

第1章 スウェーデンの使用済燃料処分の最新の安全評価報告書に関する情報整理

1.1 はじめに

1.1.1 スウェーデンの地層処分事業の進捗状況

使用済燃料の処分実施主体であるスウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB 社）は、2009 年に処分場の建設予定地としてエストハンマル自治体のフォルスマルクを選定し、2011 年 3 月に使用済燃料の処分場の立地・建設許可申請書を放射線安全機関（SSM）及び環境裁判所に提出した。

SKB 社は、2002 年からのボーリング調査などから得たデータに基づいて、エストハンマル自治体のフォルスマルク、オスカーシャム自治体のラクセマルの 2 カ所の処分場候補地を対象とした安全評価を実施し、2006 年にその結果を「SR-Can」と呼ばれる報告書に取りまとめていた。2011 年 3 月のフォルスマルク処分場の立地・建設の許可申請には、「SR-Site」と呼ばれる安全評価書も同時に提出された。

今後は、立地・建設申請は規制機関である放射線安全機関（SSM）による審査、及び環境裁判所による審理が行われ、そのレビュー結果に基づいて政府が許可発給を行うことになっている。SKB 社は、早ければ 2015 年に処分場の建設開始、2025 年に処分場の操業を開始することを見込んでいる。

1.1.2 SR-site 報告書の目的

SR-Site は SKB 社による使用済燃料最終処分場の建設と操業の許可申請書一部であり、処分場閉鎖後の長期安全性を立証するものである。安全評価プロジェクト SR-Site の主要な目的は以下のこととしている。

- ・ フォルスマルクに立地する KBS-3 処分法による処分場の安全性を、適用規則での定めに従って評価すること
- ・ 設計開発、SKB 社の研究開発実証プログラム、詳細なサイト調査、将来に実施する安全評価プロジェクトに対して、フィードバックを提供すること

SR-Site 報告書の目的は、KBS-3 処分法の概念による使用済燃料処分（以下 KBS-3 処分法

とする) をフォルスマルクにおいて具現化する場合に、地表からの調査から決定した岩盤条件のもとで、規制安全基準を満足できるかどうかの調査をすることとしている。

1.1.3 SR-Can 報告書からのフィードバック

SKB 社は 2006 年に、初期のサイト調査に基づいたフォルスマルクとラクセマルにおける KBS-3 処分法による処分場の最初の長期安全評価となる SR-Can 報告書を発行していた。SR-Can 報告書は規制機関である SKI と SSI(現在は 2 機関が統合して SSM となっている) によりレビューされていた。

いくつかの重要な側面において、SR-Site 報告書は SR-Can 評価に立脚したものとなっているとしている。

- ・ 評価の方法論と構成、報告の仕方は SR-Can を元としている
- ・ 方法論及びスコープを更新する際に、SR-Can 評価のレビュー成果を反映した
- ・ SR-Can 総括報告書の第 13 章(結論)において、プロセスの理解、定量的なモデル及びデータの開発の必要性があるものを特定し、安全評価方法論に関連した問題を言明した。それらの課題に取り組み、SR-Site の報告に反映している
- ・ SR-Can で計算したリスクに重要なプロセス及びデータを正式に識別するために、SR-Can の解析結果を用いて感度解析を行った/Hedin 2008a/。感度解析からの知見は、SR-Can 総括報告書で述べた事項と整合しており、SR-Site において重要となる要因として SR-Can の報告時に提示した内容を支持するものであった。
- ・ SR-Can の評価結果をフィードバックして、KBS-3 処分法の概念の設計開発に反映した。SR-Can 総括報告書の第 13 章(結論)に挙げた設計へのフィードバックについて、ある程度までは SR-Can の取りまとめ以降で実施した補完的解析の結果を加味し、それらを精緻化させている/SKB 2009a/。設計要領の詳細化が進んだものとして、キャニスタ、緩衝材、処分坑道、及び母岩への施設設計及びレイアウトの適合性を向上させる方法が挙げられる。これらの要求事項は、SR-Site で解析する処分場設計を確立する際に検討した。

1.2 安全評価のアプローチ

1.2.1 規制要件

原子力廃棄物処分場の長期安全性に関する特に重要かつ詳細な規則として、放射線安全期間（SSM）は以下の規則を発行している。

- ・ 使用済燃料及び原子力廃棄物の最終管理における人間の健康と環境の保護に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:37）
- ・ 核物質及び原子力廃棄物の処分の安全性に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:21）

人間の健康に関する基準は SSMFS 2008:37 で以下の通りに示されている。

- ✓ *閉鎖後の有害な影響に係る年間リスクが、最大のリスクを受けるグループの代表的個人について 10^{-6} を超えない*

このリスク限度は約 1.4×10^{-5} Sv/y の実効線量限度に相当し、スウェーデンの自然バックグラウンド放射線から受ける実効線量の約 1%に相当することになっている。

また、SSMFS 2008:21 では、主要シナリオを含めて人工バリアの欠陥や他の識別した不確実性を考慮した上で、選択したシナリオでの生物圏、地圏及び処分場の変遷、選択したシナリオでの処分場の環境影響の変遷についての記述説明を求めている。

1.2.2 評価方法論

SR-Site の安全評価は図 1-1 にあるような 11 の主要なステップから構成されている。

- ・ ステップ 1：FEPs（特性、事象、プロセス）
- ・ ステップ 2：初期状態の記述
- ・ ステップ 3：外部条件の記述
- ・ ステップ 4：プロセスの記述
- ・ ステップ 5：安全機能、安全機能指標、安全機能指標基準の定義
- ・ ステップ 6：データ統合

- ステップ 7：基本的変遷の解析
- ステップ 8：シナリオの選択
- ステップ 9：選択シナリオの解析
- ステップ 10：補足的解析及び支援議論
- ステップ 11：結論

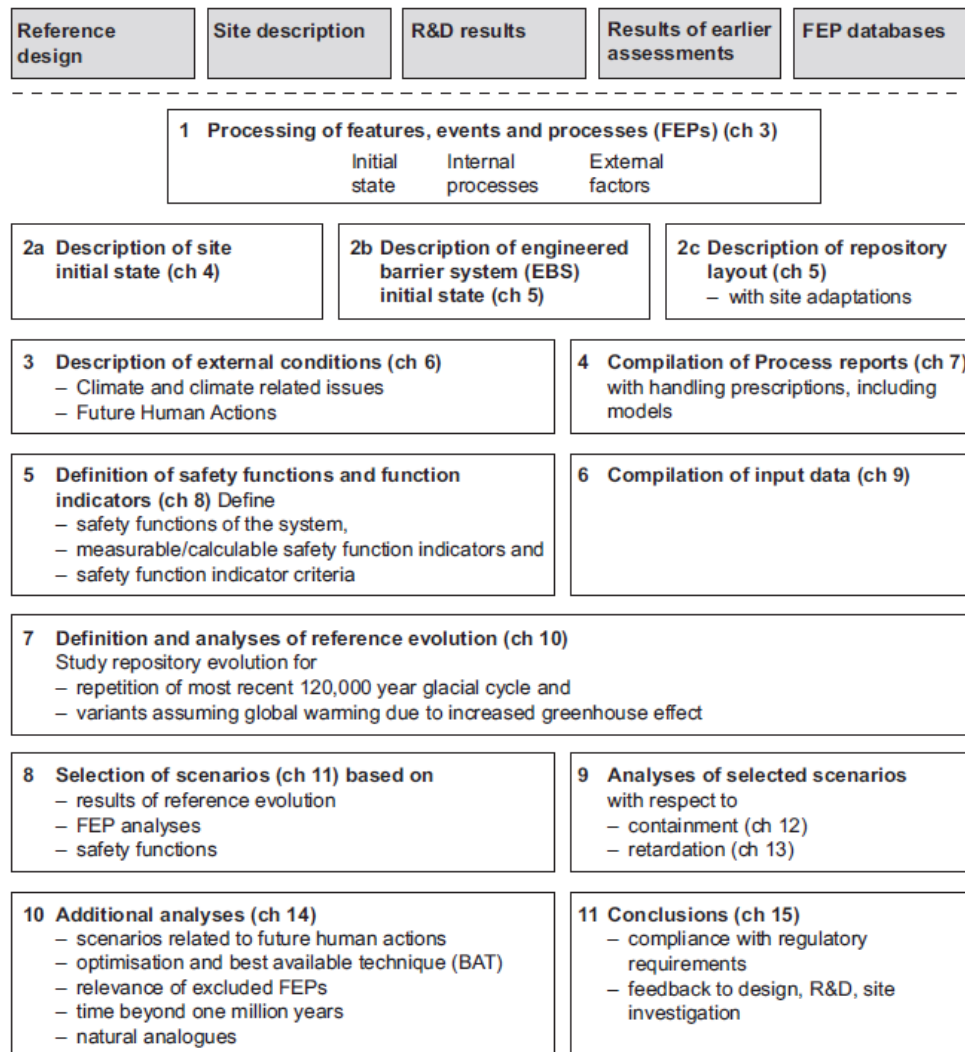


Figure 2-2. An outline of the eleven main steps of the SR-Site safety assessment. The boxes at the top above the dashed line are inputs to the assessment. The products of each step are described in detail in the main text. Together, the eleven steps represent the box "Safety assessment" in Figure 1-4.

図 1-1 SR-Site 安全評価の主要な 11 ステップのアウトライン。

(本報告書において図表の引用は特に記載が無い限り SR-Site 総括報告書から引用する)
 本報告書では、SR-Site 安全評価総括報告書の上記の 11 のステップ順に従ってそれぞれの概要の情報を以下のセクションで整理する。

1.3 SR-Site 安全評価の概要

1.3.1 ステップ 1 : FEP

SR-Site 評価のステップ 1 では、解析に含めることが必要な全ての因子を特定している。FEP 取扱いの主要な目的は、SR-Site 評価で扱うために必要な FEP カタログを確立することとしている。

SR-Site における FEP 取扱いについては図 1-2 の a~h の手順によって実施されている。

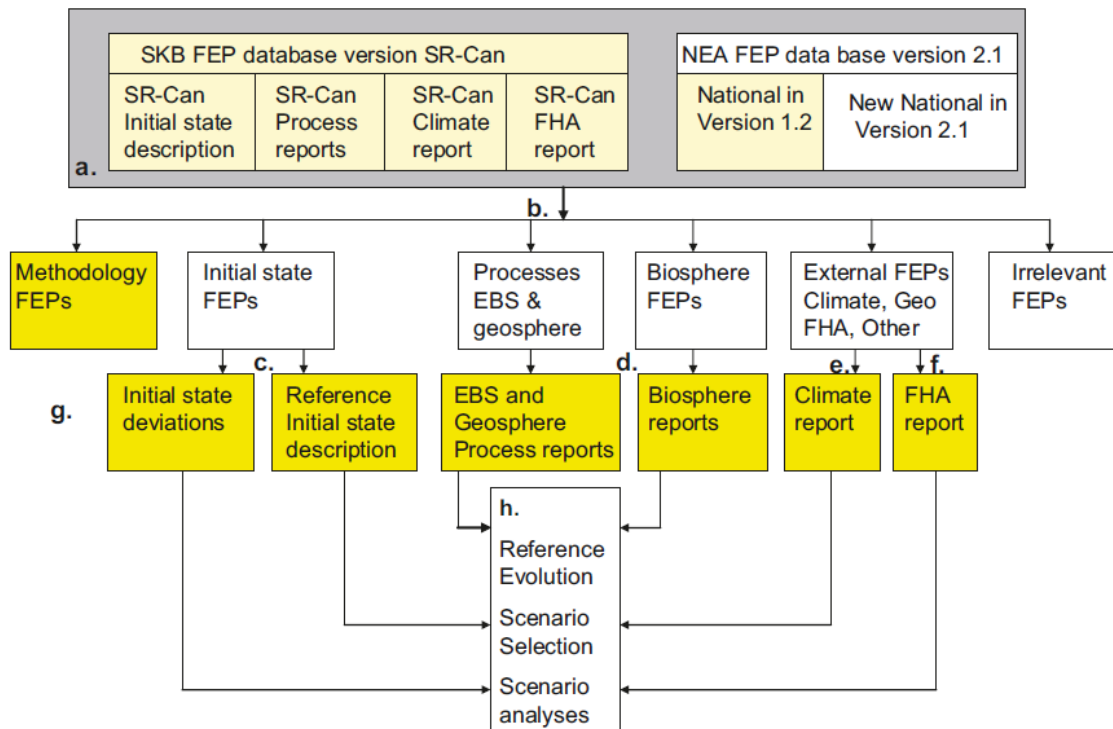


Figure 2-3. The handling of FEPs in SR-Site. The letters a to h are explained in the text.

図 1-2 SR-Site の FEP 取扱い手順

a : FEP ソースデータ : SR-Site で取り扱う FEP のソースとして、SR-Can プロジェクトで作成した「SKB FEP データベース」と改訂された OECD/NEA の FEP データベース version 2.1 に含まれている新しい 2 カ国の評価プロジェクトの FEP データベースを使用した。(SKB 社は、SR-Can プロジェクトの FEP データベース作成において、SR 97 のデータベースと OECD/NEA の FEP データベース version 1.2 にあるプロジェクトデータベース (各国の計 8 つの処分場評価プロジェクトについてコンパイルした FEP リスト) とを比較し、すべての関連因子が考慮されていることが確実であるようにした。また、FEP データベースに含まれる全ての項目を「処分場システムの初期状態」、「内部システムのプロセス」、「外部条件」、「一般的な手法の問題」、「KBS-3 処分法のシステムと関連しない」の区分に分類した。)

b : FEP の調査 (audit) : version 2.1 の NEA の FEP データベースに追加された新しいプロジェクト FEP データベースについて、新たなプロジェクトの全ての項目を SR-Can の場合と同様に以下の区分に分類した。

- ・「処分場システムの初期状態」
- ・「内部システムのプロセス」
- ・「外部条件」
- ・「一般的な手法の問題」
- ・「KBS-3 処分法のシステムと関連しない」

c : 初期状態 FEP の処理 : 初期状態 FEP を、i) SR-Site の基本の初期状態の記述（すなわち、サイトの記述または処分場のサイト固有レイアウトとしての KBS-3 処分法による処分場の基本記述）に含めるか、あるいは ii) シナリオの選択でさらに取り扱われるべき「初期状態の逸脱 (initial state deviations)」として類別した。

d : 内部プロセス FEP と生物圏 FEP の処理 : SR-Site の内部プロセス FEP では、SR-Can における EBS (Engineering Barrier System ; 人工バリアシステム) と地圏の内部プロセスのセットを更新するために、プロセス FEP を使用した。結果的な SR-Site のプロセスのセットを SR-Site プロセス報告書として文書化した。生物圏の FEP を生物圏プロセス報告書で定義した。

e および f : 外部 FEP の処理 : 外部 FEP を以下のカテゴリーに分類した。

- ・気候関連問題
- ・大規模な地質学的プロセスと影響
- ・将来の人間活動 (Future Human Activities: FHA)
- ・その他 (「隕石の衝突」のみ : 文書化の目的においてのみ取り扱われ、シナリオ解析は実施されていない)

その他を除くそれぞれのカテゴリーの FEP の取扱いを関連する報告書に文書化した。

g : SR-Site FEP カタログの確立 : SR-Site で取り扱われるべき全ての FEP を含む「SR-Site FEP カタログ」を作成した。SR-Site FEP カタログにある FEP を以下に分類した。(図 1-2 の黄色で示されたボックス)

- ・初期状態 FEP
- ・燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、地圏で発生するプロセス

・燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、地圏における変数

・生物圏 FEP

・外部 FEP

上記の他に「手法の問題」と「サイト特有の因子」のカテゴリーへも分類した。

h：処分場の変遷：基本的な初期状態、すべての長期的プロセス、及び参照される外部の変遷を使用して処分場システムの基準となる変遷を定義した。この変遷は包括的な主要シナリオの重要な基盤となる。たとえば、基本的な初期状態、及び参照される外部の変遷からの逸脱、ならびに **FHA** に関連した状況を、一式の追加シナリオで論じている。

SKB FEP カタログでは、それぞれの **SR-Site FEP** を **FEP ID**、**FEP 名**、簡潔な記述／定義、**SR-Site** における **FEP** 取扱いの概要、詳細な **FEP** 文書と取扱いが記述されている引用文献、により構成した「**FEP** レコード」として表している（図 1-3）。**SR-Site FEP** カタログは全体で 407 の **FEP** レコードを含む。


 FEP catalogue Version: SR-Site		Start menu FEP database
FEP database		SR-Site FEP record
<input type="text" value="Internal process"/>	<input type="text" value="Fuel/cavity in canister"/>	
<input type="text" value="Radioactive decay"/>	<input type="text" value="F01"/>	
Description/Definition <input type="text" value="Transformation of radionuclides in the fuel due to radioactive decay."/>		
Handling in SR-Site <input type="text" value="Intact canister. Thermal model."/> <input type="text" value="Failed canister. COMP23"/>		
References: <input type="text" value="SR-Site Fuel and canister process report, TR-10-46"/> <input type="text"/>	Section number <input type="text" value="1.6, 2.1.1"/> <input type="text"/>	
<input type="button" value="Linked NEA FEPs"/>	<input type="button" value="Process diagram"/>	<input type="button" value="List Internal processes"/>
<input type="button" value="Linked Matrix interactions"/>	<input type="button" value="Content categories"/>	
<input type="button" value="Return to List Found records"/>		

Figure 5-1. Print-out from the SR-Site FEP catalogue to illustrate the basic information available for each SR-Site FEP.

図 1-3 SR-Site FEP カタログのプリントアウト画面例 (SR-Site FEP 報告書の図 5-1 より)

1.3.2 ステップ 2：初期状態の記述

SR-Site におけるシステムの初期状態の記述は、「処分場の記述モデル」、「KBS-3 処分法による処分場設計」、「設計をサイトへ適用した処分場レイアウト」に基づいている。地圏と生物圏の初期状態は掘削前の自然システムであり、燃料と工学構成物の初期状態は処分場閉鎖後直後の状態であるとしている。

システムの初期状態は SR-Site 安全評価の基本的なインプットであり、立証を通して必要なものであるとしている。サイトについては、初期状態はフォルスマルク・サイト記述モデル (SKB 社、2008 年) により与えられている。処分場システムの工学構成物の初期状態は、使用済燃料、キャニスタ、緩衝材、坑道埋戻材、処分場閉鎖と地下開口建造物 (処分場レイアウトの記述が含まれる)、のそれぞれをカバーする多数の「プロダクション報告書」により記述している。

(1) サイトの初期状態の記述

フォルスマルクのサイト調査から安全評価への応用に関する情報転移は以下のいくつかのステップを含んでいるとしている。

- ・ 大気放射性核種、地上物理、掘削抗試験等の様々な調査活動から得られたフィールドデータを収集。
- ・ フィールドデータは解釈され、学際的なサイト記述モデル (Site Description Model: SDM) へと評価される。SDM は地質、岩石力学、熱特性、水文学、水文地球化学、母岩中の移動特性、地表システム特性の統合であり、サイト特性の把握した記述を与え、また、これらの中にある不確実性の評価を与える。
- ・ フォルスマルクのサイト記述は処分場のサイト固有の設計開発に使用される。
- ・ SR-Site で用いるサイトデータは SDM をインプットとして用いて (データ報告書において) 評価される。

・フォルスマルク地域

フォルスマルクはストックホルムから北へ 120km に位置するオスカーシャム自治体に位置する。フォルスマルク地域はフェノスカンジア楕状地 (スウェーデン、フィンランド、ノルウェー、北西ロシアから構成される基盤岩) の一部を構成する Svecofennian 区に属し、結晶質岩から構成されている。基盤岩は 18.5~18.9 億年前の Svecofennian (又は

Svecokarelian) 造山運動によって形成された。フォルスマルク地域における岩盤は、延性変形と脆性変形の両方によって影響されている。延性変形によって大規模な延性歪集中帯が生じている。その中では岩盤が延性変形によってほとんど影響を受けていない構造地質レンズ (tectonic lenses) が、延性高歪みゾーンの間には閉じ込められている。候補区域は、これら構造地質レンズの 1 つの最北西部の内部に位置する。このレンズは原子力プラントの北西から南東方向 Öregrund にかけてのウップランド海岸に沿って広がっており (図 1-4)、長さ約 25 km、幅約 4 km である。

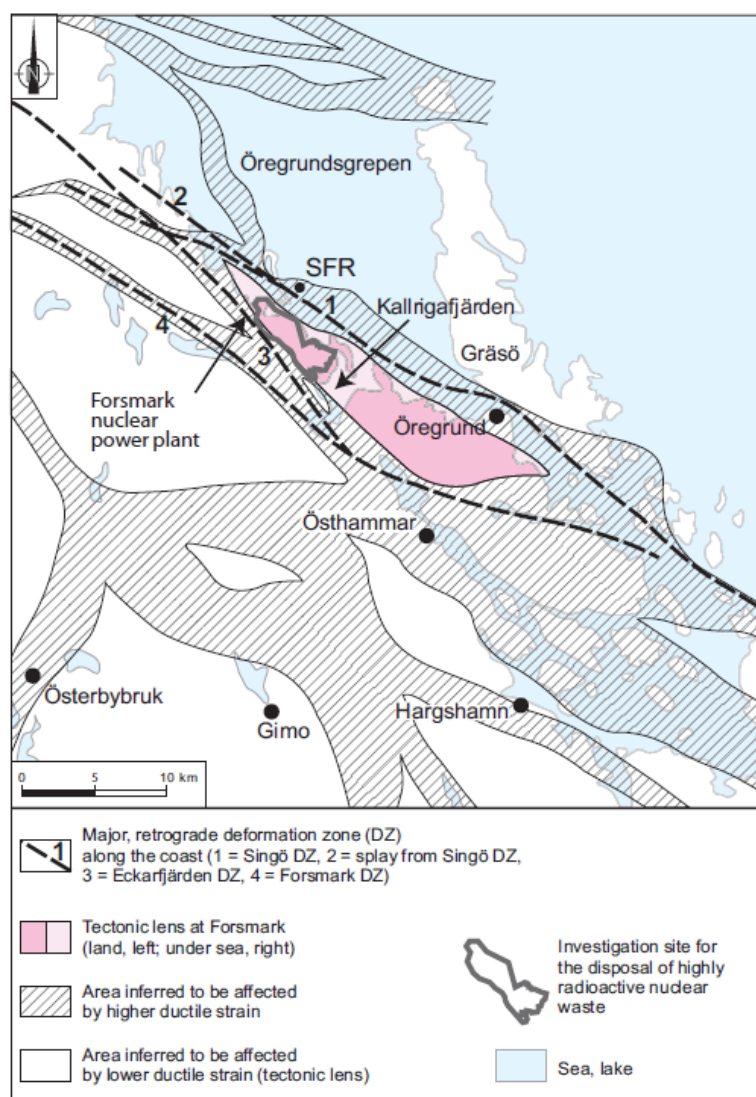


Figure 4-6. Tectonic lens at Forsmark and areas affected by strong ductile deformation in the area close to Forsmark (Figure 1-5 in the Site description Forsmark).

図 1-4 フォルスマルク地域のテクトニックレンズ。灰色の太線で囲まれた地域が高レベル放射性廃棄物処分のための調査サイト。

フォルスマルク・サイトには特有な方位に 4 つの主要な変形ゾーンの集合が存在すると考えられている (図 X の点線部分)。処分場の目標容積となる北西の候補容積では、上部母岩と比較して、約 300 m 以深では母岩中の開口亀裂または部分的な開口亀裂は非常に少なくなっている。

図 1-5 にフォルスマルクの岩石ドメインを記す。赤線で囲まれている候補エリアのほとんどのレンズは **RFM029** と **RFM045** で示される 2 つの岩石ドメインから構成されている。RFM029 の主要な岩石種類は中程度の粒子である変成花崗岩であり、RFM045 の主要な岩石種類は半花崗岩的な変成花崗岩と RFM029 と類似した変成花崗岩である。

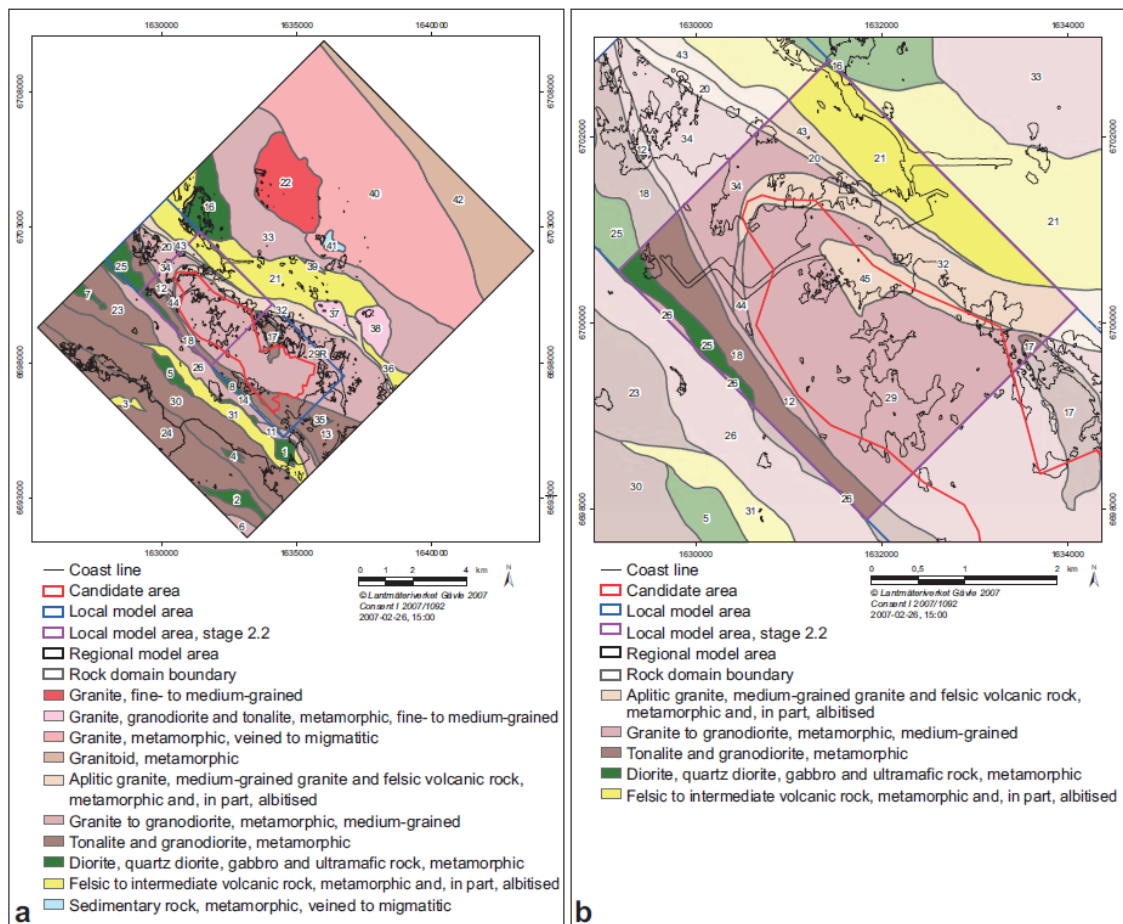


Figure 4-7. Rock domains included in the two dimensional models at the ground surface. a) Model inside the regional model area. b) Model inside the local model area (darker colours). The different colours represent the dominant rock type in each domain (Figure 5-24 in the Site description Forsmark).

図 1-5 地表の 2 次元モデルに含まれる岩石ドメイン

亀裂頻度の深度に伴う変動の系統的な評価に基づいて、決定論的にモデル化された変形帯の間に存在する母岩は亀裂ドメインに分割される。図 1-6 上図の概念的な亀裂ドメインモデル（断面図の位置については総括報告書の Figure 4-13 を参照のこと）では、亀裂ドメイン **FFM01** は岩石ドメイン RFM029 の主要構成要素である。同様に亀裂ドメイン **FFM06** は岩石ドメイン RFM045 の主要構成要素である。

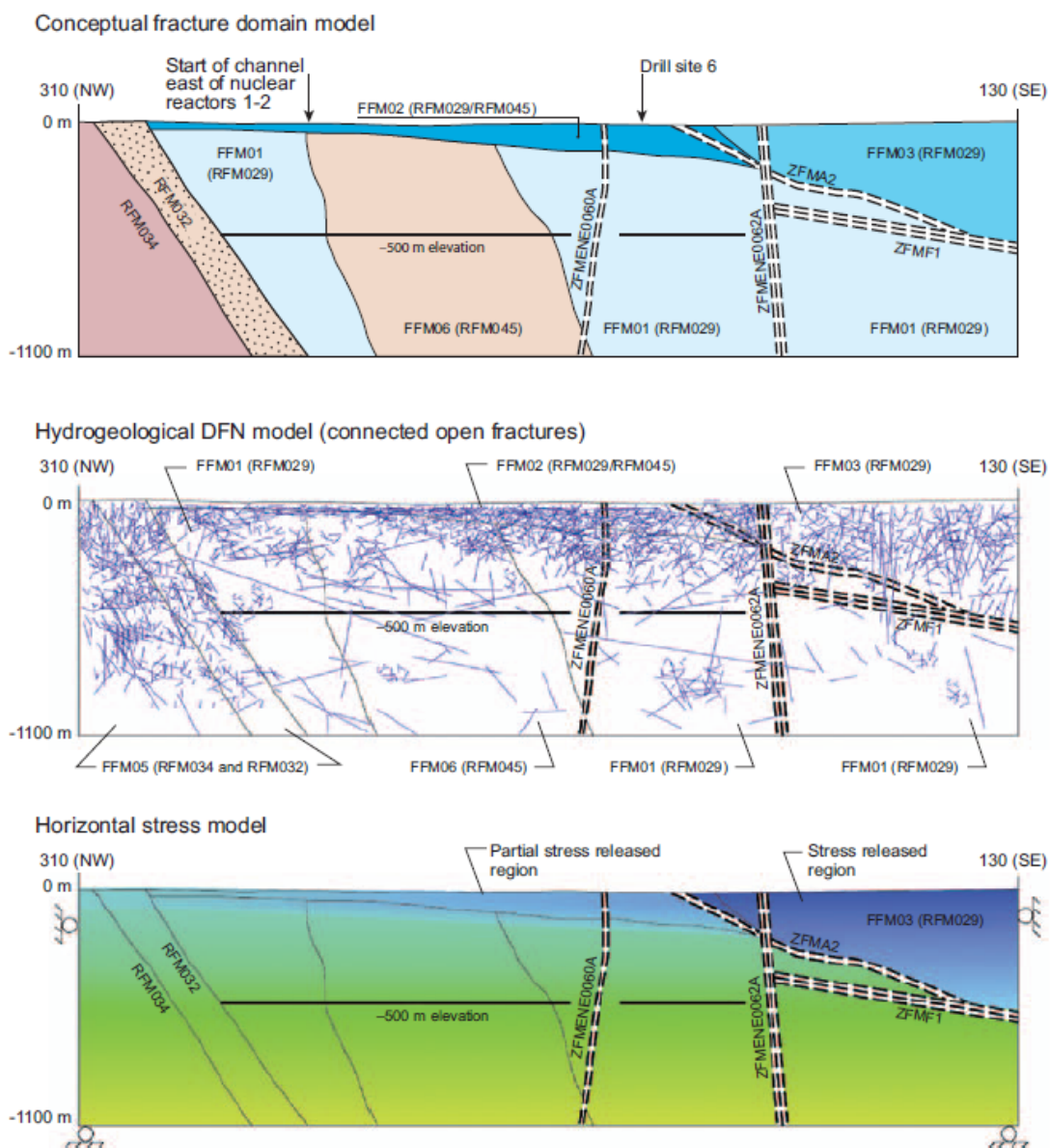


Figure 4-19. Comparison of fracture domain, hydrogeological DFN and maximum horizontal stress models along a NW-SE profile in the north-western part of the candidate volume (Figure 11-21 in the Site description Forsmark).

図 1-6 候補堆積部分の北西－南東方向断層面の亀裂ドメイン、水文学的 DFN モデル、最大水平応力モデルの比較

図 1-6 の下図は最大水平応力モデルであり、青色部分は応力が開放され低い部分、緑色は通常の応力状態を示している。変形帯 ZFMA2 の上部にある亀裂ドメイン FFM03 と亀裂ドメイン FFM02 は応力が低い。図 1-6 の中段図の水文学的 DFN モデル（連結開口亀裂）は、下図の青色で示された解放された応力状態のドメイン FFM03 と FFM02 で多くの開口亀裂が存在しており、同様に緑色で示された応力状態が（通常の程度に）高い亀裂ドメイン FFM01 と FFM06 では開口亀裂の数が少なくなっている。

要約すると、亀裂ドメイン FFM01 と FFM06 の特に処分場深度 500m 周辺の母岩体積は応力状態が高くかつ開口亀裂の数が限定的である。

フォルスマルク・サイトの地下 200～800m の地下水は、9,500～5,000 年前のリトリナ海の成分が残っており、地下水中の塩分濃度は一定（5,000～6,000mg/L）である。

フォルスマルク・サイトの安全性に関連する主要な特性は以下にまとめられる：

- ・ 処分場深度における透水亀裂の少なさ
- ・ 好ましい化学条件、特に処分場深度における還元条件（スウェーデンの花崗岩の存在する深度では一般的である）。また塩分濃度はベントナイト粘土緩衝材の安定性を確保する
- ・ フォルスマルクの候補地域において金属や工業的な鉱物の鉱山が存在する可能性がない

加えて、サイト施設における比較的高い熱伝導度、有効な利用可能な岩盤容積、岩石力学その他の特性等、安全で処分場の建設に有効性の好ましい特性があるとしている。

(2) 人工バリアシステムの初期状態の記述

処分場システムは KBS-3 処分法に基づいている。これは使用済燃料を収めた耐荷重性の鑄鉄インサートと耐腐食性の銅キャニスタから構成され、さらにその外側をベントナイト粘土緩衝材によって覆うことにより地下水流を阻止し、地下水で飽和した地下約 500m の花崗岩に処分する方法であるとしている（図 1-7）。

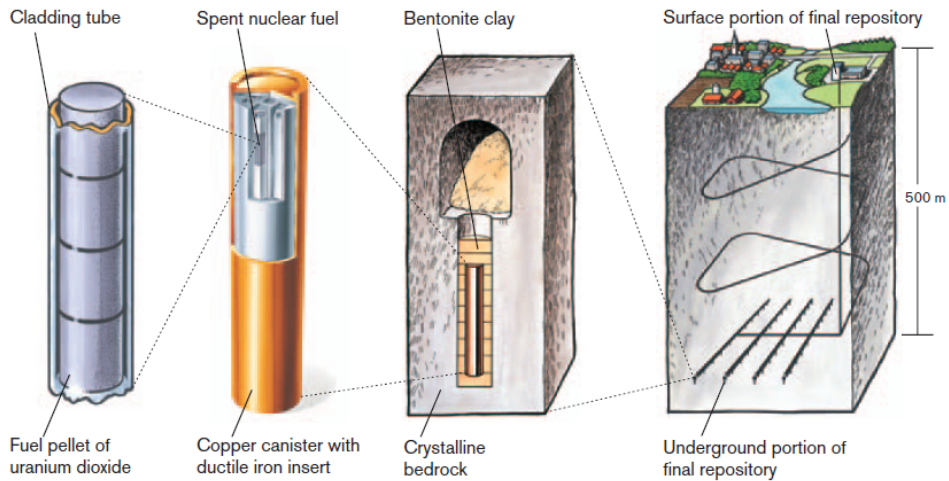


Figure 5-2. The KBS-3 concept for storage of spent nuclear fuel.

図 1-7 使用済燃料処分の KBS-3 処分法 の概念

岩盤空洞、坑道、処分地点等の施設設計は 1983 年に発行した SKB 社による KBS-3 処分法の報告書に基づいている (図 1-8)。処分坑道は輸送とコミュニケーションのための主要坑道と繋がっている。また、一つの斜路と立坑が地上施設と地下処分場を連絡している。

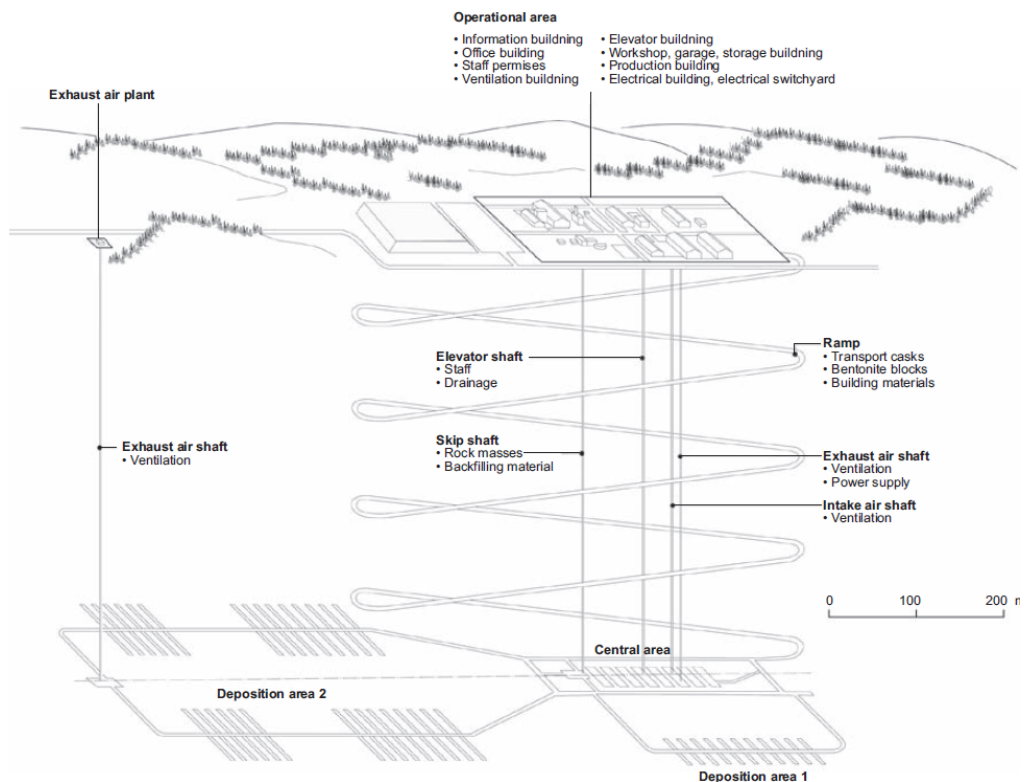


Figure 5-3. General repository layout showing the location of the underground functional areas (Access, Central and Deposition areas) and the surface facilities.

図 1-8 地下設計されたエリアの一と地上施設の一般的な概念

スウェーデンの原子力プログラムではおおよそ 54,000 の使用済燃料集合体（重金属換算で 12,000 トン）が発生することを見込んでいる。これはおおよそ 6,000 本のキャニスタに相当する。SR-Site では、キャニスタ本数を 6,000 本（12,000 トンの燃料に相当）として評価を行っている。

(a) キャニスタ

SR-Site ではキャニスタの主要な設計前提を以下のように定義している。

- ・ キャニスタ外殻が膨潤圧と地下水圧の和による 45MPa の地殻均衡荷重に対する耐性を有する
- ・ 銅腐食バリアが、密度 2,050 kg/m³ の Ca 型ベントナイト緩衝材が 1 m/s の速度で 5cm 移動した場合において健全であること
- ・ 通常の銅及び溶接の厚さが 5cm
- ・ 地下水が内部に侵入した場合においても臨界が発生しない燃料特性

基本設計を図 1-9 に示す。キャニスタ長さとは直径はそれぞれ 4,835 mm と 1,050 mm である。

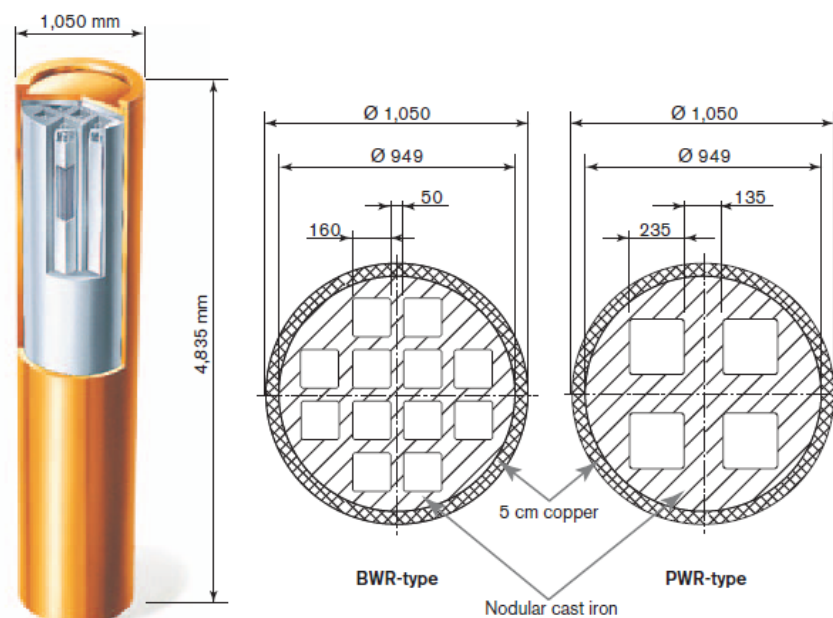


Figure 5-8. Left: The reference design with a corrosion resistant outer copper shell and a load-bearing insert of nodular cast iron. Right: Cross section of insert designs of the BWR and PWR types.

図 1-9 キャニスタの基本設計。右は BWR 型と PWR 型燃料用のキャニスタ断面図。

(b) 緩衝材

膨潤後の緩衝材の主要な設計前提を以下の通りに与えている。

- ・ 膨潤圧が 2 MPa より大きい
- ・ 1 M までの主要な陽イオンと塩化物イオンそれぞれに対する透水係数が 10^{-12} m/s を超えないこと
- ・ 解析により示されたキャニスタの剪断負荷耐性以上の剪断強度に 0°C 以下及び 100°C 以上の条件でもならないこと
- ・ 密度が 1,950~2,050 kg/m³ の範囲にあること
- ・ 乾燥した緩衝材中のモンモリロナイト含有量が 75~90 wt% であること

処分孔に設置した基本的な緩衝材の形状を図 1-10 に示す。

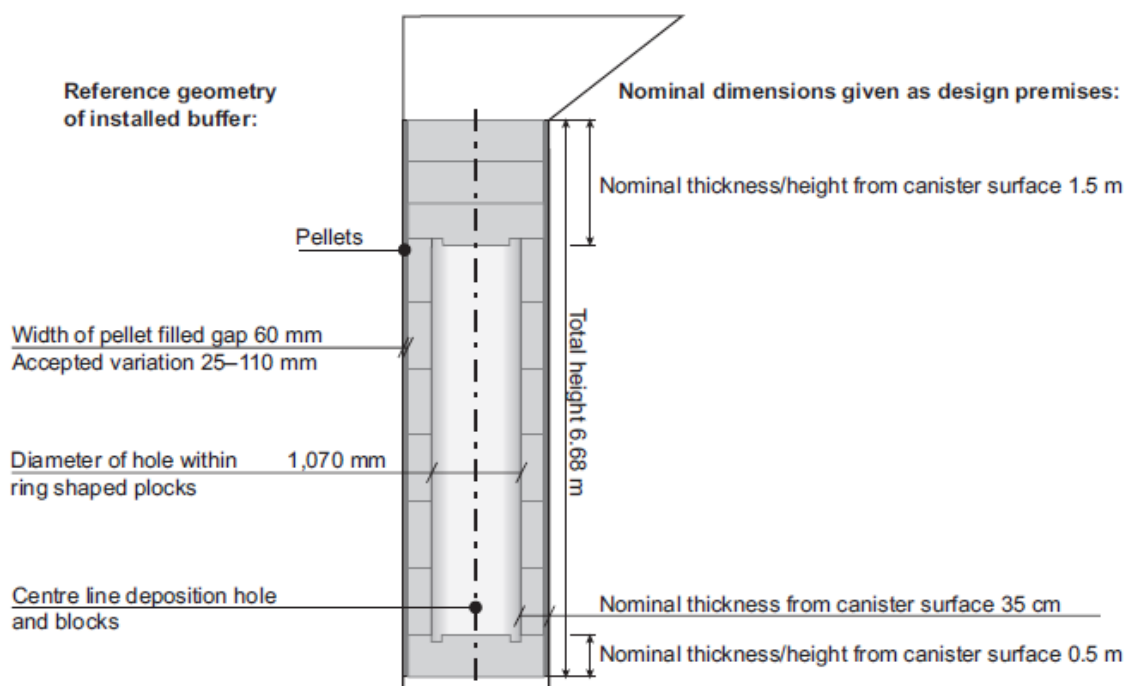


Figure 5-11. Reference geometry of the installed buffer, see the Buffer production report, Figure 3-3.

図 1-10 処分孔に設置した基本的な緩衝材形状

処分孔への緩衝材の設置は、底面に一つのブロック、その上に 6 つのリング状ブロック、さらにキャニスタの上に 3 つのブロックを配置するようになっている。ブロックと岩盤の隙間はペレットで埋める。

(c) 処分坑道埋め戻し材

長期安全性に関連する処分坑道埋め戻し材の設計前提は以下の通りである。

- ・ 膨潤圧が 0.1 MPa より大きく、透水係数が 10^{-10} m/s より小さい
- ・ 処分孔に設置した緩衝材の膨潤による下部から上方向への膨らみを制限すること。
- ・ 緩衝材の劣化、キャニスタの腐食につながる有害な成分を含まないこと
- ・ 長期にわたり埋め戻し材としてのバリア機能が維持する密度と組成であること

処分坑道と処分孔上部の埋め戻し材の基本設計を図 1-11 に示す。

ブロック、ペレット、底面土台 (bottom bed) を形成する埋め戻し材は基本設計においてモンモリロナイト含有量が 50~60% となっている。

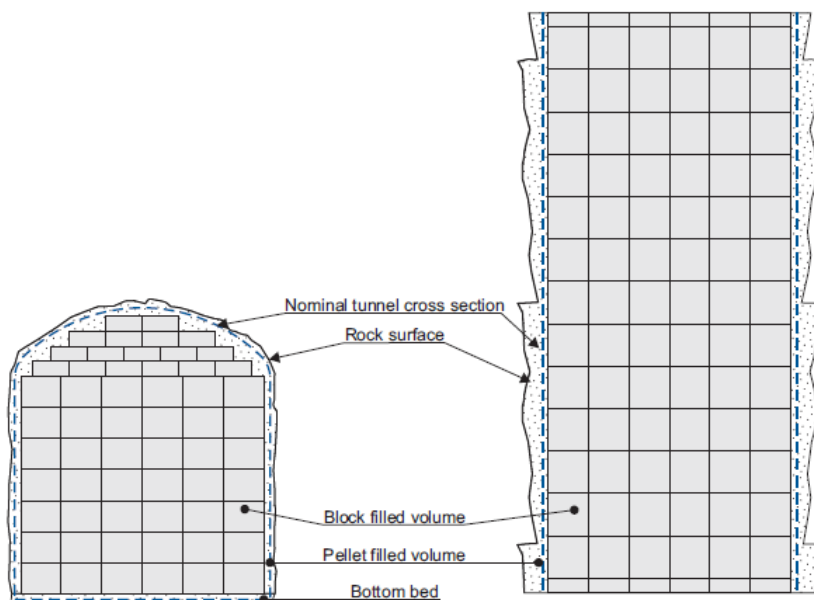


Figure 5-15. Reference geometry of the installed backfill in a schematic tunnel showing vertical (left) and horizontal cross sections (revised from the Backfill production report).

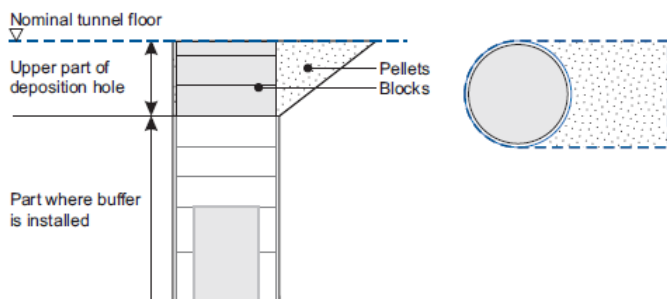


Figure 5-16. Reference geometry of the backfill in the upper part of the deposition hole.

図 1-11 処分坑道と処分孔上部の埋め戻し材の基本設計の形状

1.3.3 ステップ 3：外部条件の取扱い

SR-Site 評価のステップ 3 における、外部条件の取り扱いにおいて重要な部分は、後に実施する解析で用いる「レファレンス外部条件」を確立することであるとしている。処分場サイトの外部条件は安全評価のタイムスケールを通して非常に変化することが考えられている。SR-Site FEP カタログにおいては、外部 FEP は一つの主要なカテゴリーであり、以下のグループに分類されている。

1. 気候に関連した問題
2. 大規模な地質学的プロセスとその影響
3. 将来の人間活動
4. その他（隕石衝突のみがこのグループに属する）

「レファレンス外部条件」は過去 12 万年間の氷期、すなわちウルム氷期の繰り返しを仮定している。代替の基本的変遷は、温室効果ガスによる地球温暖化を仮定している。

✓ 気候条件に関する問題

周氷期の気候条件では、氷河形成による氷床の荷重によりサイトの地表面が沈下し、処分場が永久氷土層に接近し、処分場の凍結や地下水流動に影響がある可能性がある。また、氷床荷重のため、処分場周辺の岩盤応力や地下水圧が増加する可能性がある。海水準変動等の気候変化または気候に関連した変化は、数十年から数十万年の期間において処分場に影響を及ぼす最も重要な外部要因である。また、生物圏及び地圏で発生する安全性に関連する長期プロセスのほとんどは気候及び気候に関連した変化に影響を受けている。

処分場の安全性へ及ぼす影響として以下を含む。

- ・ 氷期条件下で処分場深度において最大の静水圧と岩盤応力が発生
- ・ 永久氷土層と凍結深度が処分場の凍結と地下水流動に影響を及ぼす
- ・ 氷期条件間における高酸素地下水の処分場深度への浸透
- ・ 緩衝材と埋め戻し材の浸食につながる処分場深度への希薄（低イオン強度）地下水の浸透
- ・ 処分場深度における地下水の塩分増加
- ・ 氷河作用による亀裂の再活性
- ・ 高い地下水フラックスや透水性への力学的影響等の地圏の遅延機能への影響

✓ 大規模な地質学的プロセスとその影響

FEP 報告書において、大規模な地質学的プロセスとその影響に関する外部条件として、楯状地の力学的変遷（応力場、プレート運動、亀裂の発生等）と地震を取り扱っている。

✓ 将来の人間活動

SR-Can のために行った NEA（OECD 原子力機関）の国際データベースに対する監査及び SR-Site のために行った補足的な監査の結果、将来の人間活動についての外部 FEP を多数特定した。このような人間活動としては、岩盤掘削、採鉱、深刻な汚染、都市計画に関連のある地下掘削、故意または不注意による処分場侵入などがある。

1.3.4 ステップ 4：内部プロセスの取り扱い

SR-Site 評価において、処分場システム内の経時的変遷で発生するプロセスを徹底的に理解した上で処理することが、安全評価の基本であるとしている。安全評価の目的上、処分場システムは幾つかのシステム構成要素に分割され、各構成要素の特性は多くの特定時間依存型物理的変数により表示されている。処分場システムの特定構成要素内では、経時的に多数のプロセスが働いてシステムの状態を変える。つまり上記変数を変更する。例えば、緩衝材におけるプロセスは、熱伝達、水吸収、膨張、化学的分解、イオン交換などがある。

2つのプロセス間の結合は、結合されたプロセス用と変数のネットワークで表されるので、結合作用からなるシステムは安全評価の下で管理する必要がある。システム構成要素間の結合は、構成要素間の界面における時間依存の境界条件を介して扱われる。

SR-Site プロジェクトにおける様々なプロセスの図形表示は表形式で示され、さまざまな時間フレームにおけるプロセスの扱い方が説明されている。

SR-Site プロセス報告書は、KBS-3 処分法による処分場の長期安全性に関連があると特定された燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、母岩内のあらゆるプロセスを文書化したものである。

プロセス報告書の目的は、プロセスに関する科学的知識を、SR-Site の安全評価において適切に取り扱うために必要な程度まで文書化することにある。

プロセス報告書のもう一つの目的は、安全評価における各プロセスの取り扱い方を決定し、採用された取扱い方法において不確実性をどのように注意しているかを示すことである。

特定されたすべてのプロセスは、下記テンプレートを使って文書化している。

- －概要／一般記述
- －プロセスと変数間の依存
- －境界条件
- －モデルと実験研究
- －ナチュラルアナログ
- －時間的見通し
- －SR-Site の安全評価における取扱い
- －SR-Site における不確実性の取扱い
- －SR-Site の取扱いを支援する引用文献の適切さ

一引用文献

安全評価のプロセス取扱いの要約のために、プロセス報告書で文書化されたプロセス取扱いに基づいてそれぞれの「プロセス表 (Process table)」が作成される (図 1-12)。これはシステムの構成要素毎に一つの表が作成される。各表では、各プロセスを、その定量化したモデルにマッピングしているか、そのプロセスの扱い方に関する簡単な逐語的な説明に関連づけている。

Table 7-2. Process table for the fuel and canister interior describing how fuel processes and processes occurring in the canister interior are handled for intact canisters and in the special cases of failed canisters (italicised text). Green fields denote processes that are neglected or irrelevant for the period of interest. Red fields denote processes that are quantified by modelling in the safety assessment. Orange fields denote processes that are neglected subject to a specified condition. Motives for the adopted handling are given in the Fuel and canister process report. An overview of all modelling activities, with references to sections in this main report where the results are discussed, is given in Section 7.5. Much of this information is also given in the last column in the table.

	Intact canister	FEP chart item intact can (see Section 8.5)	Failed canister	Reference to sections in this report (if relevant) and other notes
F1. Radioactive decay	Thermal model.	Decay, heat generation.	COMP23.	In thermal calculation, see Section 10.3.4, in nuclide transport calculations Section 13.4.1.
F2. Radiation attenuation/heat generation	Thermal model.	Decay, heat generation.	Neglected when releases occur after period of elevated temperatures.	In thermal calculation, see Section 10.3.4.
F3. Induced fission (criticality)	Neglected since there will be insufficient amounts of moderator inside the canister prior to failure.	-	Neglected since the probability is negligibly small if credit is taken for the burn-up of the fuel.	See further Section 13.3.
F4. Heat transport	Thermal model.	Heat conduction.	Neglected when releases occur after period of elevated temperatures.	In thermal calculation, see Section 10.3.4.
F5. Water and gas transport in canister cavity, boiling/condensation	Not relevant.	-	Description in the Fuel and canister process report, Section 2.3.1, integrated with other relevant processes yielding simplified, pessimistic assumptions on retardation in failed canister depending on failure mode.	See the Radionuclide transport report.
F6. Mechanical cladding failure	Not relevant.	-	Pessimistic assumption.	
F7. Structural evolution of fuel matrix	Not relevant.	-	Negligible for the fuel types and burnup relevant for SR-Site.	
F8. Advection and diffusion	Not relevant.	-	Description in the Fuel and canister process report, Section 2.3.1, integrated with other relevant processes yielding simplified, pessimistic assumptions on retardation in failed canister depending on failure mode.	Refers to diffusion and advection in the canister interior, see Chapter 13. See also process F17.
F9. Residual gas radiolysis/acid formation	Neglected since negligible amounts of corrodants are produced.	-	Not relevant.	See the Fuel and canister process report, Section 2.5.2.

図 1-12 燃料とキャニスタ内部に関するプロセス表の一部。健全なキャニスタのケースと損傷したケースにおいて燃料のプロセスとキャニスタ内部のプロセスをどのように取り扱うかについて記述している。緑色領域は、無視されたまたは関係期間中において無関係のプロセスを示す。赤色領域は、安全評価のモデリングにより定量化されたプロセスを示す。オレンジ色領域は、特定条件の下で無視されたプロセスを示す。燃料及びキャニスタのプロセス報告書には、扱い方の理由が記載されている。

処分場の変遷の評価に使用された各種モデルと、そうしたモデル間の依存関係/相互作用の概要を示すために、二種類の「評価モデル流れ図」(AMF)を作成している。一つは初期の温暖な期間における掘削/操業に関連し、もう一つは永久氷土と氷河条件に関連している。AMFでは、モデル化作業を丸みがある長方形にて、モデル研究からのデータから結果が長方形にて、モデル出力とその他情報に基づくモデル作成用データの評価をボックスで示している。データ報告書において、適正を与えられたデータは青色で、モデル概要報告書で示されたモデル化作業は黄色で示している。

図 1-13 は、掘削/操業期間と処分場閉鎖後の初期の温暖な期間における評価モデル流れ図を示す。

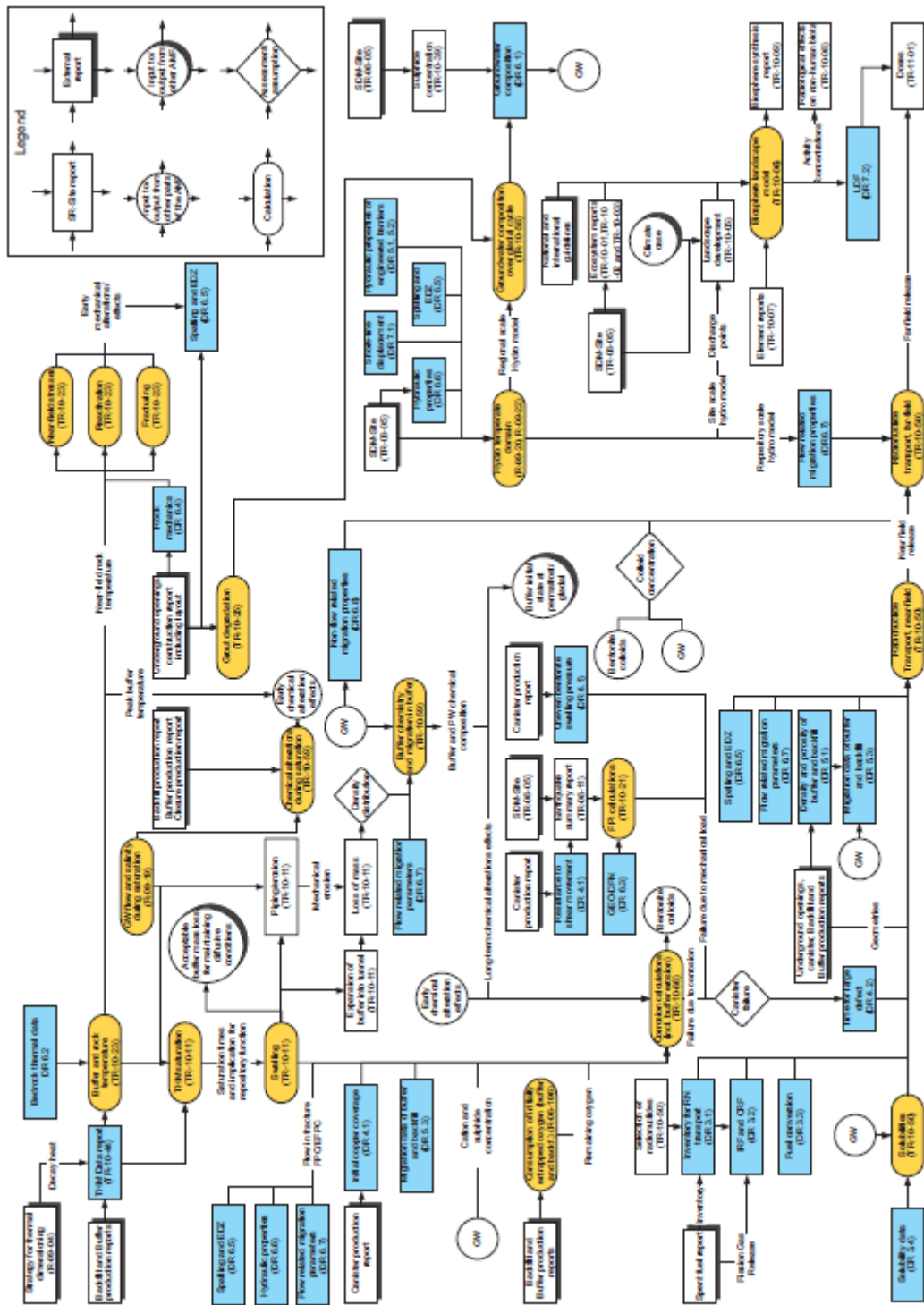


Figure 7-3. The assessment model flow chart for the excavation/operation period and the initial temperate period after closure. See main text for further explanations.

図 1-13 掘削／操業期間と処分場閉鎖後の初期の温暖な期間における評価モデル流れ図。

1.3.5 ステップ 5：安全機能と安全機能指標

SR-Site において、KBS-3 処分法の概念の一次安全機能は、SR-Site プロジェクトの 100 万年に及ぶ評価期間全体にわたり、銅製キャニスタ内の使用済燃料を完全に隔離することであるとしている。キャニスタが損傷した場合には、二次安全機能によってキャニスタからの核種放出が遅延させられる。評価期間全体にわたり、隔離と遅延という 2 つの問題がきわめて重要になっている。

このステップでは KBS-3 処分法による処分場の様々な安全機能の区分化が扱われている。フォルスマルク・サイトにおける処分場の長期的変遷を評価する際には、このステップで行われた安全機能の区分化を元に、様々な安全機能、安全機能指標とそれらの基準を使用し、安全評価の構成と区分化が行われている。

処分場の安全評価のための総合的基準は、放射線安全機関 (SSM) が規定したリスク基準である。この基準では、「閉鎖後の有害作用に対する年間リスクは、最高リスクにさらされたグループの代表的個人でも 10^{-6} を超えないものとする」と規定している。

・安全機能

処分場の安全性を詳細かつ定量的に理解し、評価を行なうために、「隔離」と「遅延」という主要安全機能を処分場の構成要素によりどう維持するかという点についてより綿密に記述する必要がある。そうした構成要素の特性と処分システムの長期的動向の理解に基づくことにより、隔離と遅延に関する多数の従属的な安全機能を特定できる。これに関連して、「安全機能」とは、質的には処分場構成要素が安全性に寄与する役割と定義されている。

・安全機能指標

安全性の定量的評価を行なうためには、安全機能を測定可能または算定可能な量に関連させるか、多くの場合はバリア条件の形で表すのが望ましい。

微生物を排除するという緩衝材の安全機能の場合は、現在の知見では、緩衝材のもつ高い膨潤圧によって緩衝材中の微生物の存続を妨げるという点が示されている。したがって、緩衝材の膨潤圧は、こうした安全機能をどの程度まで果たすかを評価する際に使用に適した量である。緩衝材の膨潤圧は、緩衝材の上記安全機能に対する安全機能指標と言われている。したがって、安全機能指標とは、安全機能を定量的に評価できる測定可能または算定可能な量である。

- ・安全機能指標基準

量的制限を設けられる決定的なバリア特性も幾つか存在する。隔離に対する明らかな条件は、銅製キャニスタのどこにも透水性欠陥があってはならない、つまりキャニスタの全表面を覆う銅の肉厚がゼロであってはならないという規定である。こうした隔離性能の直接測定値以外にも、多くの定量的補足基準を設定できる。こうした基準としては、たとえば緩衝材のピーク温度に関する基準や、隔離機能を維持するのに有利な特性を緩衝材に与える緩衝材の所要密度や所要膨潤圧に関する基準がある。こうした基準のほとんどは、特定の潜在的有害作用を評価から除外できるかどうかを判定するものである。

- ・安全機能、指標、基準の設定

安全評価に役立つ一連の安全機能、その指標と基準は、できるだけ包括的なものにする必要がある。

安全機能の設定方法を確立する支柱としては、次のものがある。

- ・KBS-3 処分法による処分場の設計基盤となる 2つの主要安全機能、隔離と遅延。
- ・KBS-3 処分法による処分場の長期的変遷に関する科学的理解。

安全機能に関して導入している定義については、以下にまとめられている。

- ・安全機能(safety function)とは、それによって処分場の構成要素が安全性に寄与する何らかの役割である。
- ・安全機能指標(safety function indicator)とは、安全機能が満たされる程度を示す、処分場の構成要素の測定可能または計算可能な特性である。
- ・安全機能指標基準(safety function indicator criterion)とは、安全機能指標がこの基準を満たすならば対応する安全機能が維持されるような、定量的な限度である。

安全機能は、安全性の評価を助けるものであるが、安全の立証にはあらゆる安全機能指標基準の充足が必要なわけでもなければ、それで十分なわけでもない。受け入れられる性能を達成するためには、別途複数の、裕度が異なる安全機能指標基準が決定される。

安全機能は、設計基準と関連するが同等ではない。設計基準は、処分場の初期状態、主としてその工学的構成要素と関連するのに対して、安全機能は評価期間全体を通じて満たされるべきものであり、工学的構成要素に加えて天然（バリア）システムとも関連している。

図 1-14 と図 1-15 において、隔離の安全機能及び遅延の安全機能と、それぞれの安全機能指標と、そうした指標が満たすべき基準を示している。

Safety functions related to containment



Figure 8-2. Safety functions (bold), safety function indicators and safety function indicator criteria related to containment. When quantitative criteria cannot be given, terms like “high”, “low” and “limited” are used to indicate favourable values of the safety function indicators. The colour coding shows how the functions contribute to the canister safety functions Can1 (red), Can2 (green) and Can3 (blue).

図 1-14 隔離に関連する**安全機能**（太字）、安全機能指標、及び安全機能指標基準。赤色、緑色、青色はそれぞれキャニスタの安全機能へ寄与する各種機能：赤＝*Can1*（腐食バリア；銅の厚さが 0 より大きい）；緑＝*Can2*（地殻均衡荷重に対する耐性（45 MPa まで））；青＝*Can3*（剪断負荷に対する耐性）

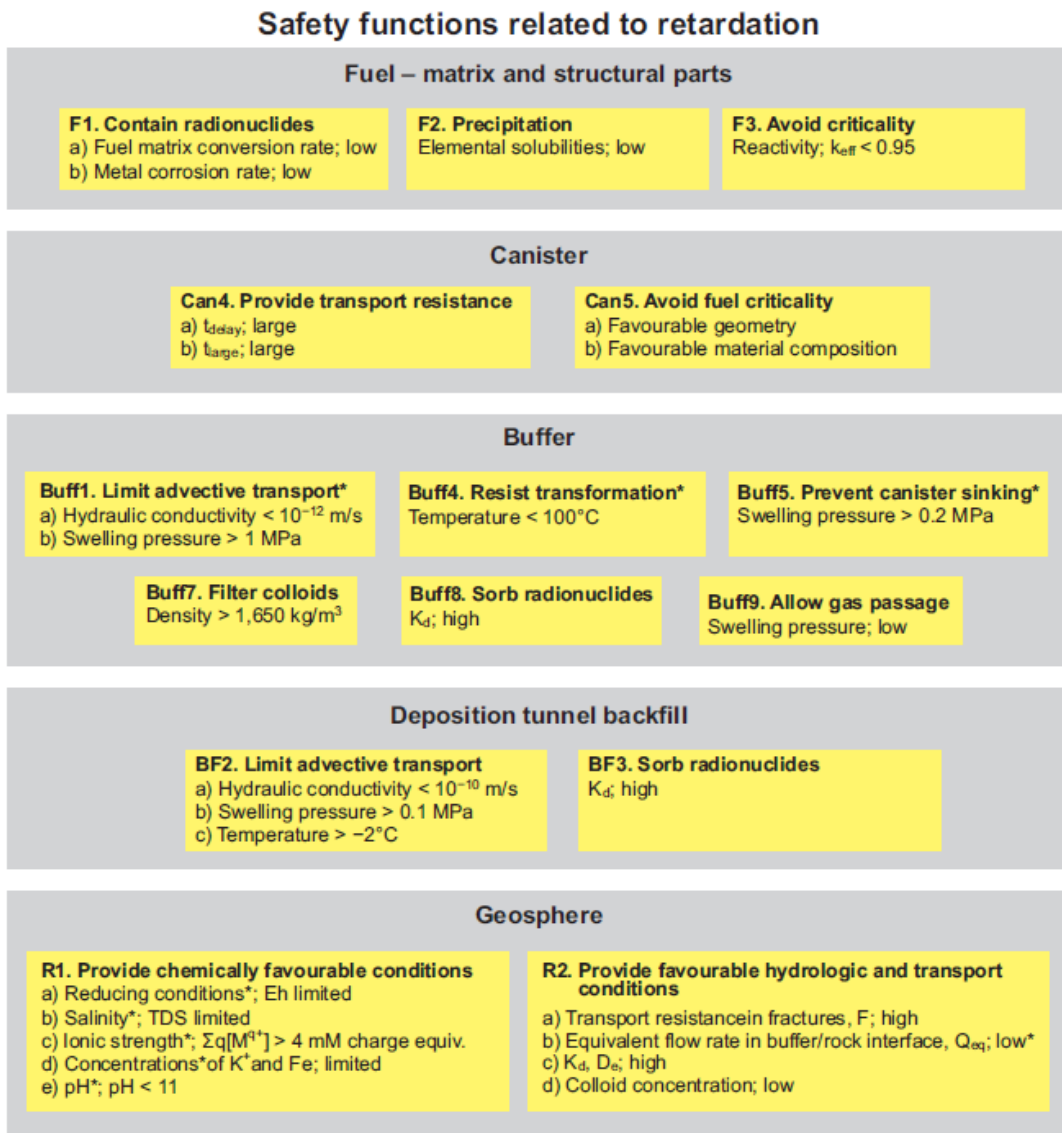


Figure 8-3. Safety functions (bold), safety function indicators and safety function indicator criteria related to retardation. When quantitative criteria cannot be given, terms like “high”, “low” and “limited” are used to indicate favourable values of the safety function indicators. Safety functions marked with an asterisk (*) apply also to containment, see Figure 8-2.

図 1-15 遅延に関連する安全機能（太字）、安全機能指標、及び安全機能指標基準

処分場システムの総合的変遷、特に安全機能指標の総合的変遷は、そのシステムの初期状態、多数の結合した内部作用、そのシステムに対する外部影響により決定される。

安全評価の目的上、こうしたあらゆる要因とその相互依存関係を概観することが望ましい。SR-Site 評価では、FEP チャートの作成を通してそれが達成されている。図 1-16 に SR-Site FEP チャートを示す。

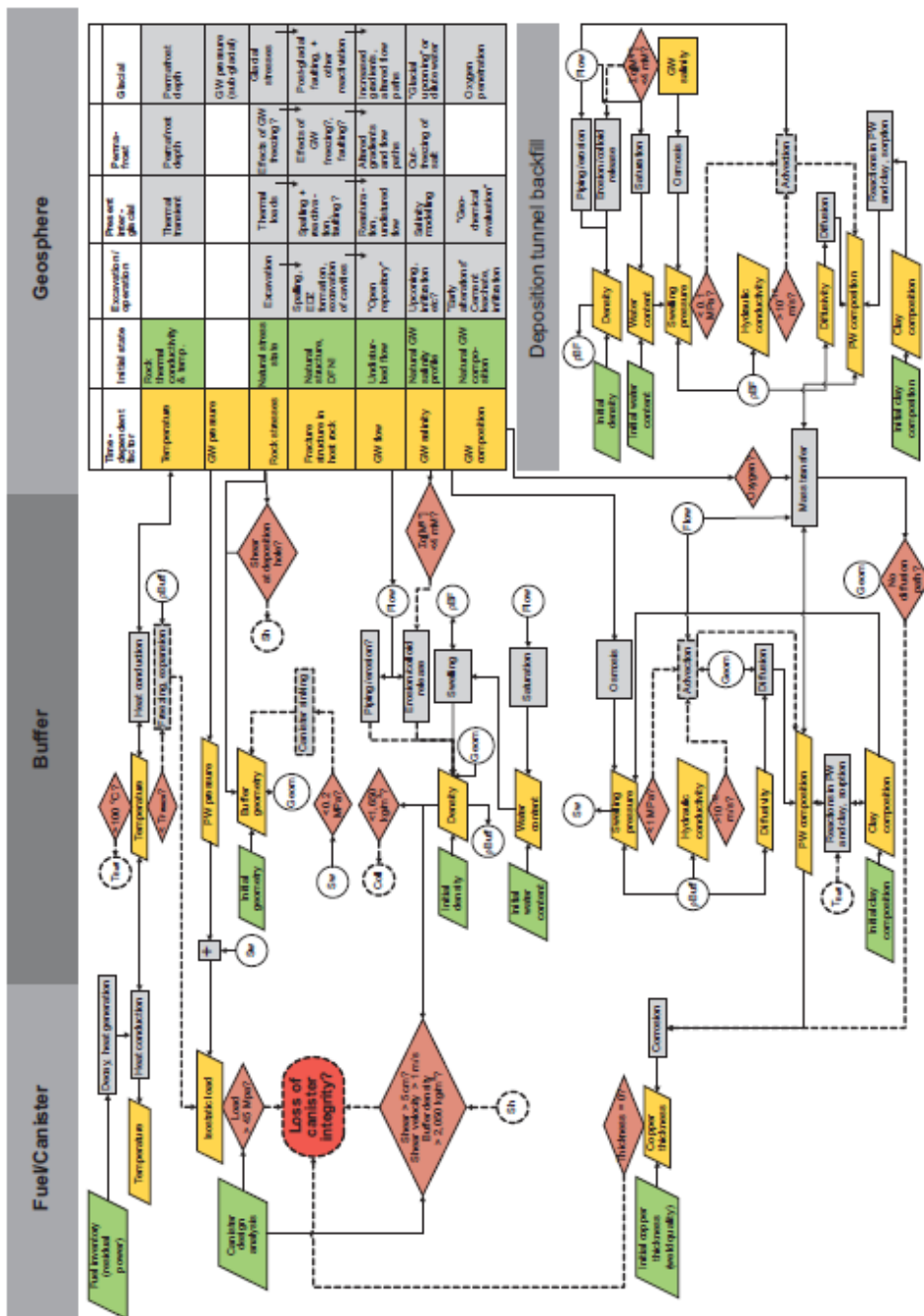


Figure 8-4. The SR-Site FEP chart, covering factors of relevance for containment. Colour coding: Initial state factors, Variables, Processes, Safety function indicators. Solid lines: Influences that always occur. Dashed lines: Influences if there is safety function indicator violation. Circles: Interrupted influence lines (to increase readability).

図 1-16 SR-Site FEP チャート。色はそれぞれ初期状態因子、変数、プロセス、安全機能指標を示している。

FEP チャートは、あらゆる主要安全関連要因を概観する場合、たとえば様々な安全機能指標に基づくシナリオの選定と解析に役立つとしている。

1.3.6 ステップ 6：インプットデータのコンパイル

このステップにおいて、処分場の変遷の定量化及び線量計算に利用するインプットデータを“構造化した手順”を用いて選択している。選定過程と採用したデータ値は、**SR-Site データ報告書**で報告している。

インプットデータ選定作業として、最初に品質保証計画の一環として、「**SR-Site データ報告書へのデータ供給**」に関する手順書を作成し、品質と不確実性を議論するためのテンプレートに従って選定作業を実施している。この手順書は、データの「供給者」と「使用者」の二つのユーザを対象としている。供給者（suppliers）はデータを提供するチームであり、使用者（customer）は、**SR-Site** 安全評価を実施に責任をもつ「**SR-Site チーム**」であるとしている。

データの供給者、使用者、及びデータ報告書の事務管理を行うデータ報告書チームが以下の具体化作業により、データ報告書のセクション毎にデータ開発を段階的に行っている。

- ・ 使用者は、実施手順書に従い、その任務と **SR-Can** から得られた経験などを明示した上で、当該セクションの執筆を行う。
- ・ データ報告書チームからの承認を得た後、これらのセクションが供給者に送られる。それを受けて供給者は、実施手順書に従い、関連するデータとそれらの変動及び不確実性に関する文章を供給する。
- ・ （上記のステップは、何度か繰り返される場合がある）
- ・ 最後に、**SR-Site** チームの一部と供給者が会合を開き、テーマ領域の全体の引き渡しについて話し合う。この会合は、公式に記録されるもので、「データ適格性確認会合」と呼ばれる。この会合において、**SR-Site** の安全評価モデル化での使用が推奨されるデータが公式に決定される。

インプットデータの適格性確認（Qualification）は一連の構成されたステージにより進めている。図 1-17 にその概要を示す。

最初に使用者が当該領域における供給者に要求するデータを定義する（Stage A）。次の段階（Stage B）において、供給者は 8 つのセクションから成るデータ適格性プロセス（追跡性、不確実性、自然変動等のデータに係る問題が扱われる）に従って適格性を確認したデータを提示する。次の Stage C において、**SR-Site** チームがデータの適格性確認について

の判断を行い、SR-Site 安全評価で用いる推奨データ選択する。

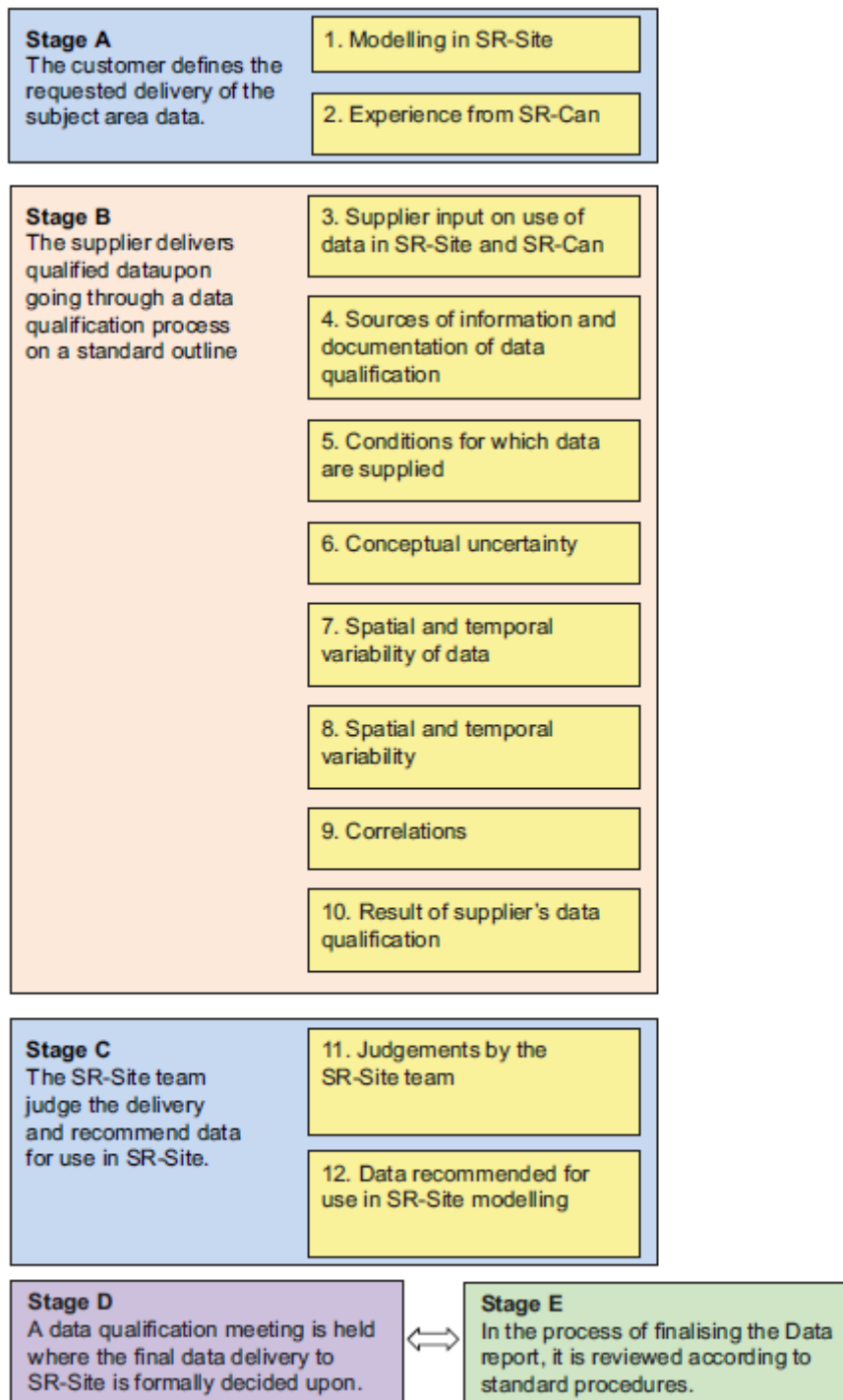


Figure 2-3. Stages of writing and reviewing the Data report. The standard outline of a subject area is shown in the yellow boxes.

図 1-17 データ報告書の記述とレビューに関するステージ構成。(SR-Site データ報告書の Figure 2-3 より)

1.3.7 ステップ 7: フォルスマルク処分場の基本的変遷の解析

このステップでは、ステップ 3 で定義した「レファレンス外部条件」下での処分場システムの基本的変遷(reference evolution)を定義し、解析している。このステップの目的は、後で実施する 2 つのステップ—「シナリオ選定」と「シナリオ解析」—のために、システムの変遷について、並びに変遷に影響する不確実性について、それらの全体的な理解を得ることとしている。

SR-Site における基本的変遷では、以下の 2 つのケースを解析している。

- **基本ケース (base case)**。最初の 12 万年の氷期サイクルの間の外部条件は、前サイクルのウルム氷期の中に経験されたものと同様であると想定。その後、100 万年の評価期間全体の終わりまで、さらに 7 回のサイクルの反復を想定。
- **地球温暖化バリエーション (global warming variant)**。最初の 12 万年の氷期サイクルについて、将来の気候と外部条件は、人為起源の温室効果ガス排出によって大きな影響を受けると想定。この解析は、基本ケースと対応。

また、基本的変遷の基本ケースの解析は、以下の 4 つのタイムフレームに分けて提示している。

- 掘削／操業期
- 処分場閉鎖後の最初の 1,000 年間、及びレファレンス氷期サイクル当初の温暖期
- 氷期サイクル当初の残りの期間
- 氷期サイクルの 2 回目から、処分場閉鎖後 100 万年までの期間

さらに、上記の 4 つに区切られた期間において、それぞれ以下の事項について提示を行っている。

- 気候関連の事項
- 生物圏関連の事項
- 地圏に関連する熱的、力学的、水理学的、化学的な事項
- 人工バリア（キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材）に関連する熱的、力学的、水理学的、化学的な事項

基本的変遷の定義と解析は上記のそれぞれの事項について議論し、基本的変遷解析の後の評価ステップ、及び安全評価の以降のステップに伝搬する不確実性についての説明をもつて結論としている。

以下では、一般的な基本的変遷の経過の特性と、基本的変遷の経過中における安全性と安全機能、基本的変遷の解析において識別した不確実性についての概要を整理する。

- 一般的な基本的変遷の経過の特性

SR-Siteにおける基本的変遷は、一般に次の経過をたどるものとしている。

- 初期の変遷の特徴は、岩盤の掘削、処分場の建設、処分場自体の存在に起因した、一時的変動である。
- 長期的に見る場合には、変遷の特徴は氷河期等の外部条件の変化に起因する変動となる。

処分システムにおける初期および長期的な**熱、力学、水理、化学**の各項目における変遷については、以下のように考察している。

- **熱的**な変遷の特徴は、使用済燃料の発熱に起因した急激な温度上昇であり、キャニスタ、緩衝材、処分孔の壁面での温度ピークは数十年以内に生じる。その後、温暖気候条件が続く数万年間では、母岩のバックグラウンド温度（フォルスマルクでは約 11℃）に向かって温度は徐々に低下していく。氷期、特に永久凍土条件では処分場深度の温度は低下するが、0℃以下になることはない。
- **力学的**側面については、掘削時に、特に処分坑道の床面に掘削影響領域が生じると想定する。ただし、この領域が水理学的な意味で連結した経路となるとは考えにくい。一部の限られた処分孔の壁面では、初期の温度上昇の影響によって岩の剥離現象（スポーリング）が生じる可能性がある。長期的に見る場合には、力学的側面での変遷の特徴は安定的である。処分場近傍の主要亀裂ゾーンにおける大規模地震の発生は排除できないため、そのような事象の発生時にもキャニスタが破損しないように処分場レイアウトを設計する。
- **水理的**側面については、処分場の建設・操業期では排水がおこる。処分坑道埋め戻し材と緩衝材が水で飽和するまでに要する時間は、処分場内の場所によってかなり異なる

が、フォルスマルクでの岩盤特性では数十年から数千年の範囲となると評価している。長期的に見る場合には、岩の流動条件は外部条件の影響を受ける。

- **化学的側面**については、初期には一時的変動（transient）の発生が予見される。処分場に閉じ込められた酸素が、岩、埋め戻し材、緩衝材に含まれる微生物や鉱物自体によって消費されるほか、処分場の建設及びそれによって持ち込まれた物質の反応がある。この一時的変動は、初期の温暖期ではゆっくりと変化する条件に応じたものとなるが、長期的に見る場合の化学的側面の変化は、外部条件の影響を受ける。

- 基本的変遷の経過中における安全性と安全機能

基本的変遷の解析により、処分孔位置 6,000 カ所の大多数は、キャニスタ、緩衝材、処分坑道埋め戻し材、母岩と関係する安全機能が、基本的変遷の期間中は申し分なく維持されると評価した、としている。

SR-Site 安全評価の基本的変遷の解析によって得られた安全機能の結論について以下にいくつかの概要を示す。

- ✓ **母岩**

- 処分場の閉鎖後短期間のうちに還元条件（安全機能 R1a（記号については図 1-14 及び図 1-15（原図では figure8-2 と 8-3）を参照））が達成され、基本的変遷を通じて還元条件は維持される。氷床端が通過する際に、酸素が局所的かつ一時的に処分場深度まで持ち込まれる可能性は排除できないが、その潜在的効果による安全性に対する影響は小さい。
- 基本的変遷を通じて、大多数の処分孔位置におけるイオン強度は、緩衝材のコロイド化放出／浸食（エロージョン）の可能性を排除するために必要な条件である、4 mM 電荷当量（charge equivalent）以上となる。処分孔位置の数%ではこの可能性を排除できない。そのような処分孔は最も高い流速となる亀裂と交差しており、数千年後の温暖期、氷期の条件、あるいは処分場の上を氷床端が通過する際に、希薄水（＝低イオン強度の地下水、dilute water）と接触することにより、緩衝材の浸食（エロージョン）が起こると想定した。
- 緩衝材及びキャニスタに有害な影響を与える化学物質の濃度（R1d）について：

- 硫化水素イオン濃度 (HS⁻) は、現在の濃度より高くなるとは考えられない。
 - 水素濃度 (H₂) は、0.1 M 未満に維持されると考えられる。処分場の構成要素に含まれる鋼鉄または鉄が腐食して発生する水素は、拡散で逸失してしまうか、微生物プロセスで消費されると考えられる。硫酸還元が起こる場合、生成した硫化物は、腐食で生成した 2 価鉄イオン (Fe(II)) と反応すると考えられるため、硫化物濃度の上昇は考えにくい。
 - 緩衝材／岩における等価流動速度 (equivalent flow rate) (安全機能 R2b) は低い。水理地質学モデルにおける亀裂径の分布と亀裂存在密度によれば、6,000 カ所のキャニスタ位置のうち約 5,000 カ所は、透水可能亀裂 (water bearing fractures) と交差しない。処分孔位置と交差する亀裂でも、その大部分は等価流動速度が極めて低い値である。
 - 大部分の処分孔位置について、処分孔位置から地表まで接続する亀裂ネットワークの全体移行抵抗 (integrated transport resistance) (安全機能 R2a) は高く、岩における核種の保持に有効に働くものとなっている。しかし、処分孔全体を集合的に捉えた場合 (アンサンブル) には移行抵抗がとる幅は広く、移行抵抗分布の最も低いパーセンタイルを占める部分では、岩の保持能力が乏しくなる。
 - 地下水圧 (R3a) は、通常 5MPa のオーダーであるが、サイトが氷で覆われた場合には高まる可能性がある。氷期条件が続く間では、地下水圧は氷床の厚さに依存したものとなるが、モデル化した基本的変遷では 26MPa を超えることはない。
 - 処分孔において 5cm を超える岩の剪断変位 (R3b) の発生は極めてまれである。この理由は、処分場近傍で大規模地震が発生する確率が低いこと、処分エリアを決める際に耐規模亀裂から一定の尊重距離をとっていること、個々の処分孔位置を選定する際に許容基準を設けていることによる。
- ✓ **処分坑道埋め戻し材**
 - 処分坑道埋め戻し材に関して、基本的変遷の解析した全てのケースにおいて、埋め戻し材の密度は、「緩衝材拡張に対抗」(BF1) する上で十分に高い。
 - ✓ **緩衝材**
 - 透水係数が 10⁻¹² m/s 未満であり (Buff1a)、かつ膨潤圧が 1MPa 以上である (Buff1b) ため、移流移行が限定的となる。

- ・ 微生物活動が抑制される。(Buff2)
- ・ 緩衝材における温度上限〔の順守〕を通じて、緩衝材の相転移 (transformation) は回避される。(Buff4)

✓ キャニスタ

- ・ 腐食バリアとしてのキャニスタの役割 (安全機能 Can1) について、基本的変遷の解析結果では、緩衝材が所定の安全機能を備えた状態である限り、5cm 厚の銅製シェルは 100 万年間で最大でも数ミリ程度しか腐食しない。しかし緩衝材の浸食 (エロージョン) が起こり、その部分が移流条件となった処分孔では、〔銅製シェルの〕腐食は大きくなる。緩衝材の浸食 (エロージョン) が起こる条件での定量的解析により、100 万年の評価期間が終わるまでに、統計平均として約 1 体のキャニスタで腐食に起因した破損が発生する結果を得ている。
- ・ キャニスタの地殻均衡荷重に耐える能力 (安全機能 Can2) について、定量的な解析で評価した地殻均衡荷重の値は、キャニスタの設計前提 (design premise) である 45 MPa より低くなるという結果を得た。このことは、キャニスタの安全機能が維持されることを意味する。
- ・ キャニスタの剪断荷重に耐えるという能力について、岩の剪断移動に起因したキャニスタ破損の発生を定量的に解析した。母岩とキャニスタの両者について悲観的な仮定を置いて評価した場合、6,000 体のキャニスタ母集団でのキャニスタ破損の発生確率は、100 万年の評価期間の終了時点で 0.08 である。

● 基本的変遷の解析において識別した不確実性

シナリオ解析に伝搬する必要がある不確実性に係わる事項は、腐食に起因するキャニスタ破損に係わる事項と剪断に起因するキャニスタ破損に係わる事項の 2 つのグループに分類されるとしている。

それぞれの事項について、以下に示す。なお、基本的変遷の解析を踏まえて、地殻均衡荷重に起因するキャニスタ破損 (安全機能 Can2) に係わる事項は排除できるとしている。

① 腐食に起因するキャニスタ破損に係わる事項のグループ (安全機能 Can1 関連)

- ・ 氷期サイクルを通じた地下水流動

- ・ 氷期サイクルを通じた地下水の塩分濃度 (salinity)
- ・ 地下水流動、亀裂の開口径、地下水の塩分濃度によって決まる、緩衝材の浸食 (エロージョン)。浸食の評価は、緩衝材の溶出挙動の概念の理解が不完全であることにも影響を受ける。
- ・ 氷期サイクルを通じた硫化物濃度
- ・ 移流条件下におけるキャニスタの腐食。この条件は、処分孔において緩衝材がかなり浸食されなければ発生しないため、地下水流動と硫化物濃度に依存する。

② 剪断に起因するキャニスタ破損に係わる事項のグループ (安全機能 Can3 関連)

- ・ 処分孔と交差する亀裂で“二次剪断変位”を発生させる規模の地震発生
- ・ 上述の規模の地震発生時に破壊的となる二次剪断変位の程度
- ・ 二次剪断変位による緩衝材／キャニスタへの影響

最後に、基本的変遷の外部条件は、ウルム氷期の繰り返し (=基本ケース) と調和している (compatible) ものか、地球温暖化バリエーションと調和しているもののいずれかに制約されるとしている。これらの制約のなかに不確実性があり、上に列挙したように、基本的変遷に内在する不確実性となっている。ウルム氷期の基本ケースまたは地球温暖化バリエーションで考えたもの以外の外部条件が考えられるという事実からも、相当な不確実性があることになるとしている。

1.3.8 ステップ 8：シナリオ選定

SR-Site では、処分場システムがたどる将来変遷の不確実性のマネジメントにおいて、その成否のかぎを握る特徴は「解析するシナリオ数を減らすこと」にあり、多くの起こりうるシナリオから代表性を有するシナリオのセットを選び出すことによってその実現を図る、としている。

また、放射線安全機関 SSM は、規則 SSMFS 2008:21 「核物質及び原子力廃棄物の処分の安全性に関する放射線安全機関の規則及び一般勧告」の一般勧告において、「主要シナリオ」、「発生確率の低いシナリオ」、「残余シナリオ」の 3 種類のシナリオを考慮する事を要求している。

これらを踏まえて、SR-Site ではシナリオ選定のための以下の 5 ステップからなる方法を開発している。

1. 主要シナリオの定義

基本的変遷の 2 つのバリエーション（ウルム氷期に基づく基本ケースと地球温暖化予測に基づくもの）に基づいた主要シナリオを定義している。

2. 安全機能の潜在的な喪失の検討に基づいた追加シナリオの選定

放射線学的影響が生じる全ての状況を、「追加シナリオ」(additional scenarios) の中でより網羅的に取り扱っている。シナリオの選定作業では、KBS-3 処分法による処分場の変遷において安全性をもたらす側面である安全機能指標を用いている。また、安全機能の多くが重複しているか、相互に関連しているため、キャニスタの破損に関するシナリオと緩衝材の状態に関するシナリオを組み合わせる必要があるとしている。キャニスタの「閉じ込め」能力に係わる 3 種類の安全機能（①腐食バリアの提供、②地殻均衡荷重への耐性、③剪断移動による負荷への耐性）を導出し、それに対する 3 つのシナリオを設定している。また、緩衝材についても、緩衝材の 3 種類の破損した状態（①移流条件、②凍結、③相転移）をシナリオとして検討している。

3. 将来の人間活動と関係するシナリオ

4. その他の“残余シナリオ”など

将来の人間の行為に関連するシナリオとその他のシナリオ（例えばバリア機能について理解するために分析されたもの）を、それらが既に分析されたシナリオの結果によってカバーされていない場合に、必要に応じて組み入れた。

将来の人間活動に関連するシナリオの選定とその影響解析は、（SR-Site 方法論における）第 10 ステップの追加的な解析の文書化の一部として実施している。

（その他の“残余シナリオ”については SR-Site において該当するものはなかった。）

5. シナリオの組み合わせ

選定したシナリオの網羅性を確保するために、全てのシナリオを選択し、解析した後、シナリオの組み合わせの検討を実施している。

上記の方法に従い、SR-Site では以下のシナリオを選定している。

・ 主要シナリオ

基本的変遷に対応するシナリオ

・ 追加シナリオ（潜在的な安全機能の喪失に基づく）

処分孔での移流条件の発生過程及び規模の探求を目的とした「緩衝材移流シナリオ」

緩衝材の凍結が発生する過程の探求を目的とした「緩衝材凍結シナリオ」

緩衝材の変質現象が発生する過程の探求を目的とした「緩衝材変質シナリオ」

腐食に起因したキャニスタ損傷の発生過程及び規模の探求を目的としたシナリオ

剪断荷重に起因したキャニスタ損傷の発生過程及び規模の探求を目的としたシナリオ

地殻均衡荷重に起因したキャニスタ損傷の発生過程の探求を目的としたシナリオ

・ バリア機能の例証を目的とした、仮想的な残余シナリオ

・ 将来の人間活動に関するシナリオ

表 1-1 にこれらシナリオ選定の結果の概要を示す。

表 1-1 シナリオ選定の結果。緑色のセルは主要シナリオの基本ケースに関する条件を示している。赤色のセルはこれら条件からの逸脱を示している。

Table 11-1 Result of scenario selection. Green cells denote conditions for the base case of the main scenario, red cells denote deviations from those conditions.

Main scenario/Reference evolution					
Name	Initial state EBS	Initial state Site	Process handling	Handling of external conditions	
Base case.	Reference ± tolerances.	Site descriptive model (with variants/ uncertainties).	According to Process reports.	Reference climate (repetitions of Weichselian glacial cycle) No future human actions (FHA).	
Global warming variant.	Reference ± tolerances.	Site descriptive model (with variants/ uncertainties).	According to Process reports.	Extended warm period No future human actions (FHA).	
Additional scenarios based on potential loss of safety functions ("less probable" or "residual" based on outcome of analysis)					
Name	Initial state EBS	Initial state Site	Process handling	Handling of external conditions	
Buffer advection.	Scrutinise uncertainties of relevant initial state factors, internal processes and external conditions possibly leading to violation of safety function indicator under consideration. Analysis of reference evolution used as starting point.				
Buffer freezing.					See above.
Buffer transformation.					See above.
	Consider each of above three buffer states + intact buffer when analysing the three canister scenarios below.				
Canister failure due to isostatic load.	Scrutinise uncertainties of relevant initial state factors, internal processes and external conditions possibly leading to violation of safety function indicator under consideration. Analysis of reference evolution used as starting point.				
Canister failure due to shear load.					See above.
Canister failure due to corrosion.					See above.
Hypothetical, residual scenarios to illustrate barrier functions					
Name	Initial state EBS	Initial state Site	Process handling	Handling of external conditions	
Several cases, covering together the KBS-3 barriers.	As base case of main scenario, except factors related to the hypothetical loss of barriers.				
Scenarios related to future human actions					
Name	Initial state EBS	Initial state Site	Process handling	Handling of external conditions	
Boring intrusion.	As base case of main scenario.	As base case of main scenario.	As base case of main scenario, except processes affected by boring.	Reference climate + boring.	
Additional intrusion cases, e.g. nearby rock facility.	As base case of main scenario.	As base case of main scenario.	As base case of main scenario, except processes affected by intrusion.	Reference climate + intrusion activity.	
Unsealed repository.	As base case of main scenario, but insufficient sealing.	As base case of main scenario.	As base case of main scenario, modified according to initial state.	Reference climate.	

1.3.9 ステップ 9：選定したシナリオの解析

SR-Site では、選定したシナリオの解析を「閉じ込め能力の解析」と「遅延能力の解析」の二つのステップに分けて行っている。

(1) 閉じ込め能力の解析

主要シナリオについては、このステップでは閉じ込め能力の解析は改めて行わず、ステップ 7 で実施した基本的変遷の解析結果を流用している。

追加シナリオについては、問題とする安全機能が働かない状況に至る可能性がある要因に着目して解析を行っている。計算ケースの大部分は、主要シナリオでの変遷との比較による解析となっている。このことは、処分場の変遷について、基本的変遷とは異なる進展のしかたをする側面に着目することを意味するとしている。

(2) 閉じ込めに関連する緩衝材の安全機能の解析

閉じ込めに関連する緩衝材の安全機能について、安全機能指標から導きだされた「緩衝材移流シナリオ」、「緩衝材凍結シナリオ」、「緩衝材相転移シナリオ」の 3 つのシナリオを解析している。緩衝材シナリオの解析の結果から、キャニスタ・シナリオの解析への緩衝材条件の伝播に関して以下を示している。

- ・ 緩衝材移流シナリオは、次に示す 3 件のケースがキャニスタ・シナリオへ伝播する：
 - i) 評価期間を通じたあらゆる処分孔で移流が成立している条件
 - ii) 基本ケース仮定を用いて計算された移流条件
(基本ケースでは、処分孔を交差する亀裂長さと透水量係数の間に半相関関係があるとする水理学的 DFN モデルによって浸食が起こる処分孔の数を解析し、6000 本の処分孔のうち 10 万年の期間で 0.6 ヶ所が、100 万年の期間で 19 ヶ所において移流条件が成立するとしている)
 - iii) 評価期間のいずれの時点においても、またいずれの処分孔においても移流条件は成立しない（緩衝材に損傷がない）
- ・ 緩衝材凍結シナリオは、残余シナリオの一つとみなしている。したがってこのシナリオは、SR-Site におけるキャニスタ・シナリオに伝播されない。

(緩衝材が凍結する条件となる-4℃の等温線が処分場深度までに達するためには、過去の最終氷期に関して再構成した温度曲線を約 14℃低下させる必要があり、このような低い温度が成立することは非現実的であるとしている。)

- ・ 緩衝材変質シナリオは、残余シナリオの一つとみなしている。したがってこのシナリオは、SR-Site におけるキャニスタ・シナリオに伝播されない。

(例えばモンモリロナイトの 30%がイライト化するために必要な 100℃の温度条件が 100 万年以上の期間持続することは考えられない、また pH11 以上の高アルカリ地下水による緩衝材の変質は建設時の品質管理システムを設定することによりそのような影響を及ぼすセメント使用を回避することが可能、としている。)

(3) 閉じ込めに関連するキャニスタの安全機能の解析

ステップ 8 で選定した閉じ込めの安全機能に関連する 3 種類のキャニスタ・シナリオについてそれぞれ、腐食、地殻均衡荷重、剪断荷重によるキャニスタ損傷につながるシナリオ解析を行っている。

・キャニスタの腐食

基本的変遷の評価において、腐食に起因するキャニスタ破損に関して、緩衝材にて移流条件が成立している場合にのみ、さらには最も大きい移流が処分孔にて発生している場合においてのみに損傷が発生するとしていた。

ここでは次に挙げる要素を、腐食に起因するキャニスタ破損の発生にとって重要な要因として特定し、それぞれに関連する残余不確実性について解析を行っている。

初期状態の要素

- ・初期段階における銅の最小被覆率
- ・処分孔の排除規準
- ・緩衝材及び埋め戻し材における腐食剤

プロセス及び岩石条件

- ・銅の腐食
- ・緩衝材を通じた腐食種の拡散移行 (損傷のない緩衝材に関して)

- ・浸食された緩衝材を伴う処分孔における移流移行
- ・地下水の流動
- ・硫化物の地下水濃度
- ・酸素の浸透の可能性

外部条件

- ・地下水流動の強化につながる氷河の条件
- ・地下水組成（酸素及び硫化物）の変化につながる氷河条件

上記の要素について検討した結果、酸素浸透、緩衝材及び埋め戻し材の不純物等による銅腐食への影響は小さく無視できるものとし、これ以上の解析（次のステップの遅延解析）を行わないとしている。一方、緩衝材の移流条件となる全ての状況（緩衝材移流シナリオの 3 種類の条件）と硫化物によるキャニスタ腐食に係わる不確実性を評価した結果、腐食損傷の潜在的な幅をおさえることができたとしている。

図 1-18 は緩衝材移流シナリオにおいて、キャニスタ腐食シナリオへ伝播させるとした 3 種類の移流条件（Initial advection：全期間において移流が発生、SR-Site erosion model：基本的変遷と同程度の移流条件が発生、No advection：移流条件が発生しない（拡散性条件））と 3 種類の水理モデル（亀裂長さ²と透水量係数の関係が無相関、半相関、全相関としたそれぞれの DFN モデル）に基づいて、移流が発生する処分孔の平均数と破損キャニスタの平均数を求めた結果を示している。

半相関 DFN モデルと基本的変遷で解析した移流条件の組み合わせを「中心腐食バリエーション」と定義し、この条件では 100 万年間の期間で破損するキャニスタ平均数は 0.12 としている。次のステップで解析する放射性核種の移行と線量評価は主にこのバリエーションに基づいて実施している。また、腐食シナリオは 100 万年の評価期間において排除できないことから「発生確率の低いシナリオ」であるとしている。

Hydrogeological DFN model		Mean number of advective positions		Mean number of failed canisters	
		(at 10 ⁵ yrs)	at 10 ⁶ yrs	(at 10 ⁵ yrs)	at 10 ⁶ yrs
Uncorrelated	Initial advection	(6000)	6000	(0.055)	1.2
	SR-Site erosion model	(1.2)	280	(0.004)	0.65
	No advection	(0)	0	(0)	0
Semicorrelated	Initial advection	(6000)	6000	(0.013)	0.18
	SR-Site erosion model	(0.6)	19	(0)	0.12
	No advection	(0)	0	(0)	0
Fully correlated	Initial advection	(6000)	6000	(0.043)	0.86
	SR-Site erosion model	(1.2)	19	(0.005)	0.57
	No advection	(0)	0	(0)	0

Figure 12-18. Mean number of advective deposition positions and mean number of failed canisters for the calculation cases identified as relevant for the corrosion scenario.

図 1-18 移流条件となる処分孔の平均数と腐食シナリオに関連する計算ケースに対する破損キャニスタの平均数（囲み部分（原図に加筆）は「中心腐食バリエント」）

・地殻均衡荷重に起因するキャニスタの破損

キャニスタ損傷に繋がる 3 種類の緩衝材移流シナリオの中で、移流条件となる 2 つの場合については膨潤圧が低くなるため地殻均衡荷重による損傷の可能性は低いとし、損傷のない緩衝材のみを以降の解析で対象としている。

基本的変遷の解析では、フォルスマルク・サイトにおいては現在の 4.5 MPa の地殻均衡荷重に加えて最大で 13 MPa の緩衝材膨潤による圧力と氷河サイクルにおいて最大 26 MPa の氷床による荷重（氷床の厚さは 2920 m）が加わることにより、最大で 43.5 MPa の地殻均衡荷重をキャニスタが受けることとなるが、これは設計荷重の 45 MPa より低いとしている。

追加シナリオの解析においては、氷床モデル計算により、フォルスマルクで生じ得る最大の氷床厚さは3670mという結果になること、また、ウルム氷期以前の14万年前のSaalian氷床の最大厚さは3400mになるとしており、それぞれの場合における静水圧は32と30MPaとなるとしている。

また、緩衝材による膨潤圧はモンモリロナイトの最大許容含有量の場合において、最大で15MPaに達する可能性があり、氷床が存在しない場合の処分場における静水圧4.5MPaを考慮するとキャニスタに対する最大の地殻均衡荷重は49.5MPaに達する可能性があるとしている。しかしながら、実際の緩衝材の膨潤圧と静水圧による全圧力は足し合わせた値より小さくなること、およびインサートの全面的な破壊は90MPaより小さい値では起こらず、局部破壊が発生する可能性も45MPaまでの荷重に対してはかなりの余裕があるとしている。

以上のことより、地殻均衡荷重によるキャニスタ破損シナリオは残余シナリオと見なすとしている。

・ 剪断荷重によるキャニスタ破損

キャニスタ損傷に繋がる3種類の緩衝材移流シナリオの中で、移流条件となる2つの場合については剪断による損傷の可能性は低いとし、損傷のない緩衝材のみを以降の解析で対象としている。

基本的変遷の解析において設計解析で得られた結果には十分に余裕があり剪断ケースの解析の多くでキャニスタが10cmの剪断によって生じる荷重に耐えるとしていた。

本シナリオに関連する不確実性に関する評価を行った結果、度重なる大規模地震により特定の亀裂沿いにすべりが蓄積し、最終的に破損基準を超過する可能性につながる複数地震の累積的効果について、100万年の評価期間において最多で2回の大規模地震が同一断層で発生する可能性を推定し、地震の蓄積効果による破損するキャニスタ数が比較的高い悲観的な推定値をもたらすと判断した、としている。

上記の追加シナリオ解析結果により、剪断によるキャニスタ破損シナリオは「発生確率の低い」シナリオに分類されるとし、次のステップである核種移行と線量影響の解析で検討を行っている。

(4) 遅延能力の解析

このステップでは、生物圏における放射性核種の移行と線量計算のモデル化、ニアフィールド及び地圏における放射性核種移行モデルについて記述し、その次に腐食に起因するキャニスタ破損シナリオと剪断荷重に起因するキャニスタ破損シナリオの解析を行い、さらに残余シナリオの解析を実施している。

(a) 放射性核種の移行と線量計算に関するモデル

図 1-19 においてニアフィールドにおける放射性核種の放出と移行、地圏における核種移行、生物圏における線量影響のモデル化・プロセスを示している。

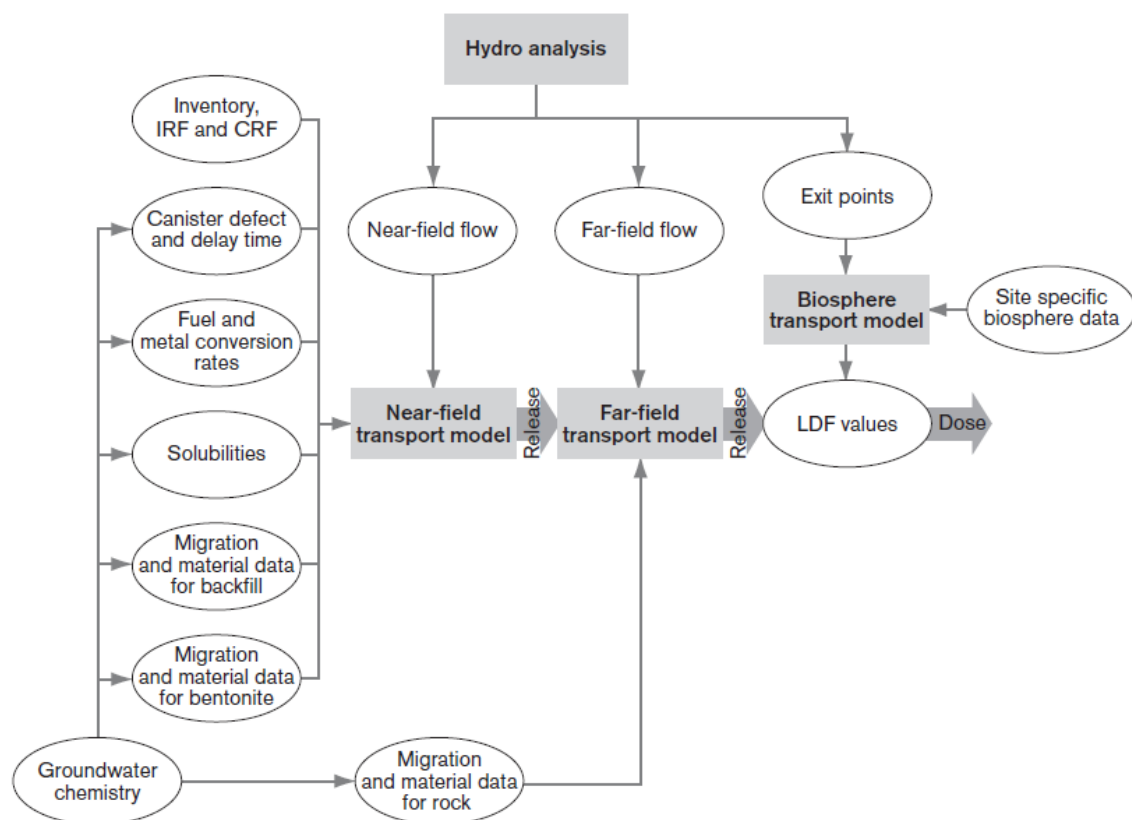


Figure 13-12. Models and data for the consequence calculations.

図 1-19 影響計算に関するモデル及びパラメータ

- ・キャニスタからの核種放出とニアフィールドにおける核種移行

キャニスタ内部からの核種放出、緩衝材及び処分坑道の埋め戻し材における放射性核種の移行に関連するプロセスをモデル化している。これらの中で、放射性崩壊、金属腐食（一定の金属腐食速度）、燃料の溶解、ギャップ・インベントリの溶解（瞬時放出としてモデル化される）、放射性核種の分種化（共通の元素溶解度による核種の溶解/沈殿）、緩衝材における拡散及び収着、処分坑道埋め戻し材における移流、拡散及び収着、の各プロセスを含めている。

キャニスタからの核種放出と緩衝材及び埋め戻し材における経路については図 1-20 の表現のように 3 カ所の核種移行経路を考慮している。

- ・ Q1：キャニスタ蓋に対して垂直方向で定置孔を横切る亀裂
- ・ Q2：処分坑道の床における掘削影響領域（EDZ）（該当する領域が存在する場合）
- ・ Q3：定置坑道と交差する亀裂—の移行経路

また、緩衝材に移流が生じている条件では Q1 の移行経路のみを考慮している。

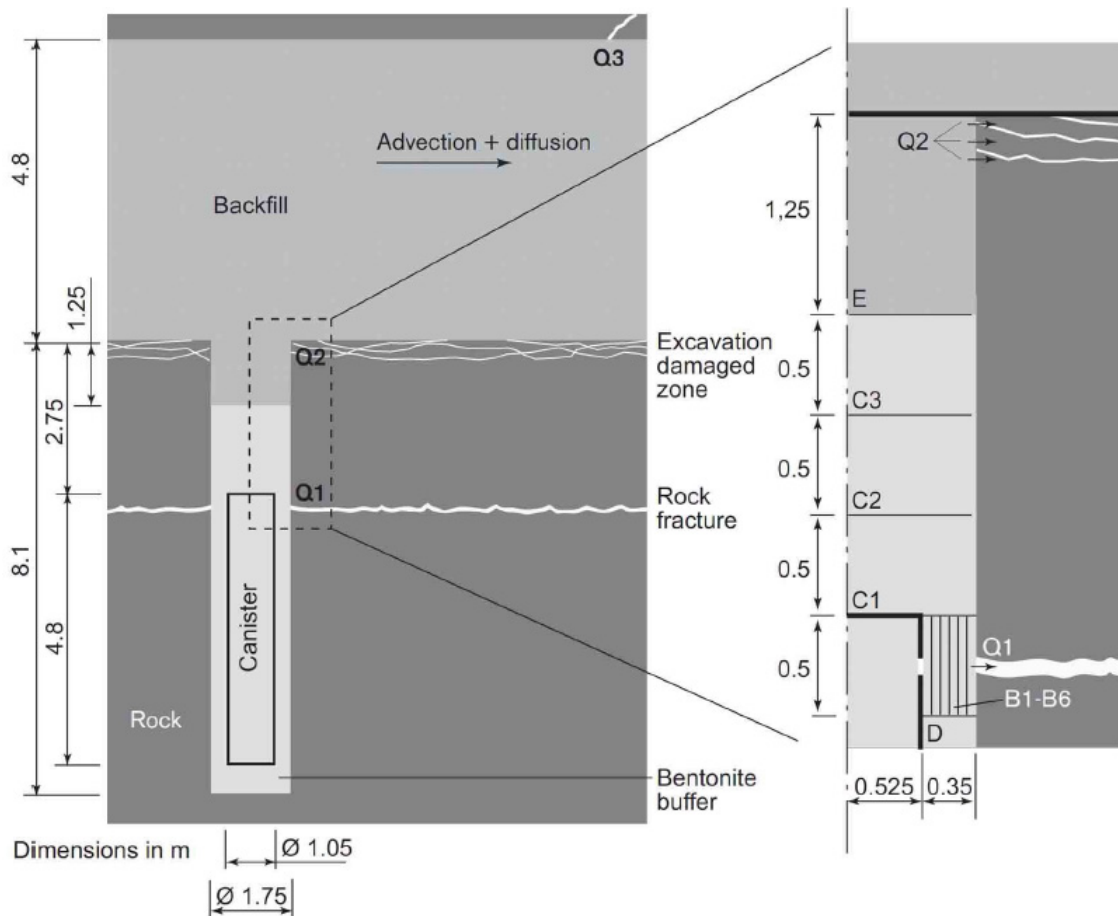


Figure 13-13. The near field and detail of its model representation as compartments B1–B6, C1–C3, D and E in the model COMP23. The transport paths Q1, Q2 and Q3 to a fracture intersecting the deposition hole, to the excavation damaged zone, and to a fracture intersecting the deposition tunnel, respectively, are also shown. (Potentially a minor EDZ around the deposition hole could exist, but as shown in the **Underground construction report** such a zone would have very low – if any – connected hydraulic conductivity and is thus not included in the model.) The differentiation of compartments shown in this figure is relevant for a pinhole failure in the canister. All other analysed failure modes require less differentiated representations of the near field.

図 1-20 ニアフィールドとそのモデル表現の詳細—処分坑道と交差する亀裂、掘削影響領域、処分坑道を横切る亀裂までの移行経路。B1-B6、C1-C3、D 及び E は緩衝材及び埋め戻し材中の移行をモデル化の際に用いるコンパートメント。

・地圏における核種移行

SR-Site では地圏における核種移行については、水相における放射性核種の移行をモデル化している。これには移流、分散、平衡吸着を伴うマトリクス拡散、放射性核種崩壊の各サブプロセスを含んでいる。また、地下水流動は主として、個別の亀裂を明示的に表現する「離散亀裂ネットワーク・モデル」(DFN) を通じてモデル化している。

・生物圏評価

スウェーデンの規制では、人間に生じる有害な影響を、最大被ばくグループの代表的な 1 人の個人がその生涯にわたって受ける平均年間リスクとして評価することを規定している。そのため、SR-Site では、放射性核種それぞれについて、一定の放出率で複数の“潜在的な放出域”（生物圏オブジェクト）に放出が続くと仮定して、フォルスマルク地区の将来の居住者が受ける年間実効線量を計算している。

SR-Site では、安全評価に係る時間スケールにわたり、特に長期の気候変動及びそれに伴う海岸線の移動（前進と後退）に起因して、生物圏にはかなりの変化が生じると考えている。処分場から核種が放出した場合、海底が陸地化するにつれて地表水での放射能濃度が高まると考えられ、海底堆積土に蓄積された核種が、既存あるいは干拓された湿地帯における陸上での食物連鎖に入ることができるようになる。したがって SR-Site では、処分地の少なくとも一部が陸地化している時期に、処分場から放出した核種による人間及び他の生物体への潜在被ばくが最も高くなると考えている。SR-Site では、間氷期におけるフォルスマルクの地表景観（ランドスケープ）に係る生物圏オブジェクトの時間的な進展を詳細にモデル化している。「ランドスケープ」は複数の生物圏オブジェクトから構成されるものである。

年間線量の推定値を得るために、SR-Site 評価では、“地圏からの核種放出率”に、「ランドスケープ線量換算係数」（LDF）を乗じている。

LDF は、放射性核種の放出率が一定である状況下において、最大被ばくグループの代表的個人が受ける平均年間線量として定義される値である。SR-Site では、「基本 LDF」（basic LDFs）は、長期において核種が連続的に放出される場合に適用し、数年から数百年の期間にわたる核種のパルス放出（キャニスタ中の燃料が水と接触してインベントリの一定率が瞬時放出されることを仮定した場合）においては「修正 LDF」（modified LDFs）を用いている。

基本 LDF 値は、単位は（Sv/y per Bq/y）であり（年間 1Bq あたりの核種の生物圏への放出率によって人が受ける年間被ばく線量）、修正 LDF 値の単位は（Sv/y per Bq ; 1Bq あたりの核種の生物圏への放出によって人が受ける年間被ばく線量）である。

LDF を算出するために、SR-Site では、生物圏オブジェクトにおける放射性核種移行のモデル化を行っており、図 1-21 にあるような「コンパート・モデル」を用いながら核種の

蓄積をモデル化している。また、SR-Site では、生物圏オブジェクトに関する LDF の経時変化を核種毎に計算し、悲観的な措置として、様々なオブジェクトのうち、LDF が最も高い値となる時間においての値を“最大被ばくグループを表現するための LDF 値”として選択したとしている。

図 1-22 には生物圏評価で使用するモデルの空間的/時間的次元の依存関係を示す。

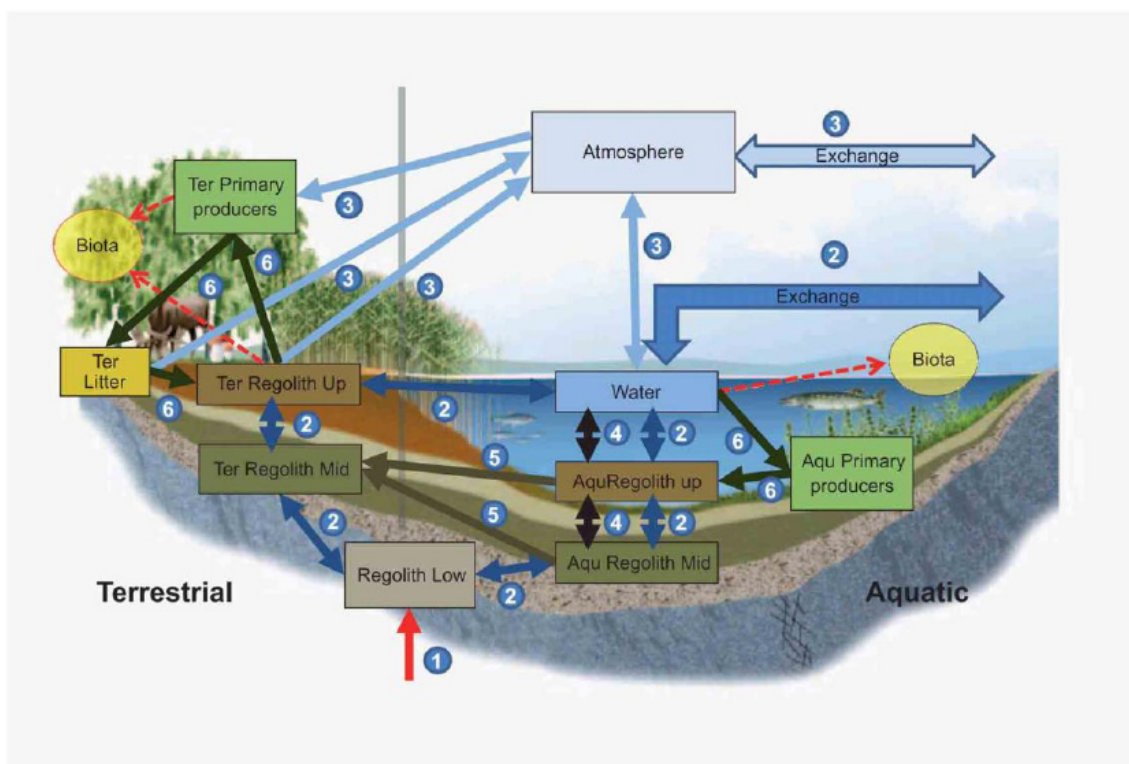


Figure 13-6. Conceptual illustration of the Radionuclide model for the biosphere. Boxes represent compartments, thick arrows fluxes, and dotted arrows concentration computations for non-human biota (these are not included in the mass balance). The model represents one object which contains an aquatic (right) and a terrestrial part (left) with a common lower regolith and atmosphere. The source flux (1 Bq/y) is represented by a red arrow (1). The radionuclide transport is mediated by different major processes, indicated with dark blue arrows for water (2), light blue for gas (3), black for sedimentation/resuspension (4), dark brown for terrestrialisation (5), and green for biological uptake/decomposition (6). Import from and export to surrounding objects in the landscape is represented by arrows marked “exchange”. A detailed explanation can be found in /Andersson 2010/ and descriptions of the compartments are given in Table 13-1.

図 1-21 生物圏に関する放射性核種モデルの概念的な模式図。四角はコンパートメントを表している。実線の矢印はフラックスを、点線の矢印は人間以外の生物相に関する濃度計算を表している（これらは質量収支に含まれない）。このモデルは、それぞれ一つの水域区画（右）と陸地区画（左）、そして共通の下部表層土及び大気で構成される 1 件のオブジェクトを表している。ソース・フラックス（1 Bq/年）は、赤い矢印 (1) によって示される。放射性核種移行には異なった主要プロセスが介在し、これらのプロセスは、水 (2) に関しては紺色の矢印、気体 (3) に関しては水色の矢印、沈降堆積/再浮遊 (4) に関しては黒色の矢印、陸地化 (5) に関しては茶褐色の矢印、生物学的取り込み/分解 (6) に関しては緑の矢印で示されている。ランドスケープ内の周囲のオブジェクトからの輸入及びそれへの輸出は、「EXCHANGE」（交換）と記された矢印で示される。詳細な説明は文献 [Andersson 2010] に見いだすことができる。またこれらのコンパートメントに関する記述は、表 13-1 に示されている。

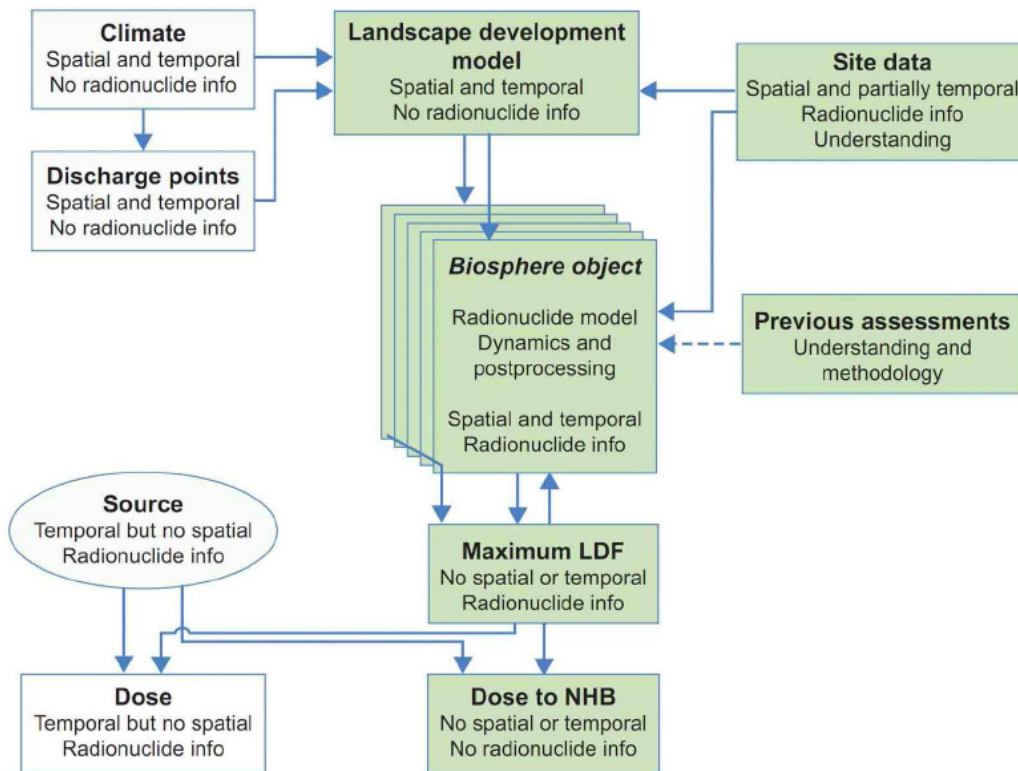


Figure 13-3. Major dependencies and spatial/temporal dimensions of models used in the biosphere assessment (grey). Climate scenarios and discharge points provide information, in temporal and spatial terms (but no radionuclide-specific information), that is used in the Landscape development model. The Radionuclide model provides temporally and spatially resolved radionuclide information. The maximum unit release dose (LDF) over all objects and time steps is a factor with no temporal or spatial dimension, used in the SR-Site calculation chain (see Section 13.4) to calculate doses to humans by multiplication with the source term (which has a temporal, but no spatial dimension). For doses to non-human biota (NHB), the source is directly used in the calculations of effects.

図 1-22 生物圏評価（灰色）で使用されたモデルの空間的/時間的な次元の主要な依存関係。気候シナリオ及び湧出ポイントは、ランドスケープ開発モデルで使用される時間的及び空間的な観点での情報をもたらす（しかし放射性核種固有の情報でない）。また放射性核種モデルは、時間的及び空間的に分解された放射性核種情報をもたらす。全てのオブジェクト及び時間ステップにわたる「最大単位放出線量」(LDF)は、時間的または空間的な次元を伴わない因数の一つであり、一連の SR-Site 計算で、人間に対する線量を、ソースターム（時間的な次元は伴うが、空間的な次元は備えていない）を乗じることによって算出するために使用している。「人間以外の生物相」(NHB)が受ける線量に関しては、線源は効果計算において直接使用している。

具体的な LDF 値は文献 (Avila et al., *Landscape dose conversion factors used in the safety assessment SR-Site*, TR-10-06, SKB 2010、表 4-1、表 4-3) に示している。

(b) 腐食に起因するキャニスタ破損シナリオの解析

SR-Site における腐食によるキャニスタ破損のシナリオ解析では、移流条件に関する銅の腐食の解析に基づいて、キャニスタ表面の帯状の部分一高さが 0.35 m、周方向にキャニスタの円周の半分の長さのバンドーが均一に腐食すると仮定している。また、鋳鉄製インサートに貫通孔が生じるために必要となる時間は、悲観的な措置として無視している。

中心腐食バリエーションでは、キャニスタに含まれるインベントリの一定の比率（瞬時放出成分）が水との接触と同時に燃料から即時に放出され、地圏を伝播して、数百年間の期間にわたる一つのパルスとして生物圏に放出されると仮定している。

図 1-23 は中心腐食ケースにて決定論的方法によりファーフィールドへ放出された核種放出率に LDF 値を乗じる事によって求めた年間実効線量の結果を示している。キャニスタを定置してから破損が起こる時期はリアライゼーションの解析によって最も早く破損が生じる 11 万 4000 年後としている。また、核種放出は主に 10^{-7} 年と設定した燃料溶解速度により、ここでは瞬時放出成分（IRF）を考慮していない。

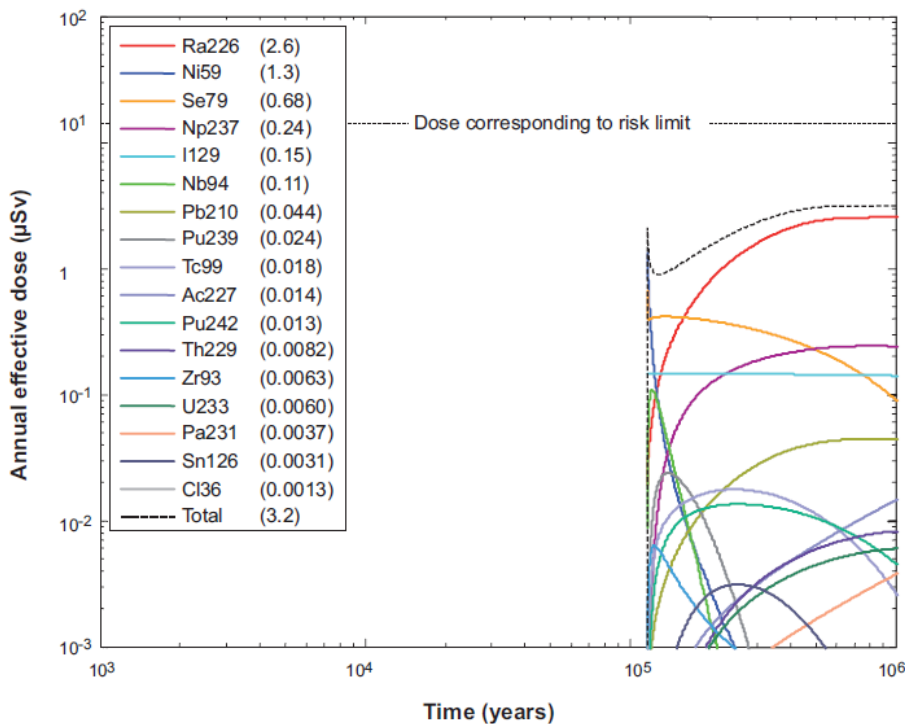


Figure 13-16. Far-field annual effective dose for a deterministic calculation of the central corrosion case. The legends are sorted according to descending peak annual effective dose over one million years (given in brackets in μSv).

図 1-23 中心腐食ケースの決定論的計算に関するファーフィールド年間実効線量（括弧の中の数字の単位： μSv ）。

線量に支配的な影響を及ぼす核種は Ra-226、Ni-59、Se-79、Np-237、I-129 となっている。

また、図 1-24 はキャニスタ破損時期や地圏移行データ等の入力データ分布を伴う 2800 回のリアライゼーションを包含する確率論的計算による線量放出結果を示している。線量に支配的な影響を及ぼす核種は Ra-226 となっている。

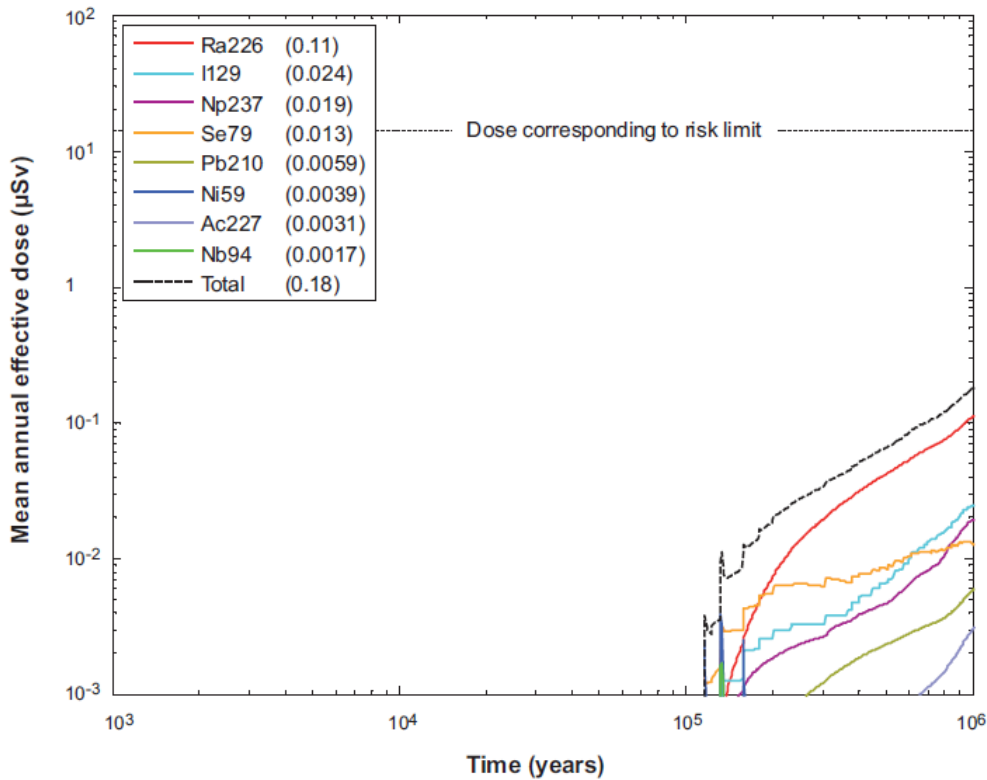


Figure 13-18. Far-field mean annual effective dose for the same case as in Figure 13-17. The legends are sorted according to descending peak mean annual effective dose over one million years (given in brackets in μSv).

図 1-24 中心腐食ケースの確率論的計算に関するファーフールドにおける、平均年間実効線量（括弧の中の数字の単位： μSv ）。

SR-Site では、さらに腐食シナリオにおいて、中心腐食ケースのバリエーションとなる以下の 5 つのケースを解析している（図 1-25）。

- ・溶解度が含まれるケース。
- ・トリウムがニアフィールドで易動性となると仮定するケース。
- ・さまざまな気候条件を伴うケース。

- 地圏におけるコロイド促進移行を伴うケース。
- さまざまな気候条件と地圏におけるコロイドを伴うケース。

図 1-25 では 3 つの水理地質 DFN モデル（青色）と 3 つの緩衝材浸食ケース（赤色）からなる計 9 つのケースを示しているが、移流が発生しないケース（No advection）ではこれ以上の解析を行っていない。

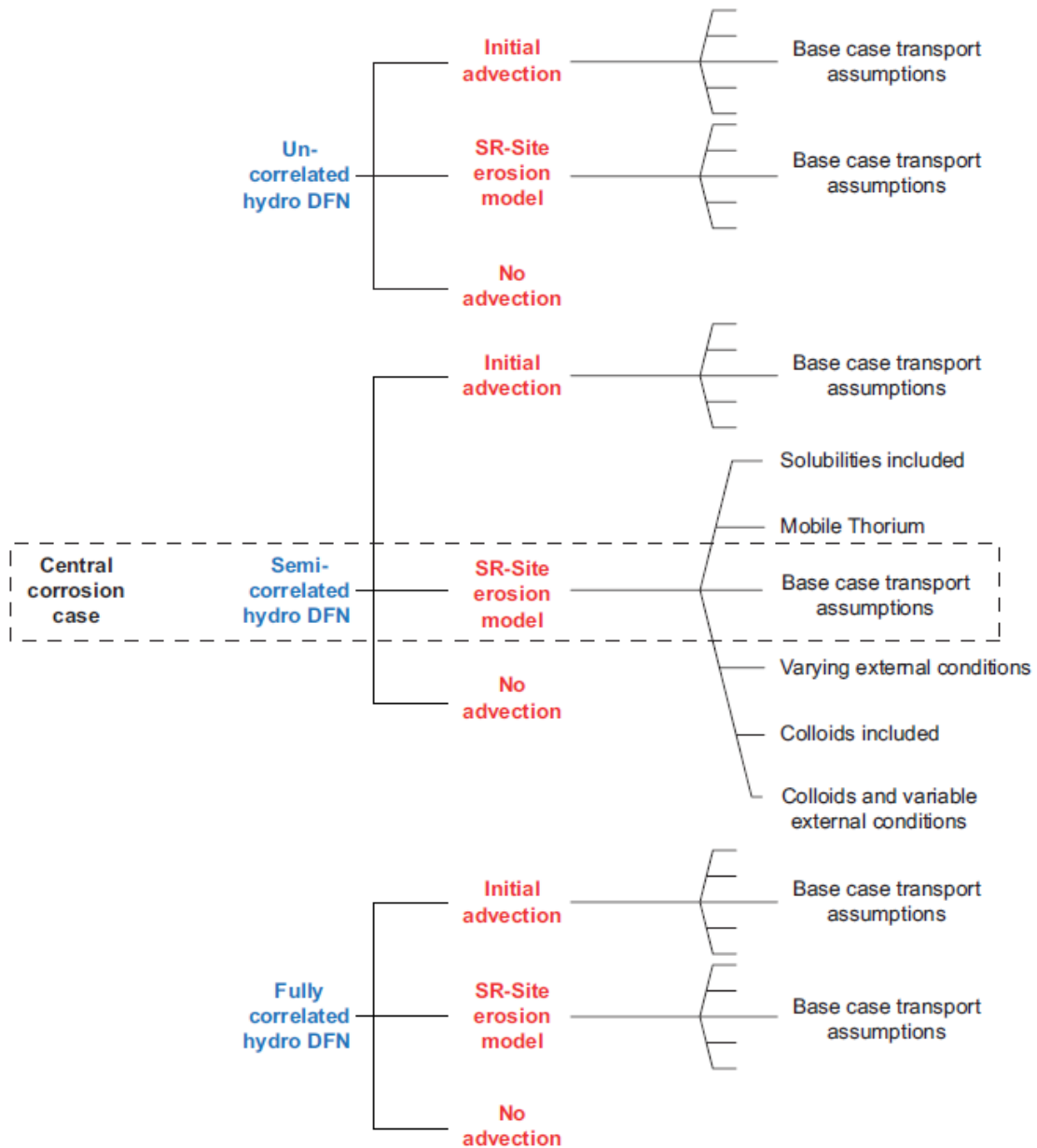


Figure 13-21. Overview of calculation cases for the corrosion scenario.

図 1-25 腐食シナリオに関する計算ケースの概括

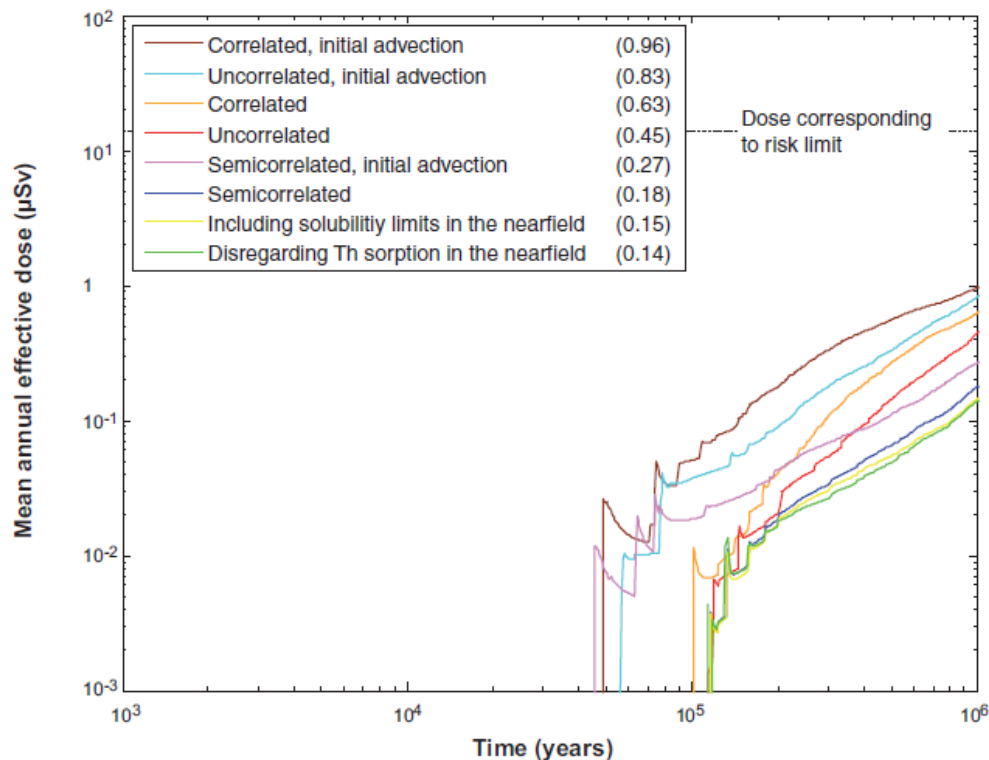


Figure S-10. Summary of far-field mean annual effective dose for all probabilistic calculations performed for the corrosion scenario. The peak doses are given in parentheses in μSv . In the legend, 'Correlated', 'Uncorrelated' and 'Semicorrelated' refer to three variants of the hydrogeological model used in SR-Site. The three 'initial advection' cases put upper bounds on the possible consequences of buffer erosion.

図 1-26 腐食シナリオに対して実施した全確率論的計算によって得られたファーフィールドにおける平均年間実効線量の概要。

図 1-26 は中心腐食バリエントを含む腐食シナリオの計算ケース結果の概要を示しており、ピーク時における平均線量は規制リスク基準と比較して 1 桁以下となっている。また、様々なケース間におけるピーク平均線量のばらつきが 1 桁以内となっている。

(c) 剪断荷重に起因するキャニスタ破損シナリオの解析

剪断荷重によるキャニスタ破損シナリオの解析では、基本的変遷の解析に基づいて、一つの計算ケースを設定している。

- ・ 破損が生じてから核種移行が開始するまでの遅延時間が 100 年
- ・ キャニスタと剪断亀裂との間にある緩衝材の有効量が当初の 35cm から 25cm に低減

- ・ 交差亀裂における等価流量 Q_{eq} は高い値であり、ニアフィールドの移行抵抗に影響しない
- ・ 地圏での核種保持を考慮しない
- ・ 溶解度制限を考慮（緩衝材が存在するため）

図 1-27 は 10 万年後に 6000 本のうちの 1 本のキャニスタが剪断運動により破損することを前提とした場合のファーフィールドにおける年間実効線量を示している。Ra-226 が線量に影響を及ぼす主要核種となっている。

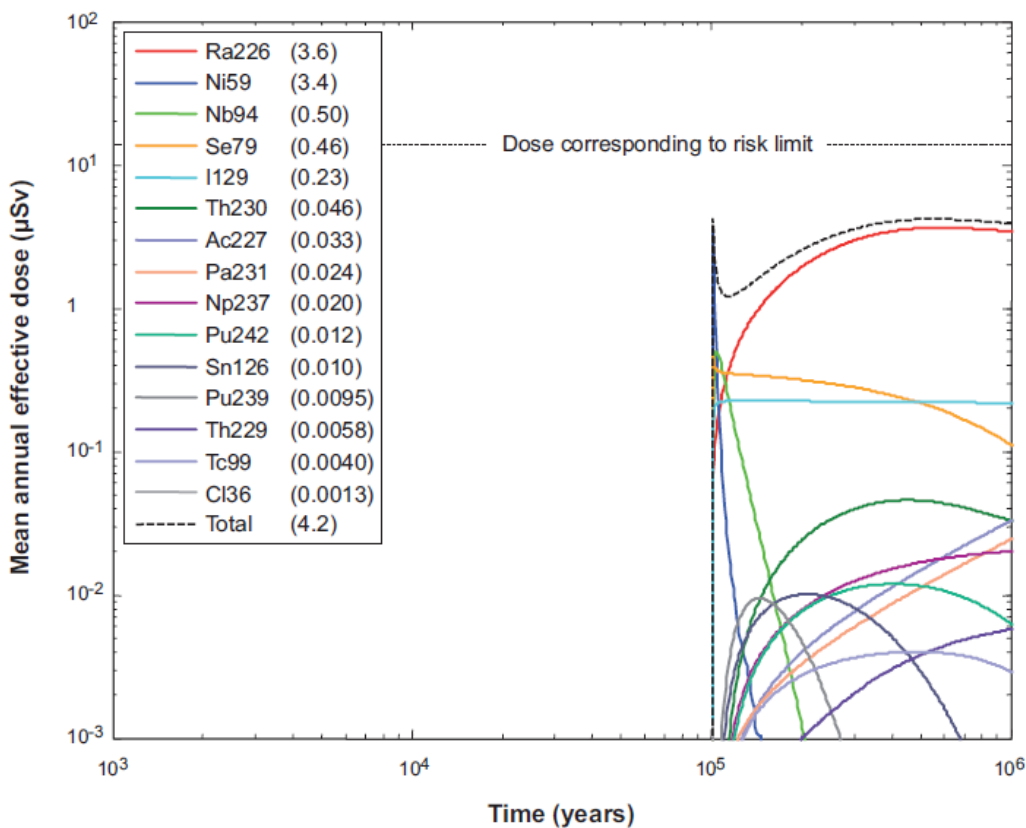


Figure 13-47. Far-field annual effective dose for a probabilistic calculation postulating failure of one canister due to rock shear at 100,000 years.

図 1-27 10 万年後に剪断荷重により 1 本のキャニスタが破損することを前提とした確立論的計算によるファーフィールド年間実効線量。

また、図 1-28 は 1000 年後から 100 万年後の期間において、基本的変遷の解析結果に基づいて剪断荷重によりキャニスタが破損する頻度を用いてファーフィールドにおける平均

年間実効線量を確率論的計算によって求めた結果を示している。

10 万年までの期間では C-14 と Nb-194 が、10 万年移行では Ra-226 が線量を支配する主要核種となっている。

なお、上記の前提にあるように、地圏での核種遅延は想定していないため、ニアフィールドにおける放出線量も同等である。

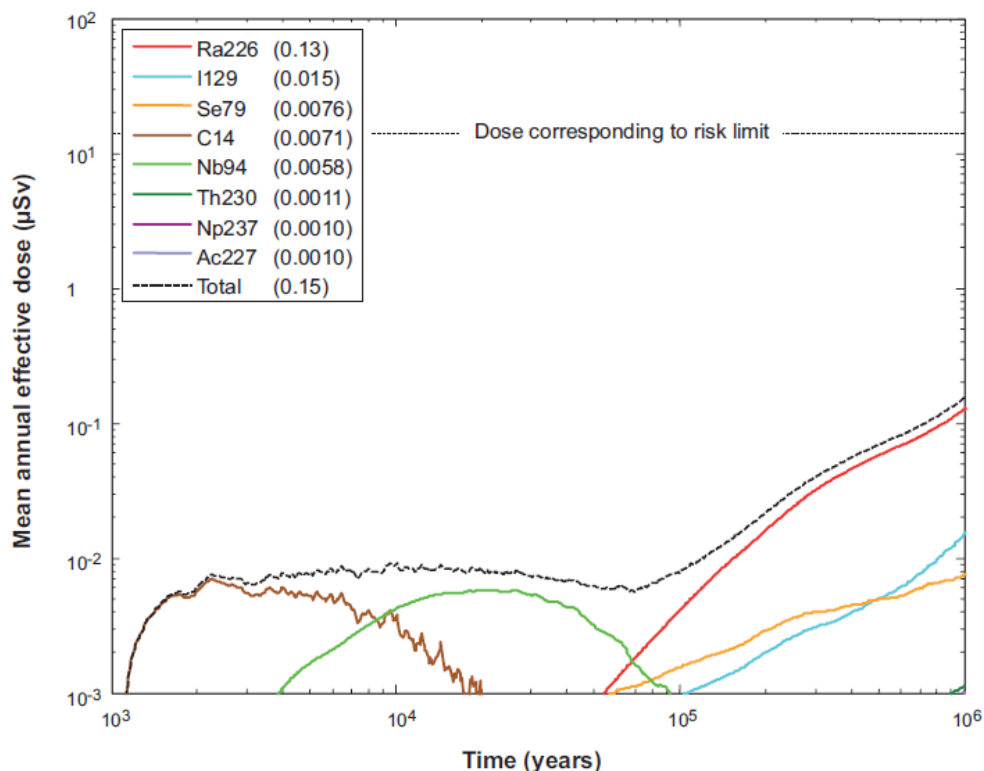


Figure 13-48. Probabilistically calculated consequences of shear failure, for the period between 1,000 years and one million years. The legends are sorted according to descending peak mean annual effective dose over one million years (given in brackets in µSv).

図 1-28 1000 年後から 100 万年後の期間に剪断運動によりキャニスタが破損した場合の確率論的計算による影響（平均年間実効線量）結果。

また、線量不確実性に寄与する重要な変数を識別するための SRRC（標準化ランク回帰係数）法を用いたグローバル感度解析により、線量結果に最も高い影響を及ぼす入力パラメータは燃料溶解速度、ラジウム及びトリウムの溶解度、キャニスタの破損時期の順となることが明らかになったとしている。

(d) リスクに関するまとめ

SR-Site 安全評価において時間の関数として算出されるリスクは、最終処分場に関する順守立証作業の基本的な構成要素の一つとなっている。

原子力廃棄物処分場の長期安全性に関するスウェーデンの定量的な許容基準は、年間リスクに関する限度となっている。放射線安全機関 (SSM) の規則「SSMFS 2008:37」では、「使用済燃料または原子力廃棄物の処分場は、その閉鎖後の有害な影響に係る年間リスクが、最もリスクを受けるグループの代表的個人に対して 10^{-6} を超えないように設計しなければならない」としている。SR-Site では、実効線量とリスクの間の換算には、発癌と遺伝的欠陥に対する 1 シーベルト当たり 0.073 の ICRP の確率係数を使用している。なお、 10^{-6} の年間リスク限度は、約 1.4×10^{-5} Sv/yr の実効線量限度に対応する。

図 1-29 は腐食及び剪断荷重シナリオの解析において算出した一定数の線量曲線をリスクに換算した結果を示している。

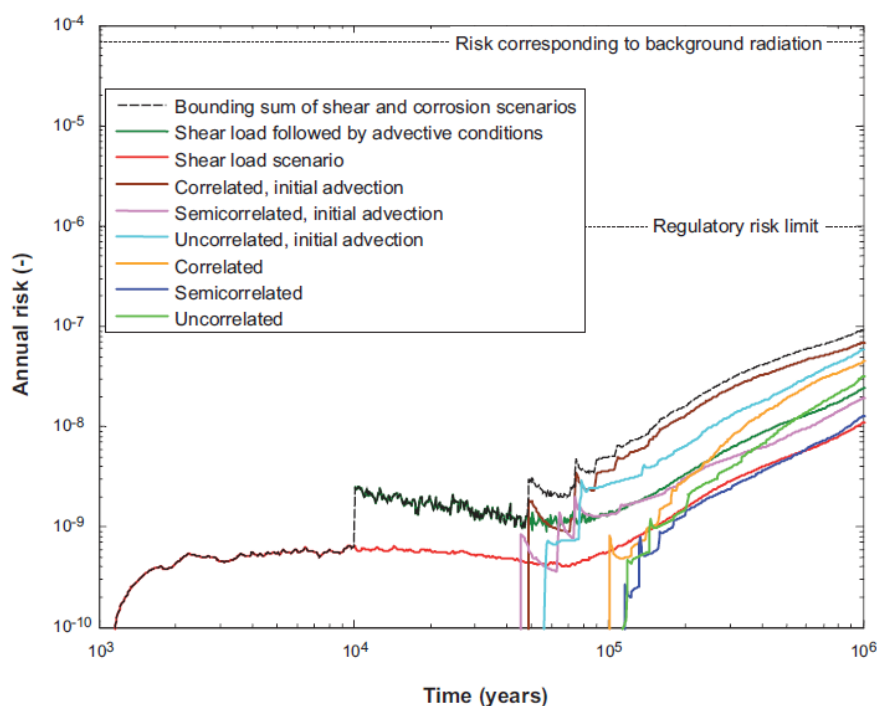


Figure 13-69. Risk curves, expressed as annual individual risk. Several alternatives for the corrosion scenario are shown, and two for the shear load scenario. The bounding, dashed curve is the sum of the curve for the shear load failure followed by advective conditions (dark green) and the curve for the variant of the corrosion scenario yielding the highest risk (brown). The risk associated with the main scenario is subsumed under the corrosion scenario as it is equal to the semi-correlated case (blue).

図 1-29 年間個人リスクとして表されたリスク曲線。この図には腐食シナリオに関する幾つかの代替案が示されており、その 2 件は剪断荷重シナリオに関するものである。一番外側に位置する破線のバウンディング曲線は、剪断荷重破損とそれに続く移流条件に関する曲線（濃緑色）と、最も高いリスクを発生させる腐食シナリオのバリエーションに関する曲線（茶色）の総和を示すものである。メイン・シナリオに関連するリスクは、それが半相関ケース（青色）に等しいことから、腐食シナリオのもとに包含されている。

図 1-29 の一番外側に位置する破線のバウンディング曲線は、剪断荷重シナリオに関連するリスクと腐食シナリオに関連するリスクの総和となっている。前者は、移流条件を伴うケースによって、後者は初期移流を伴う相関ケースによって表現される。またそのいずれも、それぞれのシナリオの範囲内で最も高いリスクをもたらすものである（シナリオの範囲内でこれらのケースは相互に排他的であり、このことは、それぞれのシナリオのうちのいずれか一方のみが総和に使用すべきであることを意味している）。また、その他のシナリオは、算出されたリスクに対して何ら寄与していない。

図 1-29 に示したバウンディング曲線が、100 万年の評価期間に関するリスク限度よりも下に位置することから、SR-Site では、フォルスマルクサイトに関して解析した KBS-3 処分法による処分場は、規制リスク規準を満たすと評価している。また、リスク希釈は、この結論を疑問視させるものではないことを示している、としている。

さらに SR-Site は、バウンディング曲線より下の領域のゼロ・リスクに至るいずれかの場所に、より現実的なリスクが位置している可能性がある、と結論付けている。

また、腐食シナリオと剪断荷重シナリオの両方に起因するリスクが、100 万年以降も上昇し続けている主な原因は、評価期間の後半部分においてバリア破損の確率が上昇する一方で、線量にとって支配的な核種（特に Ra-226 の親核種）の寿命がきわめて長いことに依るとしている。

1.3.10 ステップ 10：追加的解析と支援議論

このステップにおいて、SKB 社は SR-Site 安全評価を完全なものとするために、以下の追加的な解析を実施している。

- ・ 「将来の人間活動」に関するシナリオの解析
- ・ 「最適化」及び「BAT の使用」を立証するために必要となる解析
- ・ 評価の前半において無視した FEP が、完全なシナリオ解析及びリスク解析の結果に照らして実際に無視できるかどうかの検証
- ・ 100 万年を超える期間についての簡潔な説明
- ・ ナチュラルアナログの使用

将来の人間活動に関するシナリオの解析

SR-Site は、将来の人間活動に関するシナリオの解析において以下のアプローチを採用しているとしている。

- ・ 技術的な解析：処分場の安全機能に影響を及ぼす可能性のある人間活動を識別し、この種の行為について記述し、技術的な面からそれが生じる可能性の正当化を行う。
- ・ 社会的要因の分析：深層処分場の放射線学的な安全性に影響を及ぼす可能性のある将来の人間活動に関して成立する可能性のある社会的背景状況について記述する枠組みシナリオ（枠組み条件）を識別する。
- ・ 代表的ケースの選択：技術的な解析と社会分析の成果を総合して、将来の人間の活動に関する 1 つまたは複数の例証用のケースを選択する。
- ・ 選択したケースに関するシナリオの記述とその影響の解析。

技術的な解析により、SR-Site では処分場の安全性に影響を及ぼす可能性のある人間活動を、「熱の影響をもたらす行為」(T)、「水理学的な影響をもたらす行為」(H)、「力学的な影響をもたらす行為」(M)、「化学的な影響をもたらす行為」(C) のカテゴリーに分類してリストアップしている (表 1-2)。

表 1-2 処分場の安全性に影響を及ぼす可能性のある人間活動

Table 14-1. Human actions that may impact repository safety.

Category	Action
Thermal impact	T1: Build heat store* T2: Build heat pump system* T3: Extract geothermal energy (geothermics)* T4: Build plant that generates heating/cooling on the surface above the repository
Hydrological impact	H1: Construct well* H2: Build dam H3: Change the course or extent of surface water bodies (streams, lakes, sea) and their connections with other surface water bodies H4: Build hydropower plant* H5: Build drainage system H6: Build infiltration system H7: Build irrigation system* H8: Change conditions for groundwater recharge by changes in land use
Mechanical impact	M1: Drill in the rock* M2: Build rock cavern, tunnel, shaft, etc* M3: Excavate open-cast mine or quarry* M4: Construct dump or landfill M5: Bomb or blast on the surface above the repository M6: Subsurface bomb or blast*
Chemical impact	C1: Store/dispose hazardous waste in the rock* C2: Construct sanitary landfill (refuse tip) C3: Acidify air, soil and bedrock C4: Sterilise soil C5: Cause accident resulting in chemical contamination

* Includes or may include drilling and/or construction of rock cavern.

上表に示された活動のうち、SR-Site では、シーリングされた処分場に対する人間侵入シナリオの代表ケースとして、「岩盤ボーリング」を選定し、その他に「処分場に隣接する岩石施設」及び「フォルスマルク・サイト近辺の鉱山」ケースを選定している。

以降では、SR-Site の人間侵入シナリオの記述と解析で実施した「岩盤ボーリング」について示す。

SR-Site 安全評価では、ある掘削作業班が偶然にキャニスタを貫通するボーリングを掘削し、燃料の一部が地表に運び出されるという様式化したシナリオでは、以下を仮定している。

- ・ ボーリングによって1体のキャニスタの貫通が発生
- ・ 事故の発生後サイト及びボーリング孔は、それ以上の措置を講じることなく放棄される
- ・ 1ヵ月後に、1つの家族がサイトに移り住み、その土地で自給のための農業を営む。
- ・ 放棄されたボーリング孔は、この一家によって井戸として利用される。

上記の仮定の下に、SR-Site では処分場に対する影響、家族が受ける年間実効線量、ボーリング作業員の線量を評価している。

- ・ ボーリング作業員の被ばく線量

ボーリング作業員が受ける線量は、ボーリング孔の周囲に広がったカッティングス、掘削流体、燃料の破片に由来するものとしている。処分場の閉鎖から 300 年後に高度に汚染された区域内で働くボーリング作業員の一人が被ばくする線量率は、全面的に Ag-108m から受ける放射線によるもので、130mSv/時と算出している。

ボーリングによるキャニスタ貫通の発生が処分場の閉鎖の約 5,000 年後に起きた場合には、作業員の被ばく線量率は 1 mSv/時未満の値にまで低下し、その主な線量に寄与する核種は Nb-94 と Sn-126 であるとしている。

- ・ サイトに住みついた一家が受ける線量

サイトに住みついた一家が受ける線量は、井戸として利用している放棄されたボーリング孔と、地面に広がった瞬時放出成分及び燃料粒子を含むカッティングスによる 2 つの線源を考慮している。

処分場閉鎖 300 年後のケースではボーリング孔を井戸として利用した場合の被ばく線量は 0.31 mSv/年であるが、ドリル・カッティングス及び燃料の破片（キャニスタ内のインベントリの 3%）として地上に運び出された放射性核種で汚染された土壌を農業に利用した場合に生じる最大総年間実効線量は約 10 Sv/年であり極めて高くなっている。

ただし、ここで解析されたケースには一定数の単純化された慎重な仮定が含まれているため、年間実効線量の計算値は、どのような影響が生じるかの推定ではなく、生じ得る影響の例を示すものと見なすべきである、としている。

最適化及び利用可能な最善技術の利用の立証に必要な解析

SR-Site 報告書において「利用可能な最善技術」(BAT) の立証に関する BAT に関する説明の対象は、選定されたサイトにおける(銅製/鋳鉄性キャニスタ、緩衝材及び埋め戻し材を使用し、縦置き定置法を採用した) KBS-3 処分法に限定している。また、BAT に関連する評価の焦点は、リスクに寄与するシナリオ(すなわち、キャニスタの腐食破損を取り扱うシナリオとキャニスタの剪断破損を扱うシナリオ)とそれらに関連する安全機能に合わせている。さらに、BAT 及び最適化の観点から長期安全評価において算出したリスク結果の評価を行うために、重要なバリア寸法とレイアウト規則について幾つかの補足的な解析を実施している。

a. キャニスタの腐食破損潜在性

キャニスタの腐食破損が発生するのは、緩衝材の中で移流条件が卓越した場合に限られ、緩衝材において移流条件が成立する可能性に影響を及ぼす設計要素は以下としている。

- ・緩衝材の密度：定置された乾燥物質の量。
- ・埋め戻し材の密度：定置孔の上に置かれた乾燥物質の量。
- ・使用される緩衝材のタイプ。
- ・きわめて高い、あるいはきわめて低い地下水イオン強度を成立させる地圏の様々な条件。
- ・流量の増加につながる地圏の様々な条件。

また、浸食された緩衝材の場合、腐食破損ポテンシャルに影響を及ぼす設計要素は、以下としている。

- ・銅製シェルの肉厚。
- ・定置孔の受け入れ規準(これらが定置孔の周囲の地下水のダルシー・フラックスに影響を及ぼす可能性があるため。)

上記のうち、銅製シェルの肉厚に関しては、キャニスタ銅の肉厚を基本設計の 5cm から 2.5cm と 10cm にした場合を仮定して評価を行っている。評価の結果、銅の肉厚を 10 cm に増やすと 100 万年後に破損するキャニスタの平均数は約 3 分の 1 に、肉厚を半分の 2.5 cm に減らすと破損数は約 2 倍になるとしている(図 1-30)。また、基本設計に関するリスク計算値は規制限度値を下回っていることから、選定されている銅の肉厚は BAT の観点から

見ても妥当なものと考えられる、としている。

また、処分孔の受入基準に関しても、基準の重要性を調査するために以下の 2 つの補足的なケースについて検討している。

- ・ 亀裂の透水量係数と長さ (T/L) に関するフィルタリングが省略された場合
- ・ 排除規準が全く適用されない (すなわち、T/L フィルタも「純粋な」EFPC 規準も適用されない) 場合

計算の結果、T/L フィルタを省略する場合には 100 万年後の時点で破損するキャニスタの平均数は約 2 倍に増加し、全ての排除規準を省略するとその数は約 30 倍になることが示されている (図 1-30 を参照)。特に「排除規準が全く適用されない」条件の評価結果から、適切な排除規準を適用する必要性が立証されている、としている。

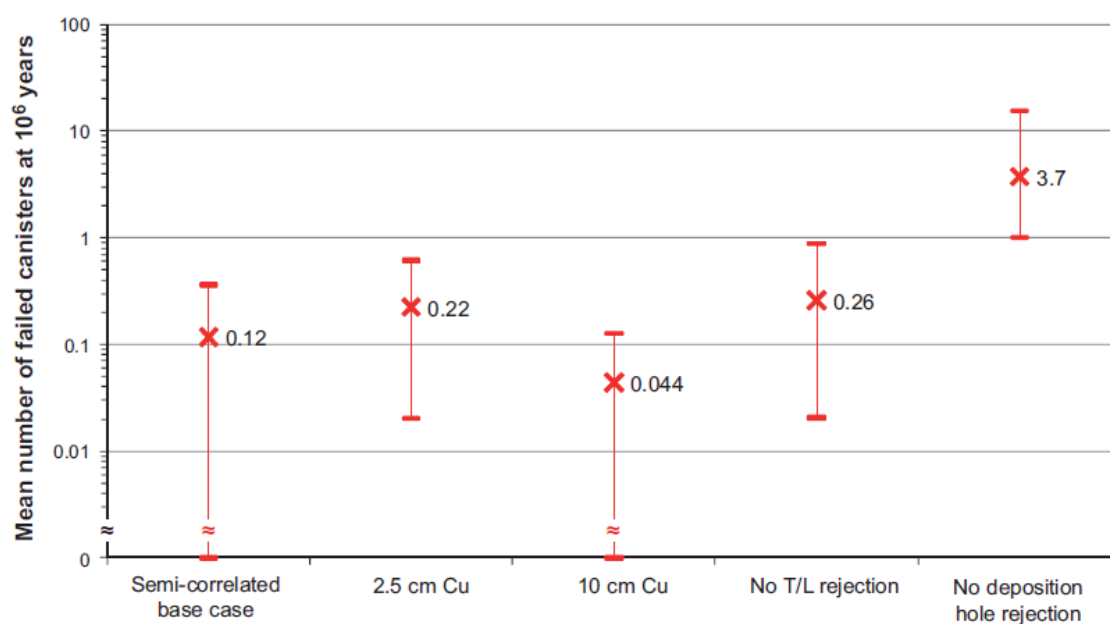


Figure 14-6. Sensitivity cases relating to BAT for the corrosion scenario. Cases with 2.5 and 10 cm copper thickness are shown as are two cases where the rejection criteria for deposition holes are eased and omitted, respectively. The crosses denote mean values and the bars denote the variability over the several realisations of the hydrogeological DFN models.

図 1-30 腐食シナリオにおける BAT に関連する感度ケース。肉厚が 2.5 cm と 10 cm の銅を用いたケースと、定置孔に関する排除規準 (EPFC) が緩和された場合と省略された場合の 2 つのケースがそれぞれ示されている。(×) 印は水理地質 DFN モデルの何回かのリアリゼーションにおける平均値を、横棒 (—) 印は変動幅を示す。

b. キャニスタの剪断破損の潜在性

キャニスタの剪断破損の潜在性に影響を及ぼす設計要素としては以下を挙げている。

- ・ インサートの強度及び欠陥の発生度。
- ・ 銅製シェルの力学的な特性。
- ・ 緩衝材の密度及び緩衝材の物質特性。
- ・ 定置孔排除の実施効率。

上記の要素に関する評価は、主として文献 [Raiko et al. 2010] によるキャニスタ設計解析の枠内で行われた剪断荷重へのキャニスタ・緩衝材系の応答に関する研究の成果に基づいており、『キャニスタ・プロダクション報告書』にとっての重要な基礎の一つとなっている。

上記の要素のうち、「緩衝材の密度及び緩衝材の物質特性」と「定置孔排除の実施効率」については、以下の評価をしている。

- ・ 緩衝材の最大許容密度を低下することができれば、その設計条件で緩衝材と処分孔のプロダクション（製造）を適応させることによって、剪断荷重に起因するリスクを低減できる可能性がある。緩衝材のコロイド化及びそれによる緩衝材自体の浸食（エロージョン）のモデル化に関する不確実性が未だに存在しており、モデル化において悲観的アプローチをとらざるを得ない傾向にある。現在の理解の下では、例えば別の緩衝材用の材料を選択するといった方法で、それらの不確実性を低減することはできない。緩衝材浸食メカニズムについては今後も研究開発プログラムを続ける必要がある。
- ・ 「拡張全周交差基準」(EFPC) の形での処分孔許容基準を用いることで、剪断破損に対して適切な防護を提供している。しかし、より詳細な調査プログラムから、EFPCを適用する場合、短い亀裂と交差しているだけの理由で多くの処分孔が不必要に拒否される結果となることが明らかとなっているため、この問題への取り組みを継続する理由がある。大規模亀裂を識別する他の方法を見つけ出すことができれば、安全性を犠牲にすることなく効率を高めることができるかもしれない。また、詳細調査の焦点を問題となり得る少数の亀裂に絞り込めるために、安全水準を向上できるかもしれない。EFPC の適用は、腐食破損に対する防護を提供する上でも重要である。ただし、

安全性の向上につながる可能性は、高流入となる処分孔を回避できるほうに重みがある。

c. リスクに寄与しない設計関連要素

リスクに寄与しない設計関連要素として、地殻均衡過圧によるキャニスタの破損、処分坑道埋戻し材の寸法及び物質特性、処分場深度について考察を行っている。それぞれについて以下の評価結果を示している。

「地殻均衡過圧によるキャニスタの破損」については、安全性の観点から見て、キャニスタの設計を変更する必要はほとんどないものと考えられるが、今後は、PWR用インサートの妥当性に関する公式の解析を実施する必要がある、としている。

「処分坑道埋戻し材の寸法及び物質特性」については、設置の観点から埋め戻し材の設計に改良を施す余地はあるあるとしても、その安全機能のさらなる改善のために設計変更を行う必要はないと考えられる、としている。

「処分場深度」については、選定された処分場深度は妥当なものであり、深度の変更によって算出されたリスクに著しい低減が実現するとは見なされない、としている。より浅い場所（例えば 400 m レベルより浅い場所）では、透水性亀裂が存在する頻度が高くなるため、リスクが増大する可能性があること、また、処分場を 100 m ほど深い場所に設置した場合には、リスクへの寄与は現在選定されている深度の場合と同水準であることが想定される一方で、さらに深い場所に設置した場合には、きわめて高い応力レベルなどの補足的な要素について検討する必要性が生じる、としている。

完了したシナリオ解析及びリスク解析に基づく、評価の初期段階で排除した FEP が無視できるものであることの検証

評価の様々な段階において FEP が除外されるため、SR-Site では FEP カタログに含まれている FEP の除外に関する正当性について検証を行っている。検証の対象は、以下の表 1-3 に示した、処分場の安全性の面で主要な関心が抱かれるシステム構成要素（燃料、キャニ

スタ、緩衝材、埋め戻し材及び地圏)に限定している。各 FEP の除外の正当性については、SR-Site の詳細な関連報告書と他の文献等を用いて考察している。

表 1-3 除外 FEP の正当性の検証において対象となる FEP

<p><燃料></p> <p>F3：誘発された核分裂（臨界）。</p> <p>F7：燃料マトリクスの構造的な変遷（破損を伴うキャニスタ）。</p> <p>F9：残留気体の放射線分解/酸の形成（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>F10：水の放射線分解（燃料の溶解を除く）。</p> <p>F15：ヘリウムの生成（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>F16：燃料マトリクスの化学的な変質（破損を伴うキャニスタ）。</p> <p><キャニスタ></p> <p>C4：外部圧力による銅製キャニスタの変形（破損したキャニスタ）。</p> <p>C5：熱膨張（鋳鉄製インサートと銅製キャニスタの両方）。</p> <p>C7：放射線の効果。</p> <p>C9：電解腐食（破損したキャニスタ）。</p> <p>C10：鋳鉄製インサートの応力腐食割れ。</p> <p>C12：応力腐食割れ、銅製キャニスタ。</p> <p>C13：地電流－迷走電流腐食。</p> <p>C14：キャニスタ表面への塩の沈着。</p> <p><緩衝材></p> <p>Bu1：放射線の減衰/発熱（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu3：凍結（再飽和/高温段階及び損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu6：気体の移行/溶解（気相移行）（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu9：液状化（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu17：鉄-ベントナイト相互作用（再飽和/熱相及び損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu19：放射能によって誘発された相転移（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu20：間隙水の放射線分解（損傷のないキャニスタ）。</p> <p>Bu21：微生物プロセス（不飽和条件及び損傷のないキャニスタ）。</p> <p><地圏></p> <p>Ge1：熱輸送（掘削/操業期間）。</p> <p>Ge4：気体の流動/溶解。</p> <p>Ge6：再活性化－既存の不連続沿いの変位（掘削/操業期間）。</p> <p>Ge8：クリープ。</p> <p>Ge10：亀裂における浸食/堆積作用。</p> <p>Ge14：地下水/岩石マトリクス反応（掘削/操業期間、温暖及び周氷河気候領域）。</p> <p>Ge18：コロイド・プロセス。</p> <p>Ge20：メタン水和物の形成。</p> <p>Ge22：放射線効果（岩石及びグラウト）。</p> <p>Ge23：地電流。</p>
--

100 万年以降の期間に関する説明およびナチュラルアナログ

SR-Site では、100 万年以降の期間における説明について、一般的な構造地質学的考察やナチュラルアナログによって得られる指標に基づいて定性的に議論をしている。

構造地質学的考察により、フォルスマルクの岩盤では、将来にわたり実質的には同じ変形帯が脆弱面として機能し、それにより過去約 1,000 万年間と同様の形で蓄積された応力が解放されると仮定することが、理に適っているとしている。また、そのことにより、剪断荷重が原因となって生じるキャニスタ破損数は、1,000 万年の規模においても、やはり限定的なものとなることが示されている、としている。

ナチュラルアナログによる観察として、カナダのシガーレイクやガボン共和国のオクロ鉱床において、還元的な環境で 100 万年を超える期間においても鉱石が良好な状態で保存されていることを示し、このことから燃料マトリクスを構成する酸化ウランが数百年にわたって安定した状態を維持できることが明らかであるとしている。

ナチュラルアナログ研究については、境界条件に関する情報が欠けている、また安全評価モデルで利用可能な定量的データを得ることが出来ないとしながらも、関連性のあるプロセスを識別する上で、さらには関連性のある全てのプロセスがモデルに組み込まれていることを検証する上で、ナチュラルアナログが果たしている役割は大きい、としている。

SR-Site では、過去 30 年間に実施されたアナログ研究の一部から得られた主な成果について、KBS-3 処分法の概念との関連性が高いと考えられるものを優先して簡略なレビューを示している。

KBS-3V 処分法の安全評価にとって関連性の高いナチュラルアナログ研究に関する参考資料が表 1-4 にリストアップされている。

表 1-4 KBS-3V 処分法の安全評価にとって関連性の高い幾つかのナチュラルアナログ研究に関して選択した参照資料。(このリストは網羅的なものではなく、アナログ研究の大規模かつ興味深い概要は、文献 [Miller et al. 2000] や [Ruiz López et al. 2004] に記載されているとしている。)

Table 14-4. Selected references for some natural analogue studies with relevance for the KBS-3V safety assessment. This list is not exhaustive. Large and interesting overviews of analogue studies are given in /Miller et al. 2000/ and /Ruiz López et al. 2004/.

Spent nuclear fuel, transport and retardation in the geosphere, method development and model testing	
Oklo, Gabon	Gauthier-Lafaye et al. 2000
Cigar Lake, Canada	Cramer and Smellie 1994
Poços de Caldas, Brazil	Chapman et al. 1993
Palmottu, Finland	Blomqvist et al. 2000
Koongarra (Alligator Rivers), Australia	Duerden et al. 1992
Nevada Test Site, USA	Kersting et al. 1999
Copper canister	
Keweenaw Peninsula, USA	Johnson and Francis 1980
Hyrkkölä, Finland	Marcos et al. 1999
Littleham Cove, UK	Milodowski et al. 2002
Kronan cannon, Sweden	Hallberg et al. 1988
Lightning plates, Sweden	Hallberg et al. 1984
Buffer and backfill	
Deep wells in sedimentary basins	Velde and Vasseur 1992
Kinneulle, Sweden	Pusch et al. 1998
Wyoming, USA	Smellie 2001
Almería, Spain	Villar et al. 2006
Dunarobba, Italy	Valentini et al. 1997

結論として、ナチュラルアナログ研究から、安全評価に関連するプロセス及びシナリオを特定する上で十分な情報が入手されている、としている。また多くのナチュラルアナログは、深層処分場概念に関する一般の人々の認識及び理解を向上させることによって、長期安全性の解析を支援するものであるとしている。

1.3.11 ステップ 11：結論

SR-Site の結論の章において、最初に以下の囲みにある中心的な結論を述べている。

安全評価 SR-Site の中心的な結論は、長期安全性に係わる要求事項を満たす KBS-3 処分法による処分場をフォルスマルクの地に建設できる、ということである。

また、結論の重要な成果概要として、以下を示している。

規制リスク基準の順守について

- ・ フォルスマルクに立地する処分場は、規制リスク基準を順守すると評価した
- ・ 初期の 1,000 年間におけるキャニスタ破損の生起可能性は、無視できるレベルのものであると評価した
- ・ 100 万年間で見えた場合、緩衝材が浸食を受けた後にキャニスタの腐食が促進され、これに起因するキャニスタの破損から生じるリスク寄与は小さい
- ・ 100 万年間で見えた場合、地震に起因するキャニスタ破損によって生じるリスク寄与は小さい

気候条件の変転に関する事項について

- ・ 緩衝材の凍結は除外される一きわめて悲観的な気候条件を選択した場合においても
- ・ 地殻均衡荷重に起因するキャニスタ破損は除外できる一きわめて悲観的な気候条件を選択した場合においても
- ・ 酸素浸透が起こる可能性は非常に低い一きわめて悲観的な気候条件を選択した場合においても、一そして、起こったとしても、それによる影響は小さい。
- ・ 地球温暖化に起因して、次の氷期が到来する前の温暖気候が続く期間が引き延ばされる場合、その期間における処分場の安全性は、地球温暖化による気候面の擾乱がない場合と同等である。

バリアの性能及び設計に関連するその他の事項について

- ・ SR-Site で評価した基本設計は、〔処分場の〕初期状態の根拠を形づくるものであり、フォルスマルクに建設することにより、安全な処分場の実現につながる。
- ・ 亀裂径が大きい、あるいは透水性が高い亀裂と交差する処分孔位置を回避することは、不可欠である。そして、そのような亀裂の排除基準を効率的に適用するためには、透水性亀裂の存在密度が低くなければならない。

- ・ キャニスタからの熱によって、処分孔壁の岩に亀裂が発生する可能性があり、そのような亀裂が生じた場合には、地下水中の溶存物の流入／流出が促進されるおそれがあるが、このことによるリスクへの影響はほとんどない。
- ・ 処分坑道周囲に生じる掘削影響領域について、その核種移行経路としての重要度は限定的である。
- ・ フォルスマルクでの岩盤特性が良好なものであるため、大部分の処分孔位置において、地下水が数千年以内にキャニスタに達することはない。

信頼度 (confidence)

- ・ 得られた結果に対する信頼度は、処分場建設許可申請に関する決定を行う上で十分なものである。

上記の SR-Site の結論の提示は、以下の 2 つのことに對して大きな役割を果たしているとしている。

- ① フォルスマルク・サイトでの **KBS-3V** 処分法による処分場に適用可能なスウェーデンの規制の順守を立証すること。
- ② 設計開発、SKB 社の研究・開発プログラム、詳細なサイト調査、将来の安全評価プロジェクトに対して、フィードバックを提供すること。

ステップ 11 では、上記に関しての説明を行っている。

➤ 放射線安全機関 (SSM) による規制の順守の立証について (①)

順守の立証に係る説明を開始する前に、最初に KBS-3 処分法による処分場概念の安全理念（「閉じ込め」と「遅延」）について説明をしている。

KBS-3 処分法による処分場の主要な一次的な安全機能は「閉じ込め」であり、フォルスマルクでは評価期間全体を通じて効果的に（直接的にはキャニスタの特性によって、間接的には母岩の水理地質学的・地球化学的特性の良好さによって）維持されることを SR-Site の解析で立証した、としている。

二次的な安全機能である「遅延」については、キャニスタが破損しているような特別なケースでは、「コモンモード形式（キャニスタ、緩衝材、岩石の全てが影響を受けている形

式)」であるため、核種の遅延機能は限定的であるとしている。

SR-Site の結論における順守の立証に係る説明では、SSM の規則および一般勧告における順守評価の提示に係る要件を分類し、それぞれについてステップ 7 の「基本的変遷の解析」やステップ 9 の「選定したシナリオ解析」セクションにおける結果等を用いて議論を行っている。(表 1-5)

表 1-5 順守評価の提示に係る要件と順守説明項目

1. 個人に関して算出したリスクの報告

SR-Site における個人リスクの計算

最初の 1,000 年間における順守

最初の氷期サイクルに関する順守

最初の氷期サイクルの終了時から最大で 100 万年後までの期間における処分場の性能
リスクの希釈

代替安全指標

100 万年後よりも後の期間

様々に異なる期間に関するリスク計算と結びついた不確実性

2. 放射性核種の放出が環境に及ぼす効果の報告

3. 「利用可能な最善技術」(BAT) の使用に関する立証

キャニスタ

緩衝材

定置孔の埋め戻し

処分場レイアウトと定置坑道及び定置孔の許容規準

処分場の深度

4. 信頼度 (confidence) の議論

完全性、包括性

5. システムに関するその他の一般要件

6. 安全評価に関する一般要件 – 不確実性、品質保証などの適切な取り扱い

ナチュラルアナログの利用

品質保証

不確実性の取り扱い

ここでは上記のうち、いくつかの項目に関する順守についての説明について概要をまとめる。

● 最初の 1,000 年間における順守

ここでは以下の説明を行っている。

- 全てのキャニスタは定置時に健全性を保っていると評価
- 基本的変遷の解析（ステップ 7）と腐食シナリオ及び地殻均衡荷重シナリオの解析（ステップ 9）において立証したように、識別したキャニスタの 3 種類の破損モード（すなわち、腐食に起因する破損、剪断荷重に起因する破損、地殻均衡荷重に起因する破損）のうち、最初の 1,000 年間では、腐食と地殻均衡荷重によって誘発される破損については、大きな裕度をもって除外することができる。
- 最初の 1,000 年間の終了時に 6,000 体のキャニスタのうちの 1 体が破損している確率は、 2.4×10^{-5} と推定している（基本的変遷の解析から：ステップ 7）。すなわち仮に最初の 1,000 年間に破損が一回起きるという予測が成立するためには、それぞれ 6,000 体のキャニスタを収容する処分場を 4 万カ所も建設しなければならないことになる。このように確率は極めて低い値であるが、最初の 1,000 年間でのリスク寄与を計算すると平均年間線量では最大でも $0.001 \mu\text{Sv}$ /年前後の結果であり、 10^{-10} /年のリスクに対応する。これは SSM 規則で要求される生物圏進展の詳細モデル化とランドスケープ進展を踏まえた核種移行計算に立脚している。

以上の説明から、解析対象のフォルスマルクの処分場は、閉鎖後の最初の 1,000 年間において、規制リスク基準を順守していると結論した、としている。

- キャニスタ

- 銅の肉厚を 10 cm に増やすと、100 万年間に破損するキャニスタの平均数が約 3 分の 1 になるが、逆に肉厚を半分の 2.5 cm にすると、平均破損数は約 2 倍になる。しかし基本設計に基づいて算出されたリスクが既に規制限度値を下回っていることから、肉厚を増やしたことによって得られるリスクの低減は控え目なものである。さらに、肉厚を増やしたキャニスタの製造及び密封に関連する問題が追加されることを考慮した場合、BAT の観点から見て、選定されている銅の肉厚は妥当なものだと見なされる。
- 銅製シェルの伸張及びクリープ延性に関する指定値は妥当なものだと見なされており、またこれらの特性を変更することによって、キャニスタがさらに大きな剪断荷重に耐えるようになる見込みはほとんどないと考えられている。
- 所定の基本設計では、地殻均衡荷重によるキャニスタの破損を防ぐために、最も極端な荷重状況においてさえ十分な余裕が設定されている。このため、この余裕を増やすための設計変更を行う必要はないと考えられる。

以上のステップ 10 での最適化と BAT の評価による結論として、安全性の観点から見て、キャニスタの設計を変更する必要はほとんどないものと考えられる、としている。

- 信頼度 (confidence)

SR-Site 評価は、SKB 社が行う最終処分場の許可申請—使用済核燃料の管理に対する SKB 社のプログラムの主要な意思決定ポイント—を裏付けるものとしている。このことから、SR-Site において得られた結果に対する信頼度の表明文は「妥当である」ということであり、得られた結果に対する信頼度は「当座の決定を行う上で十分である」と評価した、としている。以下では評価によって得られたとする、いくつかの事項について記す。

- フォルスマルクでの「地上からの調査」の完了段階から取得した知識は、長期安全性を評価する上で十分なものである。サイトは安全性にとって良好な条件を備えており、安全性を立証する上で、サイトに関連した未解決の課題は識別されていない。サイト記述モデルに対する信頼度、及びサイトの理解に対する信頼度は、サイト調査及びサイトのモデル化のための体系的かつ品質保証されたプログラムを通じて得たものである。

- ・ 基本設計について、その生産管理手順を特定し、かつそれらの手順を通じて、フォルスマルクにおいて長期安全性にとって良好な特性を備えた処分場システムの初期条件を達成できる水準まで確立している。システムの初期状態を達成するために、処分場システムの人工構築部分は、実証した技術と確立した品質保証手順に基づいている。
- ・ 長期安全性に関連する問題の科学的理解は、スウェーデンや他国のプログラム及び国際共同プロジェクトでの数十年にわたる研究を通じて成熟が進んでいる。処分場の変遷と安全性の理解するための研究開発の努力により、銅の腐食、キャニスタの剪断、その他の潜在的なキャニスタ損傷要因と係わる重要プロセス、並びに遅延を支配する重要な現象についての理解に至っている。これらの知識は、SR-Site において、安全評価で使う上で適切な形式で、複数の報告書に体系的に文書化している。
- ・ SR-Site 総括報告書とその支援文書は、包括的なピアレビューを受けたものである。特に安全評価の科学的根拠については、当該の科学分野で権威のある専門家のレビューを受けている。
- ・ SR-Site では、長期安全性と関連すると識別された事項についての完全な解析は、一つの確立された評価方法論に従って実施している—ここでいう方法論については、例えば、不確実性の取り扱う際の慎重なアプローチなどから構成されるものである。

➤ **SR-Site の結論の、設計開発、R&D プログラム、詳細サイト調査、将来の安全評価プロジェクトに対するフィードバックについて (②)**

SR-Site において、基本設計に従ってフォルスマルクに建設する処分場が十分な安全水準を備えること、並びに設計要領 (design premises) を満足していることを立証したことから、したがって、設計要領の大部分、及びそれらと関連する基本設計の大部分は、そのまま妥当であると判断できる、としている。一方、幾つかは再考する価値があるとして、計要領の改訂に関係する重要事項を挙げている。

以下では、設計要領に対するフィードバックについての重要事項としているものについて、いくつかを挙げる。

- ・ SR-Site の結果から、緩衝材密度の最大値を $2,050 \text{ kg/m}^3$ より低くできる場合には、キャニスタの剪断荷重からのリスク寄与をさらに低減できる可能性があることがわかった。

- ・ 底板（処分孔内に設置するボトムプレート）に関する問題について、代替策を検討すべきである。理想的には、処分孔内にはキャニスタと緩衝材だけが存在するのが望ましい。
- ・ 現行の設計要領に従うと、キャニスタの耐久力を超えて剪断が生じる可能性がない処分孔位置を、合理的に可能な限り、選択しなければならない。拡張全周交差基準（EFPC）はそのような大きな亀裂を識別するための一つの手段（ツール）であるが、別の手段によってリスクが同等あるいは低減できるのであれば、その手段で置き換えたり、補完目的として使うことができる。
- ・ **SR・Site** の解析から、もし処分孔が飽和している条件でダルシー流速が最大のものを事前に識別できるならば、リスク計算値を低減することができる。現行の設計要領を、評価期間内においてダルシー流速が高い処分孔を避けるといった内容に改訂できるかもしれない。
- ・ **SR・Site** で解析した変動ケースによって、連結した掘削影響領域（EDZ）の透水量係数の上限値 10^{-8} m²/s は適切であり、これを小さくする必要はないことを確認した。ただし、連結した EDZ の透水量係数がその値を超える場合には、リスクに影響を及ぼし始めるので避ける必要がある。

詳細サイト調査へのフィードバックに係る重要事項としているものの中から、いくつかを以下に記す。

- ・ フォルスマルクにおいて大地震を引き起こす可能性がある特定の変形帯について、実際の損傷ゾーンの範囲を決めること。
- ・ 処分孔と交差する亀裂のサイズをバウンディングするための手段の開発。
- ・ 地質学 DFN モデルにおける不確実性の低減。
- ・ 処分孔内への高流入と孔周辺のダルシーフラックスが生じうる、連結した透水亀裂を見つける（そして避ける）手法の開発。
- ・ 透水亀裂中の水理特性の実際の分布に関する不確実性の低減。
- ・ EDZ をコントロールする方法の開発及びその方法の信頼性の実証。
- ・ 岩盤応力と岩石の剥離強度（spalling strength）の特性調査。
- ・ 将来に生じる硫化物レベルの評価に対する信頼の向上。
- ・ 生物圏モデルのパラメータとして用いるデータの補足。

最後に、長期安全性に関連するプロセスの研究へのフィードバックに係る重要事項として、しているものの中から、いくつかを以下に記す。

- ・ 使用済燃料に関しては、燃料の溶解メカニズムを理解し、①〔燃料中の〕ギャップ及び粒界境界の核種インベントリ、②廃棄物の金属部材からの腐食放出挙動—の定量化をすること。
- ・ 銅の腐食挙動の理解は、安全理念の根本に係わる。この理解に対する信頼度は高いと判断しているが、進行中の研究を続けることは不可欠である。キャニスタに関しては、キャニスタへの力学的荷重の影響解析に対する信頼度構築において、鋳鉄の変形の理解が不可欠である。外部圧力の影響下での銅の変形に関する理解も、キャニスタへの力学的荷重の影響解析に対する信頼度構築において不可欠である。処分場においては、応力腐食割れが起こる条件とはならないと判断しているが、銅に応力腐食割れが発生する条件を識別するための研究は継続すべきである。
- ・ 緩衝材に関しては、透水特性、透気特性、パイピング／浸食、均質化、自己修復、モンモリロナイト変質、セメント化によるレオロジー効果についての追加的な研究は継続すべきである。緩衝材の浸食／コロイド化放出の研究から、それらのプロセスは単純に排除できないこと、及び継続した研究開発プログラムが必要であると結論している。さらなる研究によって、現時点ではやむを得ない、評価における悲観的な度合い（pessimism）を低減することができることもありうる。
- ・ 地圏と関係した研究開発の多くは詳細調査のプログラムでカバーされているが、いくつかのプロセスに関する研究は継続する必要がある。興味を引く研究領域には、熱誘起スポーリング現象（岩の剥離）の取り扱いと低減方法、岩における熱—水—機械プロセスの連成に関する継続した研究、地震シミュレーションツールの開発を含む地震発生可能性の評価、DFN 方法論の開発、フォルスマルクにおける硫化物の変遷の予測のバウンディングの改善、酸化還元電位の低く安定的な維持／硫化物の生成／酸素消費に係わる微生物活動の役割、核種移行におけるチャネリングの役割—がある。