝材中の核種移行モデルの境界条件としている。H3 では、溶解度あるいは溶解速度に従って核種が放出されるとして、これらを境界条件として与えている。
- K-I では、溶解が進むにつれて減少するガラス固化体表面積の時間変化を考慮しているが、H3 では時間的に一定としている。

次に、緩衝材中の核種移行モデルに関する共通点は、

- 物質移行を支配するメカニズムは拡散である、
- 軸対称である、
- 核種のベントナイトへの収着は、線形、可逆、瞬時に生ずる、
- 緩衝材のフィルター効果によりコロイドは移動しない、

と仮定されていることである。一方、相違点としては以下のことが挙げられる。

- 内側境界条件：(1) で述べたように、K-I では仮想的に設定したリザーバ内濃度を与えているのに対し、H3 では核種の溶解度あるいは溶解速度を直接与えている。
- 外側境界条件：K-I ではミキシングタンク、H3 では濃度 0 を境界条件として与えている。
- 緩衝材中での沈殿：H3 では、緩衝材中での崩壊連鎖による娘核種の沈殿を考慮している。

#### 3.1.2 データの比較

ニアフィールドにおける核種移行に関連するデータのうち、K-I と H3 で多少の差はあるもののほぼ同じと考えてよいものは、

- ガラス固化体中の核種インベントリ、
- オーバーパックの物理的閉じ込め期間 (1000 年)、
- ガラス溶解速度、
- 緩衝材中の実効拡散係数、

であり、差の大きいものは、

- 溶解度、
- $K_d$  値、

である。その他、図 4 に示したように、人工バリアの諸元に関して若干の違いがある。

#### 3.1.3 ニアフィールドからの核種放出に対する影響要因

以上に述べたモデルおよびデータの相違点のうち、K-I と H3 のニアフィールドからの核種放出率の違いを説明するためには、例えば、崩壊連鎖を無視した定常状態での解析解を利用することができる。種々の検討を行った結果、モデルに関しては、溶解度の設定の際、同位体の存在を考慮するかどうかの違いと緩衝材外側境界条件における相違が、結果に大きく影響していることが示された。また、データの中で影響の大きいのは、溶解度および  $K_d$  値の違いであった。

### 3.2 地層中核種移行

#### 3.2.1 モデルの比較

すでに述べたように、K-I では、北部スイスの結晶質

基盤岩に対する実際の観測データに基づいた二重空隙モデルを用いて、地層中の核種移行を解析している。一方 H3 では、モデルとして亀裂性媒体と多孔質媒体とを考へており、このうち前者が K-I モデルと比較可能なものである。K-I と H3 両者に共通なモデルの特徴は、次のようにまとめられる。

- 物質移動メカニズム：移流／分散、マトリクス拡散。
- 境界条件：入り口はニアフィールドからの核種フラックス、出口は無限度で濃度 0。

また相違点としては、

- 亀裂形状：K-I では平行平板と環状亀裂、H3 では平行平板のみ、
- 亀裂充填物：K-I では考慮、
- 収着：基本的には両者とも  $K_d$  モデル、しかし K-I では Cs について非線形収着も考慮、
- コロイド輸送：K-I では、コロイドによる核種移行を検討、

が挙げられる。ただし、非線形収着とコロイド輸送はリファレンスケースの中での代替モデルとして扱われている。

### 3.2.2 データの比較

次に、関連するデータでは、

- Peclet 数 (亀裂空隙中の移流／分散)、
- 実効拡散係数 (岩体マトリクス中)、

が両者で同じ値となっている。違いがあるのは、

- ダルシーフラックス、
- 亀裂形状に関するパラメータ (幅、長さ)、
- マトリクス拡散の深さ、
- $K_d$  値、
- 移行経路の長さ、

である。

### 3.2.3 地質圏からの核種放出に対する影響要因

地質圏からの核種放出率の違いについても、ニアフィールドの場合と同様、崩壊連鎖を無視した定常状態での解析解 [37] 等を利用して検討することができる。K-I と H3 の地質圏からの核種放出率の違いに対して、大きな要因となっているモデル上の相違点は、亀裂形状と充填物である。後者は、直接にはマトリクス拡散の深さや  $K_d$  値に影響する。またデータについては、上述した 5 つの相違点すべて、結果への影響が大きいことが示された。例えば、図 3 で K-I の最大の被曝線量を与えている  $^{135}\text{Cs}$  が、H3 では問題になっていないのは、地層中での遅延減衰効果が大きいことによる。

### 3.3 まとめと我が国の研究開発における今後の課題

以上に述べた比較の結果、K-I、H3 の評価はそれぞれ妥当なものであることが示された。モデルやデータの差により、K-I のニアフィールドは、H3 に比べて相対的により効果的なバリアとなっており、地質圏はその逆になっている。ニアフィールドのバリア効果の差に大きな影響を与えている溶解度や  $K_d$  値の相違は、地下水の化学的性質や、緩衝材空隙水の化学的性質を推定するモデル、データの違いに依存している。また、緩衝材外側の境界条件の差は、構造地質学的な情報の取り込み方の違いに依存している。

これらの検討から、我が国における今後の研究開発に対して、特に重要な課題として挙げられるのは、より包括的かつ整合のとれた地質環境に関するデータベースを構築するとともに、より現実的なニアフィールドモデルの開発を行うことであろう。また、ニアフィールドの性能評価で特に重要な溶解度については、その基本となる熱力学的データの確証が大きな課題である。

## 4. おわりに

地層処分安全性を示すために行われる包括的な安全評価の内容は、処分概念、評価のアプローチ法、モデル、データに依存する。ここに示した K-I と H3 は、処分概念や性能評価のアプローチ法が極めて近く、個々のモデルやデータを注意深く分析して相互に比較することにより、評価全体の整合性、妥当性を確認するとともに、今後の研究開発における課題の抽出とこれらに対するアプローチ法の明確化を行うことができた。このような作業は、safety case の信頼性を相互に向上する上で非常に重要である。

## 5. 参考文献

- [1] McKinley, I. G., et al.: Can the Kristallin-I Near-Field Model be Considered Robust?, *Proc. 3rd Int. Waste Manage. Conf. HLW, Las Vegas (1992)*.
- [2] McKinley, I. G., et al. : *Application of the Results from the Pocos De Caldas Project in the Kristallin-I HLW Performance Assessment, ibid.*
- [3] Niemeyer, M. J., et al. : Kristallin-I Performance Assessment: First Results from Sensitivity Studies, *Proc. Int. Symp. Geologic Disposal of Spent Fuel, High-Level and Alpha-Bearing Wastes, Antwerp (1992)*.

- [4] McKinley, I. G., et al.: Conclusions from a Total System Assessment within Kristallin-I, *Proc. ASME 1993 Int. Conf. Nucl. Waste Management and Environmental Remediation*, Prague (1993).
- [5] Zuidema, P., et al.: Kristallin-I Performance Assessment: First Results, *ibid.*
- [6] Smith, P. A.: Paul Scherrer Institut, PSI TM-41-91-36 (1991).
- [7] Nagra: NGB 85-09 (1985).
- [8] 動燃事業団: PNC TN 1410 92-081 (1992).
- [9] 村野 (編): 高レベル放射性廃棄物の処分とはどういふ問題か, (財) エネルギー総合工学研究所 (1992).
- [10] SKBF/KBS: *Final Disposal of Spent Nuclear Fuel - KBS-3* (1983).
- [11] Project Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE): Summarized Final Report (1985).
- [12] CEC: *PAGIS - Performance Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste* (1989).
- [13] OPRAs Research programme on Geological Disposal of Radioactive Waste in the Netherlands, Final Report on Phase 1. Onshore Disposal Committee, Ministry of Economic Affairs (1989).
- [14] NIRAS/ONDRAF: *SAFIR: Safety Assessment and Feasibility Interim Report* (1989).
- [15] Barnard, R. W., et al.: SAND 91-2795 (1991).
- [16] SKI: SKI TR 91:23 (1991).
- [17] SKB: SKB TR 92-20 (1992).
- [18] TVO: YJT-92-33E (1992).
- [19] AECL: *The Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste*, to be published.
- [20] OECD/NEA: *Can Long-term Safety be Evaluated - An International Collective Opinion* (1991).
- [21] Liebetrau, A. M., et al.: PNL-6346, Pacific Northwest Laboratory (1987).
- [22] Apted, M. J., et al.: PNC SA0865 89-001 (1989)(非公開).
- [23] 増田、梅木: 放射性廃棄物管理専門研究会報告書, 京都大学原子炉実験所, 昭和 63 年度 (1989).
- [24] Apted, M. J.: Engineered Barrier System of the Near-field: The "Little Brother" of Performance Assessment, *Proc. of Symp. on Safety Assessment of Rad. Waste Rep.*, NEA/IAEA/CEC/CEA, Paris (1990).
- [25] Masuda, S., et al.: An Overview of Performance Assessment Study by PNC for the Geological Isolation of HLW, *ibid.*
- [26] Masuda, S., et al.: Outline of Performance Study on Geological Isolation System in Japan, *Proc. of Int. Topical Meeting on High Level Radioactive Waste Management*, Las Vegas (1990).
- [27] 原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会: 高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の重点項目とその進め方 (1989).
- [28] Umeki, H., et al.: Site-Generic Approach for Performance Assessment of HLW Disposal System in Japan, *Proc. of 2nd Annual Int. Meeting on High Level Radioactive Waste Management*, Las Vegas (1991).
- [29] McCombie, C., et al.: How Much must the Geologic Barrier Contribute to Safe HLW Disposal?, *ibid.*
- [30] Masuda, S., et al.: Intrinsic Performance of the Engineered Barrier System, *Proc. of the Topical Meeting on Nuclear Waste Packaging Focus '91*, Las Vegas (1991).
- [31] McCombie, C., et al.: Swiss Strategy for Developing a High-level Waste Disposal System, [3] と同じ.
- [32] Sumerling, T. J., et al.: Scenario Development for Safety Demonstration for Deep Geological Disposal in Switzerland, *Proc. The 4th Annual Int. HLW Management Conf.*, Las Vegas (1993).
- [33] Mazurek, M., et al.: Application of a realistic geological database to safety assessment calculations: An exercise in interdisciplinary communication. (Kharaka, Y. K. & Maest, A. S. ed.), *Proc. the 7th Int. Symp. on Water-Rock Interaction - WRI-7*, Park City, Utah, 13-18 July, 1992.
- [34] Smith, P. A.: PSI TM-41-92-18 (1992).
- [35] Smith, P. A.: The Influence of Non-Linear Sorption on Colloid Facilitated Radionuclide Transport through Fractured Media, *Mat. Res. Soc. Symp. Proc.*, 294 (1993).
- [36] Neall, N. B., ed.: NTB 93-23, to be published.
- [37] Smith, P. A.: PSI TM-41-92-17 (1992).