

平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書

諸外国における放射性廃棄物埋設に係る
セーフティケースの調査

公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
平成 31 年 3 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した業務の成果を取りまとめたものです。

本報告書に関する問合せは、原子力規制庁までお願いします。

はじめに

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託業務「諸外国における放射性廃棄物埋設に係るセーフティケースの調査」の成果を取りまとめたものである。

本報告書と仕様書の調査内容の各項目は以下のような対応となっている。

- ・ 第 1 章：「3.1 国際機関におけるセーフティケースの最新情報の整理」
- ・ 第 2 章：「3.2 諸外国におけるセーフティケースに係る概要の調査」
- ・ 第 3 章：「3.3 事業者によるセーフティケースに関する調査」
- ・ 第 4 章：「3.4 セーフティケースに対する規制機関等のレビューに関する調査」

第 1 章では、仕様書 3.1 に従い、国際原子力機関（IAEA）、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）、欧州連合（EU）及び西欧原子力規制者会議（WENRA）のセーフティケース関連の文献等を整理している。

第 2 章では、仕様書 3.2 の調査として、仕様書で示された、英国、フランス、スウェーデン、フィンランド、米国の 5 カ国について、以下を取りまとめている。

- ・ 規制機関等のセーフティケースに関する要求事項
- ・ 事業者が公開しているセーフティケースに関する文書体系
- ・ 事業者が公開しているセーフティケースの全体を総括した概要
- ・ 規制機関等による事業者のセーフティケースに対するレビューの概要
- ・ 事業者によるセーフティケースの公表や規制機関等によるセーフティケースのレビュー等のセーフティケースに関する事業者及び規制機関等の今後の予定

また、第 3 章及び第 4 章ではそれぞれ、仕様書 3.3 及び 3.4 の調査対象国として英国を取り上げ、セーフティケースと規制機関のレビュー結果等についてまとめている。

目次

はじめに

第1章 国際機関におけるセーフティケースの 最新情報の整理

1.1 国際原子力機関（IAEA）の文献の整理.....	1-1
1.1.1 はじめに.....	1-1
1.1.2 IAEAにおけるセーフティケースに関連する文献の整理.....	1-3
1.1.3 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」（2011）.....	1-3
1.1.4 特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」（2012）.....	1-6
1.2 経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の文献の整理.....	1-15
1.2.1 地層処分場の長期安全性への信頼・その展開とコミュニケーション（1999）	1-16
1.2.2 地層処分場の閉鎖後セーフティケースの本質と目的（2013）.....	1-21
1.2.3 地層処分場のセーフティケースに関する国際経験（2009）.....	1-32
1.3 その他の国際機関等の文献の整理.....	1-42
1.3.1 欧州連合（EU）.....	1-42
1.3.2 西欧原子力規制者会議（WENRA）.....	1-45

第2章 諸外国におけるセーフティケースに係る概要の調査

2.1 英国におけるセーフティケースの概要.....	2-1
2.1.1 英国の調査対象文書.....	2-1
2.1.2 セーフティケースに関する要求事項.....	2-4
2.1.3 2010年処分システム・セーフティケースの文書体系.....	2-11
2.1.4 2010年処分システム・セーフティケースの概要.....	2-19
2.1.5 2010年環境セーフティケースに対するレビューの概要.....	2-31
2.1.6 2010年以降のセーフティケースに関する今後の予定.....	2-36
2.1.7 2010年環境セーフティケースにおける安全戦略.....	2-39

2.2	フィンランドにおけるセーフティケースの概要	2-72
2.2.1	フィンランドの調査対象文書	2-72
2.2.2	セーフティケースに関する要求事項.....	2-74
2.2.3	TURVA-2012 の文書体系.....	2-103
2.2.4	TURVA-2012 の概要.....	2-109
2.2.5	TURVA-2012 に対するレビューの概要	2-134
2.2.6	TURVA-2012 以降のセーフティケース開発（今後の予定）	2-139
2.3	スウェーデンにおけるセーフティケースの概要	2-152
2.3.1	スウェーデンの調査対象文書	2-152
2.3.2	セーフティケースに関する要求事項.....	2-154
2.3.3	SR-Site の文書体系.....	2-158
2.3.4	SR-Site 総括報告書の概要.....	2-164
2.3.5	SR-Site に対するレビューの概要	2-193
2.3.6	SR-Site 以降のセーフティケース開発（今後の予定）	2-202
2.4	フランスにおけるセーフティケースの概要	2-205
2.4.1	フランスの調査対象文書.....	2-205
2.4.2	セーフティケースに関する要求事項.....	2-210
2.4.3	地層処分に関する安全オプション書類の文書体系	2-223
2.4.4	地層処分に関する安全オプション書類の概要	2-253
2.4.5	地層処分に関する安全オプション書類に対するレビューの概要	2-275
2.4.6	セーフティケースに関する事業者及び規制機関等の今後の予定	2-297
2.4.7	長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書.....	2-298
2.5	米国におけるセーフティケースの概要.....	2-310
2.5.1	米国の調査対象文書.....	2-310
2.5.2	セーフティケースに関する要求事項.....	2-313
2.5.3	地層処分事業における性能評価・安全評価の文書体系	2-328
2.5.4	「ユッカマウンテン処分場の安全性」の概要	2-357
2.5.5	「ユッカマウンテン処分場の安全性評価報告書」に対するレビューの概要	2-374
2.5.6	ユッカマウンテン処分場に関する今後の予定	2-380

第3章 事業者によるセーフティケースに関する調査	3-2
3.1 調査対象国について	3-1
3.2 英国の埋設施設の閉鎖後の長期評価に関する調査	3-2
3.2.1 英国政府の政策	3-2
3.2.2 放射性廃棄物の分類	3-3
3.2.3 処分インベントリ	3-3
3.2.4 多重バリアシステム	3-9
3.2.5 廃棄物パッケージ	3-11
3.2.6 地層処分概念の事例	3-14
3.2.7 性能評価アプローチ方法	3-22
3.2.8 一般的な条件（generic）で実施される計算の目的	3-23
3.2.9 閉鎖後性能評価における規制面に関する背景情報	3-24
3.2.10 システム挙動に関する理解	3-26
3.2.11 不確実性の取扱い	3-26
3.2.12 閉鎖後性能評価で用いられたアプローチ	3-32
3.2.13 評価結果	3-37
3.2.14 まとめ	3-67
 第4章 セーフティケースに対する規制機関等のレビューに関する調査	
4.1 環境セーフティケースに対する規制機関のレビュー文書	4-1
 別紙 2016年に公表された環境セーフティケースとそのレビューについて	
(1) 2016年処分システムセーフティケースの主な変更点	1
(2) 2016年環境セーフティケースの概要	7
(3) 2016年環境セーフティケースに対する規制機関のレビュー	13

第1章 国際機関におけるセーフティケースの 最新情報の整理

国際機関におけるセーフティケースの最新情報の整理として、国際原子力機関（IAEA）及び経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）のセーフティケースに関する文献の概要をまとめる。また、その他の国際機関等として、欧州連合（EU）及び西欧原子力規制者会議（WENRA）を取り上げ、これらの機関の発行する規則、基準等におけるセーフティケースに関する要件等を整理する。

1.1 国際原子力機関（IAEA）の文献の整理

1.1.1 はじめに

国際原子力機関（IAEA）では、階層構造を持った安全基準・指針類を策定しており、上から、「安全原則（Safety Fundamentals）」、「安全要件（Safety Requirements）」、「安全指針（Safety Guides）」の順となっている。2008年以降、安全要件を「一般安全要件（General Safety Requirements）」及び「特定安全要件（Specific Safety Requirements）」に、安全指針を「一般安全指針（General Safety Guides）」及び「特定安全指針（Specific Safety Guides）」に区分し検討・策定している（図 1.1-1 及び図 1.1-2 参照）。¹⁾

IAEA での放射性廃棄物処分に関連する安全基準文書の策定状況を表 1.1-1 に示す。

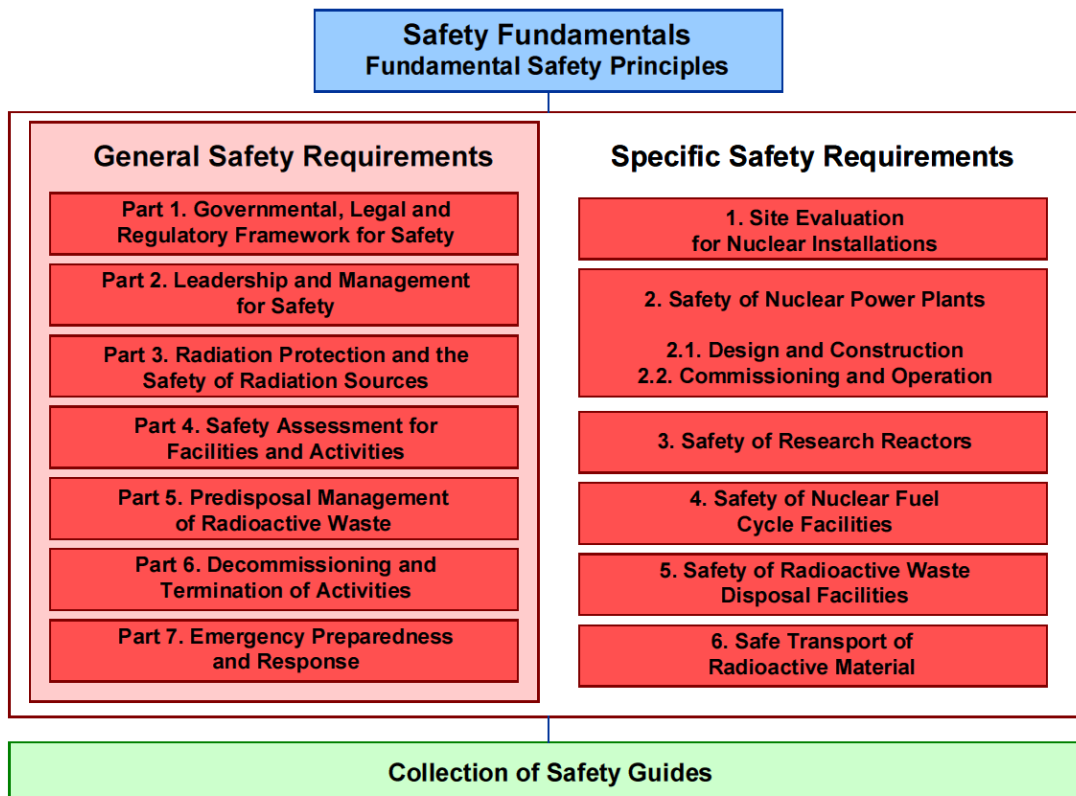


図 1.1-1 IAEA の安全基準文書の階層構造 ¹⁾

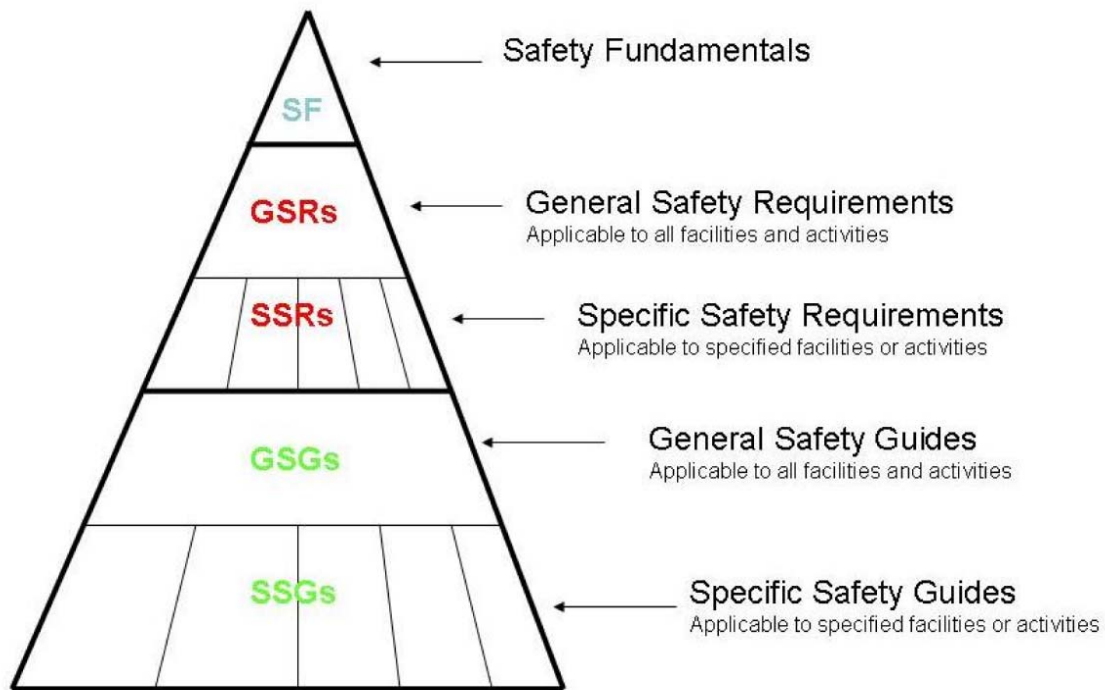


図 1.1-2 IAEA の安全基準文書の階層構造と適用先¹⁾

表 1.1-1 IAEA での放射性廃棄物処分に関連する安全基準文書の策定状況

IAEA 文書の区分	文書名	策定状況
安全原則	No.SF-1「基本安全原則」(2006年) ²⁾	すでに最終版が出版されている
一般安全要件	No. GSR Part 4「施設及び活動に対する安全評価」(2009年) ³⁾	すでに最終版が出版されている
特定安全要件	No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」(2011年) ⁴⁾	すでに最終版が出版されている
一般安全指針	No. GSG-1「放射性廃棄物の分類」(2009年) ⁵⁾	すでに最終版が出版されている
特定安全指針	No. SSG-1「放射性廃棄物のためのボーリング孔処分施設」(2009年) ⁶⁾	すでに最終版が出版されている
	No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」(2011年) ⁷⁾	すでに最終版が出版されている
	No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」(2012年) ⁸⁾	すでに最終版が出版されている
	No. SSG-29「放射性廃棄物の浅地中処分施設」(2014年) ⁹⁾	すでに最終版が出版されている
	No. SSG-31「放射性廃棄物処分施設のモニタリング及びサーベイランス」(2014年) ¹⁰⁾	すでに最終版が出版されている
	No. SSG-35「原子力施設のためのサイト調査及びサイト選定」(2015年) ¹¹⁾	すでに最終版が出版されている。 放射性廃棄物処分場への適用は想定されていない。
	No. SSG-38「原子力施設の建設」(2015年) ¹²⁾	すでに最終版が出版されている。

		放射性廃棄物処分場への適用は想定されていない。
--	--	-------------------------

1.1.2 IAEAにおけるセーフティケースに関連する文献の整理

ここでは、IAEAのセーフティケースに関連する文書として、特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」及び特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」を取り上げ、その概要をまとめる。

1.1.3 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5 (2011)

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」の概要

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」(2011年)⁴⁾は、全ての放射性廃棄物の処分に関する安全要件を確立することを目的としたものである。このため、処分施設の操業中、閉鎖後における放射線学的リスクからの人間と環境の防護に関する目標及び基準を定めるとともに、この基準に適合するための処分場のサイト選定及びその評価、並びに処分場の設計、建設、操業及び閉鎖に関する要件が規定されている。

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」の構成を表 1.1-2 に示す。

表 1.1-2 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」の構成

章構成	節構成
1. はじめに	
	背景
	概論
	放射性廃棄物の処分（及び貯蔵）の概念
	放射性廃棄物の処分施設の種類
	処分施設の開発
	目的
	範囲
	構成
2. 人間及び環境の防護	
	基本安全原則の適用
	操業期間における放射線防護
	閉鎖後の期間における放射線防護
	安全目標
	基準
	環境及び非放射線学的側面の問題
3. 放射性廃棄物処分の計画立案に係わる安全要件	

章構成	節構成
	行政及び法規制の枠組み
	要件 1：政府の責任
	要件 2：規制機関の責任
	要件 3：操業者の責任
	安全アプローチ
	要件 4：処分施設の開発プロセスにおける安全の重要性
	要件 5：処分施設の安全に係わる受動的手段
	要件 6：処分施設の理解及び安全性に対する確信度
	安全に係わる設計概念
	要件 7：多重安全機能
	要件 8：放射性廃棄物の閉じ込め
	要件 9：放射性廃棄物の隔離
	要件 10：受動的な安全特性の監視と管理
4. 処分施設の開発、操業及び閉鎖に係わる要件	
	放射性廃棄物処分の枠組み
	要件 11：段階的な開発及び評価
	セーフティケースと安全評価 (The Safety Case and Safety Assessment)
	要件 12：処分施設のセーフティケースと安全評価の準備、承認及び活用
	要件 13：セーフティケースと安全評価の範囲 (Scope)
	要件 14：セーフティケースと安全評価の文書化
	処分施設の開発、操業及び閉鎖での段階
	要件 15：処分施設のためサイトの特性調査
	要件 16：処分施設の設計
	要件 17：処分施設の建設
	要件 18：処分施設の操業
	要件 19：処分施設の閉鎖
5. 安全性の保証	
	要件 20：処分施設における廃棄物受入れ
	要件 21：処分施設におけるモニタリングプログラム
	要件 22：閉鎖後の期間と制度的管理
	要件 23：国の核物質計量管理システムの検討
	要件 24：原子力セキュリティ措置の配慮に係わる要件
	要件 25：マネジメントシステム
6. 既存の処分施設	
	要件 26：既存の処分施設
付属書： 安全目標及び基準の履行の保証	
参考文献	
付録： 放射性廃棄物の分類	

(2) セーフティケースに関する要件等

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、セーフティケースを「施設の安全性を立証するための論拠と証拠の集めたもの (the collection of arguments and evidence to demonstrate the safety of a facility)」としている【1.26】。また、同安全要件では、「セーフティケースと安全評価」として、以下のようなセーフティケースに含めるべき内容等が示

されている。

- セーフティケースは、全ての重要な決定に不可欠な入力情報 (input) であり、放射性廃棄物の処分施設の開発、操業及び閉鎖において、規制機関及び利害関係者によるレビューのためにセーフティケース及びそれを裏付ける安全評価を作成 (development) することが重要である。【4.6】
- セーフティケースでは、品質保証のためのマネジメントシステムを取り扱わなければならない。【4.6】
- セーフティケースでは、処分の各段階での未解決の不確実性とその安全上の重要性 (significance)、それらの管理 (management) のためのアプローチを特定 (identify) し、認知 (acknowledge) しなければならない。【4.7】
- セーフティケースには、安全評価の結果、施設のロバスト性及び信頼性、設計・安全評価及びその仮定を裏付ける証拠 (evidence) 及び理由を含まなければならない。【4.8】

また、特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、セーフティケースと安全評価に関して3つの要件(要件12～14)が示されている。

要件12ではセーフティケースと裏付けとなる(supporting)安全評価の準備、承認及び活用に関して以下を規定している。

- 処分施設の開発中、操業中及び閉鎖後の各段階で、作成・更新しなければならない
- 承認を得るために規制機関に提出しなければならない
- 規制機関への情報提供及び各段階で必要な意思決定への情報提供のために、十分に詳細(detailed)かつ包括的(comprehensive)なものでなければならない

また、これに関連し、セーフティケースは、処分施設の開発において許認可に関する意思決定の根拠(basis)、研究開発、サイト選定・評価(evaluation)及び設計の指針(guide)とするために、早期に作成されなければならないこと、プロジェクトの進行とともに、順次精緻化(elaborated)すること、処分施設開発の重要な段階で規制機関に提出されなければならないこととされている。

要件13では、セーフティケースと安全評価の範囲(scope)が規定されている。処分施設のセーフティケースは、サイト、施設の設計、運営措置(managerial control measures)

及び規制管理 (regulatory controls) に関する安全関連の全ての側面を記述 (describe) しなければならないこと、セーフティケースとそれを裏付ける安全評価では、人間及び環境に提供される防護レベルを立証 (demonstrate) し、安全要件が満たされていることを規制機関等に対し保証 (assurance) すること規定している。また、セーフティケースでは、操業中及び閉鎖後双方の安全性を取り扱わなければならないこととされている。さらに、ナチュラルアナログ及び古水理地質学、サイトの特質、適切なサイト特性、設置地質構造の特性などの研究に基づいた、複数の方法 (multiple lines) による理由を提示 (presentation) することも求められるとされている。

3つ目の要件 14 では、セーフティケースと安全評価の文書化に関して規定されている。具体的には、セーフティケースとそれを裏付ける安全評価は、各段階での意思決定への情報提供、支援、及び独立したレビューのために、十分に詳細で、かつ高い品質で文書化されなければならないとされている。また、これに関連し、文書化において検討すべき重要な点は、正当化 (justification)、トレーサビリティ、及び明瞭さ (clarity) であるとされている。

1.1.4 特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」

The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal, IAEA Safety Standards Series No. SSG-23 (2012)

(1) 特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」(2011年)の概要

特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケース及び安全評価」(2011年)⁸⁾は、全ての種類の放射性廃棄物処分施設の安全性の評価 (assess)、実証 (demonstrate)、文書化 (documentation) の方法に関するガイダンスを示すことを目的としている。本特定安全指針は、放射性廃棄物処分施設の閉鎖後の安全性を評価 (assess) する際の最も重要な考慮事項を特定しており、そのような安全評価を行い、セーフティケースを示す上での最良の実施方法 (best practice) に係るガイダンスを提供している。【1.5】

セーフティケースは、サイト並びに施設の設計、建設、運転の適合性 (suitability)、放射線リスクの評価 (assessment)、処分施設に伴う全ての安全関連作業 (safety related work) の妥当性 (adequacy) と品質の保証 (assurance) を対象とする、処分施設の安全性を裏付

ける科学的、技術的な、組織運営（administrative）及び管理（managerial）に係る論拠（arguments）と証拠（evidence）を集めたもの（collection）であるとしている。【1.3】

また、本特定安全指針では、全ての種類の放射性廃棄物に関するセーフティケースと安全評価を対象としている。さらに、特に処分施設の閉鎖後の評価に重点が置かれているが、処分施設開発の全ての段階に関するガイダンス等を提供している。【1.6】

本特定安全指針は、まず、セーフティケースの準備にあたって満たすべき主な安全原則・安全要件を示し、それらを如何に満たすのかという点についてのガイダンスを示す構成となっている。【1.8】

特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケース及び安全評価」の構成を表 1.1-3 に示す。

表 1.1-3 特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」の構成

章構成	節構成
1.はじめに	
	背景
	目的
	範囲
	構成
2.放射性廃棄物処分の安全の立証	
3.安全原則及び安全要件	
	安全原則
	セーフティケースと安全評価に関する要件
4.放射性廃棄物処分に関するセーフティケース	
	セーフティケースの役割と開発（development）
	セーフティケースの構成要素
	相互影響プロセス
5.閉鎖後の放射線学的影響評価	
	評価のコンテキスト
	処分システムの説明
	シナリオの作成（development）と正当化
	評価モデルの開発（formulation）と実装（implementation）
	計算の実施及び結果の解析
	評価モデルの精緻化
	評価基準との比較
6.特定の課題	
	セーフティケースの変遷（evolution）
	等級別扱い（graded approach）
	深層防護
	ロバスト性

章構成	節構成
	評価のためのタイムフレーム
	人間侵入
	制度的管理
	廃棄物の回収可能性
	オプションの評価
7.セーフティケースと安全評価の文書化と利用	
	セーフティケース文書
	セーフティケースの利用
8.規制者によるレビュープロセス	
	規制者によるレビュープロセスの目的と属性
	レビュープロセスの管理
	規制機関による等級別扱いの利用
	レビューの実施とレビュー結果の報告
参考文献	
起草及びレビューの協力者	
IAEA 安全基準のエンドーズに係る機関	

(2) セーフティケースに関する要件等

特定安全指針 No. SSG-23「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」では、閉鎖後の安全性に焦点を当て、処分施設の安全を論証する、全ての論拠、裏付けとなる評価、解析、及び証拠を示すためのセーフティケースの役割と要素に関するガイダンスが示されている。

a. セーフティケースの役割【4.6】

同特定安全指針では、セーフティケースの役割として以下を提供するものとしている。

- 閉鎖後の処分システムの挙動 (behaviour) と性能 (performance) に関する理解を立証 (demonstrate) する、構造化された追跡可能かつ透明性のある方法での関連情報の統合 (integration)
- 処分システムの挙動と性能における不確定要素の特定 (identification)、不確実性の重要性 (significance) の解析、重要な (significant) 不確実性の管理 (management) のためのアプローチの特定
- 処分施設が人間の健康と環境を防護するように機能する (perform) ことの合理的な保証 (assurance) を提供することによる、長期安全性の立証 (demonstration)
- 処分施設開発 (development) の段階的アプローチ (the step by step approach)

における意思決定の支援 (support)

- 処分施設に関連する問題についての利害関係者間のコミュニケーションの促進 (facilitation)

b. セーフティケースの開発 (development) 【4.7, 4.8】

セーフティケースの開発は、プロジェクトの開始時にスタートし、処分施設の開発と操業から閉鎖と許認可の終了までの全ての段階を通じて続けられるべきであり、このような段階的なアプローチにより、以下が可能になるとされている。

- 必要な科学的、技術的データの体系的な収集 (Systematic collection) と評価 (assessment)
- 候補地の評価 (evaluation)
- 処分概念の開発 (development)
- データの漸進的改善 (progressively improving) を伴う設計と安全評価のための反復的研究
- 技術的及び規制によるレビューでのコメントの取り込み (incooperation)
- 特定の意思決定段階 (decision point) での公衆との協議 (consult)
- 政治の関与

また、サイト選定手続きの段階では、セーフティケースは、サイトが原則として処分施設に適しているか判断することを目的としている。以降の段階では、サイト固有のデータが必要であり、詳細な設計がなされ、セーフティケースにおいて操業及び長期の性能に関する問題を詳細に扱うことが可能になるとされている。【4.16】

c. セーフティケースの構成要素 【4.20～4.88】

同特定安全指針では、セーフティケースの構成要素として以下が列挙され、そこに含めるべき項目・内容が詳細に記述されている。

- セーフティケースのコンテキスト
 - ◇ セーフティケースの目的
 - ◇ 安全性の論証 (demonstration)
 - ◇ 等級別アプローチ

- 安全戦略 (safety strategy)
- 処分システムの説明 (description)
- 安全評価 (safety assessment)
 - ◇ 閉鎖後の放射線的影响評価
 - ◇ サイトと工学的側面
 - 受動的な安全性
 - 多重安全機能
 - ロバスト性
 - 科学的・工学的原則
 - サイト特性調査の品質
 - ◇ 操業安全の側面
 - ◇ 非放射線学的環境影響
 - ◇ マネジメントシステム
- 不確実性の管理 (management)
- 反復と設計の最適化
- 限界 (limits)、管理 (controls) 及び条件
- 安全論拠 (safety arguments) の統合
 - ◇ 安全基準との比較
 - ◇ 補完的な安全及び性能の指標 (indicator)
 - ◇ 複合的議論
 - ◇ 未解決な問題への対応 (addressing) 計画

また、各段階でのセーフティケースの改訂では、発生した事象や受け入れた廃棄物などの情報を含む、処分施設の変遷 (evolution) に関する情報に基づくべきであり、必要な決定を裏付けるために十分に詳細な情報と評価 (assessment) を示すべきとされている。さらに、セーフティケースを開発する際には、セーフティケースをレビュー、使用、及び承認する政府、規制機関、利害関係者などの主要な当事者のニーズを十分に理解するべきであるとされている。施設の耐用期間終了時に作成されるセーフティケースには、制度的管理の根拠 (basis) などの将来世代に渡す必要がある情報の全てを含むべきであるとされている。

【4.11, 4.17, 4.18】

d. セーフティケースの規制者によるレビュー

規制者による意思決定プロセスには複数の規制機関が関与する場合があるため、セーフティケースのレビュープロセスでは、規制機関の決定がセーフティケースの包括的な精査（scrutinized）に基づいていることを利害関係者に示すことができるよう、規制機関が調和の取れたアプローチを取ることによって信頼性を高めることができるとしている。【8.1】規制機関によるレビューの全体的な目標（goal）は、処分施設が現在から将来にわたり人間の健康や安全、または環境に容認できない影響を生じないことを検証（verify）することとしている。【8.3】

レビューの目的と対象範囲を定めるにあたって、考慮すべき関連ポイントには以下が含まれるとしている。【8.5】

- サイトにとって重要な安全問題。
- 操業者によって提供された安全に関する情報の範囲（extent）と、情報の評価（evaluate）のために規制機関が利用可能な資源（resources）。
- レビューは人間に対する放射線影響のみを考慮しているか、その他の影響も考慮しているか。
- レビューは、環境に対する全ての影響に加えて、公衆、作業員、そして人間以外の種への影響を考慮しているか。
- セーフティケースの文書のどの部分をレビューの焦点とすべきか。
- 規制レビューの結果の用途、例えば、それらを施設の許認可発給における操業者及び他の利害関係者とのコミュニケーションの一部として使用するのか、許認可発給に用いるのか、既存施設に関する条件の設定に使用するのか。

規制者によるレビューの全体目標を達成するために、規制レビュープロセスの目的として、以下を設定している。【8.3】

- 品質、詳細度、理解の深さに関して、セーフティケースが容認できるレベルで開発（develop）されたか、それが目的に適ったものか（fit for purpose）判断（determine）すること。
- セーフティケースとそのセーフティケースが基づいている仮定が、放射性廃棄物管理原則、及び規制要件や規制上の期待（expectations）に適合するか、これらに

従っていることを検証すること。

- 計画中の施設が安全に操業されることを実証する (**demonstrate**) 適切な根拠 (**basis**) をセーフティケースが提供しているか、また、閉鎖後の適切なレベルの安全性に関する合理的保証 (**reasonable assurance**) を提供しているかについて判断すること。
- 可能性の低い潜在的影響 (**unlikely potential effects**) を緩和するための措置 (**measures**) が特定され対処されていること、その実施に関する適切なフォローアップ計画が策定されている (**developed**) ことを検証すること。
- 操業者に対応を求める問題が明確に同定されたか規制機関が判断すること。
- 未解決問題を特定し、これらの問題を解決するための計画が策定済であることを検証すること。

さらに、上記の目的 (一次的な目的) に対するセーフティケースの評価を容易にするため、いくつかの二次的な目的 (**Secondary objectives**) を特定するのが一般的とされており、それらは、セーフティケースが以下のようなものであるか評価することとされている。【8.4】

- 適切なコンテキストで開発されている (**developed**)。
- 処分施設の開発段階を考慮すると、十分に完全な (**sufficiently complete**) ものである。
- データと情報の提示に十分な透明性がある。
- 承認されたマネジメントシステムを適用し有能な職員 (**competent personnel**) によって準備されている。
- 独立したピアレビューを受けている。
- 適切な仮定に基づいている (**based on appropriate assumption**)、適切な評価手法とモデルを利用している、十分な裏付けとなる論拠 (**arguments**) を含んでいる。
- 全ての関連する安全機能と安全に関する潜在的問題全てが対処されるように、危険性及び関連するシナリオの特定と選別 (**identification and screening**) を含む、処分システムの十分な理解を示している。
- 限界 (**limits**)、管理 (**control**)、及び条件の特定 (**identification**)、設定 (**establishment**)、正当化、及び最適化がいかに実施されたかを明瞭に説明してい

る。

- 入力データと使用されるモデルとともに処分システムの理解、及び処分施設の性能に伴う不確実性を明確に特定している。
- あらゆる放射線被ばくが最適化されていることを立証する適切な評価と裏付ける正当化を提示しており、安全性が最適化されたことを提示（demonstrate）している。
- 該当する場合、既存施設の修復措置に関する正当化と最適化の十分な検討を含んでいる。
- 処分施設の立地、建設、試運転、操業、及び閉鎖に適用されるマネジメントシステムのあらゆる関連要因を取り扱っている。
- 適切な深層防護を含む良好な工学経験（good engineering practices）が施設設計の開発に利用されたことを立証している。
- セーフティケースの将来の開発、処分システムの理解、及びサイトの制度的管理に関するプログラムを定めている。

また、規制者によるレビューの質や成否に影響する、以下のような重要な要素があるとしている。【8.6】

- 規制機関の要件と期待（expectations）、及び安全性の判断基準は、プロセスの初期に明確に定めるべきである。セーフティケースと安全評価の完全性と質は、しばしば規制要件、規制機関の期待、及びアプローチに左右される。
- 規制レビュープロセスは利益相反のない状態でなければならず、レビューチームはレビュープロセス中に、レビューの範囲及び権限外の内外の考慮事項から過度に影響を受けてはならない。
- 規制レビュープロセスは、明確に定められた役割と責任、意思決定プロセスに従って構成（structured）し、追跡可能（traceable）なものとすべきである。
- 規制機関は、放射性廃棄物施設の安全評価の専門知識と実地経験（hands-on experience）がある職員を揃え、安全評価に関わる全ての必要な分野の専門知識を内部に有するか、専門家を利用できるべきである。
- 規制機関によるレビューは、セーフティケースの複雑さと検討対象の処分施設に

伴う潜在的リスクに見合うレベルの資源により実施されるべきである。

- 規制レビュープロセス全体を通じて操業者と規制機関のコミュニケーションを維持すべきである。
- 規制レビュープロセスには、明確に決められた協議段階、手続き、及び意思決定プロセスを伴う利害関係者との協議の枠組みが含まれるべきである。このプロセスの信頼性は、進捗に関する議論の方法と、この枠組み内でのレビュープロセスの成果を含めることによって、高めることができる。
- レビュープロセスにおいて、セーフティケースで提示された論拠 (arguments) が基づいている科学技術により、適切に裏付けられているかどうか、また、それらの論拠が規制要件と規制機関の期待に従っているかどうかについて、論理的根拠と判断の文書化が確実に行われるようにすべきである。

さらに、レビューの完了段階でのレビュー報告書に含めるべき項目が以下のように示されている。【8.17】

- はじめに：レビューの目的と背景の簡単な説明、レビューを行った文書のタイトルと作成者、サイトに関する概要情報、レビューに関与した組織に関する情報等。
- レビューの範囲と目的：レビューの高次の目標 (high level objectives)、範囲等に関するレビュープロセスの全般的概要。
- 適用された規制要件：レビューの対象となった、規則のリスト、定められた手順書／国際機関等の勧告。
- レビューの方法とプロセス：レビュー計画とレビュープロセスにおける段階、操業者との対話、コメントの分類、コメントのフォーマットとコメントの識別方法に関する要件、レビューチーム内の対話等、及びコメントの解決を含む規制のレビュー手続きの説明。
- 評価の主な結果：レビュー対象分野それぞれの説明。
 - ◇ 主要なコメント：安全戦略、コンテキスト、アプローチ、セーフティケース及び安全評価の結果、シナリオ、モデル、パラメータに関する不確実性の処理、リスクの管理と最適化、主要な規制基準及び指針との適合性、適切な限度と条件、セーフティケースの将来開発プログラム等の高次の問題点に関する、レビューした文書の主要な不足を要約した一般的なコメント。

- ◇ 特定のコメント：処分施設の特性調査、廃棄物インベントリと工学、地質学、水理地質学、化学、気象、生物圏及び人間侵入面を考慮した処分施設から環境への放射性核種の移行のモデル化等のレビューにおける主な技術的分野に関するより詳細なレビュー結果。
- ◇ 未解決の課題と不確実性：未解決のままの課題に関するコメント。
- ◇ 結論：明言すべきレビューの結論。操業者が提供すべき追加情報、修正された安全評価作業、サイト、または廃棄物のモニタリング及びその他の管理、廃棄物インベントリの制限、リスク管理、廃棄物受入基準等、許認可で考慮すべき問題点に関するレビューの結論。
- ◇ 参照資料：レビューで考慮された参照文書、及びレビュー報告書を裏付ける基礎的レビュー報告書のリスト。
- ◇ 審査チームを構成する個人の資質を立証する適切な情報。

1.2 経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の文献の整理

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）における放射性廃棄物管理分野の活動では、全ての種類の放射性廃棄物に関する、安全で、持続可能かつ、社会的に受け入れ可能な管理戦略の策定において、加盟国を支援することを目的としている。特に、長寿命放射性廃棄物及び使用済燃料の管理、原子力施設の廃止措置に注力しており、このような活動は、主に放射性廃棄物管理委員会（RWMC）を通じて行われている。¹³⁾

RWMCは、2000年にセーフティケース統合グループ（IGSC）を設置している。IGSCの使命は、堅固な科学技術的な基礎で裏付けられた効果的なセーフティケースを開発するために加盟国を支援することとされている。処分場の実現のための全開発段階における技術的側面に加え、処分場開発の戦略的及び政策的側面に対応するために安全に関する各国の専門家間の対話のためのプラットフォームも提供している。¹⁴⁾

セーフティケースの開発には、工学、地質学、放射線防護などの様々な分野からの情報が必要とされるため、IGSCでは、専門家に対して交流やコミュニケーションのための中立的なフォーラムを提供している。また、IGSCの活動は、最良の実践に関するコンセンサスを醸成し、処分場の実現のための全段階で用いられる革新的なアプローチの開発を前進させる。IGSCの活動は、以下のテーマの枠組みで組織化されている。¹⁴⁾

- 科学的基礎
- 安全評価戦略及びツール
- 処分場の設計及び実現
- セーフティケースの統合及び管理

IGSC は、これらの活動を通じて得られた成果等について、複数の報告書を公表している。ここでは、これらの報告書のうち、以下を取り上げ、その内容を整理する。

- ① 「地層処分場の長期安全性への信頼 -その展開とコミュニケーション (1999)」
(Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories -Its Development and Communication-)
- ② 「地層処分場の閉鎖後セーフティケースの本質と目的 (2013)」(The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories) (「地層処分場の閉鎖後セーフティケース (2004)」(Post-closure Safety Case for Geological Repositories Nature and Purpose NEA No. 3679) の改訂版)
- ③ 「地層処分場のセーフティケースに関する国際経験 (2009)」(International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories (INTESC) Outcomes of the INTESC Project NEA No. 6251)

1.2.1 地層処分場の長期安全性への信頼 -その展開とコミュニケーション (1999)

Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories -Its Development and Communication-

(1) 地層処分場の長期安全性への信頼 -その展開とコミュニケーションの概要

この報告書は、信頼の構築に関連した概念を明確にすることで、関係者間のコミュニケーションの改善を意図したもので、セーフティケースの段階的な開発と、開発していく際の手続きなどについて述べており、セーフティケースの開発の一般的手順等を知るうえで役立つと考えられる。この文献は、IAEA SSR-5 の参考文献として挙げられている。

地層処分場の長期安全性への信頼 -その展開とコミュニケーションの構成を表 1.2-1 に示す。

表 1.2-1 地層処分場の長期安全性への信頼 -その展開とコミュニケーションの構成

章構成	節構成
はじめに	
概要	
1 序論	
	背景
	目的
	本報告書の構成
2 処分場及びそのセーフティケースの段階的な開発	
	処分場開発に当たっての柔軟なアプローチの必要性
	処分場開発の意思決定に当たっての技術的視点と技術以外の視点
	処分場開発の意思決定に当たっての信頼
	セーフティケースの段階的な開発
	長期安全性の技術面の評価に対する信頼の必要性
3. セーフティケースの開発	
	セーフティケースの開発に当たっての信頼サイクル
	セーフティケースを取りまとめて提出するに当たっての信頼
	開発を次の段階に進めるに当たっての信頼
4. 評価基盤の改訂による信頼の向上	
	信頼を向上させるための考察
	安全戦略の再評価
	システム概念と評価能力の再評価、改訂
5.要約と結論	
付属書 1 処分場開発に当たってのプログラム及び実際面での制約	
付属書 2 性能評価の代表的なステップ	
付属書 3 ドイツの調査における安全指標の適用	
付属書 4 用語定義インデックス	
参考文献	

(2) セーフティケースに関する要件等

セーフティケースは次の通り定義されている。「セーフティケースは、処分場のある特定の開発段階において、処分場の長期安全性を裏付ける論拠を集めたものである。セーフティケースは、安全評価の結論やそうした結論に対する信頼の表明で構成されている。未解決の課題があることを認めつつ、そうした課題を将来の開発段階で解決するための作業の指針とすべきである。」【2.4】

報告書では、地層処分場の長期安全性に関連した各種要因やサイトや処分場の概念に固

有のモデルやデータについて包括的に理解することは、処分場プロジェクトの初期の時点では限界があり、多くの未解決の問題が残ることになるとの認識を示している。

従って、サイト特性調査や安全評価に関連した諸活動は、段階的な計画立案や実施手続きだけでなく、セーフティケースを段階的に構築する作業と並行した形でしかも相互に関連させながら行われるとしている。段階的に開発を行うことによって、セーフティケースが得られ、これが許認可に関する決定を行う上での必要条件を満たすことになると指摘している。

セーフティケースを構築する上で重要な節目となるのは、①安全評価のあと、セーフティケースをまとめて提出するための実施主体による決定、②提案されたセーフティケースを受け入れるかどうかの規制機関とステークホルダーによる決定であるとしている。

まず実施主体が安全評価を実施するが、報告書は、実施主体の安全評価について以下 3 点をあげている。【Executive summary, 3.1】

- 信頼されるような評価基盤 (assessment basis) を確立する。例えば、セーフティケースの構築、サイトと設計の選定、並びにすべての関連情報、モデル、手法等の収集に対する戦略である。
- 性能評価において評価基盤を適用する。性能評価では、処分場システムがどのように変遷していく可能性があるかを調査するとともに、そうした性能が受け入れ基準にしたがっているかどうかを試験する。
- 性能評価によって示された安全性の信頼度の評価、また必要に応じ評価基盤を改訂し、新たな評価を実施する。

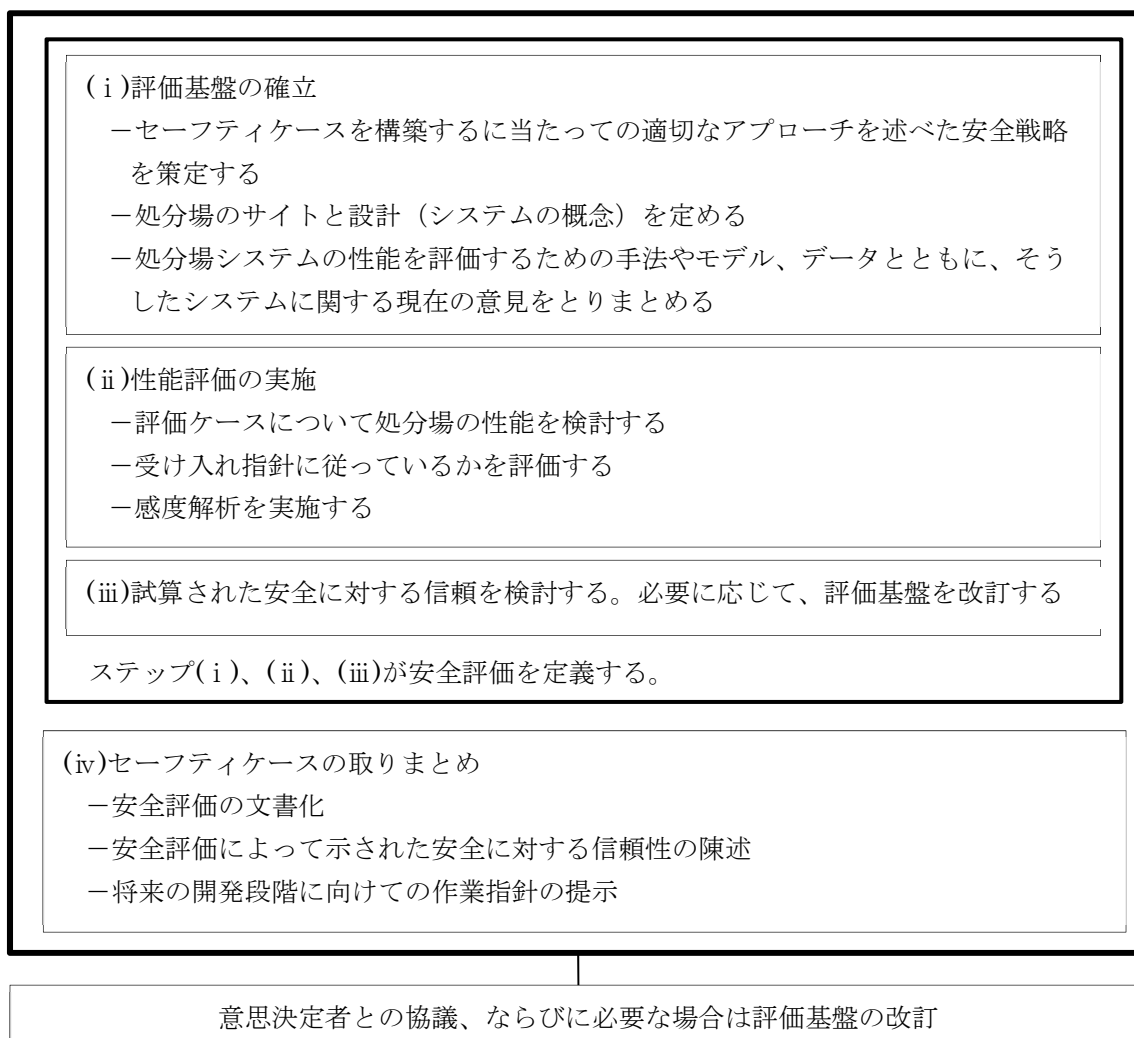
評価において肯定的な結論が出た場合は、実施主体はセーフティケースを取りまとめるとされている。セーフティケースには、安全評価、将来の開発段階において残されている課題と取り組むために必要な戦略を文書化したものや、その評価によって示された安全に対する信頼声明 (statement of confidence) を含むものとしている。セーフティケースの取りまとめの後、その内容は、実施主体や規制当局などの意思決定者が評価するとしている。

【3.1】

以下に、処分場の各開発段階においてセーフティケースを構築し、取りまとめる流れを示

す。【3.1】

図 1.2-2 処分場の各開発段階においてセーフティケースを構築、取りまとめる流れ



セーフティケースの構成要素

報告書によれば、処分場の開発においてある段階から次の段階へ進むにあたっては、通常、実施主体がセーフティケースを文書にまとめるだけでなく、必要な場合には、規制当局をはじめとした意思決定者がこうしたセーフティケースを承認するとしている。セーフティケースは一般的に以下を含むとしている。

- 評価基盤の開発の現状、性能評価の結論、そうした結論によって示された安全裕度に対してどの程度の信頼が得られているかという評価についての説明

- ▶ 信頼を達成するために採用されたアプローチならびにそうした信頼の公式な声明についての説明
- ▶ 将来の開発段階に関する評価基盤へのフィードバックと安全戦略の確認

上記の内容は、完全さや透明性、そしてどのような決定や計算が行われたことによって、結果に至ったかということが理解できる追跡可能性（トレーサビリティ）の点から見て適切な、セーフティケースを文書にまとめあげた範囲内でなされるとしている。セーフティケースを文書にまとめあげるシステムによって、信頼の評価がスムーズに行われ、したがって科学界はもちろん、政治家や一般公衆を含むステークホルダーにも容易に受け入れられるものとなるとしている。【3.3.1.1】

意思決定者との協議

報告書は、意思決定者との協議について、以下の考え方を示している。

一般的に、実施主体が取りまとめたセーフティケースは、規制当局に定期的に提出、検討され、最終的には許認可申請の裏付けとなるとしている。しかし、規制当局やステークホルダーは、セーフティケースを繰り返し開発するに際して幅広い役割を担う必要があるとしており、ステークホルダーは、検討することになる様々なシナリオや参考とする生物圏をどのように定めるかということに関して情報を提供する場合があるとしている。

さらに、評価基盤（assessment basis）を繰り返し精緻化する際に、また性能評価のプロセスにわたって、実施主体や規制当局がそれぞれの見解や活動に関して継続してお互いに意見交換することが求められるとしている。こうしたことから、実施主体がどのような意思決定をしたかという記録を保管する透明性の高いシステムが非常に有益となるとの見解を示している。

報告書は、規制当局としては、実施主体がなぜそうした決定を下したかという理由を知りたいという希望を持っているかもしれないとしている。また、規制当局としては、基準や原則、特徴、技術・組織運営原則などを定めることによって、安全戦略やシステム概念、評価能力で何が検討されることになっているかに関して指針を提供するかもしれないとしてい

る。しかし、この協議の手順は、国ごとに異なるものとなる傾向にあるとしている。

規制当局による決定、そして処分場プロジェクトに関する資金拠出機関や立法機関などによる決定は、実施主体がまとめたセーフティケースが裏付けとなるが、それだけが検討の対象というわけではないとしている。例えば、意思決定者としては、提案された安全戦略を実施するために実施主体が基準にしたがっているということ、つまり安全に関係した未解決の課題を実施主体が解決できるか否かを意思決定者が判断しなければならなくなることも考えられるとしている。こうしたことから、セーフティケースを効果的に示すことは意思決定プロセスにおいて不可欠であるとは言え、セーフティケースの中に含まれている技術情報だけに基づいて決定が下されるわけではないとしている。【3.3.2】

セーフティケースに基づく意思決定

報告書は、意思決定者との協議による結果、処分場開発プロジェクトが受け入れられるものではないとの結論に達した場合には、評価基盤（assessment basis）の変更を繰り返し行うか、あるいはこれまでの意思決定のプロセスを再検討することが必要になる可能性を指摘している。他方で、好ましい検討結果が出た場合には、こうした信頼醸成に至った経験が、処分場の開発を次段階に進めるに当たっての指針となるとしている。こうした状況が想定できることから、報告書は、意思決定者が、決定を下すに当たって、また必要とされる信頼の水準を決めるに当たって、後に間違いであることが判明するような決定を行ってしまうリスクや、それによって招いてしまう結果を評価しておく必要があるとの見解を示している。【3.3.3】

1.2.2 地層処分場の閉鎖後セーフティケースの本質と目的 (2013)

The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories NEA/RWM/R(2013)1

この報告書は、2004年に発行された「地層処分場の閉鎖後セーフティケース（2004）（Post-closure Safety Case for Geological Repositories Nature and Purpose NEA No. 3679）」¹⁵⁾をそれ以降の各国の経験等を反映し改訂したものであり、2004年の報告書を置き換えるものとされている。このため、ここでは、原則として、改訂版である「地層処分場の閉鎖後セ

ーフティケースの本質と目的 (2013) The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories NEA/RWM/R(2013)1」¹⁶⁾の概要をまとめる。

この報告書の主な目的は、長寿命放射性廃棄物のための地層処分場に対するセーフティケースの目的、範囲及び内容を定義することとされている。この報告書の対象読者は、セーフティケースの開発に関わる人々、及び放射性廃棄物管理に関する意思決定に責任や関心を有す人々であり、それらの人々に対して評価基準を提供することを意図したものとされている。

同報告書の構成を以下に示す。

第 1 章：序章 (Introduction)

第 2 章：セーフティケース及びその提示 (The Safety Case and Its Presentation)

第 3 章：安全戦略 (The Safety Strategy)

第 4 章：評価基盤 (The Assessment Basis)

第 5 章：安全評価及びセーフティケースの編纂 (Safety Assessment and the Compilation of the Safety Case)

第 6 章：証拠、分析及び論拠の統合、信頼性の記述 (Synthesis of Evidence, Analyses and Arguments and Statement of Confidence)

第 7 章：結論 (Conclusion)

以下に同報告書の第 2 章以降の各章の概要を整理する。

(1) 第 2 章：セーフティケースとその提示 (The Safety Case and Its Presentation)

第 2 章では、処分場の計画策定及び実現に際しての閉鎖後セーフティケースの役割、セーフティケースの安全目標及びセーフティケース文書の要素に関する概要が示されている。以下に第 2 章の概要を示す。

処分場の開発計画は、決定点で区切られる各段階で構成される。処分場計画における重要な決定点としては、処分すべき廃棄物量及び種類の定義、母岩及び関連する工学概念の選定、一般的な研究開発の必要性、及び調査対象のサイトの選定が含まれる。処分場計画における重要な決定点において、体系化された構成のセーフティケースを提示することが求められる。操業、閉鎖や建設に関する許可は、適用される基準や要件の遵守を実証していると規制者が認めたセーフティケースを開発者が作成した場合のみ発給される。

処分実施主体（implementer）と規制者との間の早い段階での、開かれた透明性の高い形での技術的な対話が以下を確実にすることに役立つ可能性がある。

- 規制者が、正式な審査のために提出された許可申請の技術的な内容を完全に理解すること、また必要な専門性を有していること
- 処分実施主体が適用される規則を正確に解釈していること、及び必要な場合に不明な点について問合せする機会が与えられていること

セーフティケースは、多くの要素で構成されており、これらは、セーフティケースの詳細文書において説明しなくてはならない。これらの要素の相互関係を図 1.2-1 に示す。

セーフティケースのコンテキスト及び目的は明確にせねばならず、これには、廃棄物管理戦略全体における処分場の役割、プログラムの概要及びセーフティケースが提示されたプログラム内の段階等を含まなければならない。これにより、セーフティケースの現段階における完成度（strength）、残っている不確実性の重要性（importance）が判断可能となるコンテキストが示されることになる。

安全な処分を達成するための高次のアプローチ（high-level approach）である、安全戦略（safety strategy）についても記述しなければならない。これには、以下の戦略が含まれる。

- 処分場の計画立案（planning）及び実現に必要な様々な活動の総合的な管理（overall management）戦略
- サイト選定及び設計の戦略
- 安全評価の実施戦略

次に、セーフティケースでは、安全評価のための情報や解析ツールについても記述する必要がある。これらは、集合的に評価基盤（assessment basis）と呼ばれており、以下が含まれる。

- システム概念（system concept）：人工バリアを含む処分場サイトと設計、及び人工及び天然バリアが如何に安全に寄与するかに関する記述
- 科学及び技術的な情報及び知見（understanding）、これには科学的知見における不確実性の評価を含む
- 解析手法、コンピュータコード及びモデル、処分システム、その変遷（evolution）や性能の定量化に関する数値モデル化（numerical modelling）を支援する利用可能なデー

タベース

安全評価実施のための評価基盤の適性及び信頼性は、セーフティケースの一部として取り扱わなければならない。

安全評価は、処分場の性能 (**performance**) を解析し、時間とともに起こり得る様々な変遷に関連した放射線学的影響の推定を行う。また、評価した安全性に影響する不確実性を同定することにも役立つ。その他の証拠 (**evidence**) や論拠 (**arguments**) には、サイトや設計固有の質、ナチュラルアナログの利用、安全評価の質や残っている不確実性等に対応する戦略のための措置の説明が含まれる。

最終的に、不確実性の評価及びそれらへの対応を含む、処分場が安全であるという主張を定量化及び立証 (**substantiate**) する主要な結果 (**key findings**) を統合しなければならない。これには、次段階への移行決定のための基礎としての処分場計画の現段階で利用可能な評価基盤という観点で、処分システムの安全性に関する信頼性の記述 (**statement of confidence**) を伴わなくてはならない。

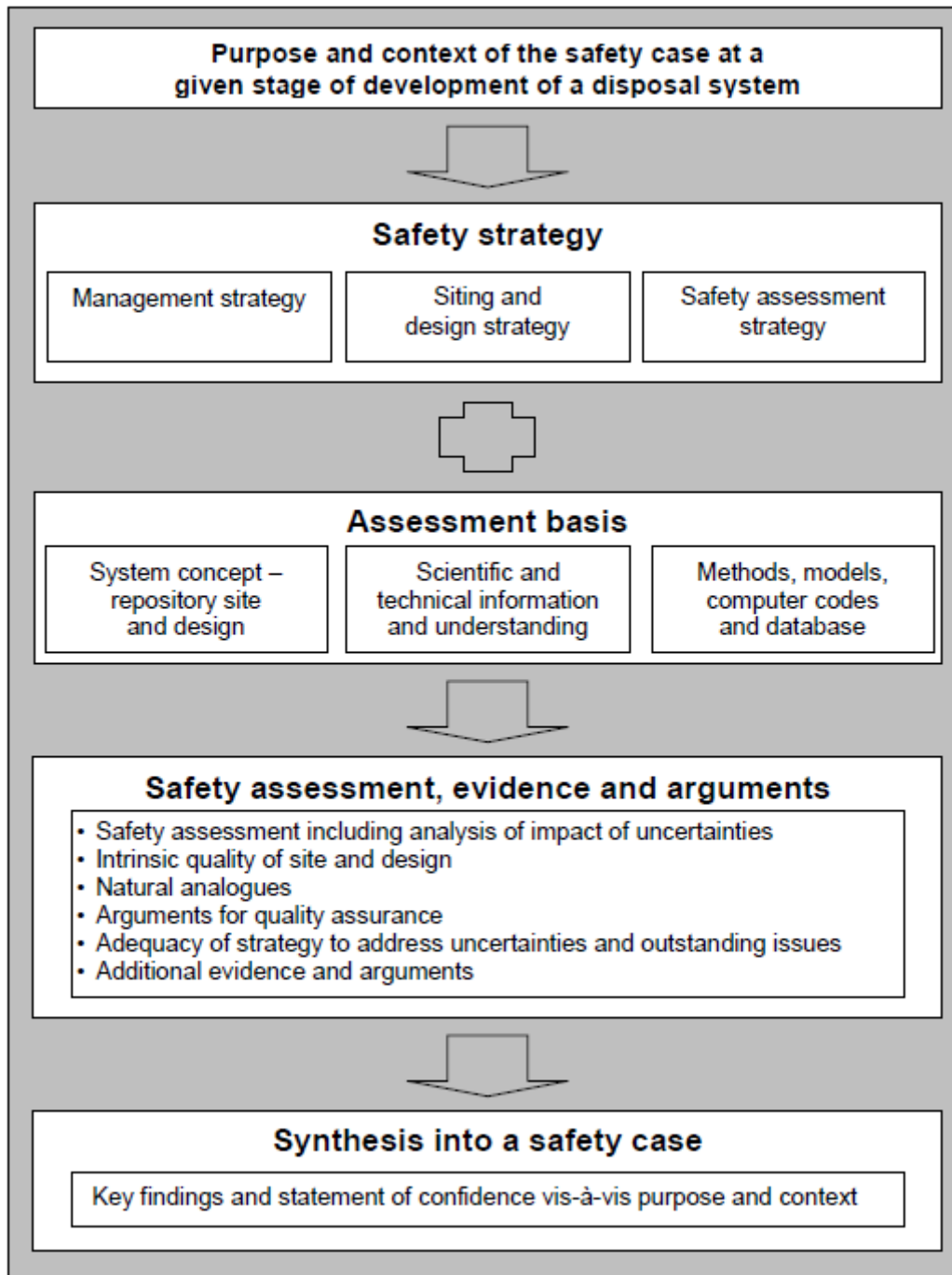


図 1.2-1 セーフティケースの構成要素の相互関係

(2) 第 3 章：安全戦略 (The Safety Strategy)

第 3 章では、安全戦略の定義と構成要素を示したうえで、総合的な安全戦略の一環として対応すべき処分場性能の諸側面について議論している。以下に安全戦略の定義と構成要

素について概要を整理する。

安全戦略は、発生済の、また発生中の廃棄物の種類、処分システムに必要な処分容量及び機能を決定することから始まる。これには、廃棄物管理組織による内部の安全要件、及び規制者による外部からの安全要件がかかわってくる (come into play)。これらの背景 (background) 及び予備的な意思決定上の考慮事項 (preliminary decision-making considerations) は、セーフティケースの導入セクションに含まれる。

安全戦略には、適切なサイトに設置した適切な工学システムの利用を通じて安全をもたらすことが含まれるべきである。安全戦略は、安全な処分を達成するための高レベルの一貫したアプローチであり、これには、第 2 章で示した複数の下位戦略が含まれる。

セーフティケースの一部として、プロジェクトの安全目標の達成のための安全戦略の適性についての主張 (case) を示す必要がある。安全戦略を別個に公表し、改訂するか、またはそれぞれのセーフティケースの一部として公表し、改訂するかは、実施主体が選択すべき事柄である。しかし、通常、安全戦略はステークホルダーとのコミュニケーションの基盤となるため、対応が必要な問題へのステークホルダーからのフィードバックが、安全戦略をより完全に策定する上で役立つ。

安全戦略には、サイト、設計／レイアウトの決定、高次の安全機能 (high-level safety functions) 及びそれらの達成方法の明確化、何年もかけて事前に定義されたエンドポイントを達成するための複雑なプログラムをガイドする能力を有する管理の構築、ならびに必要な安全評価の設計が含まれる。

セーフティケースの開発、改訂またはレビューを行うための明確な戦略が、すべての廃棄物管理組織及び及び規制組織にとって不可欠である。

(3) 第 4 章：評価基盤 (Assessment Basis)

第 4 章では、評価基盤 (Assessment Basis) に関して、その構成要素、提示方法などが示されている。ここでは、第 4 章に基づき評価基盤の構成要素について示す。

評価基盤は、安全評価の基盤となる重要な内容であり、第 2 章で示したように、主要な構成要素として以下を含んでいる。

➤ システム概念 (system concept) - 処分場サイト及び設計 (the repository site and

design)

これには、処分場サイトの地質学的、水理地質学的 (hydrogeological)、地球化学的 (geochemical)、機械的 (mechanical)、または他の特徴、処分場サイトやレイアウト、人工バリア及び人工バリアの建設・設置方法の記述、閉鎖前の処分場開放期間や閉鎖の計画が含まれる。システム概念は、人工及び天然バリアが如何に安全に寄与するのか記述しなければならない。そういった記述は、通常安全に関連するシステムの構成要素に安全機能を割り当てることに基づいている。また、システムを実現する際に起こり得る逸脱 (possible deviations) の記述も含まれるかもしれない。

➤ 科学的及び技術的情報・知見

収集された学際的な (multidisciplinary) 情報に基づき、処分場の変遷や性能に影響を及ぼし得る様々な特徴 (features)、事象 (events) やプロセス (processes) を統一された一貫性のある (consistent) 記述を行うことが含まれる。

➤ 解析方法、コンピュータコード、モデル及びデータベース

これらの方法やツールは、処分システム、その変遷及び性能の定量的数値モデル化を支援するために利用可能なものである。モデル化における信頼性の構築方法や不確実性の決定や評価方法についても記述すべきである。

安全評価の質や信頼性は、評価基盤の質や信頼性に依存する。セーフティケースでの評価基盤の議論 (discussion) では、評価基盤の構成要素の質や信頼性を裏付ける証拠や議論を含むべきである。

(4) 第5章:安全評価とセーフティケースの編纂 (Safety Assessment and the Compilation of the Safety Case)

この章では、評価戦略によって定義された、セーフティケースを組み立てる (assembling) プロセスを説明している。図 1.2-2 に、セーフティケースの評価戦略プロセスを明確にするフローチャートを示す。このチャートは、共通の要素及びセーフティケースを開発する際の各要素間のつながり (linkages) を示すとともに、時間の経過に伴いどのようにセーフティケースが変遷するのか、また、この変遷にどの反復機構 (iterative mechanisms) が貢献するのかも示している。この図において、ある段階でのセーフティケースの開発は、評価の背景、安全戦略及び評価基盤から開始される。セーフティケースの開発において、その他の

(additional) 重要な点は、初期の段階 (earlier stages) で予備的な (preliminary) データを提供するため、また、後の段階で残された安全に関連した問題を解決するために、適切な科学及び設計の調査・研究プログラムが存在することである(図 1.2-2 の一番左の四角)。これらの調査・研究には、サイト特性調査、主要なプロセスのモデル化及び実験室での研究 (laboratory studies)、ナチュラルアナログの研究、設計研究及び技術の実証 (demonstration) が含まれる。これらの結果は、システムの物理学的及び操業上の最適化に貢献するとともに、評価基盤への直接の入力情報 (direct input) となる。

安全戦略の結果として策定された安全概念の一部として、広範な安全機能(地質環境による隔離 (isolation) や人工バリア等による閉じ込め (confinement)) が明示 (define) され、詳細な側面はシステム記述 (system description) の一部として構築 (make) される。しかし、システムの詳細や安全概念の詳細に関して要点は、ある程度反復的かつ並行して開発され、時間とともに変わる可能性があるということであり、廃棄物管理計画を実施していく上では柔軟性が重要である。

この章の後半では、安全評価の中心的な内容、安全評価結果の特性及び不確実性の取扱いについて議論している。

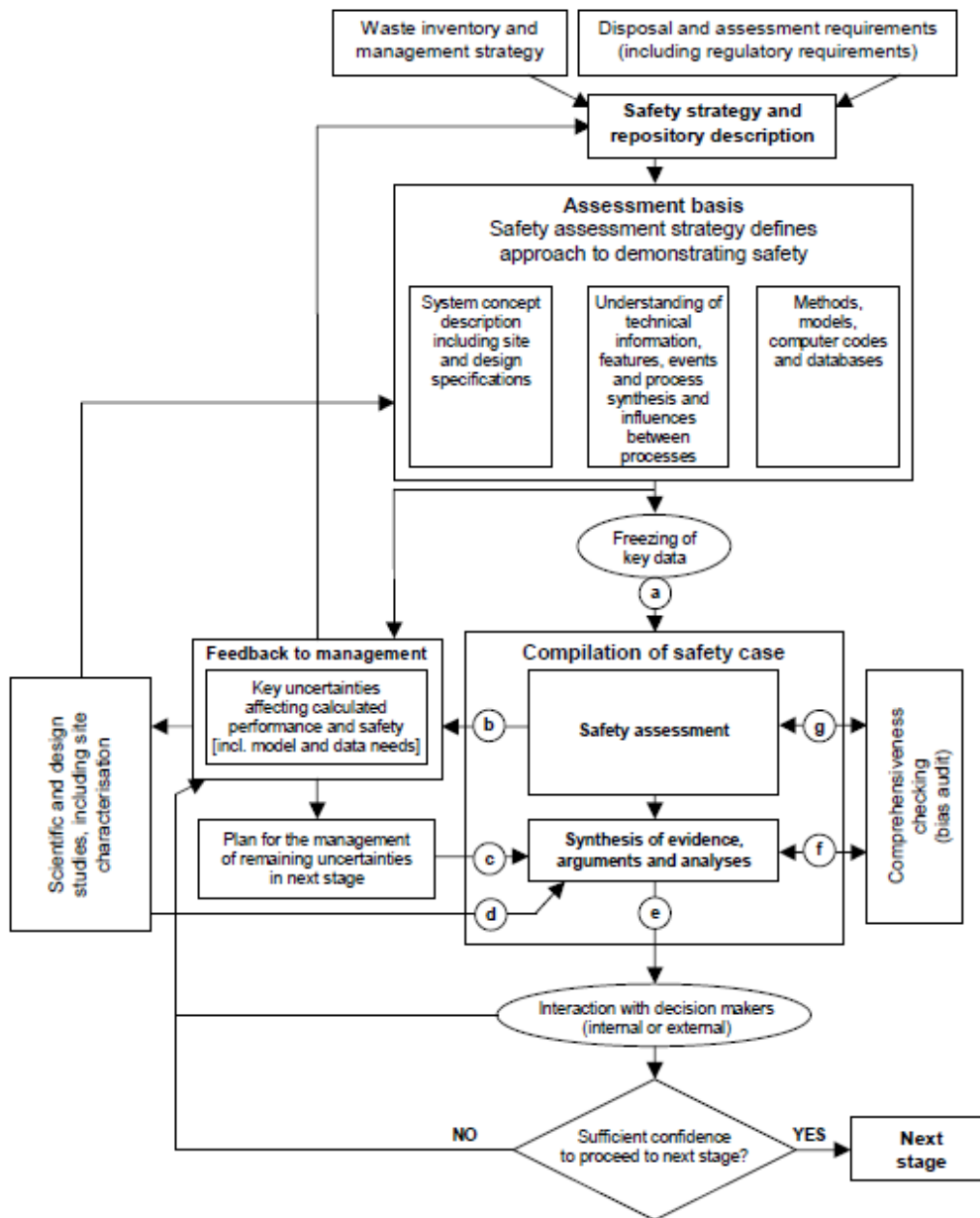


図 1.2-2 セーフティケース作成に伴う共通要素及び関連性を示したフローチャート

(5) 第6章: 証拠、分析及び論証の統合、及び信頼性の記述 (Synthesis of Evidence, Analyses and Arguments and Statement of Confidence)

第6章では、セーフティケースを提示する際の証拠、論拠などの種類やその統合、信頼性の記述などについて議論されている。以下に第6章の概要を示す。

ほとんどの国の規制では、線量またはリスク、またはその両方を安全基準として示してお

り、セーフティケースでは、処分システムの様々な変遷シナリオの下での、数学的な解析、またはより定性的な論拠を用いた、これらの基準の評価が重要である。セーフティケースの頑健性を増す可能性のある補完的な (complementary) 証拠や論拠があり、これらには次のものが含まれる。

➤ サイトや設計に固有の質 (intrinsic quality) に関する証拠 (evidence)

処分場の安全性は、基本的に地質環境中の母岩の好ましい特徴 (favourable characteristics)・固有の特性 (properties) や人工バリアシステムに依存している。これらの重要な特徴は長期にわたる頑健性や信頼性を有している。これらの特徴についてセーフティケースにおいて強調する必要がある。サイト選定及び設計戦略において、処分場とその環境の頑健性及び信頼性があることが好ましいとする原則があり、サイトや設計がこの原則を順守していることを如何に示すのか、また遵守を示す証拠を提示することで、特定のサイトや設計に固有の質に関する論拠を構築することが可能である。関連するサイト及び設計に関する情報を如何に安全評価で適切に用いるのか示すことが重要である。

➤ 不確実性や未解決の問題を管理するための戦略の適性に関する論拠

セーフティケースでは、処分概念の頑健性に疑問をもたらす可能性のある不確実性を明示するとともに、今後の調査・研究や設計オプションの検討などにより如何にこれらに対応するのか議論すべきである。将来のプロジェクト段階において、適切な研究プログラム及び管理戦略を通じて、当該の不確実性の発生源に適切に対処できるとの主張を行うべきである。規制上の安全基準の遵守が立証されたとの主張は、解析の信頼性及び不確実性の適切な取り扱いに関する証拠によって裏付けられなければならない。したがって、その主張は、以下に関する詳細な論拠によって裏付けられる必要がある。

- ✓ 安全評価における不確実性の取り扱い
- ✓ 評価基盤である、シナリオの開発を含む科学・設計研究の質及び信頼性、検討されるシナリオの範囲の適性、それらの蓋然性 (likelihood)、ならびにそれらの解析に用いられる手法、モデル、コンピュータコード及びデータベースの適性または質
- ✓ 安全評価計算の実施にあたっての品質管理要件

解析の多くのレベルにおいて不確実性の取り扱いで悲観的なパラメータ値及び及び

保守的な仮定が使用されるため、処分場の実際の性能は、安全評価で示されるより好ましいものである可能性が高い。保守性の採用は不可避であるが、賢明な方法で使用し、管理すべきである。

また、セーフティケースは、利用可能な安全に関する論拠を最大限に利用しなければならない。セーフティケースの提示に際しては、以下に応じて、異なる論拠を示す必要がある。

- 意図した読者 (audiences) の懸念 (concerns) や要求 (requirements)
- 安全性が議論されている時間スケールや時間経過とともに変化する危険性
- プロジェクト開発の段階やシステムの異なる側面の性能に関する信頼性レベル
- システムの予期される変遷、関連する不確実性、及びそれらの性能に対する意味合い (implications)

セーフティケースでは、次の段階に進む決定を正当化するため、安全な処分場を建設する可能性に関する信頼性を示す必要がある。これは、分析や論拠、収集された裏付けとなる証拠に基づくものである。信頼性の提示においては、未解決の問題や不確実性の存在、次の段階で如何にそれらに対応するのかに関する見込みを示す必要がある。

(6) 第7章：結論 (Conclusions)

セーフティケースに対する共通のフォーマットや計画は存在しない。しかし、近年は、セーフティケースの主要な構成要素に関する国際的なコンセンサスが存在している。安全概念を明確に提示すること、及び技術的なデータや分析を完全に編さんすべきであることについて広く意見の一致が見られている。専門家でないステークホルダーのために、簡潔で技術的な情報をあまり含まない要約文書を作成することが望ましい。

セーフティケースでは、継続作業の性質 (nature)、種類や一般的なスケジュールを示し、現在の安全性の推定という観点で、新たな作業が如何に評価されるのか示すべきである。セーフティケース策定の信頼性 (credibility) を確立するために、一般的に考慮すべき事項は以下である。

- 透明性：意思決定が行えるよう、システムの安全性に関する明確かつ簡潔な情報を提供する
- トレーサビリティ：全ての主要な仮定、特に科学技術データやそれらの基礎については、

セーフティケースやそれを裏付ける文書において明確に示すべきである。

- 開示性 (openess) : システムの安全性や信頼性に影響を与える可能性のある不確実性や未解決の問題について議論を示すべきである

国際的な議論の場での情報交換及びピアレビューは、セーフティケースの信頼性に取り組む上での重要な役割を果たす。最近では、国際的なピアレビューが処分場開発プロジェクトのための貴重なガイダンスを提供するとともに、各国の規制プロセスに対して大きな支援を行ってきた。

1.2.3 地層処分場のセーフティケースに関する国際経験 (2009)

International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories (INTESC) Outcomes of the INTESC Project NEA No. 6251

(1) 地層処分場のセーフティケースに関する国際経験の概要

OECD/NEA の放射性廃棄物管理委員会 (RWMC) は、地層処分場のセーフティケースに関する国際経験 (International Experiences in Safety Cases for Geological Repositories INTESC) プロジェクトを実施した。INTESC プロジェクトでは、セーフティケースの主要な概念、内容に対する規制上のレビューなどについて考察することを目的として、セーフティケース及びその構成要素の分析を行っている。

調査は、RWMC が 2000 年に設置した常設グループであるセーフティケース統合グループ (IGSC) が主に行った。IGSC の支援の下、RWMC の技術ワーキンググループがセーフティケースに関する質問状を作成し、2006 年 5 月に IGSC のメンバーに配布し、11 か国の合計 19 の実施主体と規制機関から回答を得た。また、2007 年 10 月に IGSC は INTESC ワークショップを開催した。

2009 年に公表された本報告書は、質問状への各国の実施主体と規制機関からの回答やワークショップでの議論を反映しており、INTESC プロジェクトのまとめの報告書である。

章構成	節構成
前書き	
1 序	
2 合意済みの領域と共通の要素についての概要	
	セーフティケースの目的が明確であること
	運営・組織上の次元
	不確実性の取り扱い
	生物圏の役割
	一貫した十分な情報基盤
	信頼性と妥当性を確認する行動
	様々な補完的な証拠
	統合
	セーフティケースの提示
3. 最新動向とセーフティケースの実施における課題	
	概要
	安全性と評価戦略
	長期安全性と設計・建設・操業期間の関係
	安全性の信頼への貢献
4. 結論	
	セーフティケースの開発の最先端
	さらなる国際的な注目に値する論点
5. 参考文献	
付属書 A INTESC ワークショップの参加者	
付属書 B セーフティケースに関する国際経験 (INTESC) : 質問状	
付属書 C INTESC 質問状への回答集	

(2) セーフティケースに関する要件等

a. 共通する事項

報告書によると、各国の処分プログラムには共通するアプローチや姿勢があるとしており、2007年10月にIGSCが開催したINTESCワークショップへ参加した規制機関は、共通する事項があるとの意見を述べていたとしている。また、セーフティケースに関連する多くの事項についても、国際的なコンセンサスがあるとしている。【1】

こうした共通する事項として、報告書は以下の6点を挙げている。

セーフティケースの目的が明確であること

報告書は、セーフティケースの目的は明確であるとしている。NEAの2004年のセーフティケースの報告書とIAEAの安全要件WS-R-4によると、セーフティケースは、サイト選定、建設許可申請、操業、最終的な閉鎖のどの段階に位置するかに関係なく、不確実性が認識されていようとも、システムの安全性に関する信頼性について、開発の次の段階へ移る

決定を支える、論拠等に基づいた頑健な安全評価を含んでいるとしている。

ただし、セーフティケースに含まれる情報の内容、種類、量はプロジェクトの段階によって変わってくるとしており、例えば、サイトの確定を裏付けるセーフティケースは、サイト特性調査後の建設許可を裏付けるセーフティケースとは大きく異なるとの見解を示している。報告書によれば、建設許可に関するセーフティケースは、長年の科学調査により入手したデータと特定のサイトの知見を取り入れている。他方で、報告書は、サイト選定に関するセーフティケースが、より一般的な内容の科学的な理解に基づいており、恐らくは、何らかの地表の調査に基づいたデータに基づいたものであると指摘している。【2.1】

運営・組織上の次元

報告書は、セーフティケースの信頼性が、安全文化を展開・維持する運営・組織上の手順にかかっているとしている。安全文化を確実にする手段とインセンティブの提供は規制機関の主な関心事であるが、他方で、安全文化を展開する基本的な責任は実施主体にあるとしている。質問状への回答から判断すると、全ての国家プログラムは、品質計画の実施、ステークホルダーの要求の検討、資源の割り当て、業務の調整といった良好管理及び工学的原則/慣行に合致する管理対策を目指しているとしている。【2.2】

不確実性の取り扱い

報告書は、不確実性評価がたいいの場合、評価方法の主要構成要素であるとしている。開発プログラムの所定の段階で得られた処分場構成要素の挙動に関する知見に基づいて、処分場の評価を行うが、不確実性を考慮に入れながら、大量の科学的知識と処分場の設計開発を土台にこうした知見を築いている。不確実性は体系的に調査され、その潜在的影響が検討された上で、安全評価において考慮に入れられるとしている。

報告書は、規制機関が一般的に、例えば、不確実性が速やかに定量化または限定できない場合、あるいは一部の起因事象の確率は推定できるがタイミングが不明の場合は、シナリオ解析の所定の側面を評価するのに定型化されたアプローチを受け入れると指摘している。こうしたシナリオには人間の行動と生物圏の変化に対する評価が含まれるとしている。【2.3】

生物圏の役割

報告書は、生物圏が安全機能を果たすとは考えられないとの一般的合意が得られているとしているが、生物圏の特性は、とりわけ、地下水汚染が環境に拡散する度合いに影響するものであり、それを評価する必要があるとの見解を示している。この問題をどう取り扱うべきかについて、例えば地圏への放出を線量に変換する方法、将来の気候変動の取り扱い方、将来の人間の行動における潜在的变化への対処方法に関する定型化されたアプローチを規定するなど、きわめて具体的な指針を定めた規制もあると指摘している。【2.4】

一貫性のある十分な情報ベース

報告書は、セーフティケースでの科学データ/知見の説明においては、情報ベースが一貫していて根拠が確かであり、かつ決定を具体的な安全評価によって裏付けるとの目的に適した証拠を強調すべきであると指摘している。評価法、モデル、コンピュータコード及びデータベースも、明確に論理的に示されなければならないとしている。【2.5】

信頼性と妥当性を確認するための措置

報告書によれば、性能/安全指標を評価する上で、セーフティケースの信頼性と妥当性を確認するための措置が取られるとしている。セーフティケースの個々の部分を確認する確立された方法として以下が挙げられる。【2.6】

- 大規模実験やフィールドデータの妥当性確認
- 様々な品質保証手順
- 簡素化された解析手法との比較
- 同じシステムか、またはもし利用可能なものがあれば同等のシステムに対する独立安全評価との比較
- ピアレビュー及び様々な国際的演習

b. 相違する事項

報告書はセーフティケースの定義や必要性について各国に共通事項があることについて述べているが、他方で、セーフティケースの利用や解釈について、相違する点があることも指摘している。また、共通事項については、さらに修正を加えられることがあるともしてい

る。INTESC の質問への回答結果とその後の INTESC ワークショップ内での議論により、セーフティケースに関しては確固たる進展があったとしており、報告書は、以下 3 つに分類している。【3.1.6】

(1)安全性と評価戦略

報告書は、現在進化しつつある安全性と評価戦略について、いくつかの特徴、すなわち、システムの分析方法と併せて、安全な処分を実現するための高いレベルのアプローチがあるとしている。具体的には、以下に示すように、安全機能の利用、品質保証の適用、不確実性の管理と取り扱い、地質情報統合化、線量やリスク以外の指標の適用において、かなりの進展があると指摘している。

安全機能については、報告書では、環境と放射性廃棄物の間に物理的なバリアを単に設置することだけで、安全性が確保されるのではなく、適切なサイト選定と処分場の構成要素による多重の安全機能を検討することにより安全性が確保されるものである。

【3.2.1】

また、セーフティケースの実践がプログラムごとに異なるその他多くのケースについて、それらが使用されている状況ごとに用語を明確に定義することが重要である。さらに、他のプログラムやセーフティケースで類似する用語の使用を引用し、その違いについて説明することにより、プログラムごとに独自の定義を示すことも有益である。

【3.2.1.1】

品質保証については、通常は規制要件となっており、セーフティケースに影響する全ての活動に関連するものである。

いくつかの処分プログラムは、公式な品質保証を未だ実施していないが、作業や文書化の質を確実にするための対策を講じている。安全評価の品質保証計画は、例えば、プロジェクト管理・レビュー・改善のための定型業務として、FEP の特定と優先順位の設定、重要な決定やプログラムの変化の文書化、長期安全性に重要なプロセスの知識（及び評価における当該プロセスの取り扱い）等、また、データ整理プロセス（及び入力データの選定、入力データの不確実性の考察と定量化）、全ファイルの保存/補完のためのコードとシステム適切性、性能評価の計算の確認、性能評価コンピュータプログラ

ムの保全を対象とする。

プロジェクトの期間が何世代にもわたる場合や、許認可プロセスや決定が論争を引き起こしがちな場合は、品質保証の必要性は大きくなる。【3.2.2】

不確実性の管理と取り扱いについては、以下のような新たな展開があった。

欧州委員会が支援する「セーフティケースの開発を導くための応用における性能評価方法論」(Performance Assessment Methodologies IN Application to Guide the Development of the Safety Case : PAMINA) の主要なタスクは、決定論的なシナリオに基づいた評価と確率論的な評価の対比など様々なアプローチの利点と欠点の詳細を調査することである。そして、性能評価における保守的な特徴と現実的な特徴のレベルを評価し、不確実性解析の結果をグラフ表示する様々な方法を模索することである。別のタスクとしては、パラメータ、シナリオ、モデルにおける空間的な変動性と不確実性の取り扱いのアプローチを試験し、開発することである。これらの評価結果に基づき、PAMINA プロジェクトは、性能評価における不確実性の取り扱いについてのガイダンスレポートを作成する予定である。【3.2.3】

地質情報統合化は、構造地質学、水文地質学、地球化学等の様々な視点から地球科学情報を収集するものであり、このデータを、サイトの知見・歴史と整合する統合地圏モデルに統合するものである。地質情報統合化は 2004 年の NEA の報告書では議論もされず強調もされなかったが、その重要性は IGSC 内部で認識されており、IGSC が運営している「セーフティケースにおける地質情報統合のアプローチと方法 (Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case : AMIGO)」プロジェクトの最大の関心事でもある。【3.2.4】

線量やリスク以外の安全指標について、INTESC の質問状から判断すると、線量とリスクに加え、安全性と性能の指標の選択が、様々な国際フォーラムで議論された測定基準を反映したものとなっている。しかし、用いられる用語は国家プログラムの間でばらつきがあり、同一のまたは類似した概念が異なって表示されていたり、同じ用語が異なる意味で用いられることがある。安全機能の新たな利用と、定量的な基準に対する安全機能の進化の評価が、被ばくとリスク以外の指標を適用するものとして認識されて

いることが重要なことである。【3.2.5】

(2)長期安全性と設計・建設・操業期間の関係

報告書は、設計基準を開発し、設計、建設作業、操業の実施の意味合いを評価することはセーフティケースの主要な構成要素であるとしている。セーフティケースは、設計に係る安全要件を構築し、支える上で主要な役割を果たすべきであり、最終的な設計と建設が実際にはこれらの要件を満たすことを、実証すべきであるとしている。また、以下の点を報告書で示している。【3.3】

設計原則と優先順位

いくつかの一般的な設計原則が長年にわたり策定されてきた。しかし、これらの原則の適用は様々である。一般的に、規制機関はセーフティケースが各バリアや構成要素の設計と特徴を記述するよう要求している。処分システムは、プログラムの開発段階に応じて、安全性と環境保護がいかに達成されるか、そしてシステムのそれぞれ異なる構成要素が互いに、また環境と長期的にどのように反応するかを明確な知見が示されるよう、十分な詳細度で説明されるべきである。【3.3.1】

繰り返しの設計プロセス

設計要件は、処分場の開発期間を通して反復して実施されるプロセスの最初の一步である。設計の詳細は、全処分システムの長期安全性とその構成要素の安全機能の知見に沿って構成される。【3.3.2】

柔軟性と許認可の安定した状態のバランス

柔軟性と、現在の設計／技術が許認可発給に十分であることを示す必要性との間でバランスをとる必要がある。一方で、処分施設の建設と操業が何十年にもわたって続くと仮定すると、その期間中に利用可能となる新たな情報や技術に対応できる柔軟性が必要とされる。他方、許認可には明確で詳細な設計の提案が求められ、その様な設計が処分の目標と基準を達成することに信頼がなければならない。これは、例えば、情報更新がセーフティケースにいかに取り入れられるか、また、どの段階で建設基準が決定されるかという意味を持つ。【3.3.3】

閉鎖後セーフティケースにおける建設／操業期間への考慮

2004年のNEA報告書で議論されていないセーフティケースに関するもう一つの要素は、建設/操業期間がますます考慮されるようになってきたことである。規制の視点では、閉鎖後のセーフティケースが当初の状況に重大な影響を及ぼしたり、長期的な影響を有するならば、閉鎖後のセーフティケースが閉鎖前に発生する事象とプロセスを含むべきとしている。

プロジェクトの開発の初期段階では、処分場の設計とそれに対応するセーフティケースが長期安全性に重点を置く傾向があり、定義するのは最も困難な課題である。プログラムが実施に近づき、設計（そしてセーフティケース）がさらに精緻化されるにつれて、問題は一層複雑かつ分野横断的となる。設計、工学的構成要素の選定及び採掘技術も長期安全性の要件によって推進されるが、過剰な技術上の複雑さを回避しながら、操業の安全性と建設の実現可能性も考慮に入れる必要がある。地層処分では、能動的なモニタリングの可能性が制限される。また、換気や掘削等の操業上の問題が設計上・操業上の要求につながるが、こうした要求は長期性能や処分システムの変遷に影響を及ぼす可能性がある。実際、操業段階の状態、期間、進展の不確実性は閉鎖後段階の安全性を部分的に定義するものとなる。【3.3.4】

BAT と最適化の意味合い

利用可能な最善の技術（Best Available Technique : BAT）と最適化を適用するための統合アプローチは存在しない。多くの処分プログラムは公式にはBATの適用を要求していない。しかし、適用されている技術が、処分場に適用する安全性とその他の基準を十分に満たすことを示すことは期待されている。その他の処分プログラムでは、サイト選定と設計に関して、より正式にBATの適用を要求したり、少なくともその意味合いについて議論することを要求している。「最善の、Best」の単語については世界で受け入れられている解釈は存在しないが、BATの原則は最適化の原則へ同様に適用されるべきということ、すなわち、経済的な要素、またその他の社会的な要素、さらに合理的に達成可能なことを十分に配慮すべきということについては、一般的に受け入れられているようである。BATと最適化をいかに区別するか、また処分プログラム各段階においてこれらの原則をどう適用するかは、これまで規則においてきちんと定義され

ておらず、従って、実施主体の判断に委ねられている。【3.3.5】

(3)安全性の信頼への寄与

報告書は、地層処分場のセーフティケースに関する国際経験（INTESC）の質問状は、セーフティケースの信頼を提供するために必要な多くの技術的、科学的な要件及び文書化の要件を取り扱っており、信頼を高める余地はいくつかあるとしている。それらの大部分は、現行のセーフティケースでまだ日常的に実施されていなかったため、INTESC の質問状では明確にカバーされていなかったとしている。しかしながら、それらは積極的に開発されており、INTESC のワークショップで議論されたとしている。そうした信頼に寄与する追加の要因は、将来のセーフティケースで重要な役割を果たす可能性があるとしている。【3.4】

NEA や米国学術研究会議での議論を踏まえて、INTESC は、信頼が「プロセス」、「アクターと役割」、「信用（trust）」の3つから成り立っているとしている。

- プロセス：

処分場プログラムを開発するのに適切かつオープンな段階的プロセスがあり、国際的に認知されている。

- アクターと役割：

実施主体、規制機関、その他のステークホルダーの役割が十分に定義され、全当事者間で情報交換する効果的なメカニズムがある。

- 信用：

全当事者間で信用（少なくともある程度の信用）が存在する。

報告書は、実施主体、規制機関、その他のステークホルダーについて十分に定義された役割と全当事者間で情報交換する効果的なメカニズムが、信頼性にとって重要な要因であると指摘している。役割とは、実施主体が安全性に負う責任と、規制機関が許認可に負う責任を意味するとしている。実施主体は許可取得者であり、作業員/公衆及び閉鎖後の遠い将来の公衆の安全確保に責任を負うと指摘している。報告書は、実施主体による主張と仮説に確固たる基盤があり、取り組みが正しく実施されていると規制機関が納得でき

なければならないとの見解を示している。また、利害関係のある当事者間で情報交換するための明確で効果的なメカニズムも策定されなければならないとしている。

報告書は、処分場プログラムを有効にするためには、これら全当事者が、一定の信用を共有しなければならないとしている。潜在的ステークホルダー全員、または実施主体と規制機関の間でさえ、全面的で無条件の信頼性に達するとは考えにくいと指摘している。信頼性の条件は、不確実性が継続的に存在することを認識することと、プロジェクトが続いても安全性を一層確保できるよう将来的取り組みが適切に実施されると確信することであるとの見解を示している。これが事実だという前提で、地元自治体と一般公衆が、実施主体と規制機関は自身の健康と安全を考慮し保護する方向で決定を下すだろうと一定の程度で信用することが重要であると指摘している。報告書は、最近の経験では、セーフティケースが定義される方法、それが作成されレビューされる方法、処分システムの設計が最適化され/セーフティケースが更新される方法、そして実施主体、規制機関、その他のステークホルダー間で情報交換するレベルと方法に対して信頼を構築する重要なチャンスがあることが明らかとなったとの見解を示している。【3.4】

様々な処分プログラムで用いられる以下の方法論は、INTESC ワークショップで議論された。報告書は、IGSC の今後の取り組みへの提案事項として、紹介している。【3.4】

- 科学的な研究に対する独立したレビュー
- 複数の補完的推論（評価そのものへの科学的な基盤、ナチュラル・アナログと人為的アナログ、確証分析）
- 情報及び知識管理の統合と透明性
- 実施主体、規制機関、その他の関係者、影響を受ける当事者間での情報交換
- 国際経験及び指針との一貫性
- 段階的な開発と意思決定プロセス
- 処分場プログラムを通じたセーフティケースの繰り返しの更新
- 柔軟性、可逆性、回収可能性
- 信頼に寄与する制度的措置（内部での信頼を達成してからコミュニケーションをとる、統合への取り組み、継続的な学習への取り組み）

- パイロット施設、試験施設、実証施設
- モニタリング、性能確認、長期的な科学技術プログラム
- 極めて長期間の時間尺度の取り扱い

1.3 その他の国際機関等の文献の整理

1.3.1 欧州連合（EU）

(1) 使用済燃料及び放射性廃棄物の責任ある安全な管理に関して、共同体の枠組みを構築する 2011 年 7 月 19 日の理事会指令 2011/70/Euratom

欧州連合（EU）では、EU 加盟国に対して各加盟国における使用済燃料及び放射性廃棄物の管理責任の履行を義務づける枠組みを構築するための指令である、「使用済燃料及び放射性廃棄物の責任ある安全な管理に関する、共同体（EURATOM）の枠組みを構築する理事会指令」（以下、廃棄物指令という。）¹⁷⁾が、2011 年に制定されている。

この廃棄物指令では、セーフティケースという用語は使われていないが、セーフティケースに相当するものの作成に関連する規定が存在している。

廃棄物指令の前文では、リスクレベルと調和した段階的アプローチ（graded approach）で安全性に関する意思決定を文書化すること、また、意思決定プロセスは、安全基準が満たされることを立証する（demonstrate）ことを目的とした論拠（arguments）と証拠（evidence）の集積（collection）に基づくべきとされている。

廃棄物指令前文抜粋

(34) 安全性に関連する意思決定プロセスの文書化は、リスクのレベルと釣り合いのとれたものとすべきであり（段階的アプローチ）、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理に関連する決定の基礎を構築すべきものである。これにより、安全評価において焦点を当てる必要がある、不確実性の領域の特定が可能となるのでなければならない。安全性に関する決定は、安全評価の結果、及び安全評価と、安全評価においてなされる仮定の堅牢性と信頼性に関する情報についての知見に基づいたものであるべきである。それゆえ、意思決定

プロセスは、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理に関連する施設または活動に関して、要求されている安全基準が達成されることを実証することを目指した論拠と証拠の集積に基づくものであるべきである。処分施設の特定の事例においては、文書化によって、天然（地質学的）バリアと人工バリア、及び処分施設の長期間にわたって予想される変遷を含めた、処分システムの安全性に影響を与える側面の理解が向上するようにすべきである。

また、廃棄物指令第 7 条 (2) では、安全評価 (safety assessment) 及びその論拠 (arguments) や証拠 (evidence) に基づき、放射性廃棄物等の管理施設の安全性を定期的に評価 (assess) し、継続的に改善等を行っていくことを許認可の保有者に対して求めるよう、各加盟国に要求している。

廃棄物指令第 7 条 (2) 抜粋

加盟国は、通用している国家的枠組みの要件により、許認可の保有者に対して、権限を有する監督機関の規制管理の下で、合理的に達成可能な限り、体系的かつ検証可能な方法において、放射性廃棄物及び使用済燃料の管理に関する施設または活動の安全性を定期的に評価させ、検証させ、継続的に改善させるようにする。これは、適切な安全評価、その他の論拠及び証拠を通じて達成される。

(2) 地層処分実施技術プラットフォーム (IGD-TP) の活動¹⁸⁾

地層処分実施技術プラットフォーム (IGD-TP) は、2009 年 11 月に欧州委員会及び放射性廃棄物管理実施主体によって立ち上げられたものであり、使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及び他の長寿命放射性廃棄物の安全な地層処分の段階的实施を容易にするための欧州の戦略的なイニシアティブを推進している。IGD-TP は、残された科学的、技術的、及び社会的な課題に対応するとともに、欧州各国の廃棄物管理プログラムの支援を行うことを目的として活動している。

IGD-TP の重要課題 (Key-Topic) の一つとして、閉鎖後セーフティケースが挙げられている。ここで、閉鎖後セーフティケースは、次のように説明がなされている。

閉鎖後セーフティケースは、特定の放射性廃棄物処分施設の許可を得るために関連する規制機関に提出された、提案されている施設が規制機関による長期安全要件を如何に遵守す

るのかを示す、文書または一式 (suite) の文書である。

以下に IGD-TP の閉鎖後セーフティケースに関する活動の概要を示す。IGD-TP の閉鎖後セーフティケース研究に関する一般的な目的 (general objectives) は、以下とされている。

- 長期安全評価のための基盤 (basis) に関する広範な考え (view) を発展 (develop) させ、それにより、IGD-TP の全ての参加者に関連するセーフティケースの範囲及び内容を発展させる
- 長期安全評価を改善するための概念やモデルを発展させ改良 (refine) する
- 感度や不確実性の扱いを改善する
- さらに、当局との有意義な対話 (fruitful dialogue) を行う

このように、この分野での IGD-TP の研究は、異なる廃棄物管理プログラムの間でどの程度一貫性を持ちセーフティケースを開発できるか、如何に安全評価概念やモデルを開発し改良できるか、また、感度や不確実性の扱いは如何に改善できるかといった点を目的として活動している。

2011 年の IGD-TP の戦略的研究課題では、次の 3 件の研究課題が挙げられている。

- 課題 1: 概念、シナリオ定義やコンピュータコードなどの安全評価で用いられるツールの信頼性向上、試験及びさらなる改良を行う。IGD-TP の活動では、性能評価で用いられる様々な物質相互作用モデル (material interaction models) の試験に注力されている。
- 課題 2: 建設や操業の短期的な安全、移行期間及び長期安全を含む、セーフティケースに関するコミュニケーションを改善する。IGD-TP が特に注力している分野は、効率的なピアレビューと品質保証プロセスについてである。
- 課題 3: 感度及び不確実性の取扱い方法の信頼性向上及びさらなる改善を行う。セーフティケースにおける感度及び不確実性に関する問題の理解や扱いをさらに改善するために、IGD-TP 内での感度や不確実性分析のための主要原則に関する広範な理解を開発すべきである。

ただし、これまでに上記課題に関する検討結果を示した報告書などは公表されていない。

1.3.2 西欧原子力規制者会議（WENRA）

(1) WENRA の概要

西欧原子力規制者会議（WENRA）は、以下の主要な目的を達成するために 1999 年に結成された。¹⁹⁾

- 欧州における主要な原子力安全規制者のネットワークを構築し維持する
- それぞれの最良の慣行に関する経験や教訓に関する情報交換を推進する
- 特に欧州連合域内での、特定の原子力安全及び放射線防護問題やそれらの規制に関する協調したアプローチを開発する
- 新規加盟申請国における原子力安全及びその規制を調査するための独立した能力を提供する

また、WENRA は、協調したアプローチを開発するため、以下を実施するよう努めていることとしている。

- 経験のフィードバックと構想を共有する
- 相互の作業方法を深く理解することを可能とするよう、人的交流を行う
- 各国の実践を評価するため、原子炉安全、廃止措置の安全、放射性廃棄物及び使用済燃料管理施設の分野での共通の安全リファレンスレベルを構築する

(2) WENRA の放射性廃棄物分野での活動

WENRAでは、各国の現状と異なる安全アプローチの分析、IAEAの安全基準との比較、相違の同定及び相違を無くすための提案の実施などのために、二つの作業グループを設置している。放射性廃棄物に関連する分野については、二つの作業グループの一つである、廃棄物及び廃止措置作業グループ（The working group on waste and decommissioning, WGWD）が設置されており、この分野での作業を行っている。

WGWDは、2014年に以下の報告書を公表している。²⁰⁾

「放射性廃棄物処分施設・安全リファレンスレベル（Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels）、2014年12月22日」²¹⁾（以下、「SRL 2014」と呼ぶ）

SRL2014では、セーフティケースを以下のように定義している。

処分施設やシステムの安全性を裏付ける科学・技術的な論拠 (*arguments*) や証拠 (*evidence*) の集合 (*Collection*)

また、SRL2014では、全体ではDI-01からDI-108までの108の要件が示されている。これらの要件とIAEAの安全基準との関係について、IAEAの基準は、各国の規制を制定する際に、適切な基礎を提供するものであるが、放射性廃棄物処分施設に関しては、WENRAのリファレンスレベルは、より施設固有の要件を含んでいるとしている。

下表に SRL2014 の構成を以下に示す。

表 1.3-1 SRL2014 の構成 ²¹⁾

章	節	項
1.	序論及び方法	
	1.1 序論	
		1.1.1 背景
		1.1.2 目的
		1.1.3 範囲
		1.1.4 構成
	1.2 方法	
2.	放射性廃棄物処分安全リファレンスレベル	
	2.1 安全分野：安全管理	
		2.1.1 安全性の問題：責任
		2.1.2 安全性の問題：組織構造
		2.1.3 安全性の問題：管理システム
		2.1.4 安全性の問題：記録管理
		2.1.5 安全性の問題：記録及び知識管理
	2.2 安全分野 処分施設開発	
		2.2.1 安全性の問題：一般要件
		2.2.2 安全性の問題：サイト特性調査
		2.2.3 安全性の問題：設計
		2.2.4 安全性の問題：情報収集及びモニタリング
		2.2.5 安全性の問題：建設
		2.2.6 安全性の問題：操業
		2.2.7 安全性の問題：処分施設の閉鎖
		2.2.8 安全性の問題：閉鎖後段階及び規制からの解放
	2.3 安全分野 廃棄物の受入	
		2.3.1 安全性の問題：廃棄物受入基準の導出
		2.3.2 安全性の問題：廃棄物受入基準の改訂
		2.3.3 安全性の問題：廃棄物の受入
	2.4 安全分野 廃棄物確認	

		2.4.1 安全性の問題：セーフティケースの範囲及び内容
		2.4.2 安全性の問題：操業及び閉鎖後安全評価
		2.4.3 安全性の問題：定期安全レビュー
付録 1	放射性廃棄物処分施設のライフタイム及び主要な意思決定段階	
付録 2	低・中レベル放射性廃棄物に対する典型的な廃棄物受入基準の内容	
付録 3	セーフティケースの内容	
付録 4	定期安全レビューの期待される内容	

SRL2014 のうち、2 章の安全リファレンスレベル全体が、安全上の問題を扱っており、セーフティケースに関わってくるものであるが、本調査では、特に、セーフティケースの内容等を示した、「2.4.1 安全性の問題：セーフティケースの範囲及び内容」及び「付録 3 セーフティケースの内容」についてその内容を示す。

このうち、「2.4.1 安全性の問題：セーフティケースの範囲及び内容」には以下の 17 の要件が示されている。各要件では、これらの要件に相当（関連）する IAEA の SSR-5 や SSG-23 などの基準が引用されている。下表にこれらの 17 の要件及び関連する IAEA の基準（要件や段落番号のみ）を示す。

表 1.3-2 SRL2014 のセーフティケース関連の要件²⁾

	要件	関連する IAEA の基準※
DI-83	許可所有者は、規制機関に対して、各国の法規制の枠組みに示された操業及び閉鎖後安全要件に適合したことを実証（substantiate）するセーフティケースを提供しなければならない。許可所有者は、規制要件に従いセーフティケースを更新しなければならない。	<ul style="list-style-type: none"> ・要件 12 (SSR - 5) ・段落 4.15 (SSR - 5)
DI-84	許可所有者は、作業員、一般公衆及び環境が、処分される廃棄物に関連した危険性に対して適切に防護されることの保証（assurance）をセーフティケースにより与えなければならない。	<ul style="list-style-type: none"> ・要件 13 (SSR - 5)
DI-85	許可所有者は、安全要件への適合を示す安全評価をセーフティケースに含めなければならない。許可所有者は、設計、建設、操業、廃止措置、閉鎖及び閉鎖後の活動に関する技術的な実現可能性の評価も提示しなければならない。	<ul style="list-style-type: none"> ・段落 4.13 (SSR - 5) ・要件 4 (SSR-4)
DI-86	許可所有者は、操業及び閉鎖後段階の安全評価に次のものを含まなければならない。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 処分施設、システム及びその構成要素の性能（performance）及び頑健性（robustness）の評価 ➤ 放射線学的影響の評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・段落 6.39 (SSG - 23) ・段落 6.41 (SSG - 23)
DI-87	許可取得者は、処分対象廃棄物、設計、建設、操業、閉鎖、廃止措置及び閉鎖後の活動を含む、処分施設とシステムの全ての安全に重要な側面についてセーフティケースに記述しなければならない。セーフティケースの典型的な内容を付録 3 に示す。	<ul style="list-style-type: none"> ・要件 13 (SSR - 5) ・段落 4.15 (SSR - 5)
DI-88	許可所有者は、セーフティケースにおいて、偶発的な	<ul style="list-style-type: none"> ・要件 9 (SSR - 5)

	(inadvertent)人間侵入を含む将来の人間の行動を十分に考慮しなければならない。そういった検討では、偶発的な人間侵入の可能性及び起こり得る影響を低減することに注力しなければならない。偶発的な人間侵入を防ぐためのいかなる措置も処分施設の操業安全及び処分システムの閉鎖後安全を損な (compromise) ってはならない。	・段落 3.46 (SSR - 5)
DI-89	許可所有者は、セーフティケースにより安全の論拠 (arguments) が明確に理解できるようにするとともに、適切に包括的なものであり、処分施設の開発段階に合った内容及び詳細さで文書化されているようにしなければならない。	・要件 11 (SSR - 5) ・要件 12 (SSR - 5) ・要件 14 (SSR - 5)
DI-90	許可所有者は、セーフティケースにおいて、採用した仮定 (assumptions)、行った選択や決定の明確さ、具体性 (substantiation) や追跡可能性を確実に示さなければならない。	・段落 4.23 (SSR - 5) ・段落 4.24 (SSR - 5) ・段落 4.25 (SSR - 5)
DI-91	許可所有者は、セーフティケースが安全性に影響する要因 (例、特徴、イベント及びプロセス) 及びそれらの影響 (significance) を適切に反映するようにしなければならない。	・要件 6 (SSR - 5)
DI-92	許可所有者は、安全性に重要な全ての不確実性を同定しなければならない。それらの不確実性がセーフティケースで適切に考慮されていることを示さなければならない。許可所有者は、セーフティケースの一部として、不確実性管理の計画を示さなければならない。	・段落 4.7 (SSR - 5) ・段落 4.87 (SSG - 23)
DI-93	許可所有者は、セーフティケースにおいて、処分システムに関連する選択や決定に際し最適化の原則 (principle of optimization) に対応したことを示さなければならない。	・原則 5 (SF - 1) ・要件 4 (SSR - 5) ・段落 4.23 (SSR - 5)
DI-94	許可所有者は、セーフティケースの一部として処分施設の閉鎖及び閉鎖後の活動のためのプログラム (programme)、計画 (plans) や措置 (provisions) を提示しなければならない。これらの計画や措置は、必要に応じて改訂・更新されなければならない。	・段落 4.38 (SSR - 5) ・段落 5.13 (SSR - 5)
DI-95	許可所有者は、セーフティケースにおいて、基づく原則や処分施設の将来の開発、操業及び閉鎖の段階の変遷 (evolve) を含む、管理システムを記述しなければならない。	・要件 13 (SSR - 5) ・段落 4.61 (SSG - 23)
DI-96	許可所有者は、セーフティケースにおいて、段階的なアプローチ (graded approach) に従い、閉鎖後安全及び信頼性レベルの評価に関する複数の論拠の統合 (synthesis of multiple lines of reasoning) を示さなければならない。	・段落 4.85 (SSG - 23) ・段落 4.86 (SSG - 23)
DI-97	許可所有者は、現在の知識を反映するためにセーフティケースを以下のために更新し、規制機関に提出しなければならない。 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 主要な規制上の決定に対する申請の裏付け (support) として ▶ 安全に関連した主要な変更 (例えば、基本的な仮定の変更) の結果として ▶ 少なくとも各国の法規制の枠組みにおいて決められた定期的な間隔で 	・要件 12 (SSR - 5) ・段落 4.10 (SSG - 23)
DI-98	許可所有者は、最低限として以下を反映するために、実行可能な範囲で速やかに、かつ、更新された知識の安全上の重要性に従い、セーフティケースを更新しなければならない。 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 規制要件や基準の変更 ▶ 監視プログラムの結果 ▶ 処分対象放射性廃棄物インベントリの変更 ▶ 操業上の結果や事象の分析結果 ▶ 定期安全レビューの結果 	・段落 4.12 (SSR - 5) ・段落 4.6 (SSR-4)

DI-99	許可所有者は、処分施設やシステムの変更の安全上の重要性を評価する基礎としてセーフティケースを用いなければならない。	<ul style="list-style-type: none"> ・段落 4.6 (GSR-4) ・段落 6.17 (SSG - 23)
-------	---	--

※SF-1：安全基準「基本安全原則」

SSR-5：特定安全要件「放射性廃棄物の処分」

SSG-23：特定安全指針「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」

GSR-4：一般安全要件「施設及び活動の安全評価」

また、付録 3 では、セーフティケースに含むべき内容が示されている。以下にその内容を示す。

1. セーフティケースの目的及び内容

- 処分計画の概要 (outline of the disposal program)
- 法的枠組み
- 計画の現段階、または決定の段階
- すでに行われた、または将来行う必要のある主要な意思決定
- 処分計画で到達した段階に関連した、セーフティケースの目標

2. 安全戦略 (Safety Strategy)

- 科学的、技術的、社会経済的などの支配的な (prevailing) 状況からくる制約 (constraints) の同定及びそれらの処分戦略への影響 (implications)
- 管理戦略 (Management Strategy)
 - ◇ 作業 (Work) が安全目標に注力していること、及び適切な資源が利用可能であることを確実にしつつ、様々な活動を管理するためのアプローチ (品質を確保するためのアプローチを含む)
 - ◇ 閉鎖後長期の情報管理及び記録保存のアプローチ
 - ◇ 不確実性を管理するためのアプローチ (不確実性の低減・回避及びそれらの影響の緩和 (mitigation))
 - ◇ 防護原則の最適化実施のためのアプローチ
 - 代替オプションを如何に評価するのかに関する検討
- 概念化 (Conceptualization) 及び実施 (implimentation) 戦略

- ◇ 閉じ込め (containment) 及び隔離 (isolation) のアプローチ
- ◇ 受動的手段による閉鎖後安全性を達成するためのアプローチ
- ◇ 深層防御を確実にするためのアプローチ
- ◇ 可逆性／回収可能性を確実にするためのアプローチ (必要な場合やある程度必要な場合)
- ◇ 現実的な工学的解決方法及びモニタリングを実施するためのアプローチ
- 安全評価戦略
 - ◇ 放射線学的影響及び処分システムやその構成要素の性能を評価するためのアプローチ
 - ◇ 処分システムの技術的実現可能性評価のためのアプローチ
 - ◇ 評価における信頼性構築のためのアプローチ

3. 評価基盤 (Assessment basis)

- 安全評価を裏付ける分析ツール (評価方法、モデル、コンピュータコード、及びデータベース) 及びそれらの定量と信頼性構築のためのプロセス
- 科学・技術データ及び安全評価に関連する理解
 - ◇ サイトに関する情報 (地質学、水理地質学 (hydrogeology)、気候、生物圏、人口動態・・)
 - ◇ 廃棄物に関する情報 (廃棄物及び容器 (container) の特徴、インベントリ及びその変遷)
 - ◇ 処分システムの全般的な情報
 - 安全戦略を遵守するための設計要件
 - 閉鎖後の処分システムやその構成要素へ割り当てられた安全機能及び時間による変遷
 - プロセスの理解
 - ◇ 施設の情報
 - 設計のオプション (リファレンスオプション及び代替)
 - 処分施設の特徴
 - ◇ 操業中の処分施設やその構成要素に割り当てられた安全機能及び時間による変遷 (evolution)
 - ◇ 建設、廃棄物容器定置、必要な場合の可逆性・回収可能性、閉鎖などのための

計画

- ◇ すでに実現済みの処分施設の施工時の情報
- ◇ 前の段階からのリファレンス設計への変更に関する情報
- 不確実性とその時間による変遷の同定
- 設計オプションの技術的実現可能性（実証試験（demonstration tests）を含む実現可能性研究）
- 知識
 - ◇ 最先端知識
 - ◇ 研究プログラムの結果
 - ◇ 建設、操業及びモニタリングからのフィードバック
 - ◇ プロセス理解の統合
- 操業上の事項
 - ◇ 操業安全評価に関連するサイト及び工学的な評価基盤
 - ◇ 通常操業、事故の状況及び操業限界・条件（廃棄物受入基準、放射線防護システムを含む）
 - ◇ 施設の試運転の情報
 - ◇ 施設の構成要素の経年（定期検査及びメンテナンスシステム）
 - ◇ 付随施設の廃止措置のための活動
 - ◇ 安全上重要な活動のための手続き及びマニュアル
 - ◇ 操業検査、メンテナンス及び試験の対策
 - ◇ 操業経験のフィードバック
- モニタリング（ベースライン、処分システム及び環境モニタリング計画）

4. 操業及び閉鎖後安全評価

サイト及び工学的評価

- 安全要件を満たしていることの実証（Substantiation）
 - ◇ 設計の適切さ
 - ◇ 適切な深層防御に関する実証
 - ◇ 個々の構成要素が期待される役割を果たす能力、その性能の経時的変遷
- 性能及び頑健性評価
 - ◇ 性能指標の確立

- ◇ システムの性能に影響を与える可能性のある事象や現象の同定及び定量化
- ◇ 性能及び頑健性を評価するためのシナリオ及びモデル開発
- ◇ システム及びその構成要素の性能や頑健性の評価
- ◇ 施工時の施設が設計基盤や要件を満たしていることの証明
- ◇ 操業安全評価
 - 施設が操業安全の要件を見たしていること及び許可条件に従い操業されていることの実証
 - 廃棄物容器の欠陥の場合の可能性のある廃棄物回収のための安全評価
- 実現可能性評価
- 欠陥及び事故解析

放射線学的及び非放射線学的評価

- 安全指標の確立
- 放射性核種の放出及び移行の評価を含む、放射線影響に影響する可能性のある事象や現象の同定及び定量化
- 操業及び閉鎖後安全解析
 - ◇ 放射線学及び非放射線学的影響を評価するためのシナリオ及びモデル開発
 - ◇ 操業中及び閉鎖後長期間の変遷中に生ずる可能性のある放射線被ばくの評価
 - ◇ 放射線学的影響の見積が保守的（conservative）であることの実証
- 安全評価の信頼性の証明
 - ◇ 単純化（simplifications）の理由及び実証
 - ◇ 安全評価で如何に不確実性を扱ったのかの記述

5. 管理システム

- 当該段階の組織構造及び将来計画されている組織
- 事業実施が正しいことの確認のための品質保証関連活動・監査及び確認のための組織及び措置、管理システムの定期的再評価
- 人員の資格及び訓練
- 核物質防護及び保障措置のための措置
- 緊急時対応
- 意思決定のトレーサビリティ確保のための、情報管理や処分施設の閉鎖後長期の記

録の保存のための対策、記録保存手続き

- 異なる段階を通して予定されている活動計画

6. 安全論拠及び証拠の統合

- 評価で得られた安全論拠及び証拠の統合
- 安全戦略及び安全要件が正しく実施されていることの確認
- 放射線防護の最適化を含むプロセスを通じて設計が行われたことの実証
- 次の段階へ進む決定を裏付ける論拠
- 評価結果の信頼性の評価／現時点で利用可能な証拠、論拠及び分析の同定
- 以下の点に関する、安全を損なう可能性のある知識の欠如、未解決の問題や不確実性への対応や管理の方法
 - ◇ 設計の進展
 - ◇ 研究開発プログラムからのデータ取得
 - ◇ シナリオ開発及びモデル化

1 参考文献

- 1) International Atomic Energy Agency, “Strategies and Processes for The Establishment of IAEA Safety Standards (SPESS), Version 2.2 – 16 November 2015”, 2015
- 2) International Atomic Energy Agency, “Safety Fundamentals No. SF-1: Fundamental Safety Principles”, 2006
- 3) International Atomic Energy Agency, “General Safety Requirements No. GSR Part 4: Safety Assessment for Facilities and Activities”, 2009
- 4) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Requirements No. SSR-5: Disposal of Radioactive Waste”, 2011
- 5) International Atomic Energy Agency, “General Safety Guides No. GSG-1: Classification of Radioactive Waste”, 2009
- 6) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-1: Borehole Disposal Facilities for Radioactive Waste”, 2009
- 7) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-14: Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste”, 2011
- 8) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-23: The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste”, 2012
- 9) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-29: Near Surface Disposal Facilities for Radioactive Waste”, 2014
- 10) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-31: Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities”, 2014
- 11) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-35: Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations”, 2015
- 12) International Atomic Energy Agency, “Specific Safety Guides No. SSG-38: Construction for Nuclear Installations”, 2015
- 13) OECD/NEA RWMC ウェブページ、<https://www.oecd-nea.org/rwm/rwmc/>
- 14) OECD/NEA IGSC ウェブページ、<https://www.oecd-nea.org/rwm/igsc/>
- 15) OECD/NEA, “Post-Closure Safety Case for Geological Repositories Nature and Purpose (NEA No. 3679)”, 2004
- 16) OECD/NEA, “The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories (NEA/RWM/R(2013)1)”, March 2013
- 17) COUNCIL DIRECTIVE establishing a Community framework for the responsible and safe management of spent fuel and radioactive waste. 2011
- 18) IGD-TP ウェブサイト、<https://igdtp.eu>
- 19) WENRA ウェブページ、<http://www.wenra.org/about-us/>
- 20) WENRA WDWG ウェブページ、<http://www.wenra.org/harmonisation/working-group-waste-and-decommissioning/>
- 21) WENRA WGWD, “Report Radioactive Waste Disposal Facilities Safety Reference Levels”, 22 December 2014

第2章 諸外国におけるセーフティケースに係る概要の調査

諸外国におけるセーフティケース、特に長半減期の放射性核種が含まれる廃棄物の埋設を対象としたものの検討状況と規制機関等によるレビューの状況について概要を調査する。具体的には、以下の内容について調査する。

- 規制機関等のセーフティケースに関する要求事項
- 事業者が公開しているセーフティケースに関する文書体系
- 事業者が公開しているセーフティケースの全体を総括した概要
- 規制機関等による事業者のセーフティケースに対するレビューの概要
- 事業者によるセーフティケースの公表や規制機関等によるセーフティケースのレビュー等のセーフティケースに関する事業者及び規制機関等の今後の予定

対象国は、仕様書に示されたとおり、英国、フランス、スウェーデン、フィンランド、米国の5カ国である。また、本報告書の第2章では、まず調査対象文書の選定について記載後、上記の具体的な調査内容を報告する。また、項目については、内容の把握がしやすいよう、各国ごとに調査対象とした文書名等を入れることとした。

2.1 英国におけるセーフティケースの概要

2.1.1 英国の調査対象文書

英国では、長半減期の放射性核種が含まれる放射性廃棄物は、地層処分する方針であることから、本調査では、地層処分を対象としたセーフティケースを取扱う。

英国では、2006年に高レベル放射性廃棄物を地層処分するという最終的な管理方針を政府として決定し、2008年に英国政府が白書「放射性廃棄物の安全な管理－地層処分の実現に向けた枠組み」(MRWS, Managing Radioactive Waste Safely: A Framework for Implementing Geological Disposal)¹を公表し、サイト選定を開始したが、関心表明を行った自治体がサイト選定プロセスの参加に対する意思決定を行う際、地質やサイト選定プロセスに対する懸念からサイト選定プロセスから撤退した。その後、サイト選定プロセスについて協議、検討した結果、2014年に英国政府は白書「地層処分－高レベル放射性廃棄物等の長期管理に向けた枠組み」(Implementing Geological Disposal – A framework for the long-term management of higher activity waste)²を公表し、高レベル放射性廃棄物等の地層処分施設の設置に向けた新たなサイト選定を開始している。

2018年末時点の英国における地層処分手業の実施体制を図 2.1-1 に示す。

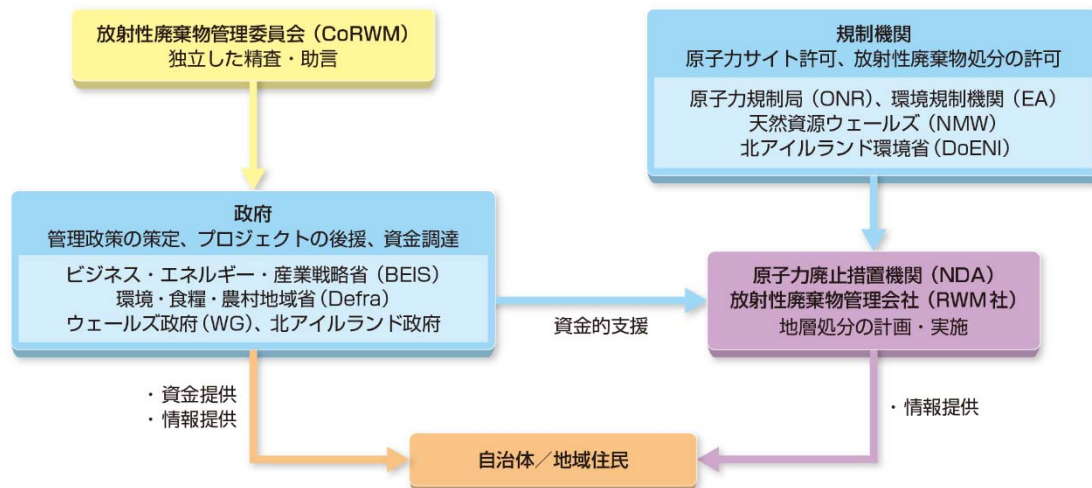


図 2.1-1 英国の地層処分手業の実施体制

英国の放射性廃棄物の安全規制に関しては、原子力規制局 (ONR, Office for Nuclear Regulation) と各自治政府が設置している環境規制機関が実施している。ONR は、原子力施設に関する安全、セキュリティ面及び放射性物質の輸送に関する安全規制を実施し、環境規制機関は、管轄地域における大気や水、土壌への放射性物質及び非放射性物質の排出及び

処分に関する環境規制を実施する機関である。なお、イングランドの管轄は環境規制機関（EA, Environment Agency）、ウェールズは天然資源ウェールズ（NRW, Natural Resources Wales）、北アイルランドは北アイルランド環境省（DoENI, Department of the Environment Northern Ireland）、スコットランドはスコットランド環境保護局（SEPA, Scottish Environment Protection Agency）が管轄している。ただし、スコットランドに関しては、スコットランド政府が高レベル放射性廃棄物等の管理方針を地層処分ではなく、地表近くの施設を用いた長期管理の方針を示していることから、地層処分事業の実施体制の枠組みにスコットランドは含まれていない。

地層処分事業の政策は、各自治政府が責任を負っている。英国政府はイングランド、ウェールズ政府はウェールズ、北アイルランド政府は北アイルランドに関する政策の責任を負っている。

地層処分事業の実施主体は、2014年に原子力廃止措置機関（NDA, Nuclear Decommissioning Authority）の完全子会社となった、放射性廃棄物管理会社（RWM, Radioactive Waste Management Limited）である。親会社であるNDAは2004年エネルギー法により英国の原子力債務を管理するために、2005年に設立した政府外公共機関（NDPB, non-departmental public body）であり、地層処分事業に関する政府の政策を実施する責任を担う機関である。

また、貯蔵や処分を含む高レベル放射性廃棄物の長期管理政策に関して、英国政府等に独立した立場から精査や助言を行う諮問機関として、放射性廃棄物管理委員会（CoRWM）がある。CoRWMは当初、高レベル放射性廃棄物の管理方法について英国政府等に助言することを目的として、2003年に設立したNDPBである。2006年にCoRWMは英国政府等に対して、高レベル放射性廃棄物等の管理方針としては地層処分が利用可能な最善のアプローチであると勧告している。その後、2007年にCoRWMの委任事項が改定され、現在は貯蔵や処分を含む高レベル放射性廃棄物の長期管理政策に関する英国政府等の諮問機関の役割を担っている。

さらに、地層処分事業に関して中心的な役割を果たすのがコミュニティ（Communities）である。コミュニティは地層処分事業のサイト選定プロセスに関して、開発事業者と対話を行い、開発事業者などから十分な情報が提供された上で、地層処分施設（GDF, Geological Disposal Facility）の受入れに関する公衆の支持（test）の有無が調査・確認されるまでのいかなる時点においても、GDFの受入れに関する検討作業から撤退する権利を有する。

英国では、英国政府が 2008 年¹及び 2014 年²エラー! ブックマークが定義されていません。に公表した白書において、「Safety case」という用語を以下のように表現している。

<2008 年白書の用語集>

セーフティケース (Safety cases) :

「セーフティケース」は、サイト、プラント、プラントの一部、またはプラントの改造に付随するリスクが合理的に可能な限りできるだけ低いこと、また関連する基準が満たされていることを実証するための文書。原子力サイトにおける許可可能な活動のセーフティケースは原子力施設法 (NIA65)³に基づく許認可条件として要求される。

<2014 年白書の用語集>

セーフティケース (Safety case) :

一つの施設または活動の裏付けとなる論拠及び証拠を集めたもののことをいう。これには通常、安全評価の調査結果とこれらの調査結果に関する「信頼の表明」が含まれる。GDF に関しては、原子力安全性、環境安全性及び輸送を対象とした一定数のセーフティケースが必要とされる。セーフティケースは、開発の任意の段階 (例えばサイト調査、操業開始段階、操業、閉鎖及び閉鎖後段階など) に関して作成される場合もある。

英国では放射性廃棄物の処分を行うには、環境許可と原子力サイト許可の両方を取得する必要があり、申請の際には、それぞれ「環境セーフティケース」と「原子力セーフティケース」を付ける必要がある。なお、処分に関するものは環境セーフティケース、輸送及び操業に関するものは原子力セーフティケースで取り扱われる。本調査では、主に放射性廃棄物の処分規制を行う環境規制機関が公表している文書や環境セーフティケースについて調査を実施する。以下に、本調査にて調査する文書を示す。

【セーフティケースに関する要求事項が記載されている文書】

- ・ EA 等「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス (GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation)」(2009)⁴

【事業者が公開しているセーフティケース文書】

- ・ NDA「一般的な条件における処分システム・セーフティケース (gDSSC, generic Disposal System Safety Case)」(2010)

【規制機関によるセーフティケースに対するレビュー文書】

- ・ EA、ONR「一般的な条件における処分システム・セーフティケースの規制レビュー」(2011)⁵

2.1.2 セーフティケースに関する要求事項

英国におけるセーフティケースに関する要求事項については、放射性廃棄物処分の規制機関である環境規制機関（EA, Environment Agency）が 2009 年に公表した「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス（GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation）」⁴に記載されている。GRA は法的拘束力を持つものではないが、環境規制機関が特に重要と考え、かつ事業者が遵守する必要がある項目を強調するため、「要件」という用語を用いている。環境規制機関の取扱うセーフティケースは、「環境セーフティケース」であり、環境許可申請の際に付随する文書となる。

GRA では、基本防護目標と 5 つの原則（表 2.1-1 参照）、それらに基づいて示された 14 の要件（表 2.1-2 参照）が設定されている。環境セーフティケースは、これらの要件をどのように遵守しているか、かつ地層処分施設への処分に伴う危険性から人間及び環境が守られることを示すものでなければならない、としている。GRA では、要件自体に「環境セーフティケース」という項目を設定しており、環境セーフティケースに含まれるべき内容として、以下を示している（表 2.1-3 参照）。

【環境セーフティケースで立証すべきもの】

- 本ガイダンスで示されている原則と整合し、要件が満たされていること
- 環境安全戦略が含まれていること
- 不確実性に対する考慮が示されていること

【環境セーフティケースに含まれるべきもの】

- 環境安全性に関連するすべての側面（例：地質学的状況、水文地質学及び地表環境、廃棄物特性、施設設計、建設、操業及び閉鎖に関する手法）
- 環境セーフティケースの信頼性を説明するもの（以下に例示）
 - 定量的な安全評価と不確実性の管理の質及び頑健性
 - 提示されたその他の論拠及び証拠の質、頑健性及び関連性
 - 事業者の環境安全文化と環境セーフティケースのサポート活動に関与する様々な個々の専門知識や経験の範囲及び深さ
 - 事業者のマネジメントシステムの特徴（例：作業の計画と管理、健全な科学と良好

な設計慣行の採用、記録の保持、品質管理とピアレビューなど)

表 2.1-1 GRA に示されている基本防護目標

原則	主要な規定内容
基本防護目標	基本的な防護目標は、陸地処分施設への放射性固体廃棄物の処分の全てが、処分の時点及び将来において人間の健康及び利益ならびに環境の健全性が守られ、人々の信頼を勝ち得ることができ、費用を考慮した方法によって実行されるようにすることにある。
原則 1 処分時及び将来における放射線学的危険性に対する防護レベル	放射性固体廃棄物を処分する場合には、処分の実施時及び将来における廃棄物の放射線学的危険性に対する人間及び環境保護のレベルが、処分時における国家基準と整合するように実施されなければならない。
原則 2 最適化（合理的に達成可能な限り低く）	放射性固体廃棄物を処分する際には、処分の実施時に一般的である状況の下で、経済的及び社会的な要因、その他の生物への放射線学的リスク、さらにはあらゆる非放射線学的危険性を管理する必要性を考慮した上で、公衆の個別の構成員及び公衆全体に対する放射線学的リスクが合理的に達成可能な限り低くなるようにしなければならない。
原則 3 処分時及び将来における非放射線学的危険性に対する防護レベル	放射性固体廃棄物の処分は、処分時及び将来における廃棄物の非放射線学的危険性との関連において人間及び環境に提供される防護レベルが、放射線学的危険性はないものの、非放射線学的危険性を伴う廃棄物の処分時に国家基準によって定められている防護レベルと整合するように実施されなければならない。
原則 4 人間の行為への依存	放射性固体廃棄物を処分する際には、処分時と将来の両方において、放射線学的及びあらゆる非放射線学的な危険性から公衆及び環境を保護するために人間の行為に不合理なまでに依存することは避けなければならない。
原則 5 開かれた態度と包括性	放射性固体廃棄物の何らかの処分に関して、所管の環境機関は以下の措置を講じなければならない。 <ul style="list-style-type: none"> ・規制目標、プロセス及び問題に関する情報を、利害関係者や公衆に提供する方法を確立する。 ・開かれた包括的な方法によって、意見の諮問を行う。

表 2.1-2 GRA に示されている要件

要件	主要な規定内容
要件 1 取り決めに基づくプロセス	開発者は、放射性固体廃棄物の処分施設を開発する際に、合意に基づくプロセスに従わなければならない。
要件 2 受入側の地域社会及びその他の人々との対話	開発者は、環境セーフティケースを開発する際に、土地利用計画当局、受入れ側の地域社会、その他の利害関係者及び一般市民との対話に参画しなければならない。
要件 3 環境セーフティケース	放射性固体廃棄物に関して提案されている処分に関する 1993 年放射性物質法（RSA93, Radioactive Substances Act 1993） ⁶ の下での申請は、環境セーフティケースによる裏づけを伴うものでなければならない。

要件	主要な規定内容
要件 4 環境安全文化及び管理システム	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、いかなる時点においても、環境安全に関する肯定的なカルチャーを育成し、助成しなければならず、また次に示す機能を提供する上で十分なマネジメントシステム、組織構成及び資源を備えていなければならない：(a) 計画設定及び作業の規制管理、(b) 健全な科学及び良好な設計慣行の適用、(c) 情報の提供、(d) 文書化及び記録の維持、(e) 品質マネジメント。
要件 5 許可期間中の線量拘束値	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の許可期間内において、当該施設から決定グループの代表的な構成員の一人が受ける実効線量は、線源及びサイトに関する線量拘束値を超えてはならない。
要件 6 許可期間後のリスクガイダンス・レベル	許可期間終了後に、最大のリスクを受ける人間を代表する一人の個人が一つの処分施設から受けることが評価される放射線学的リスクは、 10^{-6} /年（すなわち1年間に100万の1）というリスクガイダンス・レベルと適合したものであるべきである。
要件 7 許可期間後の人間侵入	地層処分施設の開発者／操業者は、許可期間終了後の人間侵入の生起可能性は極めて低いと仮定すべきである。しかし開発者／操業者は、その生起可能性をさらに低下させる実用的な措置が見いだされた場合には、それについて検討し、実行に移す必要がある。また開発者／操業者は、許可期間終了後の人間侵入によって生じる潜在的な影響についても評価しなければならない。
要件 8 最適化	廃棄物受入規準の選択、選定サイトの使用方法、処分施設の設計、建設、操業、閉鎖及び閉鎖管理などを通じ、また許可期間及び許可期間終了後の両期間について、公衆の構成員及び環境への放射線学的リスクは、経済及び社会的な要因を考慮した上で、合理的に達成可能な限り低く（ALARA）抑えられるようにしなければならない。
要件 9 環境放射能	開発者／操業者は、許可期間及び許可期間終了後の両期間において、処分施設が接近可能環境に及ぼす放射線学的影響を調査するために、接近可能環境のあらゆる側面が適切に防護されていることを示すことを目的として、評価を実施しなければならない。
要件 10 放射線以外の危険性からの防護	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、処分システムが、非放射線学的危険性に関しても十分な保護をもたらすものであることを立証しなければならない。
要件 11 サイト調査	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、環境セーフティケースにとって必要な情報をもたらすために、さらには施設の設計及び建設を支援するために、サイト調査及びサイト特性調査に関する計画を実施しなければならない。
要件 12 サイトの利用並びに施設の設計、建設及び閉鎖	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、処分システムの性能に対して容認しがたい影響が回避される方法によって、当該サイトを使用し、施設を設計し、建設し、操業し、さらには閉鎖できることを確認しなければならない。
要件 13 廃棄物の受入規準	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、環境セーフティケースにおいて設定された様々な仮定に適合した、さらには輸送及びハンドリングに関する諸要件に適合した廃棄物受入規準を設定するだけでなく、これらの規準が当該施設で操業期間にわたり適切に適用できるものであることを立証しなければならない。
要件 14 モニタリング	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の開発者／操業者は、環境セーフティケースを支持する形で、当該施設の建設、操業及び閉鎖に起因して生じる変化を監視するためのプログラムを実施しなければならない。

ⁱ 許可期間とは、地層処分場の操業期間及び閉鎖後における能動的な制度的管理の期間を指す。

表 2.1-3 GRA における環境セーフティケースに関する要求事項

<p>6.2 管理要件</p> <p>要件 R3：環境セーフティケース</p> <p>6.2.1 放射性固体廃棄物に関して提案されている処分に関する RSA93⁶ の下での申請は、環境セーフティケースによる裏づけを伴うものでなければならない。</p> <p>6.2.2 環境セーフティケースは、放射性固体廃棄物の処分の環境安全性に関する一連の主張を示したものであり、体系的な論拠及び証拠の組み合わせによって構成される。このセーフティケースは、公衆の構成員の健康と環境の健全性が適切に防護されていることを明示するものでなければならない。またこれは、処分施設の開発者／操業者によって示されるものであり、GRA の第 4 章に提示した諸原則との一致を証明すると共に、GRA の第 6 章に提示したマネジメント、放射線学及び技術面の要件が満たされることが示されるよう設計されるべきである。GRA の第 7 章に、環境セーフティケースの内容に関するより詳細なガイダンスを示した。</p> <p>6.2.3 NDA/RWMD は、地層処分施設の開発者／操業者が、環境セーフティケースにおいて、当該施設が GRA に提示されている要件のそれぞれを満たしていることを明示するものと想定している。GRA の図 6.1 に、施設の開発者／操業者が、当該施設の開発プログラムの進捗に応じて環境セーフティケースの精度を次第に高めてゆく状況について、NDA/RWMD がどのような想定を行っているのかを示した。</p> <p><u>環境セーフティケースでは、何を立証するべきか？</u></p> <p>7.2.1 環境セーフティケースでは、経時的な変化を引き起こす地質環境（すなわち「処分システム」）における処分施設について、明瞭な理解が得られていることを立証するものであるべきである。環境セーフティケースの設計は、GRA の第 4 章に示された原則と整合したものであること、さらには GRA の第 6 章に示された管理要件、放射線学的要件及び技術要件が満たされていることが明示されるようなものでなければならない。これらの原則及び要件は、許可期間及び許可期間終了後の両期間において、公衆の構成員及び環境を放射線学的な危険性及び非放射線学的な危険性から守るためのものである。環境セーフティケースでは、処分システムの様々な構成要素がこれらの要件を満たす上でどのような寄与を行うのかが示される必要がある。</p> <p>7.2.2 環境セーフティケースには、環境安全性を立証する詳細な論拠に裏づけられた環境安全戦略が含まれているべきである。環境安全戦略においては、処分システムの環境安全性を明示するために採用される基本的なアプローチに関して、最高レベルの記述がなされていなければならない。またその中では、環境安全性に関する中心的な論拠の明瞭な概要が示されていると同時に、これらの論拠の基礎となる論理の大筋及び裏づけとなる証拠に関する記述がなされていなければならない。さらにこの戦略では、例えば、選定されたサイト、パッシブな安全性の設計及び多重バリアのそれぞれが環境安全性にどのように寄与しているかが、説明されているべきである。</p> <p>7.2.3 環境セーフティケースは、明瞭な関係性に基づく構成を用いて、環境安全戦略が詳細な論拠によってどのように支えられているのかを、さらにはこれらの論拠が証拠、分析及び評価によってどのように裏づけられているのかを、明瞭に示すものであるべきである。また環境セーフティケースの内部における整合性が確立され、維持されている必要がある。</p> <p>7.2.4 環境セーフティケースでは、不確実性がどのように考慮されており、将来においてどのように管理されるかが説明されると共に、環境セーフティケースが、残存する不確実性にもかかわらず信頼の置けるものであることが明示されなければならない。またここでは、生じ得るバイアスと、それらが環境セーフティケースに及ぼす影響が特定されるだけでなく、こうしたバイアスが除去または最小限化されていることが明示されなければならない。</p> <p>7.2.5 環境セーフティケースにおいて主張または仮定されている重要事項の全てが、内容的に妥当であり、種類として適切であり、また適切な詳細さ及びロバスト性を備える証拠によって、裏づけられていなければならない。</p>

環境セーフティケースには何が含まれるべきか？

- 7.2.6 環境セーフティケースは、環境安全性に関連する全ての側面について記述するものであるべきである。この中には、当該サイトの地質学的状況、水文地質学及び地表環境、廃棄物の様々な特徴（処分に先立つ廃棄物の処理及び調整を含む）、施設の設計、さらにはその建設、操業及び閉鎖に使用される手法が含まれる。
- 7.2.7 環境セーフティケースは、様々な証拠に基づく複数の論理的思考の道筋（補完的な環境安全面での論拠につながるもの）を含むべきである。この証拠は、定性的なものでも定量的なものでもよく、必要に応じて頑健性を備える数値解析による裏付けを伴うことになる。これらの論理的思考及び様々な仮定は明瞭なものであるべきであり、その裏付けとなる証拠は追跡可能なものである必要がある。
- 7.2.8 環境セーフティケースは、許可期間及び許可期間終了後の両期間に関する定量的な環境安全評価を対象としたものであるべきである。これらの評価の対象期間は、将来の放射線学的リスクがピークに達する時期までと、あるいは不確実性が過大になるために定量的な評価を実施する意味がなくなる時期までとする必要がある。これによって、廃棄物から出た放射性核種がどのようにして処分施設を取り囲む物理的及び化学的な環境を通じて、さらには処分場の周囲の地層を通じて環境へと移動し、さらには環境内を移動すると考えられるのかが示されるべきである。また環境セーフティケースでは、許可期間終了後、そして何らかの有意な危険性が残存する期間を対象として、処分システムに想定される変遷の影響だけでなく、比較的発生の見込みの低い変遷及び事象の影響も検討すべきである。
- 7.2.9 環境セーフティケースでは、当該セーフティケースが信頼のおけるものであるという開発者／操業者の見解の論拠が説明されるべきである。その中には、次に挙げる項目への言及が含まれる。
- ・ 定量的な安全評価と不確実性の管理の質及び頑健性。
 - ・ 提示されたその他の論拠及び証拠の質、頑健性及び関連性。
 - ・ 開発者／操業者の環境安全文化と、環境セーフティケースを支援する活動に関与する様々な個人の専門知識及び経験の範囲及び深さ。
 - ・ 開発者／操業者のマネジメントシステムの主な特徴。その例として、作業計画の設定及び管理、健全な科学及び良好な設計慣行の採用、記録の維持、品質マネジメント及びピアレビューなどが挙げられる（要件 R4 を参照のこと）。

環境セーフティケースは、何を達成するべきものか？

- 7.2.10 環境セーフティケースは、処分システムによって許可期間にわたり、またより長期的にもたらされる保護のレベルを記述及び立証するものであるべきである。またそれは、廃棄物がもたらす放射線学的危険性を念頭に置いた上で、処分システムの環境安全性に対する適切な信頼を実現できるだけの包括性と頑健性を備えるべきである。しかしながら、技術的な理解やデータの利用可能性との釣り合いがとれないほどまでに、複雑なものとなることは避けるべきである。ピアレビューは、その品質を確保する上で重要な役割を果たすことになる。開発者／操業者は、将来の様々な基準や基礎データに対して生じる変更に対して注意を怠らないだけでなく、この側面において環境セーフティケースを合理的に実行可能な限り頑健なものとするべきである。

2.1.3 2010年処分システム・セーフティケースの文書体系

英国では、2010年に一般的な条件での処分システム・セーフティケース (gDSSC, generic Disposal System Safety Case) ⁷が公表されている。これは、2010年当時、原子力廃棄措置機関 (NDA) の内部組織であった放射性廃棄物管理局 (RWMD) (現実施主体である放射性廃棄物管理会社 (RWM 社) の前身部門) が作成したものである。

「処分システム・セーフティケース」は、地層処分施設への廃棄物の輸送方法や、地層処分施設の建設、操業が安全なものであり、地層処分施設が閉鎖後にも安全であり続け、さらに適用可能なすべての法的規制が満たされていることを明示する証拠を提示するために作成するものである。2010年当時から現在においても、英国では地層処分施設の立地場所が決定していないため、一般的な条件における「処分システム・セーフティケース」が作成されている。2.1.3では、この2010年gDSSCに関する文書体系について整理する。

2010年gDSSCは、3つの階層に分かれており、最上位に概要レポート (overview)、その下に3つのセーフティケース (main report)、さらにその下に「安全評価 (safety assessment)」及び「サポートレポート (supporting reports)」で構成されている。概要レポートは、地層処分施設に関心を持つステークホルダーに対して、鍵となる技術的な概念やセーフティケースに関するメッセージを提示した公衆向けの文書となっている。セーフティケースは、「輸送安全性」、「(建設を含む) 操業安全性」、「環境安全性」の3つに分かれており、地層処分に関連するすべての側面における安全性及び環境面への影響についての説明及び評価が実施されている。

「輸送安全性」：地層処分施設への廃棄物の輸送に関する安全面における論拠及び評価については、【輸送セーフティケース】で取り扱われている。

「操業安全性」：地層処分施設内での建設作業及び廃棄物の定置、その後の貯蔵及び最終的な埋戻し、廃止措置及び閉鎖については、【操業セーフティケース】で取り扱われている。

「環境安全性」：操業期間及び閉鎖後期間における環境安全性については、【環境セーフティケース】で取り扱われている。

セーフティケースの下には、一連の「安全評価」及び「サポートレポート」がある。サポートレポートは、処分システムの初期条件及びその後の変遷に影響を及ぼす可能性のある研究テーマに関する現状の NDA/RWMD の理解状況をまとめた「研究状況報告書」と「その他のサポートレポート」で構成されており、サポートレポートは以下の 3 つに区分されている。

- 地層処分施設の主な構成要素の初期条件に関する NDA/RWMD の理解の概要を示した報告書（「インベントリレポート」、「処分システム仕様書」及び「設計レポート」）
- 人工及び天然システムの鍵となる物理的な構成要素の挙動及び変遷について検討したレポート（パッケージの変遷、ニアフィールドの変遷、地圏及び生物圏に関する「研究状況報告書」）
- 特定の分野横断的な問題を取扱うレポート（臨界安全性、気体及び放射性核種の挙動に関する「研究状況報告書」）

2010 年 gDSSC 全体の文書構成を図 2.1-2、gDSSC を構成する各文書の簡単な概要を表 2.1-4 に示した。なお、図 2.1-2 に記載されている番号は、表 2.1-4 に記載されている番号と対応している。【Appendix】

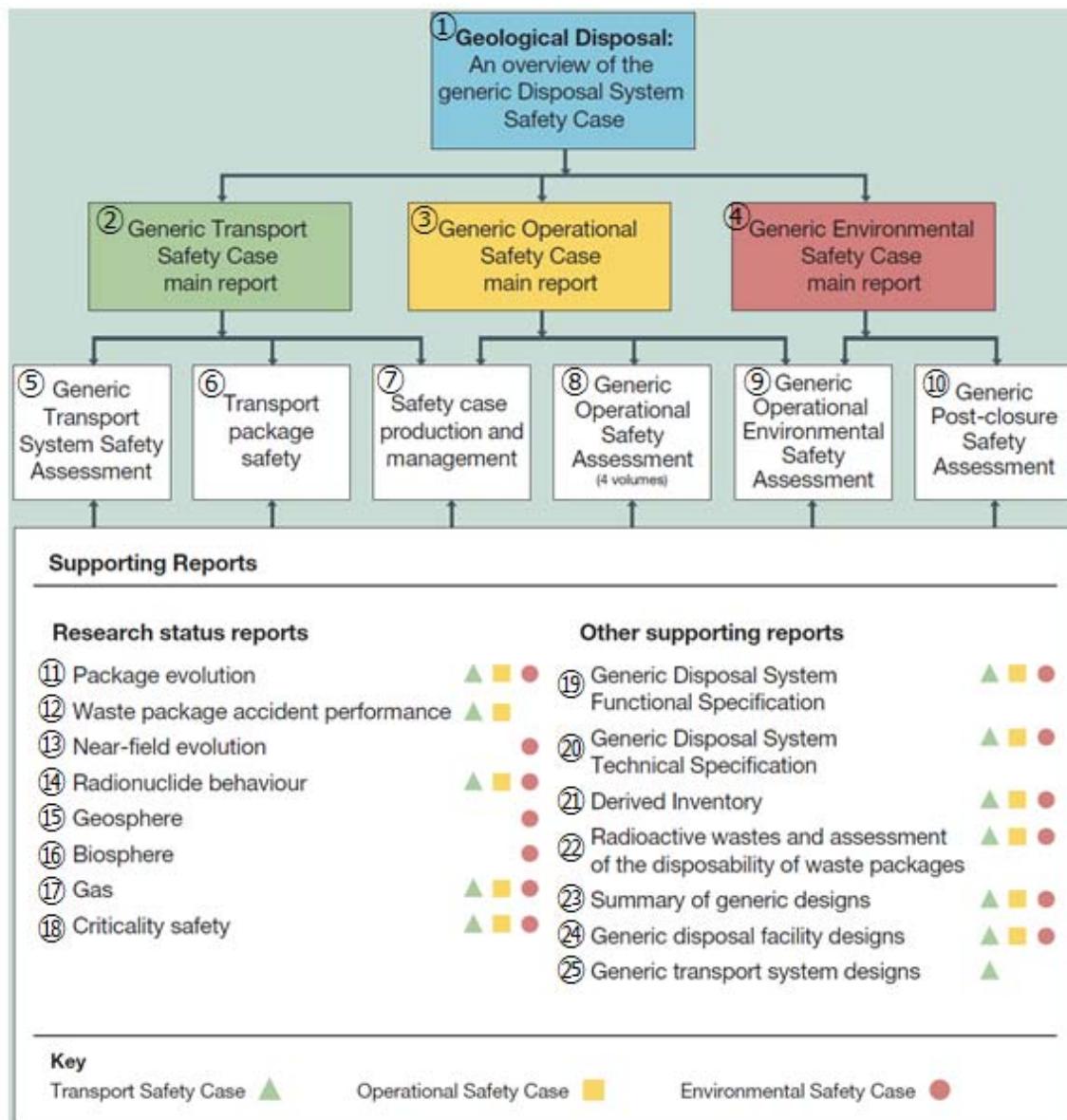


図 2.1-2 2010年一般的な条件における処分システム・セーフティケースの文書構成
 (上図の文書番号は、表 2.1-4 と対応)

表 2.1-4 gDSSC における各文書の概要

① 【地層処分：一般的な条件における処分システム・セーフティケースの概要】

Geological Disposal: An overview of the generic Disposal System Safety Case

- ・一般的な条件における処分システム・セーフティケースに関する一般的な概要であり、地層処分システムの安全性に NDA が確信を持っている理由を概説している。
- ・NDA が地層処分の実施に向けて前進する中で、処分システム・セーフティケースをどのように開発していくかに関するアウトラインが示されている。

② 【地層処分：一般的な条件における輸送セーフティケースメインレポート】

Geological Disposal: Generic Transport Safety Case main report

- ・地層処分施設への廃棄物の輸送システムが安全であると NDA が確信を持っている理由についてのまとめが示されている。
- ・個別の廃棄物パッケージに関する安全性の実証方法の概要と輸送システムの具体例となる安全評価のまとめが示されている。

③ 【地層処分：一般的な条件における操業セーフティケースメインレポート】

Geological Disposal: Generic Operational Safety Case main report

- ・具体例となる 3 つの地質環境への処分と、特定されているすべての廃棄物タイプに基づく通常操業ならびに障害のある状態 (fault conditions) での具体例となるセーフティケースが提示されている。
- ・規制限度及び目標に対する、建設リスクを含めた操業リスクに関する予備的な評価が示されている。

④ 【地層処分：一般的な条件における環境セーフティケースメインレポート】

Geological Disposal: Generic Environmental Safety Case main report

- ・地層処分施設の操業期間及び閉鎖後期間における、当該施設の環境安全性を検討している。
- ・NDA が地層処分施設の環境安全性に関して、その確信を裏付けるために必要とされるセーフティケースを開発するために NDA が採用している方法に関して確信を持っている理由についての原則的な説明が、具体例となる 3 つの地質環境を挙げた形で行われている。

⑤ 【地層処分：一般的な条件における輸送システム安全評価】

Geological Disposal: Generic Transport System Safety Assessment

- ・地層処分施設への廃棄物の輸送に関する予備的な具体例としての安全評価が提示されている。
- ・輸送システムに関連して、作業者が日常的に受ける放射線量に関する初期評価が示されている。

⑥ 【地層処分：輸送パッケージの安全性】

Geological Disposal: Transport package safety

- ・廃棄物パッケージの安全な輸送を確保するために、現在設定されている（または今後設定される）様々な措置について説明されている。
- ・輸送規制の遵守に関する様々な要件と、これらの要件がどのように満たされているのかが説明されている。

⑦【地層処分：セーフティケースの作成と管理】

Geological Disposal: Safety case production and management

- ・輸送及び操業セーフティケースがどのように作成されるのか、また規制目標値と法的限度に関する説明がなされている。
- ・輸送及び操業安全性の評価に利用される様々な方法が説明されるとともに、将来の開発活動が示されている。

⑧【地層処分：一般的な条件における操業安全評価－第1巻：建設と非放射線学的安全評価】 **Geological Disposal: Generic Operational Safety Assessment – Volume 1**

Construction and non-radiological safety assessment

- ・非放射線学的安全性と建設安全性に関する具体例としての評価に加えて、この評価が地層処分施設の能動的な操業にどのような相互作用を示すことが見込まれているのかが示されている。
- ・人的要因に関する検討と、採用される可能性のある予備的挙動に関する安全アプローチのアウトラインが示されている。

⑧【地層処分：一般的な条件における操業安全評価－第2巻：通常時の操業における作業員の線量評価】 **Geological Disposal: Generic Operational Safety Assessment – Volume 2**

Normal operations operator dose assessment

- ・処分施設の日常的な作業に伴う様々なタスクに従事する作業員が受ける被ばく線量と、通常時の操業に伴って生じる公衆への direct shine doses に関する具体例となる評価が示されている。
- ・懸念事項となり得る作業に加えて、線量モデル及び評価を向上させるために補足的な作業が必要とされる分野が明らかにされている。

⑧【地層処分：一般的な条件における操業安全評価－第3巻：事故時における安全評価】

Geological Disposal: Generic Operational Safety Assessment – Volume 3 Accident safety assessment

- ・障害のある状態（fault conditions）における3つの例示的な概念設計の安全性能が検討されている。
- ・危険性の体系的な特定と定量的なリスク評価を用いた処分施設の操業安全性に関する具体例が示されている。

⑧【地層処分：一般的な条件における操業安全評価－第4巻：臨界安全評価】

Geological Disposal: Generic Operational Safety Assessment – Volume 4 Criticality safety assessment

- ・通常時の操業と障害のある状態（**fault conditions**）のもとでの臨界リスク評価の具体例を示している。
- ・廃棄物パッケージに関する核分裂性物質と減速材に限度を設定することと、廃棄物パッケージの作業者がこれらの限度を順守することの重要性を強調している。

⑨【地層処分：一般的な条件における閉鎖後安全評価】

Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment

- ・地層処分施設の閉鎖後の極めて長い時間スケール（例えば、数万年に渡るもの）における安全性を評価するために NDA が採用している方法を説明している。
- ・個人リスクに関する定性的な記述と具体例となる一般的な条件における計算が含まれている。

⑩【地層処分：一般的な条件における操業時の環境安全評価】

Geological Disposal: Generic Operational Environmental Safety Assessment

- ・地層処分施設を対象とした「操業時の環境安全評価」の実施方法に関するアウトラインが示されている。
- ・地層処分施設の操業期間における環境への放出量と公衆の構成員が受ける放射線量に関する具体例となる一般的な条件における計算が提示されている。

⑪【地層処分：パッケージの変遷に関する状況報告書】

Geological Disposal: Package evolution status report

- ・耐久性の高い廃棄物パッケージがすでに製造されているか、製造可能であるという NDA の立場の裏付けとなる作業に関する説明がなされている。
- ・廃棄物、廃棄物の形態及び廃棄物容器の変遷に関する説明がなされている。

⑫【地層処分：廃棄物パッケージの事故における性能に関する状況報告書】

Geological Disposal: Waste package accident performance status report

- ・衝突事故や火災における廃棄物パッケージの性能に関する NDA の理解についての説明がなされている。
- ・操業セーフティケースで用いられている放出率の正当性を説明している。

⑬【地層処分：ニアフィールドの変遷に関する状況報告書】

Geological Disposal: Near field evolution status report

- ・地層処分施設のニアフィールドがどのような変遷を示すかに関する NDA の理解を 6 つの具体的な概念に焦点をあてて説明している。

⑭【地層処分：放射性核種の挙動に関する状況報告書】

Geological Disposal: Radionuclide behaviour status report

- ・閉鎖後期間を中心として、放射性核種が地層処分施設でどのような挙動を示すかに関する NDA の理解についての説明がなされている。
- ・閉鎖後安全評価で用いられているパラメータ値の正当性を説明している。

⑮【地層処分：地圏に関する状況報告書】

Geological Disposal: Geosphere status report

- ・処分における地圏の役割に関する NDA の理解についての説明がなされている。
- ・地圏の自然変遷と、地圏及び地層処分施設との相互作用の両方についての説明がなされている。

⑯【地層処分：生物圏に関する状況報告書】

Geological Disposal: Biosphere status report

- ・安全評価における生物圏を表現するための NDA のアプローチについての説明がなされている。
- ・放射性核種が地表環境に放出された際、放射線学的影響に関する評価に用いられるパラメータ値の正当性を説明している。

⑰【地層処分：気体に関する状況報告書】

Geological Disposal: Gas status report

- ・気体の発生及び移動に関する現時点での NDA の理解についての説明がなされている。
- ・レファレンスにおける気体発生計算で用いられているパラメータ値の正当性を説明している。

⑱【地層処分：臨界安全に関する状況報告書】

Geological Disposal: Criticality safety status report

- ・臨界安全の立証の裏付けとなる技術研究についての説明がなされている。

⑲【地層処分：一般的な条件における処分システム機能の仕様】

Geological Disposal: Generic Disposal System Functional Specification

- ・処分システムが満たさなければならない高次元の要件がまとめられている。
- ・設計及び評価プロセスで使用する、統一かつ正当化された仕様を提供する目的で、処分システムの仕様が内部及び外部の情報を取り込む際に用いられる反復的なプロセスに関する説明がなされている。

⑳【地層処分：一般的な条件における処分システム技術の仕様】

Geological Disposal: Generic Disposal System Technical Specification

- ・処分システムに関する高次元の要件について、各要件の正当性ととも、より詳細に説明している。
- ・処分システム設計で想定すべき廃棄物パッケージの数、量及びサイズを含めた、満たさなければならない技術的な要件を示されている。

㉑【派生インベントリ（請負業者のレポート）】

Derived Inventory (contractor reports)

- ・処分システム・セーフティケースで用いられる基本インベントリ（Baseline Inventory）の詳細かつ改善された記載（派生インベントリ）が示されている。
- ・処分システム設計と安全評価にとって増加したインベントリの意味合いについて、スコーピング計算で使用する際の基本インベントリ（拡大インベントリ）に含まれる不確実性の評価が示されている。

②②【地層処分：放射性廃棄物及び廃棄物パッケージの処分可能性評価】

Geological Disposal: Radioactive wastes and assessment of the disposability of waste packages

- ・放射性物質の性質と地層処分施設に処分する必要があると考えられる廃棄物及びその他の物質の数量に関する情報が示されている。
- ・輸送、操業及び環境セーフティケースが処分システム・セーフティケースとの適合性を確保する目的で処分される廃棄物のパッケージ計画の評価を行う際に、どのように使用されているかを説明している。

②③【地層処分：一般的な条件における設計の概要】

Geological Disposal: Summary of generic designs

- ・一般的な条件における輸送システムの設計と、3種類の母岩（硬岩、軟岩及び蒸発岩）を例として開発した具体的な地層処分施設の設計に関してまとめられている。
- ・鍵となる計画の前提条件と、これら具体的な設計を開発するために実施されるプロセスに関する説明がなされている。

②④【地層処分：一般的な条件における処分施設の設計】

Geological Disposal: Generic disposal facility designs

- ・3種類の母岩（硬岩、軟岩及び蒸発岩）を例として開発した具体的な地層処分施設の設計に関する記述がなされている。
- ・一定範囲の異なる地質環境において、どのように地層処分を実施するかについての NDA の理解が示されている。

②⑤【地層処分：一般的な条件における輸送システム設計】

Geological Disposal: Generic transport system designs

- ・道路、鉄道及び／または海上輸送により、廃棄物を処分施設に輸送するための一般的な条件における輸送システム設計のアウトラインが示されている。
- ・一般的な条件における輸送システムに使用されるハードウェア、物流、操業及び費用に関する根拠がまとめられている。

2.1.4 2010年処分システム・セーフティケースの概要

英国では、2010年に一般的な条件での処分システム・セーフティケース（gDSSC）が公表されている。ここでは、gDSSCの概要報告書（overview）と放射性廃棄物の埋設に関して取り扱われている、「環境セーフティケース」の内容を整理する。

gDSSCの概要報告書は、gDSSCの最上位に位置する文書であり、地層処分事業に関心を持つステークホルダーに対して、鍵となる技術的な概念やセーフティケースに関するメッセージを伝えるための、公衆向けの文書となっている。概要報告書は、「イントロダクション」「地層処分」「安全評価（Assessing safety）」「今後の展望（Way forward）」の4つから構成されており、放射性廃棄物の発生から最終的な処分に至るまでの概略、地層処分の方針が決まるまでの経緯、輸送、操業及び環境安全性に関する概要について、gDSSCに関する全般的な説明がなされている。

また、前述した通り、英国では3つのセーフティケース（「輸送」、「（建設を含む）操業」、「環境」）が存在しており、放射性廃棄物の埋設に関しては、「環境セーフティケース（ESC, Environmental Safety Case）」の中で取り扱われているため、以下では、2010年に公表された「一般的な条件における環境セーフティケース（gESC, generic Environmental Safety Case）」⁸の内容を整理する。

環境セーフティケースは、事業者であるNDA/RWMDが地層処分施設（GDF, Geological Disposal Facility）の操業期間及び施設閉鎖後における、環境安全性が原則的に確かなものであると考えている理由を説明し、この確からしさ（confidence）を立証するために必要なセーフティケースの開発方法を説明したものである。2.1.2で記載した通り、環境セーフティケースは地層処分を実施する際に必要な環境許可申請の付随文書となるもので、環境規制機関が公表した「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス（GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation）」に示されている原則や要件（表 2.1-1、表 2.1-2 参照）を満たす必要がある。また、GRAは2.1.2に記載した通り、国際的なガイダンスを取り入れているため、GRAに示された要件を満たすことにより、GDFはGRAに示された様々な原則、さらには国内及び国際的なレベルの廃棄物管理政策や原則を順守することになる。

表 2.1-5 は、ガイダンスの要件が 2010 年環境セーフティケースのどの部分で検討したかを示したものである。

表 2.1-5 GRA のガイダンス要件を検討した ESC の該当部分

No.	GRA requirement title	Approach to meeting requirement	Demonstration of meeting requirement
R1	Process by agreement	Section 2.3	Section 2.3
R2	Dialogue with potential host communities and others	Section 2.4	Section 2.4 Section 3.3.3
R3	Environmental Safety Case	Section 2.1 Section 2.2	Entire document
R4	Environmental safety culture and management system	Section 3.3	Section 3.3
R5	Dose constraint during the period of authorisation	Section 3.2.1	Section 5.1
R6	Risk guidance level after the period of authorisation	Section 3.2.2	Section 5.2
R7	Human intrusion after the period of authorisation	Section 3.2.3	Section 5.2.2.3
R8	Optimisation	Section 3.1.2	Section 4.1.4
R9	Environmental radioactivity	Section 3.2.4	Section 3.2.4
R10	Protection against non-radiological hazards	Section 3.2.5	Section 3.2.5
R11	Site investigation	Section 3.1.5	Section 4.1.3
R12	Use of site and facility design, construction, operation and closure	Section 3.1.3	Section 4.1.5
R13	Waste acceptance criteria	Section 3.1.4	Section 4.1.2
R14	Monitoring	Section 3.1.6	Section 4.2.2

英国の環境セーフティケースは、NEA が提案する文書構成⁹に基づいているが、適宜、英国の状況に合わせて変更した文書構成となっている（図 2.1-3 参照）。

以下では、2010 年 ESC を構成する「目標」、「開発アプローチ」、「安全戦略」、「評価基盤」、「環境安全解析」、「結論及び今後のプログラム」の概要について整理した。

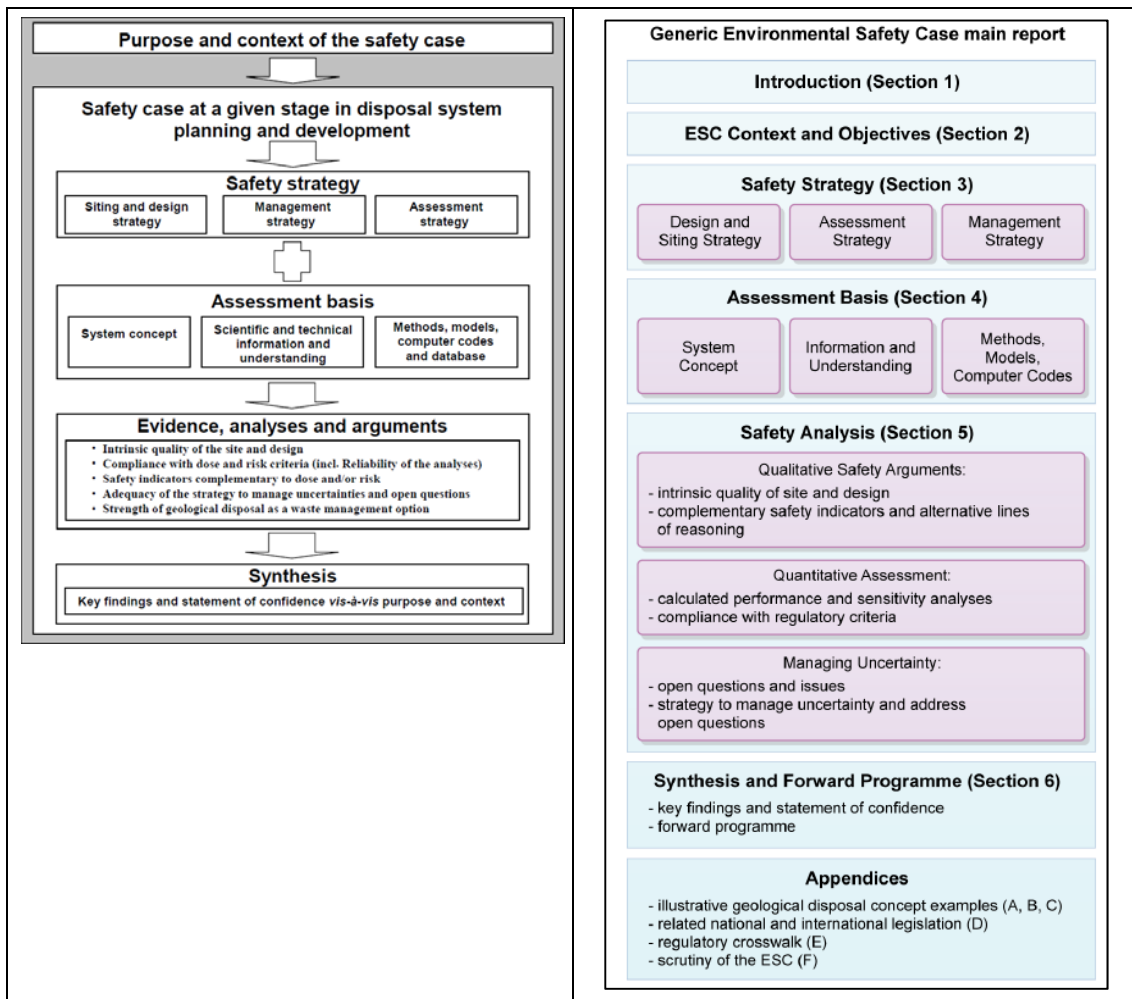


図 2.1-3 NEA が提案したセーフティケースの文書構成（左）と gESC の文書構成（右）

(1) 環境セーフティケースの目標 (objective)

NDA/RWMD は、この一般的な条件での環境セーフティケース (gESC, generic Environmental Safety Case) の鍵となる目的 (aim) として、次のことを挙げている

- ・ NDA/RWMD が GDF を実現させるプロセスの区切りとなる様々な「ホールド・ポイント」ⁱにおいて、ESC をどのように使用するかを説明したうえで、ESC の様々な要件に関する NDA/RWMD の理解を GRA に合わせた形で提示すること。
- ・ GDF に関する NDA/RWMD の安全戦略について、一定範囲の推論の定性的及び定

ⁱ 適切な規制文書において定められた、規制承認が得られるまではそれ以降の活動が保留されるポイントのことをいう。このホールド・ポイントは一般に、開発者が本格的な時間及び資源を投入する決定を下す前の時点に設定される。

量的な道筋を通して、環境安全性に対する信頼の構築方法について、説明すること。

- ・ GRA の原則及び最上位の要件に言及しながら、GDF の環境安全性に関する論拠を提示すること。また、一般的な条件の段階であることに適した方法で、異なった地質環境における人工バリア及び天然バリアの組み合わせによって、安全性をもたらすことができるということを示すだけでなく、どのようにすればこれらの環境において、GDF を実現できるのかを実例を挙げて説明すること。安全面での論拠は、英国で適用される一定範囲の地層処分概念の事例及び関連する GDF の設計に関する定性的な検討と例示的な評価計算に基づくものである。
- ・ 廃棄物パッケージ提案に関する処分可能性評価と、英国の廃棄物発生者に対する「法令遵守書」(LoC, Letter of Compliance) の発行にとって継続的な基礎をもたらすこと。
- ・ サイト選定プロセスの一環として、候補サイトの評価を実施する上での適切な基礎の実現を支援すること。
- ・ 関連性の高い証拠をもたらすだけでなく、ESC の将来の更新で示される定性的及び定量的な環境安全面での論拠に対する信頼を高める上で、必要な研究開発作業を特定すること。
- ・ NDA/RWMD が将来の「サイト許可会社」(SLC)ⁱとして、様々な役割を実行に移す能力が養われていることを立証する作業を支援すること。

2.1.2 の文書構成でもわかるように、環境セーフティケース (ESC) は、全体的な「処分システム・セーフティケース」(DSSC) の一部に過ぎない。一般的な条件での DSSC は、英国における高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関連するすべての側面に対する安全面及び環境面での意味合いについて説明し、評価するものである。また、DSSC は、GDF の開発プログラムにおける一つの統合化ツールとして用いられる。このことにより、処分システム仕様 (Disposal System Specification)、設計 (Design)、研究開発 (R&D)、サイト特性評価 (site characterisation)、安全評価 (safety assessment)、インベントリ仕様 (inventory specification)、ステークホルダー及び規制との対話 (stakeholder and regulation dialogue) などの多様なテーマにおける NDA/RWMD の作業がまとめられる (図

ⁱ (地層処分施設を含む) 原子力施設のサイト許可を持つ会社のこと。

2.1-4 参照)。

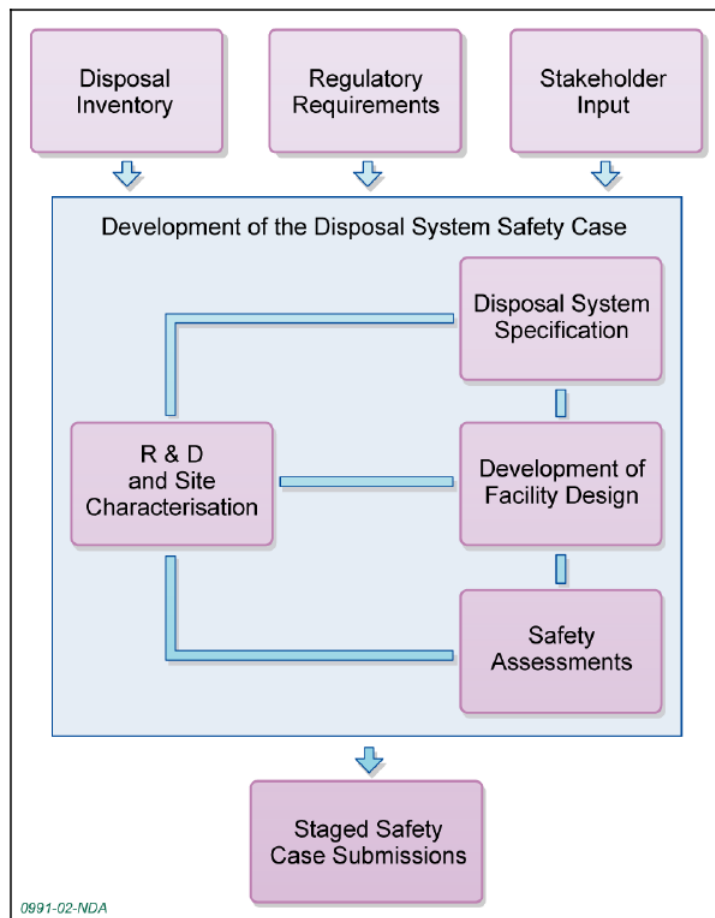


図 2.1-4 ESC の開発に関する作業の相互関係

gDSSC は、時間の経過に伴い、更新することのできる一つの土台 (platform) をもたらすものである。特に、ESC の最大の目標 (objective) は、何回かの反復的な作業を経た後、次第に多くの候補サイト及び処分施設の設計に関する情報が利用可能になった上で、初めて満たされるものである。ESC の更新は、GDF に関する実現プログラムに設定されたいくつかの鍵となる段階において実施される予定である。

NDA/RWMD の意図 (intention) としては、将来のサイト固有の ESC を作成することを目指し、gESC に関するコメントや gDSSC の作成において学んだ教訓について検討するとともに、「一般的な条件」 (generic) から「サイト固有」 (site-specific) への移行に関する様々な問題を考慮に入れた上で、NDA/RWMD が gESC のために開発した枠組みを活用することである。

また、GRA では要件として、以下が設定されている。

要件 R3 : 環境セーフティケース

放射性固体廃棄物に関して提案されている処分に関する RSA 93⁶ の下での申請は、環境セーフティケースによる裏づけを伴うものでなければならない。

英国（イングランドとウェールズ）では、環境許可規則に基づき、放射性廃棄物処分を行う。NDA/RWMD は環境許可申請の裏付けとなる、環境セーフティケース（ESC）を作成することになる。GRA では、ESC を以下のように定義している。

「必要とされる環境安全基準が達成されることを立証する目的で、処分施設の開発者または操業者が提出する論拠を集めたもの」

The collection of arguments, provided by the developer or operator of a disposal facility, that seeks to demonstrate that the required standard of Environmental safety is achieved.

この定義は、放射性廃棄物の処分施設に関するセーフティケースの準備とその内容に関する国際的なガイダンスに適合したものであり、その中には、IAEA¹⁰や NEA⁹ のガイダンスも含まれている。【1.1、2.2】

(2) ESC の開発アプローチ

ESC の開発は、RWMD が主導するが、そのほかの請負業者の支援も受けることになる。請負業者は、英国内外における GDF に関する環境セーフティケースの開発経験や外国において放射性廃棄物の浅地中処分施設に関する経験を有する者である。また、NDA/RWMD は、外国の GDF に関する経験を学ぶことができるため、外国の廃棄物管理組織との協定等や国際組織（欧州委員会（EC）、経済協力開発機構／原子力機関（OECD／NEA）、国際原子力機関（IAEA）など）で実施されている研究等に積極的に関与している。さらに、NDA/RWMD は、gDSSC の開発作業を開始した段階で、英国 Nirex 社（RWMD の前身にあたる会社）が以前に実施していた、様々な作業プログラムの成果と 40 年間にわたる安全評価及びセーフティケース開発に関して、広範に蓄積された国際的な経験の両方を活用することができた。これらの経験や情報のうち関連性の高いものや、世界中での最良の経験及び事例を活用し、独自の ESC アプローチを開発している。具体的には、セーフティケースの開発にあた

り、GRA に示された ESC に関する追加要件だけでなく、国際的なガイダンスも考慮した。GRA に関しては、最新（2010 年時点）の国際的なガイダンスを考慮するため、2009 年に更新している。【1.2】

(3) ESC における安全戦略 (Safety strategy)

GRA に示された防護目標を踏まえ、NDA/RWMD は安全戦略を、処分時及び将来において、人々及び環境の安全性を達成すると共にそれを立証するために設定されるアプローチまたは行動指針である、と考えている。NDA/RWMD は、国内外における安全評価の開発に関する経験、他国の GDF に関するセーフティケースの知識、国際的なセーフティケースグループ (EC、NEA、IAEA) との共同作業、英国内で得られた ESC からの教訓などから、自身の安全戦略を開発した。開発した安全戦略は、「設計及び立地 (Design and siting)」「評価 (Assessment)」「マネジメント (Management)」の 3 つから構成されている。【3】

- ・ 設計及び立地 (Design and siting) : ある特定の立地自治体から提供されたサイトの範囲内で、NDA/RWMD が優先している処分概念に基づき、NDA/RWMD は GDF の立地、レイアウト、操業及び閉鎖の計画設定を支援するものとして、ESC を利用することになる。処分施設設計では、1 か所の GDF で NDA/RWMD が管理することが求められるインベントリを考慮した上で、国際的な良好事例及び GRA に従って受動的安全性を提供するだけでなく、安全性を提供するために多重バリアの安全機能を利用する。
- ・ 評価 (Assessment) : NDA/RWMD の評価戦略は、国際的な良好事例と GRA 要件に従ったものである。評価戦略の構成要素の一部は、まだ開発中のものであり、規制機関の対話から規制機関が何を期待しているかについて、理解を深めることができる。また、NDA/RWMD の評価戦略の構成要素の多くは、特定の候補サイトに関して、詳細な情報を得た上で、サイト固有の処分概念を開発するまでは時期尚早であるとして、一般的な条件での ESC では適用していないが、廃棄物発生者による廃棄物パッケージ提案に関して、現在 NDA/RWMD が進めている評価への信頼を高めるために必要な部分についてすでに適用している。この目的としては、GDF の実現可能性を立証すること、候補サイトが利用可能になった際に行う机上調査に必要な情報を提供することにある。

- ・ マネジメント (Management) : GDF の計画設定と実現に係る長い時間にわたり、一貫性がある、統合された方法で、適切な品質及びマネジメント面での説明をする形で、NDA/RWMD が処分システムの仕様だけでなく、設計及び評価戦略を設定できる点について、信頼を得るためには、総合的なマネジメント戦略が必要となる。NDA/RWMD のマネジメント戦略において、近い将来、必要となる要素はすでに設定されており、これらの要素は今回の一般的な条件での ESC の内容に影響を及ぼしているだけでなく、その作成を制御する役割を果たしているが、NDA/RWMD の管理戦略は、プログラムの進展に応じて、そのニーズを満たすために、今後更なる開発を進める必要がある。

gESC において、設計及び立地戦略では、「安全理念」(Safety concept)、「最適化」、「設計」、「廃棄物パッケージと廃棄物受入基準」、「サイト調査と研究開発」、「モニタリング」、評価戦略では、「許可期間中の線量拘束値」、「許可期間後のリスクガイダンス・レベル」、「許可期間後の人間侵入」、「環境放射能」、「特定の評価問題」、管理戦略では、「作業の計画設定と管理」、「健全な科学と良好な工学事例の適用」、「情報提供」、「文書化及び記録の保持」、「品質管理及びピアレビュー」について、一般的な条件の観点から NDA/RWMD の戦略の概要が示されている。2.1.6 では、gESC の考え方において、各戦略において、特に重要と考えられる「安全理念」、「許可期間後のリスクガイダンス・レベル」、「健全な科学と良好な工学事例の適用」について、該当箇所を抜粋したものを記載する。

(4) ESC における評価基盤 (Assessment basis)

ここで言う「評価基盤」は、NDA/RWMD の現在の状況に関する簡略な説明を示すものであり、サイト選定が進展するにつれて、変化していくことになるものである。特に、NDA/RWMD が特定のサイトに関する検討を開始した場合に、環境セーフティケースにおいて、次第により詳細な記述を行う一方で、評価基盤も目的に適ったものとなるように変化する。NDA/RWMD は、ここで検討対象としたサイト及び地質環境に固有の情報を提示することになる。

NDA/RWMD は、英国の背景状況、インベントリ及び利用可能な地質環境を考慮し、英国及び外国の経験に基づき、いくつかの異なった地層処分概念例について検討してきた。例

証目的で採用した例は、天然バリアと人工バリアの組み合わせによってもたらされる受動的安全性の原則に基づくものであり、この多重バリア・システムにより、廃棄物に含まれる放射能は規制要件を満たす方法によって十分に閉じ込められることになる。GRA では、何らかの放出に起因する地表での被ばく量が、合理的に達成可能な限り低く抑えられること、あらゆる人々が自然に存在する放射線源から毎年受けている放射線量を大幅に下回る水準に抑えられることが要求されている。【4】

(5) 環境安全解析 (Environmental Safety analysis)

「環境安全解析」は、操業期間及び GDF 閉鎖後期間において、GDF が安全なものであることを示すものである。

操業時環境安全評価 (Operational environmental safety assessment)

操業時の環境安全性の確保を目的とする NDA/RWMD の戦略は、GDF の通常時の操業における危険の排除と、それができなくなった場合でも環境に対する何らかの影響を制御し、保護をもたらすことである。操業期間中の環境安全性は、廃棄物パッケージの使用によって実現する安全機能、この対象期間において設定される安全手順及びマネジメントによってもたらされるものである。廃棄物パッケージの安全機能には、次のものが含まれる。

- ・ 廃棄物の固体の形状
- ・ 廃棄物パッケージ：主として、鋼鉄またはコンクリート製の容器が使用される。これらの容器は、廃棄物の貯蔵及び取扱いの際に、放射能の放出が起こる可能性を低減できるように設計されている。
- ・ ロバスト性のある容器を用いた廃棄物処分をすることにより、必要とされるレベルの放射線の遮へい及び閉じ込めがもたらされるほか、貯蔵、輸送及び処分作業における通常のハンドリングが可能となる。

地下施設内の空気は、パッケージから何らかの放射能粒子が漏出した場合、それを取り除くために、フィルタに通す。NDA/RWMD が例証目的で実施した操業期間中の GDF から起こり得る放射性の気体の排出に関する定量的な評価により、規制要件の順守が可能となることが示されている。【5.1】

閉鎖後安全評価 (Post-closure safety assessment)

閉鎖後安全評価では、定性的なものだけでなく定量的な推論に基づき、GDF が閉鎖後にどのように変遷してくのかに関する NDA/RWMD の理解が示されている。この評価を通じて、環境安全性が複数のバリアで構成されるシステムによって、どのようにもたらされるかが示されている。NDA/RWMD の閉鎖後性能に関する理解と環境安全性に関する記述は、以下を含む様々な推論に基づくものとなっている。

- ・ 地層処分システムで予想される変遷に関する記述及び解析：様々な処分概念及びサイト、NDA/RWMD の研究、設計及びサイト特性調査に関する作業プログラムによってもたらされる環境面での安全機能に関する理解
- ・ 海外の地下研究施設における、それぞれの原位置条件の下で実施されている実験及び長期実証試験の結果
- ・ 考古学的なアナログ（類似物）調査：この種の調査対象として、人々が何百年または数千年にわたり使用してきた物品や、環境内で極めて長い期間にわたり存続してきた物質、さらには GDF の人工バリア・システムの一部を構成する可能性がある物質に類似したアナログ（例：ガラス、セメント及び鉄など）が挙げられる。
- ・ 多重バリア・システムで起こる、放射性核種の閉じ込め及びその以降の遅延にとって、重要なプロセスに関するアナログを伴う自然体系に関する調査：このことにより、NDA/RWMD の定量的な評価で検討されるものに相当する時間スケール、またはそれを上回る時間スケールに関する情報が得られる可能性がある（例：カナダのシガーレイクのウラン鉱山）。
- ・ NDA/RWMD が具体的な検討対象とすべき候補サイトを特定した際に検討する、サイト固有の自然安全指標（例：地質環境における閉じ込め及び遅延に関する指標）。
- ・ 地層処分システムが予想外の事象（例：気候変動など）、不確実性（例：サイト固有の理解に伴う不確実性など）、関連する様々な決定（例：分離プルトニウムまたはウランといった核物質を処分する決定がなされる可能性）に対して、ロバストなものであることを立証する。

一般的な条件での環境セーフティケースにおける、閉鎖後安全性の定量的な調査の焦点は、GDF 閉鎖後の安全性がどのように確保されるかという点である。廃棄物に含まれる放射性核種（及びその他の汚染物質）が閉鎖後期間に地表に到達する方法として、次のものが

考えられている。

- ・ 地下水に溶解し、地下水により移行する。
- ・ 岩石の割れ目を通じて、放射性の気体として放出される。
- ・ 人間侵入の結果を通じて、地表に出る。

今回の一般的な条件での環境セーフティケースにおいて、NDA/RWMD はモデル化作業の基礎の形成、発生が見込まれる影響について理解するために、例証を目的とした処分概念を選定した。モデル化作業に関してはその本質からして、実際の現象を単純化したものとなる。異なった地質環境において、異なった種類の廃棄物容器を用いて、基準インベントリ (Baseline Inventory) の処分を行った場合に起こり得る、放射線学的影響について理解し、それを例証するために、モデルのパラメータ値を変化させ、感度解析を行った。以下に変更したパラメータ値を示す。

- ・ 処分区域を通じた地下水の移行速度
- ・ 処分区域から地表に出るまでの地下水の移行時間
- ・ 地表で地下水が放出される湧出域の面積
- ・ 母岩中の汚染されていない地下水による汚染された地下水の希釈 (dilution of contaminated groundwater by uncontaminated groundwater in overlying rocks)

これらの計算によって、NDA/RWMD が GRA に示された放射線防護要件を満たすために採用することが可能で、異なった処分概念及び地質環境を表現するパラメータ値の組み合わせが後半に存在することが示されている。NDA/RWMD は英国の様々な地質環境に適した GDF の設計が可能であるという信頼 (confidence) をもたらしめている。これらの計算は、現在提案されている廃棄物パッケージの処分可能性に関して、NDA/RWMD が進めている評価の基礎の一つとして役立つものである。【5.2】

(6) 結論及び今後のプログラム

gESC は、NDA/RWMD がどのような方法で、またいくつかの異なった地質環境さらには英国の高レベル放射性廃棄物等のインベントリを対象とした地層処分を安全に実施することができるかに関する説明を提示する。NDA/RWMD の信頼 (confidence) は、必要とされる長期間にわたる安全をもたらすために、多重バリアが一体となってどのような機能を

発揮するののかに関する NDA/RWMD の理解の上に成り立っている。したがって NDA/RWMD は、1 ヶ所の優先的なサイト及び処分概念が選定された場合には、環境安全性に関する要件の全てを満たす最適化された設計を開発できるものと、考えている。

NDA/RWMD が実施した安全評価は、廃棄物パッケージ化提案に関する将来の処分可能性の評価の根拠を示す上で、さらには廃棄物発生者に対する法令順守書 (LoC) を発行する作業の一環としてなされる決定の根拠を示す上で、十分なものであると理解している。また全体として NDA/RWMD がこれまでに得た知識ベースは、「一般的な段階 (generic)」から「候補サイトの選定を受けてサイト調査を実施する段階」へと進む上で十分なものである。

段階的な GDF 実現プロセスにより、また ESC を漸進的なやり方で更新してゆく方法により、規制機関やその他のステークホルダーからのフィードバックを得る機会が増加するだけでなく、NDA/RWMD が新たに得られた所見及びコメントを受けて自身の提案を修正する機会がもたらされる。gESC では、それ以前に実施された規制面での精査によって特定された問題の概要を示した上で、これらの問題が取り扱われる。NDA/RWMD は、ESC の次の更新版に必要な情報を入手するために、規制機関やその他のステークホルダーとの対話を今後も継続したいと考えている。【6】

2.1.5 2010年環境セーフティケースに対するレビューの概要

英国では、当時の NDA の内部組織である放射性廃棄物管理局（RWMD）（現在は NDA の完全子会社である放射性廃棄物管理会社（RWM 社））が 2010 年に公表した「一般的な条件での処分システム・セーフティケース（generic DSSC）」に対する規制機関（ONR と EA の共同レビュー）のレビューが 2011 年に公表されている。

本レビューは、NDA/RWMD が規制機関に依頼し、規制機関が実施したものであり、NDA/RWMD はレビューを依頼する際に、規制機関に以下のことを行うよう要請している。

- 地層処分施設（GDF）に関する将来のセーフティケースを作成する上で、妨げとなる根本的な問題が存在するかどうかの確認
- NDA/RWMD が将来の地層処分システム・セーフティケースをどのように開発していくかについての助言及びガイダンスの提供
- 研究が必要とされる具体的な分野の特定

規制機関は上記の要請に基づき、ONR は放射性廃棄物の地層処分施設に係る環境保護、安全、セキュリティ、廃棄物管理、輸送に関する安全、EA は放射性廃棄物処分に関するレビューを実施した。本レビューは、規制機関が与えられた各機関の権限の範囲内における問題について助言及びコメントを提供したものであり、規制に関する何らかの決定の根拠となるものではないとしている。しかしながら、規制機関からのフィードバックは重要となる。このフィードバックをセーフティケースに反映することで、地層処分事業において、情報を提供する際に役立つことになる。このことに加え、gDSSC は NDA/RWMD の LoC（法令順守書）プロセスにおける廃棄物パッケージに関する提案の評価をする際に多くの根拠をもたらすものである。

(1) レビューの目的

本レビューの目的としては、NDA/RWMD からの要請を踏まえ、以下としている。

- GDF を設置するための将来のセーフティケースの妨げとなる、何らかの根本的な問題が存在するかどうかを明らかにすること。
- NDA/RWMD が将来のセーフティケースを開発する際に、検討すべき事項について提案するとともに、提示されたセーフティケースにおいて強化が必要となる具体的な分野を特定すること。

- 政府、ステークホルダーやコミュニティなどへの情報と助言の提供を支援すること。
- 規制機関が公表している「安全評価原則」(SAP) 及び「放射性固体廃棄物の陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス」(GRA) に示された規制上の期待を満たしているかどうかを判断すること。なお、「安全評価原則」(SAP) については、地層処分施設に対する要件を考慮したものではないが、今後は必要に応じて、地層処分に関連した修正が行われる予定であるとしている。

(2) レビューの範囲

本レビュー報告書において規制機関は、2010年 gDSSC として提出された文書を対象として、レビューを実施している。この他に、2010年 gDSSC と同時期に NDA/RWMD が公表した「研究開発プログラム総括文書 (R&D Programme overview: Research and development needs in the preparatory studies phase)」もレビュー対象としている。この「研究開発プログラム総括文書」を含めることで、NDA/RWMD の研究計画や状況が把握することができ、また、レビューの目的の一つである、将来のセーフティケース開発に検討すべき事項を提案する際に、規制機関の提案事項が研究開発プログラムにおいて、適切に取り扱われているかどうかを確認することができるとしている。一方で、サイト/地圏の特性評価戦略や廃棄物受入基準の開発戦略などについて、規制機関は、レビュー作業が管理不能な状態になると判断し、今回のレビュー対象から除外している。本レビューで対象とした文書を表 2.1-6 に示す。

表 2.1-6 レビュー対象文書

Inventory
Geological Disposal: Radioactive wastes and assessment of the disposability of waste packages (NDA/RWMD/039 – extension of the previous “Nature & Quantities” report)
An Introduction to the Derived Inventory
Development of the Derived Inventory for ILW & LLW based on the 2007 UK Radioactive Waste Inventory (Pöyry Energy Ltd contract report 390685/12)
Development of the Derived Inventory for HLW and Spent Fuel based on the 2007 UK Radioactive Waste Inventory (Pöyry Energy Ltd contract report 390710/11)
Production of the Derived Inventory for new build reactor wastes (Pöyry Energy Ltd contract report 390727/8)
Production of the Derived Inventory for uranium and plutonium (Pöyry Energy Ltd contract report 390727/7)
Specifications and Design
Geological Disposal: Generic Disposal System Functional Specification (NDA/RWMD/043)
Disposal System Technical Specification (NDA/RWMD/044)
Summary of Generic Designs (NDA/RWMD/054)
Generic Transport System Designs (NDA/RWMD/046)
Generic Disposal Facility Designs (NDA/RWMD/048)
Safety and Environmental Assessment
An Overview of the Disposal System Safety Case (NDA/RWMD/010)
Generic Transport Safety Case Main Report (NDA/RWMD/019)
Generic Operational Safety Case Main Report (NDA/RWMD/020)
Generic Environmental Safety Case: Main Report (NDA/RWMD/021)
Transport System Safety Assessment (NDA/RWMD/022)
Transport Package Safety Report (NDA/RWMD/023)
Safety Case Production and Management (NDA/RWMD/024)
Operations Safety Assessment: 1 Construction and Conventional Safety Assessment (NDA/RWMD/025)
Operations Safety Assessment: 2 Normal Operations Operator Dose Assessment (NDA/RWMD/026)
Operations Safety Assessment: 3 Accident Safety Assessment (RESTRICTED) (NDA/RWMD/027)
Operations Safety Assessment: 4 Criticality Safety Assessment (RESTRICTED) (NDA/RWMD/028)
Operational Environmental Safety Assessment (NDA/RWMD/029)
Post-closure Safety Assessment (NDA/RWMD/030)
Research Status Reports
Package Evolution Status Report (NDA/RWMD/031)
Waste Package Accident Performance Status Report (NDA/RWMD/032)
Near Field Evolution Status Report (NDA/RWMD/033)
Radionuclide Behaviour Status Report (NDA/RWMD/034)
Geosphere Status Report (NDA/RWMD/035)
Biosphere Status Report (NDA/RWMD/036)
Gas Status Report (NDA/RWMD/037)
Criticality Safety Status Report (NDA/RWMD/038)
Other Report included in scope of review
R&D Programme overview: Research and development needs in the preparatory studies phase (NDA/RWMD/073)

(3) gDSSC に対するレビュー結果

規制機関はレビュー報告書において、以下のような結論を示している。

- ✓ 「gDSSC」を構成する報告書は、対象範囲や文書間のリンクにおける全体的な構成をほぼ満足しており、文書自体は全般的に質の高いものとなっている。
- ✓ NDA/RWMD が規制機関の懸念事項などに対応し、今後も継続して協力することを前提として、今後、評価すべきサイトが選定され、GDF を設置するために将来作成される輸送、操業及び環境に関するセーフティケースが規制要件を満たさなくなるような問点は特定されなかった。

また、規制機関は、今後サイト固有の処分システム・セーフティケースを作成する上で役立つよう、規制機関は NDA/RWMD に対して、以下のような勧告を行っている。

- ✓ NDA/RWMD は、gDSSC の将来の役割を説明するとともに、サイト固有の「処分システム・セーフティケース」(DSSC) の実現に向けて gDSSC をどのように開発するのかを示す 1 件の明確なルートマップを開発すべきである。
- ✓ gDSSC に含まれる様々な文書には、多くの反復及び重複が認められる。NDA/RWMD は、様々な異なる読者のニーズに対応するだけでなく、安定した永続的なセーフティケース文書シリーズの作成に役立つ、よりよいバランスを実現することを目指すべきである。
- ✓ NDA/RWMD は、gDSSC を広範な読者にとって合理的な範囲で読みやすいものとするための作業を継続すべきである。
- ✓ NDA/RWMD は、gDSSC 文書シリーズとそこに含まれる記述に対し、「変更管理」をどのように適用するかを明確に示すべきである。
- ✓ NDA/RWMD は、gDSSC の将来の改訂に伴い、廃棄物インベントリの不確実性に関するより広範な検討を実施すべきである。

(4) 規制機関のレビューに対する事業者の対応

地層処分事業の実働部隊である放射性廃棄物管理局 (RWMD) は、2010 年に公表された一般的な条件での処分システム・セーフティケース (gDSSC) に対する規制機関による 5 つのレビュー勧告について、NDA/RWMD の見解と取組み、今後の対応を簡潔にまとめた文書「一般的な条件での処分システム・セーフティケースの規制機関による評価への対応」

11を2012年6月に公表した。表 2.1-7 に、規制機関が示した5つの勧告と NDA/RWMD の対応の概要を示す。

表 2.1-7 規制機関による勧告と NDA/RWMD の対応

規制機関による勧告	事業者（NDA/RWMD）の対応
<p>NDA/RWMD は、gDSSC の将来の役割を説明するとともに、サイト固有の DSSC の実現に向けて gDSSC をどのように開発するかを示す1件の明確なルートマップを開発すべきである。</p>	<p>「gDSSC」は、広範囲の地質条件及び処分概念を取り扱ったものであるため、サイト固有のセーフティケースの基礎として活用し、サイト選定の進捗に伴い、開発を行う考えである。</p>
<p>gDSSC に含まれる様々な文書には、多くの反復及び重複が認められる。NDA/RWMD は、様々な異なる読者のニーズに対応するだけでなく、安定した永続的なセーフティケース文書シリーズの作成に役立つ、よりよいバランスを実現することを目指すべきである。</p>	<p>「gDSSC」を改訂する際に、文書の提示方法、様々な読者のニーズに対するバランスの取り方、重複の低減方法について、規制機関や他のステークホルダーの意見を得た上で、慎重に検討する。</p>
<p>NDA/RWMD は、gDSSC を広範な読者にとって合理的な範囲で読みやすいものとするための作業を継続すべきである。</p>	<p>3つのセーフティケースのメインレポートに対して、専門用語を多用しない概要版及び総括ダイアグラムを作成することは、読者の文書へのアクセスの改善につながるため、将来的にこれらを作成するつもりである。</p>
<p>NDA/RWMD は、gDSSC 文書シリーズとそこに含まれる記述に対し、「変更管理」をどのように適用するかを明確に示すべきである。</p>	<p>文書の変更管理手順が、「gDSSC」に対して適切であるよう手順のレビューを実施しており、特に効率性を向上させる方法を検討している。今後も放射性廃棄物の安全な管理プログラムの各段階の目的に適うような手続きのレビューを継続する。</p>
<p>NDA/RWMD は、gDSSC の将来の改訂に伴い、廃棄物インベントリの不確実性に関するより広範な検討を実施すべきである。</p>	<p>2013年の国家放射性廃棄物インベントリの改訂に向け、サイトの操業者と協力して不確実性について調査する。改訂されたインベントリ等への対応として、ベースラインインベントリと最大インベントリがどのように変化するか、政府と協議の上で決定する。</p>

2.1.6 2010年以降のセーフティケースに関する今後の予定

英国では、何年ごとにセーフティケースを作成するという法制度はなく、事業の進捗状況やセーフティケースに影響を与えるような因子（例えば、インベントリなど）の変化により、事業者はセーフティケースを更新している。

現段階において作成されている、一般的な条件での環境セーフティケース（generic ESC）は、規制審査プログラム（regulatory scrutiny programme）には入っていない。環境規制機関（EA）の規制審査プログラムは、具体的なサイトでの地下への侵入を伴う調査（例：ボーリング調査など）を開始するために必要な許可を得るために提出する「初期サイト評価」（Initial Site Evaluation）から開始される（図 2.1-5 参照）。この「初期サイト評価」では、サイト固有の ESC がどのように作成されていくかが示されることになる。各段階で提出予定の ESC の目標を表 2.1-8 に示した。なお、規制審査プログラムの範囲に入っていない、現段階において作成されている gESC は、地層処分施設（GDF）のサイト選定プロセス全体を通じて、gESC がもはや必要ではないと判断され、サイト固有の ESC が十分な確信が得られるまで、維持することとなる。

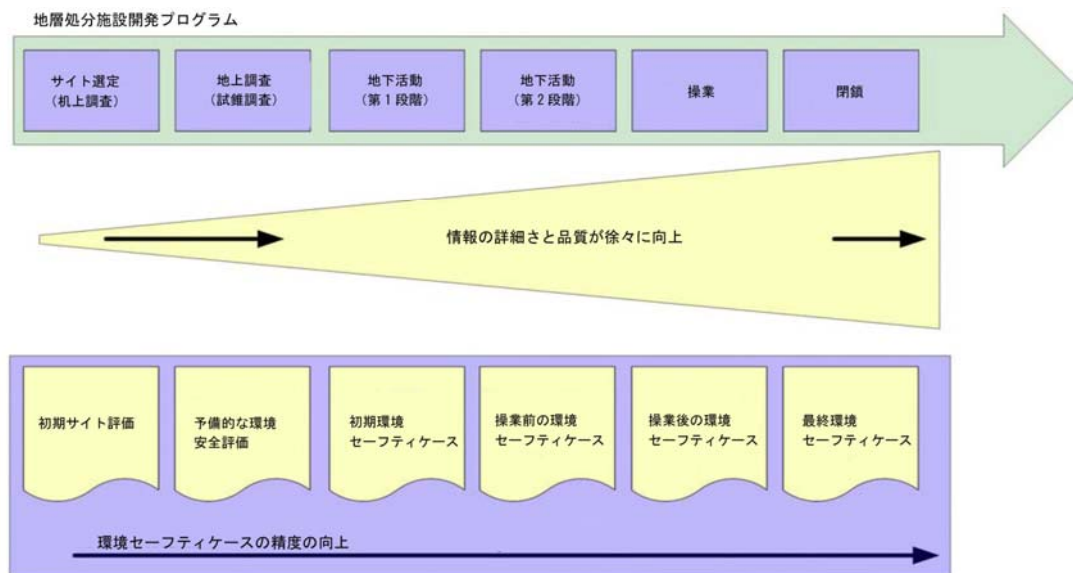


図 2.1-5 開発プログラムにおける ESC の精度の向上（GRA⁴の図 6.1 より）

表 2.1-8 各段階における環境セーフティケースの目標¹²

『一般的な条件における ESC』 (Generic ESC)	gESC は提出が要求されている文書ではないが、合意に基づくプロセス（『GRA』要件 R1）、協定及び立地候補コミュニティ及びその他の人々との対話のプロセス（『GRA』要件 R2）に対する裏付けをもたらすものである。gESC は、GDF が『GRA』の諸原則及び要件が満たされる形で開発できることを示すことにより、具体例となる地質環境と具体例となる処分概念例に関する環境安全面での論拠及び正当化を提示するものである。
初期サイト評価 (Initial site evaluation)	ESC は地下への侵入を伴うサイト調査の開始に先立って作成されるものであり、主として 1 カ所の候補サイトに GDF を建設する実現可能性に関する、また当該施設が『GRA』の諸原則及び要件を満たすことができるかどうかに関する定性的な見解が示される。またこの ESC では、サイト固有の ESC をどのように作成することができるのかが示されるだけでなく、提案されている地下への侵入を伴うサイト調査によってサイトの健全性が（閉鎖後安全性に容認しがたい悪影響をもたらす形で）損なわれる可能性がないことが明示される。
予備的環境安全評価 (Preliminary environmental safety evaluation)	ESC は、地下操業の開始に先立って作成されるものであり、環境安全面での定性的な論拠が示され（この論拠は、入手可能なサイト知識及びデータによって、またサイト固有の設計に基づく定量的な評価によって裏付けられる）、『GRA』の諸原則及び要件に対する適合が明示される。この ESC において、地下での操業によって候補サイトの健全性が（ESC に容認しがたい損害をもたらす形で）損なわれる可能性がないことが明示される。
初期環境セーフティケース (Initial ESC)	ESC はサイト建設及び地下操業の第 1 フェーズ（廃棄物の定置が行われる前）の期間に作成されるものであり、GDF が『GRA』の諸原則及び要件を満たすという主張、証拠及び論拠を通じて全面的な環境安全解析及び立証が行われる。
操業前環境セーフティケース (Pre-operational ESC)	ESC は廃棄物定置に関するものであり、「現況」(as-built) の GDF が初期 ESC で定義された諸規準を満たしていることが、また環境規制機関が示す廃棄物処分許可条件に従って試験操業を行えることが確認される。 この ESC は、GDF の操業期間に、GDF が環境規制機関の許可条件を満たす状態を維持することを、また何らかの操業面での変更があった場合にもそれによってこの状況に悪影響は及ばないことを明示するために作成される。この種の ESC は、処分許可の変更に伴って生じる問題の解決を円滑にする。
操業後環境セーフティケース (Post-	ESC は操業後に作成されるものであり、GDF の閉鎖を環境安全性が確保される方法によって行えることが、また GDF について環境規制機関が閉鎖許可の発給時に設定する諸条件を満たすことが明示される。

operational ESC)	
最終環境セーフティケース (Final ESC)	この ESC は（許可の最終的な撤廃のために作成される）最後のものであり、これにより、当該サイトが環境安全性を将来にわたり維持することに関する、また将来の人々が受けるリスクが規制機関の要求する期間にわたり ALARA 原則に従ったものとなることに関する、包括的な正当化及び信頼がもたらされる。

英国では、NDA/RWMD が 2010 年に一般的な条件での処分システム・セーフティケース (gDSSC) を公表後、2016 年に RWM 社 (RWMD の後継会社で NDA の完全子会社) が一般的な条件での処分システム・セーフティケース¹³を公表している。2016 年に公表した gDSSC は、2010 年 gDSSC を更新し、規制機関のレビューコメントを反映したものとなっている。さらに、2018 年には、2016 年 gDSSC に対する規制機関のレビュー報告書¹⁴が公表されている。

2.1.7 2010年環境セーフティケースにおける安全戦略

2.1.6では、2010年一般的な条件での環境セーフティケース(gESC)の考え方において、特に重要であると考えられる、設計及び立地戦略の「安全理念」、評価戦略の閉鎖後性能評価に関連する部分の「環境許可取得期間後のリスクガイダンス・レベル」、管理戦略の「健全な科学と良好な工学事例の適用」について、該当箇所を抜粋したものを記載する。以降の記述は、「一般的な条件での環境セーフティケース」(gESC)報告書のうち該当する部分を抜粋したものである。なお、タイトルに記載されているカッコ内の数字は、gESCにおける節や項を示す。

(1) 設計及び立地戦略 (3.1)

a. 安全理念 (3.1.1)

放射性固体廃棄物を集めて閉じ込め、生物圏から隔離することは、この種の物質の安全な長期管理のために国際的に受け入れられた戦略である。地層処分においては、放射性固体廃棄物の長期的な閉じ込め及び隔離は、地下の安定した地層内に設置された施設にこの種の廃棄物を定置することによって実現される。この**地下施設及び地質環境**により、**地層処分システム**が構成される。このGDFには、環境許可の取得期間にわたって設置される**地上施設**が含まれる。これらの地上施設は、例えば、地下施設における廃棄物の受入れ及び操業(建設、廃棄物の定置、人工バリアの設置など)、さらにはモニタリングなどの活動を支援するためのものである。

地層処分の際立った特徴の一つに、定置深度がある(地下200~1,000 m)。ある特定の施設で選択される処分深度とその設計に含まれる特定の要素は、一定数の要素に依存するものであり、その中には、地下水条件、岩盤の安定性、母岩の組成、廃棄物の性質などが含まれるが、これらに限定されない。

ここでは、今回のgESCにおいて、NDA/RWMDが行った安全性に関する様々な検討事項を説明するために利用するタイム・フレーム(セクション3.1.1.1)、設計原則の一つとしての受動的安全性の重要性(セクション3.1.1.2)、さらには地層処分システムの様々な構成要素によって提供される可能性のある高水準の安全機能(セクション3.1.1.3)について説明する。「**安全機能**」(**safety function**)とは、処分された廃棄物の隔離または閉じ込めを通じて安全性に寄与する、物理的または化学的な特性またはプロセスのことをいう。地層処分システムを構成する様々なバリアが一定数の異なる安全機能を担う場合があるほか、これ

らの寄与が互いに独立したものとなる可能性もある。NDA/RWMDの「安全理念」(safety concept)は、特定のサイト及び設計に関して地層処分システム内の天然及び人工バリアによってもたらされる特定の安全機能を組み合わせたものである。

① 安全性に関するタイム・フレーム (3.1.1.1)

環境面での安全性を明示するために、NDA/RWMDはGDFの開発に関して次に示す3つの期間を特定している。

- 「**操業前期間**」には、概念の定義、サイトの調査及びGDFの初期部分の建設が含まれる。これは基本的に、サイト選定プロセス⁴によって定義される期間である。この操業前期間には、サイトの評価、設計研究並びに環境影響評価が実施される。それと同時に、GDFの建設段階に進むための環境許可を取得する上で必要な、ESCにおける操業環境安全性と閉鎖後安全性に関する側面の開発も進められる。その後の操業前段階において、処分作業を安全に開始することのできる段階にまでGDFの開発を進める上で十分な建設が実施される。
- 「**操業期間**」は、廃棄物が最初に施設に受領された時点から始まる。この時点以降、廃棄物管理活動が実施されるために放射線被ばくが発生する可能性があり、この被ばくは放射線防護要件や安全要件に従って制御されなければならない。この期間に、モニタリング及び試験プログラムが継続され、収集された追加データに基づき、ESCの閉鎖後期間に関する側面がより高度なものとされる。操業期間中にも廃棄物の定置と並行して追加建設活動が行われ、さらにはおそらく廃棄物の収容が既に終了した地下施設の一部を閉鎖する作業も実施される。この期間に処分作業が完了するフェーズを迎える可能性があるが、GDFの性能モニタリングのため、地下施設は開かれた状態に維持される。この操業期間は、地下施設のシーリングと最終的な閉鎖、さらには地上施設の廃止措置をもって終了する。
- 「**閉鎖後期間**」は、廃棄物の受入れ及び取扱い作業が終了し、処分区域と全ての立坑、地上からのアクセス路、そして廃棄物パッケージへのアクセス路が埋め戻され、シーリングされた時点で始まる。今回のgESCではこの閉鎖後期間を、閉鎖後期間前期と後期に分けて検討している(セクション4.2.1及び付属書A、B及びCを参照)。閉鎖後のGDFの安全性は、サイト、施設の設計及び廃棄物パッケージの様々な特性に固有の受動的手段によって提供されることになる。ただし、閉鎖後の一定期間にわたり、

例えば原子力保障措置協定に対応するために、あるいは公衆に安心感を与えるためなどの目的で、何らかのモニタリングを含めた能動的な制度的管理が継続される可能性もある。

NDA/RWMDがここで使用する「GDF」という言葉は一般に、操業前期間と操業期間中については地上施設と地下施設の両方を、閉鎖後期間中については地下施設のみを意味するものである。

② 受動的安全性の設計 (3.1.1.2)

GDFの設計には、可能な限りの範囲で「**受動的安全性**」(passive safety)の原則が組み込まれることになる。この受動的安全性は、状況が異なればその定義もわずかながら異なるものとなる可能性がある。環境安全性規制及びGRA⁴の観点からみた受動的安全性とは、安全を確保する上で、能動的な安全システムや人間の介入に全く依存しないことを意味する。

操業期間では、受動的安全性に関する設計措置(例えば、廃棄物容器の密封性や、廃棄物固化体の安定性など)に可能な限り依拠することになるが、例えば強制換気や排出ポイントにおける濾過システムなど、何らかの能動的な措置に依拠する必要もある。これに加えて地上施設には、汚染された状態で排出される可能性のある気体及び液体を管理するシステムが必要になる。国際的に見た場合、GDFにおける操業安全性が容易に達成可能であることを示す幾つかの前例が存在し、これにより、必要とされる水準の操業安全性を設計し、実現することが可能であるという信頼がもたらされている。その例として、米国の廃棄物隔離パイロットプラント(WIPP)を挙げることができる。

GDFは、施設の閉鎖とシーリングがなされた後は、受動的安全性にのみ依拠するよう設計される。閉鎖が実施されると、地下施設の能動的な管理を続ける必要はなくなる。このことは、継続的な安全性能を確保する上で、継続的な点検や保守を実施する必要がないことを意味する。このため、閉鎖後安全性を保証するのは、天然バリアと人工バリアの受動的な機能に対する信頼である。ただし、地下施設への立ち入りや意図的に起こされたものでない擾乱を予防するために、一定期間にわたって地上における能動的な管理が維持されることも考えられる。

NDA/RWMDの安全理念の実現に対する信頼を構築するため、NDA/RWMDの設計プロセスでは現在、他の国々におけるGDFの設計が考慮に入れられている。GDF内で予想さ

れるものに類似した物理、化学及び熱条件における様々な物質の長期的な挙動に関する信頼の構築は、NDA/RWMDの研究開発及び工学プログラムの最重要点である。

③ バリアの構成要素と安全機能 (3.1.1.3)

放射性崩壊によって、地層処分システムに収容された放射性核種の量は徐々に低減する。廃棄物が最も危険なのは操業期間と閉鎖後期間であり、したがって廃棄物に最大限の隔離と閉じ込めが必要になるのも、これらの期間である。セクション 4.2.1 で説明したように、基準インベントリの特性は数百年間の時間スケールにおいて有意の崩壊が生じるというものである。しかしこれをはるかに超える期間にわたって防護は必要とされ続ける。

地層処分の概念的基礎は、過去 40 年間にわたって国際的に、一連の人工バリアと天然バリアが一致して廃棄物を地上環境から隔離し、廃棄物に伴う放射性核種を閉じ込める「**多重バリア・システム**」に基づくものとして、確立されてきた。GDF 閉鎖後の様々な時期における異なったバリアの相対的な重要性和、これらのバリアがどのような相互作用を引き起こすのかは、GDF の設計に左右される。そしてこの設計は、当該施設が建設される地質環境と、検討対象とされる廃棄物タイプとに依存する。したがって処分概念が異なる場合、多重バリア・システムも異なる方法で機能する可能性がある。

図 2.1-6 に、標準的な地層処分システムにおけるバリアを示した。この図には、廃棄物固化体、廃棄物容器及びオーバーパック（使用される場合）、緩衝材／埋戻し材、塊状埋戻し材、シール材並びに母岩が示されている。廃棄物固化体、廃棄物容器及びオーバーパックが組み合わさったものを「**廃棄物パッケージ**」と呼ぶ。またオーバーパックとは、既にパッケージングされた廃棄物の処分時に用いられる追加容器のことをいう。例えば、調整済みの HLW は現在ステンレス鋼製容器に収納されるが、廃棄物パッケージの寿命と GDF の長期安全性を強化するために、別の物質で製造されたオーバーパックを採用することができる。「**緩衝材／埋戻し材**」とは一般に、GDF 内の廃棄物に隣接して、または廃棄物の周囲に設置される物質のことをいう。「**塊状埋戻し材**」とは一般に、その他の人工バリアが設置された後に、GDF の掘削部分で空いたスペースの全体または一部を埋め戻すために用いる物質のことをいう。

「**人工バリア**」と地質環境によって提供される「**天然バリア**」は、一致して必要な水準の安全性を確保し、いずれか一つのバリアに対する過度な依存が生じないようにする。それぞれのバリアにより、様々な異なる時間スケールにわたって「**隔離**」または「**閉じ込め**」に寄

与する特定の安全機能がもたらされる。

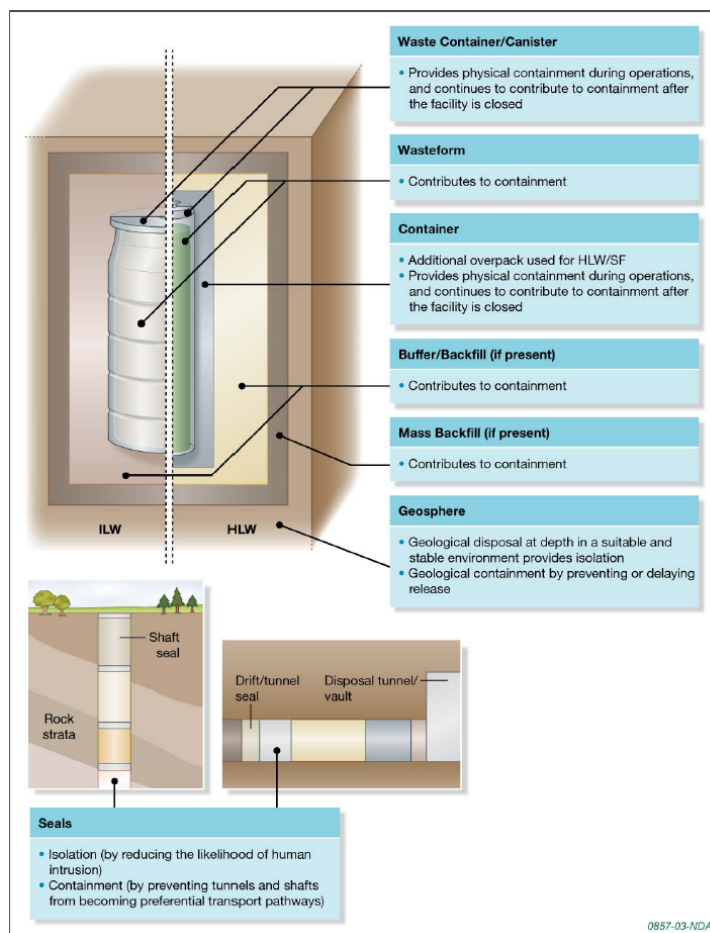


図 2.1-6 典型的な地層処分システムにおけるバリア (gESC の図 3.1)

「隔離」とは、人々と地上環境から廃棄物を排除することを意味する。適切な環境にある地下深部での地層処分によってこの隔離が達成されるため、意図的でない、さらには無許可の人間の干渉が起きる見込みが低くなる。また適度な深度にあり、長期的に安定した地質環境での処分を実施することで、当該処分施設の気候やその他の自然環境事象の影響からの隔離と、直接的な放射線からの遮蔽とを実現することができる。

地上環境はしばしば「生物圏」と呼ばれる。生物圏とは一般に、大気と（土壌及び地表水塊、海及び海洋を含めた）地球の表面で構成されるものと考えられる。廃棄物はこの生物圏から、処分深度と地質環境の様々な特性によって隔離される。長期的な隔離のためには、操業期間終了時に地下施設を適切なシーリング及び閉鎖を施す必要がある。

「閉じ込め」という言葉によって NDA/RWMD は、自身の安全理念によって求められる限りの期間にわたり、放射性核種を多重バリア・システムの様々な部分の内部に保持することを意味する。システム内に存在する放射性核種の量は放射性崩壊に伴い徐々に減少していく。処分概念は、多くの放射性核種について、当該放射性核種とその娘核種が人工バリア・システム内で有意ではないレベルに崩壊するまでの期間にわたり、完全な閉じ込めをもたらすことができる。しかし、処分施設内の人工バリアは時間の経過とともに徐々に劣化し、閉じ込め能力を次第に失っていく。そして、その次の段階の閉じ込めが、地層バリアによって提供される。この地層バリアは、人工バリア・システムから少量の長寿命放射性核種が放出された場合であっても、それらの移動を遅延させる働きをする。

隔離と閉じ込めとの相違は、「隔離」が人々から離れた場所に地下処分施設を設置することにより、将来の意図的でない人間侵入が起こる見込みを低下させることであるのに対し、「閉じ込め」はバリアがその内部に放射性核種を保持する能力によるものであることに現れている。その一方で、適格かつ安定した環境内に GDF が設置されることにより、人工バリアが保護され、当該バリアが閉じ込め機能をより長期間にわたり保持するようなされるという点で、「隔離」は「閉じ込め」に寄与している。その意味では、隔離機能と閉じ込め機能は相互に補完的なものと見なすことができる。

GDF の地質環境に適用された場合、隔離機能は、地下施設内の廃棄物が人々から離れた場所にある限り、損傷を受けない状態を維持することになる。こうした隔離は必ずしも地質環境に固有の特性の一つを表しているわけではない。隔離に影響を及ぼす可能性のある唯一の自然発生プロセスとして、大スケールの構造地質学的なプロセス（例えば、急速な隆起や浸食など）が挙げられるが、これらは、英国にとって関連性の高いプロセスではない。

隔離は、地層処分に特有の特徴の一つである。2008 年の英国政府が白書「放射性廃棄物の安全な管理－地層処分の実現に向けた枠組み」(Managing Radioactive Waste Safely: A Framework for Implementing Geological Disposal)¹では、地下ボールド及び処分坑道が設置される深度は、当該サイトにおける地質学的及び水理地質学的な特性に応じて約 200～1,000 m となる見込みであることが示されている。

地下鉱物、地熱及び地下水資源が存在することが知られている区域から離れた場所への GDF の立地については、サイト選定プロセス¹の第 2 段階において、不適格な地域を判断

ⁱ この種のプロセスは明らかに閉じ込めにも影響を及ぼす

するための初期スクリーニングが実施される。これにより、遠い将来に GDF に意図的ではない擾乱の発生見込みが低減される。

閉じ込めは、人工バリアと天然バリアの両方によって提供されるものである。「人工バリア・システム」(EBS, Engineered barrier system) 内での閉じ込めをもたらす手段として、耐久性のある廃棄物固化体、廃棄物容器、オーバーパック (使用される場合)、廃棄物パッケージに適合した埋戻し材/緩衝材、さらには母岩などが挙げられる。処分区域と換気アクセス・ポイント、廃棄物搬送用の地下坑道、さらには地上アクセス坑道及び/または立坑内に設置されるシール材システムも、閉じ込めを提供する。地圏 (GDF と生物圏との間に存在する岩盤及び地下水) は、2つの方法で閉じ込めを支援する。すなわち地圏は、EBS に物理的及び化学的な防護を提供し、それによって EBS 内での閉じ込めが長期間にわたって維持されることになる。また地圏は、きわめて長期にわたって EBS を通じて放出される放射性核種の移動をきわめてゆっくりとしたものすることができる。

ある一つのバリアの閉じ込め機能及び特性は、閉じ込めの形態 (気体、固体、液体など) に応じて異なったものとなる点に留意する。

バリアが廃棄物を全面的に閉じ込める機能がもはや存在しなくなった時点でも、遅延プロセスはしばしば、バリアからの汚染物質の放出を制限する上で重要な役割を果たし続ける。この遅延プロセスは人工バリアと天然バリアの両方で起こるものである。これらの中には、次に挙げる化学プロセスと物理プロセスが含まれる。

- 化学プロセスとしては、GDF内での溶解度制限、人工バリアと天然バリアの両方における収着及び沈殿などが挙げられる。この種のプロセスは、汚染物質の放出及び移動速度を低下させる。GDF内の環境に化学的な条件付けるバリアを組み込むことで、こうしたプロセスがEBS内で促進される可能性がある。
- 物理的プロセスとしては、人工バリアと天然バリアの両方において、ゆっくりとした流動速度、地下水における分散及び稀釈、さらには地圏内でのマトリクス拡散 (溶存種が岩石内の袋小路となっている間隙内に移動すること) などが挙げられる。一部の物質及び環境では、その透水性がきわめて低いために、全ての溶質移行が化学拡散によって行われる可能性がある。また一部の地質環境では、分散、稀釈及びマトリクス拡散が、生物圏内でのGDFに由来する汚染物質の濃度をきわめて低いレベルにまで

低下させる上で重要な役割を果たす。

これらの遅延プロセスの多くは、バリアによって提供される閉じ込めの初期期間に有意の寄与を行う可能性がある。最後に、「放射性崩壊」によって、地層処分システム内に存在する放射性核種の量が徐々に低下することを指摘しておく必要がある。放射性核種が、当該放射性核種及びその娘核種が無視できるレベルに崩壊する時点までにバリアから外に放出されなければ、当該放射性核種のほぼ完全な閉じ込めが実現されることになる。

隔離と閉じ込めはともに、操業期間と、廃棄物の危険性が最も高い GDF 閉鎖後の最初の数世紀において、特に重要である。地層処分システムと、それを構成する様々なバリアの隔離及び閉じ込め能力は、廃棄物タイプ、GDF の設計及びサイトに対応した安全解析によって立証される。GDF 設計開発及び安全解析の重要な目的の一つは、比較的短寿命の放射性核種の大半が原位置で崩壊することと、比較的長寿命の種が放出されたとしても、それがかなり遠い将来となるために生物圏内での放射性核種の有意な濃縮が起こらないことに関する保証をもたらすことである。NDA/RWMD の閉鎖後安全解析作業の多くには、たとえそれが起こるのが数千年先のことになるにせよ、最終的に人々及び地上環境に到達する可能性のある比較的少量の放射性核種が最終的にどうなるのかと、それが及ぼす影響の評価が、含まれる。

地層処分のための多重バリア・システムに関するレビューは、文献¹⁵・¹⁶に示されている。また 1 組の地層処分概念事例の英国での適用については、ILW/LLW 及び HLW/SF に関して、付属書 A、B 及び C で検討されている。また ILW/LLW 及び HLW/SF を対象とした地層処分概念事例に関連する安全機能についてのさらなる検討は、gESC のセクション 5.2.1.1 及び付属書 A、B、C と「処分システム技術仕様書」¹⁷において実施されている。NDA/RWMD の様々な研究状況報告書では、特定の安全機能の性質と、安全性の実現におけるそれらの役割が、異なる廃棄物タイプと地層処分概念事例に分けて、さらに詳しく検討されている。

先に指摘したように、多重バリアの存在と、それに対応して協調して作用する安全機能は、地層処分システムの総合的な性能が単一のバリアまたは安全機能への過度の依存が生じないようにすることにより、安全性と信頼度の両方を高めるものである。仮想的な例の一つと

して、図 2.1-7 に、地層処分に関する長期的な安全理念の例を示した。廃棄物が最も高い危険性を伴う最初の数百年から数千年の期間には、最大限の閉じ込めを提供する必要がある。NDA/RWMD は、ILW/LLW 向けと HLW 向けのものとして、少なくとも 2 種類の処分概念を開発する予定であることには、留意する必要がある。その理由として、これらの廃棄物タイプの特性が異なっていることが挙げられる。現在、廃棄物として宣言されていないその他の物質に関する処分概念も、当初は既存の廃棄物に関するものと同様な理念に基づき、検討対象とされている。この点について、gESC のセクション 3.1.3.2 及び gESC の第 4 章の評価基盤を参照のこと。

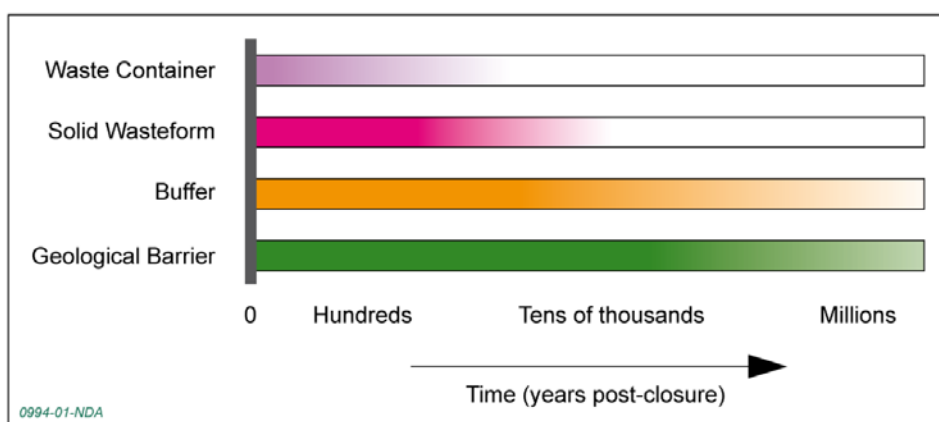


図 2.1-7 仮想的な処分概念における様々なバリア性能での依存度 (gESC の図 3.2)

GDF 設計におけるバリアがそれぞれ幾つかの安全機能を実行する可能性もある。これらの安全機能は、それぞれのバリアの特性に依存する。以下にその例を挙げる。

- 廃棄物パッケージが備える放射性核種の閉じ込めを提供する機能は、容器の製造に使用される物質の腐食速度など、一定数の要素に依存する。
- 地質環境が備えるGDFへの地下水の流入を制限するとともに地下水の生物圏への移動時間を長くする（放射性核種の閉じ込めを提供する）機能は、処分場の設置深度における透水性、さらにはGDFと生物圏との間に存在する地層单元内の動水勾配とに依存する。及び
- 地圏が備える放射性核種の移行を遅延させる（閉じ込めに寄与する）機能は、当該システムの様々な地質学的、地質化学的及び水理地質学的な特性に依存する。

長期的に見た場合には EBS の漸進的な劣化が生じることが予想され、そのために GDF に処分された放射性核種やその他の物質が地質環境に放出され、最終的に生物圏へと移動する可能性がある。地層処分システムは、効率的な隔離と閉じ込めを支援するために人工的な特性と天然の特性の組み合わせを提供するものであり、その手段として、十分な処分深度が確保されること、可能な限り長期にわたって廃棄物パッケージの密封性が維持されること、放射性核種と廃棄物固化体の溶解度が制限されること、地下水の流入量が最小限のものとされること、地下水の GDF から生物圏への移動時間が長くされること、廃棄物パッケージから放出された放射性核種が存在する場合にはその遅延をはかることなどが挙げられる。

(2) 評価戦略 (3.2)

a. GRA 要件「R6」－環境許可取得期間後のリスクガイダンス・レベル (3.2.2)

① PCSA：総合的なアプローチ (3.2.2.1)

閉鎖後性能と安全性の解析の主な目的は、地層処分システムと将来に生じ得る変遷に関する明確な理解を示すことにある。解析では、地層処分システムに予想される変遷と、システム性能に影響を及ぼす可能性のある、発生の見込みの比較的低い事象が検討される。NDA/RWMD は閉鎖後安全解析においても同じく、定性的な評価、不確実性の管理、定量的な評価という 3 つの構成要素を設定している。これらの構成要素の開発の基礎となる戦略について、以下で説明する。

性能評価 (performance assessments) の開発における NDA/RWMD の経験は、1990 年度の初めに Nirex 社が実施した GDF に関する一連のサイト固有評価と一般的な条件での評価^{18、19、20}の上に築かれている。また NDA/RWMD は、例えば NEA の様々な委員会及び作業部会など、閉鎖後評価に関する国際的な専門家グループに参加しており、また国際的なグループ及び二国間協定に基づく協力関係を通じて海外の性能評価プログラムにも精通している。

② PCSA：定性的な評価 (qualitative assessment) (3.2.2.2)

閉鎖後期間における地層処分システムに関する NDA/RWMD の理解は、次に示すような資料によって立証される。

- 地層処分システムの挙動に関する理解を開発するために行われた、NDA/RWMD自身の研究開発プログラムと、Nirex社が以前に行った研究開発作業から得られた、鍵となる入力情報。作業を進めるにつれてNDA/RWMDの研究開発、設計、サイト特性評価並びに評価活動の間で実現する反復的なフィードバックを通じて、こうした理解がさらに深まることを、NDA/RWMDは期待している。
- その他の廃棄物処分プログラムや関連するその他の産業（例えば鉱業や炭化水素関連産業など）で蓄積された経験は、評価モデルの開発にとって役立つものである。例えばNDA/RWMDは、海外の地下研究所における様々な実験活動に参加しており、これによりNDA/RWMDが原位置試験プログラムに直接かかわる機会が得られている。
- 地層処分システムとそこで使用される物質及び環境に関するナチュラルアナログ及び人工的なアナログについてのNDA/RWMD自身の活動、Nirex社が以前に行った活動、さらにはその他の廃棄物管理組織による活動は、定量的なモデルとパラメータ値の開発にとっての入力情報をもたらすとともに、モデル化の結果に対する信頼の構築に役立っている。
- 広い意味での科学界で実施されている、過去及び現在の類似した自然の系に関する研究も、GDFに予想される変遷と、人々及び環境を防護するGDFの能力とに関するNDA/RWMDの理解に対する信頼を構築する上で役立つものである。

gESC のセクション 5.2.1 で NDA/RWMD は、こうした理解を用いて、また GDF の閉鎖後安全性に関する安全機能に基づき、定性的な裏付けとなる論拠をまとめた上で、様々な論拠の道筋を通じて閉鎖後安全性の定量的な評価への信頼構築を進める方法に関する概要を示した。この論拠の中には、研究開発の結果、海外の地下岩石研究所における長期実証実験の成果、サイト固有の自然安全指標の利用、さらには地層処分システムの構成要素に関する考古学的アナログ及びナチュラルアナログの利用などが含まれている。gESC のセクション 5.2.1 に示した検討は、GDF 実施プログラムの現在の一般的な段階に見合った詳細さのレベルで行われており、gESC の付属書 A、B 及び C、さらには NDA/RWMD の研究状況報告書によって裏付けられている。

ESC の漸進的な開発を通じて、その次の評価サイクルに利用可能な情報が、その定性的評価と定量的評価の両方の目的に見合ったものとされてゆく。

③ PCSA：不確実性の管理（3.2.2.3）

特定の地層処分概念に関する NDA/RWMD の環境安全評価に含まれる不確実性は、人工システムの挙動、物理学的なプロセス、さらにはサイト特性に関する不完全な知識または不十分な理解から生じるものである。この種の不確実性の完全な解消は不可能であるため、NDA/RWMD は、優先処分概念の設計の最適化にあたり不確実性を「設計から排除する」（gESC セクション 3.1.2 を参照）ことを含めて、不確実性を管理してゆく方法を見いだす必要がある。その他の不確実性が比較的高い項目として、NDA/RWMD が最終的に GDF 内で管理しなければならない廃棄物のタイプや数量が挙げられる。

この種の不確実性は、閉鎖後性能評価の結果に幾つかの方法で影響を及ぼす可能性がある。不確実性については、そのタイプに応じて様々に異なる分類方法の適用が可能であるが、NDA/RWMD が採用している分類方法は、国際的な良好事例²¹と整合したもので、次に示すようになっている。

- 地層処分システムを表現するモデル及びコンピュータ・コードにおけるプロセスの表示に伴う不確実性。このタイプの不確実性はしばしば「モデル」不確実性と呼ばれる。
- 実行されたモデルで使用されるパラメータ値に伴う不確実性。これらの呼称としては「パラメータ」不確実性や「データ」不確実性が挙げられる。
- 地層処分システムの将来の状態に伴う不確実性。これらはしばしば「シナリオ」不確実性または「システム」の不確実性と呼ばれる。
- 将来の人間の振る舞いに関する不確実性（実際には「シナリオ」不確実性のサブセットの一つであるが、GRAでは、将来の人間侵入に関連する不確実性を別個に処理することが求められている – 後述部分を参照）。

こうした不確実性は互いに関連し合っており、特定の不確実性を幾つかの異なった方法で取り扱うことができる。すなわち、これらの不確実性は、プログラム面での決定（例えば、評価計算を最良の形で実施する方法や、結果を伝達する方法などに関する決定）に応じて、さらには実際の制約（例えば、資金及び時間スケールなどに関する制約）に応じて、性能評

価のいずれか 1 回の反復作業において、ある一つのクラスあるいは別のクラスにおいて、処理することができる。また NDA/RWMD は、多くの不確実性が、その原因が知識レベルにあることから、低減可能な性質のものである一方で（例えば、腐食率の値など）、より無作為なものであり、したがって基本的には情報収集によっても低減できない不確実性もあることを（例えば、特定の規模の地震事象が発生する見込みや、特定の容器が最初に密封性を失う見込みなど）、認識している。

地層処分システムの将来に関しては、著しい不確実性が存在している可能性があり、対象となる時点が遠い将来となるにつれてこの不確実性は拡大する。NDA/RWMD は、地層処分システムの変遷に関連する可能性のある全ての「特徴、事象及びプロセス」(FEP) の解析と、これらの FEP に基づいたシナリオの開発とに基づき、この不確実性を組織的に処理する方法論を開発した。この方法では、1 件のシナリオにより、事象及びプロセスの可能な組み合わせの 1 つが指定される。根本的に異なる地層処分システムの変遷事例が示されるよう、様々な異なるシナリオが指定される。こうしたシナリオ利用によって NDA/RWMD は、定量化できない不確実性は定量可能な不確実性とは切り離して別途検討するという GRA の要件を満たすことができる。NDA/RWMD のシナリオ開発の方法論については、gESC のセクション 3.2.2.4 でさらに詳しく説明する。

ある特定のシナリオにおいて、そのシナリオに含まれる事象及びプロセスによって設定される範囲内の不確実性を取り扱う NDA/RWMD の戦略は、次に示す広範なカテゴリーのいずれかに該当する。

1. その不確実性が、安全性にとって重要なものではないことを明示する。その根拠としては、例えば、その他のプロセスによって安全性が管理されていることなどが挙げられる。
2. 通常はパラメータの不確実性に関する確率論的手法を用いてその不確実性を明示的に取扱い、予想される状況が受入れ可能なものであることを示す。ただし、NDA/RWMD が 2 つのモデルに関連する優先度または重要度を明らかにできないようなモデルの不確実性の場合、NDA/RWMD は、その 2 つのモデルのそれぞれを当該不確実性の影響を理解するための手段として用いて個別の評価を行うことになる見込みが高くなる。

3. その不確実性の範囲を明らかにし、たとえそのバウンディング・ケースが実現した場合であっても、受入れ可能な安全性が確保されることを示す。
4. 通常は発生確率がきわめて低いという理由に基づいて、あるいは別の原因により不確実な事象が発生し、その影響が地層処分システムの性能に関する懸念をはるかに上回るものになる（例えば、GDFが破壊されるほどの規模の隕石の直接落下など）という理由に基づいて、その不確実性を除外する。
5. 規制機関との間で、特定の不確実性を取り扱う様式化されたアプローチ（例えば、「参照生物圏」(reference biospheres) の採用など）を採用することに関する合意を成立させる。

上記の戦略を組み合わせて使用することで、NDA/RWMD は、性能評価の基礎となるモデル及びパラメータ値に伴う不確実性をどのように処理したのかを明確に示すことができる。安全評価モデルは、そのモデルを用いて計算された鍵となる性能尺度が残存する不確実性に対して相対的に見て感度を示さない場合に、「ロバスト」(頑健) であると言えることができる。いわゆる「崖っぷち」(cliff-edge) 効果が、モデル化の仮定や特定の入力パラメータの値または値の範囲に信憑性が認められる変化が生じた場合に、それによって当該評価の結果に基づいてなされる決定に変化が生じることが、あってはならない。このことは、評価の結果への信頼をもたらす上で不可欠なものであり、規制機関や公衆による監視に應えるためにも必要であろう。

これらの不確実性の特定と解析は、地層処分システムの性能が最も高い感度を備えているものであり、さらなるデータ収集及び科学的な理解の開発が必要とされている分野を特定する上で役立つ。図 2.1-4 に示したように、鍵となる不確実性に関する反復的な評価及び解析は、NDA/RWMD の研究開発とサイト特性評価プログラムの開発にとっての焦点となるほか (gESC のセクション 6.3 参照)、NDA/RWMD がどれほど多くの情報を入手する必要があるかを明らかにする上での手引きとなり得るものである。また、gESC のセクション 3.1.3 で検討したように、設計開発にも役立つことになる。特に NDA/RWMD にとっては、既に述べたように、NDA/RWMD の安全評価モデル化のロバスト性を阻害することになる不確実性を「設計から排除する」ことが可能となる。NDA/RWMD は、NDA/RWMD のプログラムの進展に応じて、重要な不確実性の一覧表を作成し、維持してゆく予定である (gESC のセクション 5.3 参照)。

④ PCSA：定量的な評価モデルの開発（3.2.2.4）

ある特定の地層処分システムの定量的な性能評価モデルを開発し、コンピュータ・コードで実行する作業は、5つのステップに分けて行われる（図 2.1-8）。以下において、この5つのステップについて説明する。モデルが構築された後、地層処分システムの挙動を調査し、様々な性能尺度の計算を行う目的で、構造化された計算の組み合わせが実行される（図 2.1-8には示されていない）。実行される可能性のある計算のタイプについては、gESCのセクション 3.2.2.5 で検討する。ここでは、モデル自体の構築とモデルのパラメータ化に焦点を合わせて説明する。

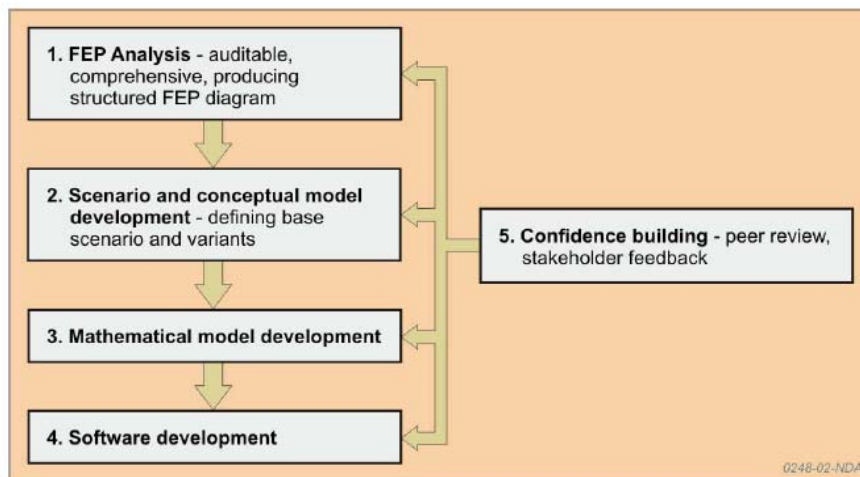


図 2.1-8 定量的な性能評価モデルの開発に向けたアプローチ（gESCの図 3.7）

性能評価プロセスは、GDFの長期的な環境安全性に影響を及ぼす可能性のあるFEPの広範な検討によって開始される。この検討は、特定の処分概念の性能との関連性の高いFEPを特定するか、既存の国際的なFEPリストを用いるという方法で実行される。その目的は、関連する可能性のある全てのFEPを組織的に分析し、それによって性能評価が、その対象としたものに関して包括的なものであることを確認する点にある。

以前にNirex社は、ILW、HLW及びSFに関する国際的なFEPリストのレビューと専門家の分析とに基づき、硬岩盤環境内でのILW処分に関する概念固有のFEPリストを開

発している²²。この作業については NEA が肯定的なレビューを示しており²³、NDA/RWMD は早い段階で行われたこの作業の成果を活用することになっている。さらに、多くの国内及び国際的なプログラムにおいて、広範な廃棄物タイプを対象とした FEP リストが開発されている。しかし過去 10 年ほどを見た場合、新たに特定された FEP はさほど多くないことにも、NDA/RWMD は注目した。このことは、早い段階での FEP 作業の包括性への信頼を抱かせるものである。

環境安全性に影響を及ぼす可能性のある特徴、事象及びプロセス (FEP)

NDA/RWMD は、今回の gESC のために新たな FEP 解析を特に行っていない。NDA/RWMD は、具体的なサイト及び設計作業を行った後で、NDA/RWMD の FEP リストの見直しを行う予定である。GDF に収容される廃棄物のタイプ、処分概念、さらには地質環境に応じて、新たな FEP が FEP リストに追加する必要性が生じる可能性はある。

NDA/RWMD は FEP を、評価の時間スケールにおいて発生する見込みの評価に応じて、次の 2 つのカテゴリのいずれかに分類している。

- 「**システムFEP**」：評価の時間スケールにおいて存在するか発生することが確実なものをいう。すなわち、判断された存在度または発生度は、1という確率で表すことができる。システムFEPの例として、放射性崩壊や収着が挙げられる。
- 「**確率論的FEP**」：評価の時間スケールにおいて存在するか発生する可能性があるが、発生しない可能性もあるものをいう。すなわち、判断された存在度または発生度は、1未満の確率で表すことができる。この確率論的FEPの例として、大規模な地震事象、意図せずにGDF内で実施される試錐、さらには立坑シール材の早期の劣化などが挙げられる。

また NDA/RWMD は、どの FEP が安全性にとって、さらには評価計算への組み込みにおいて潜在的な重要性を伴うのかの判断を行う。評価計算においてどの FEP が組み込まれているか、また組み込まれていないかをその排除の理由を添えて記録することにより、モデル開発者と規制機関やその他のステークホルダーが実施する当該評価の監査及びレビューに役立つ明確な枠組みがもたらされる。

シナリオ及び概念モデルの開発

シナリオの開発

シナリオは、地層処分システムの様々な将来に関する広範な記述と考えることができる。単一の統合的なモデルを用いてシステムを記述することができないか、記述することが不都合である場合、複数のシナリオが定義されることもある。シナリオ開発の主な目的を、次に列記する²⁴。

- 評価の範囲内で、完全性または十全性を証明する、またはそれらが確保できるように努める。
- 性能評価にどのFEPを組み込み、それらをどのように処理するのかを決定する。
- データ及び情報から、評価シナリオ、モデル、パラメータ値及び計算ケースに至る追跡可能性を提供する。
- 評価計算を構造化する。
- 評価及び評価結果の透明性を促し、包括性を改善する。
- 将来の作業に関する決定の手引きとなる。

これらの目的のうちの最初の2点は、FEP解析の一部としてカバーされている。地層処分システム性能に関連するFEPの解析によって、「ベース・シナリオ」が設定される。このシナリオは地層処分システムに見込まれる変遷について記述するものであり、ベース・シナリオから生じ得る逸脱に対応する一定数のバリエント・シナリオが設定される。このベース・シナリオでは、気体及び地下水を媒介とする放射性核種の放出の可能性が検討され、全ての「システムFEP」がその中に含まれている。「バリエント・シナリオ」は、発生するかどうかは確実ではないが、発生した場合にはGDFの性能に影響を及ぼす可能性のある確率論的なFEPに基づいて作成される。この種のバリエント・シナリオの例として、人工バリアの早期破損、臨界の成立、代替気候変化パターンなどが挙げられる。意図的でない人間侵

入に関連する FEP も、これらのシナリオに関する特定の GRA 要件に合わせて、バリエーション・シナリオの一つとして処理される。

NDA/RWMD は、Nirex 社が発表したシナリオ開発の方法論^{25, 26}を活用することにして
いる。このシナリオ開発の方法論が設定されたのは 2009 年の GRA 改訂前であったが、ベ
ース・シナリオとバリエーション・シナリオの評価アプローチは、「安全評価において定量化で
きない不確実性は、定量化できる不確実性とは切り離し、別途検討する」という GRA 要件
を満たすものである。NDA/RWMD は、特に今回の gESC のために包括的なシナリオ解析
を行っていないものの、既にベース・シナリオの解析は実施したほか、いずれの地質環境に
ある GDF にも関連する幾つかのバリエーション・シナリオ（例えば、人間侵入など）の検討を
行っている。

シナリオの開発では、評価計算の対象となる時間スケールを考慮する必要がある。これら
の時間スケールは、GDF に関連したピーク・リスクに関する NDA/RWMD の理解を明示で
きるよう選択される。NDA/RWMD の定量的な作業では一般に、算出した影響を 100 万年
後まで提示している。この 100 万年という期間は、その他の種類の開発プロジェクトの評
価で考慮される時間スケールをはるかに超えるものである。ただし、こうした期間を考慮に
入れた計算は放射性廃棄物処分に限られているわけではない。例えば、地質学、天文学及び
気候学の分野では、これと同じ程度かこれよりも長い期間が考慮されている。しかしこれら
のケースは科学研究を目的とするもので、規制基準との比較などを行うためのものではな
い。地層処分システムの環境安全性能に伴う不確実性は、時間の経過とともに増大する。生
物圏に含まれる不確実性と、閉鎖後期間に被ばくを受ける可能性のあるグループを評価す
るために必要な様式化されたアプローチ（後述の「概念的モデルの開発」を参照）に伴う不
確実性を考慮した場合、閉鎖後期間に関して算出される影響は、例示的なものすぎない。
しかも算出される影響は、その対象がはるかに遠い将来となるにつれて、より不確実なも
のとなってゆく。NDA/RWMD は、約 100 万年を超える時点に関する定量的な評価は、不確
実性が大きすぎるために、一般的に見て特別な意味を持たなくなると考えている。このため
はるかに遠い将来における安全性については、例えば、自然放射線レベルとの比較、補完的
な安全指標、バウンディング解析、ナチュラルアナログ及び考古学的なアナログなどから得
られる情報など（gESC のセクション 3.2.2.2 を参照）、その他の論拠を用いて NDA/RWMD
の計算の裏付けを行うことが重要である。

概念モデルの開発

概念モデルと数学モデルは、それぞれのシナリオごとに開発され、ソフトウェアを用いて実行される。IAEAはこの概念モデルを、次に示すように定義している²⁷。

「一つのシステム（またはその一部）を記述するために使用される1組の定性的な仮定。これらの仮定は通常、最低でも、システムの幾何学的形状及び寸法、初期条件及び境界条件、時間依存性、さらには関連する物理学、化学及び生物学的なプロセス及び現象の性質をカバーするものである」。

概念モデルは、利用可能なデータと、地層処分システムに影響を及ぼす物理的、化学的及び生物学的なプロセスに関する理解を反映したものであることが、重要である。概念モデルで使用される仮定は、お互いに、また特定のモデル化の目的の背景状況における既存情報と、整合しているべきである。

概念モデルは、以下に示すものを含め、システムの様々な構成要素の重要な側面を表現するものとして開発される。

- 「人工システム」：掘削された処分区域とそこに収容される物で構成され、その中には、廃棄物質、廃棄物パッケージ、緩衝材／埋戻し材及び構造材、さらには立坑及びアクセス坑道が含まれる。
- 「地圏」：GDFがその内部に建設される岩盤と、それを取り囲む地上にまで続く岩盤で構成される（例えば、gESCのセクション3.1.5.1のサイト記述モデルのリストなどを参照）。
- 「生物圏」：人間がアクセス可能な環境で構成される。その中には、土壌及び地表の岩石、地表水塊、海洋及び大気が含まれる。

また、この概念モデルでは、様々なFEPがどのような相互作用を示すのか、地層処分システムが時間の経過とともにどのような変遷を示すのかを考慮する必要がある。それぞれのシナリオに含まれる全てのFEPのモデル化に関する信頼を構築するために、様々なモデルを、異なるスケール及び異なる詳細レベルで使用する必要がある。これにより、図 2.1-9 に示したモデルの「階層」が設定されることになる。この図は線形のものである。またNDA/RWMDは、以下で検討するように、プロセスの結合や、地層処分システムの様々な構成要素間の相互作用についても、理解する必要がある。

モデル階層の最も高いレベルには、「トータルシステム・モデル」が位置する。このモデルは、放射線学的リスクなどの性能尺度を計算するために用いられる。トータルシステム・モデルを支援し、その基礎となる理解またはデータを供給するのは、それよりも詳細さのレベルが高く、システムの特定の側面または構成要素を取り扱う「プロセスレベル・モデル」である。これらのプロセスレベル・モデルから得られた理解は、その目的に見合った総合的なシステム性能の計算が可能になるよう、トータルシステム・モデルにおいて十分に表現される必要がある。しかし複雑なプロセスレベル・モデルが正当化できるのは、その裏付けとなるデータ及び理解が存在している場合のみである。このため NDA/RWMD は、NDA/RWMD の理解が深まり、それらをパラメータ化するためのデータの収集が進めば、NDA/RWMD の支援モデルの複雑さも高まるものと予想している。その一方で、モデルの複雑さの高まりと不確実性及び結果の信頼性との間にはトレードオフが存在することを、NDA/RWMD は認識している。NDA/RWMD は、複雑なモデルからの出力を比較的単純に解釈できる状況を今後も維持できるよう、支援モデルの複雑さの高まりと並行して、合理的に実行可能な範囲で単純なモデルを維持してゆく予定である。

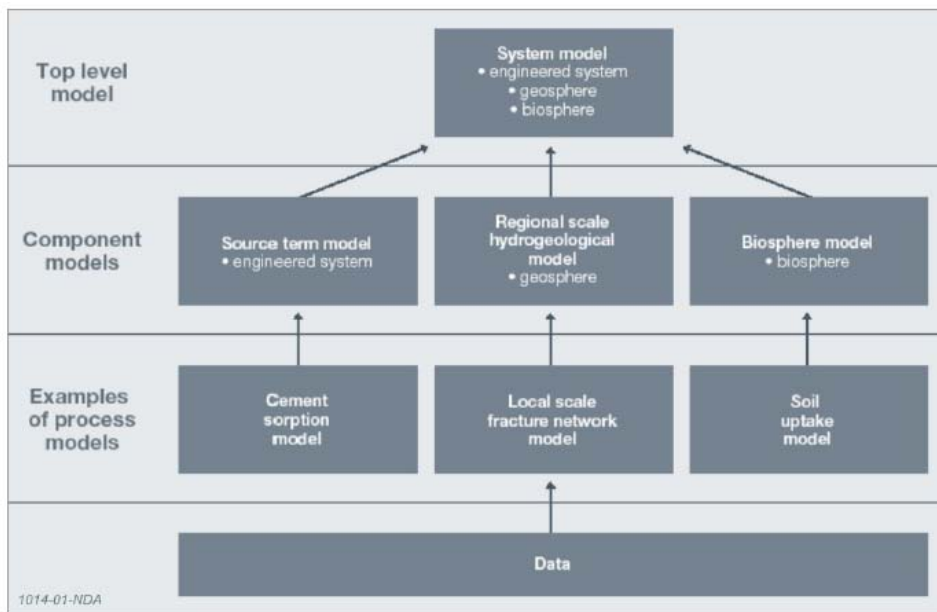


図 2.1-9 NDA/RWMD のモデル階層の例 (gESC の図 3.8)

理解が深まり、サイト固有並びに概念固有データの収集が進むにつれて、詳細な支援モデ

ルをより大規模に利用できるようになる可能性がある。これらのモデルは、NDA/RWMD のトータルシステム・モデルの基礎となる、鍵となる化学、力学、水理学、熱学、放射線学及び生物学的なプロセスとの間の結合を明示的に検討するためのものである。NDA/RWMD は、今回の gESC の場合、プロセスの複雑さ異なったレベルにおいて統合的な一連の計算を実行することが妥当であるとは、考えなかった。しかし NDA/RWMD の研究状況報告書には、より詳細なレベルでの概念モデルの説明が示されている。

性能評価に関する概念モデルの開発は、NDA/RWMD の研究開発プログラムと統合され、サイト調査が開始された後の段階で、gESC のセクション 3.1.5.1 で検討したサイト記述モデルの開発と統合されることになる。一部のケースでは、最も妥当なモデル表現において不確実性が存在することになる。例えば、特にサイト特性評価の早期段階において、EBS から放出される放射性核種が接近可能環境に移行する可能性のある経路について、著しい不確実性が生じることが考えられる。

NDA/RWMD は、サイトに関する NDA/RWMD の理解が深まるにつれて、この種の不確実性が徐々に低減してゆくものと予想している。また NDA/RWMD は、性能評価の枠組みにおける代替概念モデルの実行及び解析を通じて、モデル不確実性の評価を行う。このために取り得る手段については、文献²¹で検討されている。これらの代替概念モデルはいずれも NDA/RWMD のシステム FEP を表現するものであるが、地圏パラメータに含まれる不確実性を考慮するために、複数の異なる潜在的経路が含まれることもある。

地上環境の将来に生じ得る変遷をモデルに組み入れることは特に困難であり、遠い将来に居住する人々が GDF から放出された放射能にどのような方法で被ばくするのかは、きわめて不確実である。現在の状況に関する OESA での評価では、現時点での発生が観察できる放射能に基づき、最も高い線量当量を受けると予想される住民に含まれる個人を代表する決定グループを、定義することができる。この決定グループは、環境許可取得期間全体を通じて考慮される。この期間には、GDF に関連する人間活動を監視し、必要に応じて管理措置を講じることができる。しかし、環境許可が終了した後、すなわち GDF の能動的かつ制度的な管理が終了した後の期間では、あらゆる数及び方法による地上環境の推移並びに人間及び環境との相互作用の推移が生じる得ることになる。この不確実性の一部は、GDF への意図的でない人間侵入を取り扱うものなど、バリエーション・シナリオの開発を通じて処理されている。またベース・シナリオの枠内では、生物圏の変遷に関する不確実性は、一定数の「潜在的被ばくグループ」(PEG) の検討を通じて処理される。このグループに関しては、

特定の生活様式または活動を通じて生じる可能性のある線量／リスクについて具体的に説明するために、その振る舞いとこれらのグループが相互関係を持つ環境が「様式化」されている。この様式化されたアプローチでは、一般的に見て妥当であるか明確に保守的であるかのいずれかの仮定の組み合わせが利用される。この方法は、遠い将来に実際に生じる出来事に関する固有の情報が存在しないケースにおける対処法として、環境規制機関によって受け入れられている。NDA/RWMD は国際的なガイダンス²⁸に合わせて、また一連の「参照生物圏」に基づき、潜在的被ばくグループを定義している。こうした参照生物圏はそれぞれ、生物圏に関する代替概念モデルと考えることができる。

潜在的被ばくグループの選定は、潜在被ばく経路の範囲がカバーされ、人々の習慣が検討対象とされている地質環境に適合したものとなるように配慮して、実行されている。NDA/RWMD が考えている潜在被ばく経路には、水の飲用、農作物の摂取、動物製品及び魚類の摂取、粉塵の吸入及び直接的な外部照射などが含まれる。潜在的被ばく経路の範囲とそれらの経時的なばらつきを表現するためには、1 回の評価で使用するために複数の潜在的被ばくグループを定義することが妥当であろう。GDF サイトに関する知識が増えるのにつれて、より高度な解析を用いて、NDA/RWMD の潜在被ばくグループの定義の裏付けを行うことができるようになる。その中にはおそらくは、集水域スケールのモデル化も含まれることになる。

今回の gESC の場合、地上環境に関して設定された仮定はこのアプローチと一致したものであるが、それぞれのシナリオのモデル化は、現地の帯水層にまで掘り下げられた井戸を含む現地資源を合理的な範囲で最大限に利用する一つの農業コミュニティの 1 人の成人構成員に基づき、単一の被ばくグループのみを考慮するよう単純化されている。この潜在的被ばくグループは、地下水系路を通じて生物圏に放出される放射性核種の濃度が最大になる区域に居住していると仮定されている。

数学モデルの開発

概念モデルが開発された後で NDA/RWMD は、当該概念モデルに組み込まれる様々なプロセスを表示するために、コンピュータ・コード内に導入された数学方程式を利用することができる。これにより NDA/RWMD は、性能の定量的な評価を実行する手段を入手することができる。

前述のように NDA/RWMD は、様々な複雑さのレベルでシステムのモデル化を行うことに価値があると、考えている。数学モデルの開発の面から見るとこのことは、例えば、ある特定のシステムまたは当該システムの構成要素を取り扱う所定の概念モデルに関して、複雑な数値モデル化を補完するために単純な解析式を利用することなどにより理解の向上が可能となることを意味する。これを実行するための方法の一つが、文献 20 (第 3 巻の第 8 章) で説明されている。NDA/RWMD のモデル開発の鍵となる目的の一つは、シナリオ開発プロセスで特定された FEP を、物理学、化学、長さスケール及び時間の面で適切な複雑さのレベルで表現するために、様々な異なる詳細さレベルのデータ及び理解を一つにまとめることである。

ただし今回の gESC では、PCSA 計算の実施に採用した方法は比較的単純なものであり、NDA/RWMD は異なる複雑さのレベルに基づく計算を行うことが妥当であるとは考えなかった。

ソフトウェア・モデルの開発と検証及びモデルの確証

NDA/RWMD は、NDA/RWMD のモデル化目標と概念モデルの数学的表示のタイプに応じて、定量的なモデル化の実行に多種多様なソフトウェアを利用している。その一部は NDA/RWMD が使用するソフトウェア・パッケージで当初から提供されている機能であり、その他の機能は NDA/RWMD 自身が組み込んだものである。

一つのコンピュータ・コードにおいて一つの数学モデルを実行する場合、当該コードがその数学モデルを正しく実行することを確認するために、適切な品質状態のもとでそのコンピュータ・コードのテストを実施する必要がある。これは「ソフトウェア検証」と呼ばれ作業である。理想的に見た場合にこの検証は、複数のコードにおいて 1 つのモデルを独立した形で実行することによる、あるいは複数のモデル化チームによる裏付けを得ることになる。このために NDA/RWMD は、国際的なコード比較及びベンチマーキング作業に参加している²⁹。

一方で「モデル確証」は、ソフトウェア検証とは異なり、モデル開発サイクル全体に適用されるものであり、ある特定の目的において、数学モデルと、コンピュータ・コードにおけるその実行が、現実のシステムを適切に表示するかどうかを明らかにするプロセスである。図 2.1-9 に示したモデル階層の比較的低いレベルに位置するモデルの場合、モデル予測を、

NDA/RWMD の研究開発及びサイト特性評価プログラムで得られた研究所データ及び／または実データと比較することにより、この確証を実行することができよう。これらのプログラムは、代替モデル化仮定の区別する上で役立つデータを収集するためにも利用できる。モデル階層の比較的高いレベルのモデルの場合、このモデル確証プロセスは、その他のアプローチに依拠しなければならない。これは、NDA/RWMD が評価モデルを実行する時間スケールでは、実験を行ったり実地データを収集したりすることが困難なためである。この種の確証プロセスには、評価モデルが目的に適ったものであることを明示することが含まれる。その方法としては、gESC のセクション 3.2.2.3 で概略的に述べた方法を使用することや、この評価モデルが、モデル化階層の比較的低いレベルで組み込まれた（そしてより伝統的なモデル試験方式の対象とすることが可能な）様々なプロセスの合理的または保守的な表現をどのような方法で提示するのかを示すことが挙げられる。

サイト選定プロセスの後の段階において PCSA のためにどのようなコンピュータ計算ツールが用いられるかを明言することはできない。その理由として、この種のツールは、原子力産業の内外で利用されているものであり、現在も継続的な開発及び更新が進められていることが挙げられる。NDA/RWMD は、PCSA のそれぞれの更新が行われる時点で利用可能な業界基準ツールを用いて、システム評価計算を実行することになる。しかし NDA/RWMD は、NDA/RWMD が管理しなければならない廃棄物に固有の、さらには NDA/RWMD が検討する処分概念に固有の問題に対処する必要がある場合には、何らかのタイプの支援計算を実行するために NDA/RWMD 独自のツールの開発を継続する可能性もある（その例として、臨界安全評価、気体の発生及び移動などに関するものが挙げられる）。

モデル化におけるデータの利用

モデル化の有効性は、モデル品質に依存するだけでなく、モデル化で使用されるパラメータ値（並びに不確実性の範囲）の有効性と、これらの値（並びに不確実性の範囲）が導出されるもとなったデータの有効性にも依存する。データ及びモデルのパラメータ値は目的に見合ったものとされる必要がある。またデータの受入れのための NDA/RWMD の品質保証手順によって、計算の目的が確実に果たされるようになっており、モデル化対象となる条件と、空間及び時間的な範囲が考慮に入れられる。モデル化に使用されるパラメータ値の受入れチェックにおいて、これらの値の基礎となっているデータの出所と、その出所に関連し

て何らかの限界が存在する場合には、それが考慮される。NDA/RWMD の品質管理手順である「PRWI30」³⁰により、この種の問題がカバーされている。また NDA/RWMD は、この手順を、今回の gESC における PCSA 計算³¹の実行に適用している。この点については、gESC のセクション 3.3.5 も参照のこと。

モデル計算で使用されるパラメータ値は、それが妥当な場合に、一つの形式に基づく手順を用いて記録される。NDA/RWMD が記録するのは、次に挙げる種類の情報である。すなわち、パラメータの名称及び定義、単位（可能な場合には必ず SI 単位が使用される）、モデル、コード及び背景状況、利用可能なデータ及び参照資料、推奨される値とその正当化、割り当てられた不確実性または確率分布関数、その他のパラメータへの依存性（相関関係）、そして適用可能性である。今回の gESC の一部を形成する PCSA 計算の場合、この種の情報、NDA/RWMD のコンピュータ・ソフトウェアでのモデル実行の枠内で記録されている。またこのモデルの実行は、レビュー担当者が利用できる状態に維持される。

将来的には、地質学、化学及び／または生物圏パラメータの値の詳細を記録するなど、その他の目的のために別のパラメータ・データベースが開発される可能性もある。この種のデータベースは、最初のうちは既存の国内及び国際的なデータベースに依拠することができるが、最終的には英国の廃棄物及び条件に固有のものとする必要がある。NDA/RWMD のプログラム開発が進むにつれて、これらのデータベースにはますます多くのサイト固有のパラメータ値が組み込まれることになり、ジェネリックな数値に頼る必要性は低減してゆこう。また NDA/RWMD のサイト調査プログラムを支援する目的で開発されたデータ管理システムがある場合、評価モデルを支援するために開発されるサイト固有のパラメータ・データベースがそれらにリンクされることになる。

NDA/RWMD は、NDA/RWMD のモデル化に使用される最重要パラメータの値に関する信頼を構築するために、専門家グループを含めた正式な専門家の意見聴取方法を採用している。NDA/RWMD はこの種の専門家の意見聴取を統括する具体的な管理手順を設定していないが、Nirex 社³²が開発し、国際的な良好事例³³とも一致している正式なプロトコルを利用するつもりである。例えば、専門家から提供された助言の論拠を記録しておくことの重要性と、パラメータを使用する計算を通じて不確実性を伝播させる必要性を、NDA/RWMD は認識している。

今回の gESC において NDA/RWMD は、PCSA 計算（gESC のセクション 5.2.2 で検討されている）に用いられた地質環境に関連するパラメータ値については、正式な専門家の意

見聴取を利用する必要はないと考えた。今回のような GDF 実施プログラムにおけるジェネリックな段階では、これらのパラメータに、NDA/RWMD が対処する必要のある様々な地質環境に適した一定範囲の値を割り当てるのが妥当であると、NDA/RWMD は判断した。

信頼の構築

gESC のセクション 3.2.2.3 で検討したように、定量的なモデル化プロセスに関する信頼を構築する作業の重点は、NDA/RWMD が関連する不確実性を特定したことの立証と、評価の結果が**不確実性に対してロバストなものであること**の立証に置かれている。

モデル開発プロセスでは、包括的な FEP 解析と構造化された不確実性処理を伴う、組織的な方法が用いられている。上述したソフトウェア検証とモデル確認も、この点において鍵となる要素である。信頼を構築する上で有効なもう一つの手段として、パラメータ値及びパラメータ値の不確実性の根拠に関する明確な説明が含まれており、品質管理を受けているパラメータ・データベースを開発することが挙げられる。

NDA/RWMD はこれ以外にも、プロセスの鍵となる部分と ESC 文書全体に関するピアレビュー、さらには独立した正式な精査（例えば、規制機関による NDA/RWMD の作業の審査など）を利用することになる。その目的は、PCSA の適用範囲とプレゼンテーションに関するレビューを行い、将来の更新のためにフィードバックを提供することにある。今回の gESC 総括報告書の草稿とそれを支援する安全評価は、正式な外部ピアレビュー並びに規制レビューの対象となっている。

これらのモデルが寄与する閉鎖後安全評価への信頼を NDA/RWMD がどのように構築してゆくのかに関する詳細は、gESC のセクション 5.2.1.3 で取り扱った。

⑤ PCSA の利用 (3.2.2.5)

NDA/RWMD は、NDA/RWMD の閉鎖後モデル化を通じて、一定範囲の鍵となる「**安全指標**」の計算を行っている。ここでいう安全指標とは、特定の安全性の側面について、安全性が確保されていると証明することのできる（あるいは少なくとも一般に安全と考えられている）参照値との比較を通じて、地層処分システムの総合的な性能尺度を示すものである。NDA/RWMD が採用を検討している安全指標には、次のものが含まれる。

- 長期的な放射線量率及びリスク（主要な規制安全尺度）。

- 生物圏内の放射能毒性または化学毒性を備えた元素の時間の経過にわたる濃度。
- 地圏から生物圏への長期的な放射能毒性フラックス。

文献³⁴に、これらの指標についての説明と、一定範囲の地質環境及び処分概念に関するその利用例が示されている。

ここでは、今回の gESC を支援するために実施された PCSA 計算³¹において経過にわたる放射線学的リスクを取り扱う (gESC のセクション 5.2.2.2 を参照)。

また NDA/RWMD は、NDA/RWMD の閉鎖後モデル化を通じて、一定範囲の鍵となる**安全指標**の計算を行っている。この安全指標により、システムの理解の形成を支援する 1 件のシステム構成要素または複数の構成要素に関する性能尺度が示される。

NDA/RWMD が採用を検討している安全指標には、次のものが含まれる。

- 地層処分システムの構成要素に含まれる時間の経過にわたる放射エネルギー。
- 地層処分システムの構成要素内の長期的な放射能毒性インベントリ。
- 地層処分システムの構成要素からの時間の経過にわたる放射能毒性フラックス (例えば、GDFから地圏へ)。
- 地層処分システムの構成要素から、ある特定の時点までに生じる累積放射能毒性フラックス。
- 「GDFから放出された放射エネルギー」を「処分された放射エネルギー」で割った、時間の経過にわたる汚染係数。
- 地層処分システムの構成要素を通じた移行時間。

これらの指標は、放射性核種がどのように、またどれほどの量で、多重バリア・システムを通じて時間の経過とともに移動するのかなどの問題を、検討するものである。文献³⁴に、これらの指標の説明と、一定範囲の地質環境及び処分概念に関するその利用例が示されている。また NDA/RWMD の研究状況報告書にも、役立つ可能性のある安全機能指標のその他の例が示されている。ここでは、今回の gESC を支援するために実施された PCSA 計算³¹に用いられた時間の経過にわたる放射性核種フラックスを示す。

NDA/RWMD は、定量的なモデルの結果がモデル仮定及びパラメータ値に対して備える

感度を評価するための解析を実行する。これらの感度解析は、その結果と評価されたシステムの安全性がロバストなものである点についての信頼を構築する一方で、NDA/RWMD の理解を深め、不確実性を低減させ、将来の作業プログラムの理解を改善することが最も必要とされる分野を特定する上でも、重要である。

閉鎖後安全解析は、プログラムの様々な段階で適切な決定が下されるようにするために、gESC のセクション 3.1.2 で説明した NDA/RWMD の最適化及びオプションニング作業への情報提供も行う。

gESC のセクション 2.1 で概略的に説明した MRWS サイト選定プロセスの机上調査段階において、NDA/RWMD の閉鎖後安全解析能力によって、候補サイトにおける地質環境が GDF を立地する上で適格なものであり、地上調査を実行する価値があるかどうかの判断が支援される必要がある。

サイト調査に先立つ段階では、どのような評価も、調査対象となるサイトに関する既に利用可能なデータのみに基づくものとなる。複数の候補サイトが存在する場合、それぞれのサイトに関して利用可能なデータの量に差が生じる可能性があり、この点に関する対策を講じる必要がある。1 ヶ所のサイトに利用可能なデータがほとんどない場合、多くの利用可能なデータを備えたサイトの場合に比べて、その評価はあまりにも単純なものに見える可能性がある。この場合、この種のサイトに関する評価結果は、多くの利用可能なデータを備えたサイトの場合と比べて、より大きな不確実性を伴うことが考えられる。しかし NDA/RWMD は、自分たちが環境安全要件を満たすことが見込まれる地質環境にとって適切な GDF に適した処分概念を開発する能力を備えていることを確信しており、その確信が、1 ヶ所の候補サイトに関するデータの現時点での利用可能性のみに結び着いていることはあり得ないため、データの少ないサイトが机上調査段階で肯定的に評価されることも、依然としてあり得ることである。また、NDA/RWMD の評価ではそれぞれのサイトに関して ESC を作成する際の困難度を検討することになるが、gESC のセクション 2.1 で検討したように、これは他の要素との釣り合いにおいて判断されるべきものであること、またどのサイトが MRWS サイト選定プロセスの次の段階に進むべきかを決定するのは英国政府であることは、指摘しておくべきであろう。

(3) 管理戦略 (3.3)

a. 健全な科学と良好な工学事例の適用 (3.3.2)

NDA/RWMD は、セーフティケース開発を支援する NDA/RWMD の作業の全てに健全な科学が適用されるようにするために、また本セクションで記述する管理構造及びプロセスが健全な科学及び良好な工学事例が適用されていることの証明に寄与するようにするために、様々な方法を利用することができる。特に NDA/RWMD の評価チーム、研究開発チーム及びエンジニアリング・チームは、次に挙げるような手段を用いて、英国内外における放射性廃棄物管理及び処分に関する科学的及び工学的な進展に関する理解を維持している。

- NDA/RWMDだけでなく契約業者がその他のプログラムのために実施した作業。
- 外国における、さらには国際的な (IAEA、NEA及びECなど) 廃棄物管理プログラムとの協力及び連絡協定。及び
- NDA及びそのサイト認可事業者によるその他の廃棄物管理プログラムとの相互交流。

この種の進展に関する知識は、過去の決定の見直しを含めた最適化及びオプションアラインメント解析、さらには ESC の将来の更新の計画設定において活用されることになる。

GRA 及び放射性廃棄物処分施設の設計に関する良好事例に従い、NDA/RWMD の設計及び安全戦略では、多面的な機能を備えた多重バリア及び複合構成要素が採用されている。また NDA/RWMD の設計作業は、可能であれば別の施設で実証済みのロバストかつ十分に確立された技術に基づくものである。さらに NDA/RWMD の設計戦略は、閉鎖後期間における安全性の確保において人間の行為に依拠しないだけでなく、操業期間においても人間の行為への依拠が最小限にされている。これらは、gESC のセクション 3.1.1 で概略が示されているように、NDA/RWMD の総合的な安全理念にとっての鍵となる側面である。

健全な科学の適用に従い、ESC 及びそれを支援する評価は、IAEA や NEA^{35, 36}が示しているように、国際的に受け入れられている方法論に適合した正式開発プロセス (gESC のセクション 3.2) に基づいたものとされている。様式化された評価方法を採用することで、必要な全ての側面がカバーされることになり、また不確実性の組織的な処理が求められる。例えば、シナリオ開発を支援する目的での一つの FEP リストと正式な FEP 解析を利用することで、全ての FEP が確実に考慮に入れられることになる。またこれは、プロジェクト内で

の意思疎通のメカニズムとしても機能する。反復的な FEP 解析と、意図的でない人間侵入などの事象のモデル化に使用される保守的なアプローチとを組み合わせることで、NDA/RWMD の評価において、生じ得る将来の状況が包括的にカバーされることになる。NDA/RWMD の環境安全評価モデル化は多くの場合、RWMD の内部で、また少人数のチームによって実施されている。これにより、RWMD の内部で、さらには ESC 契約業者との間で、良好な連絡が確実に存在するようになるだけでなく、NDA/RWMD の ESC にとって核となるこの構成要素の管理及び理解を NDA/RWMD の手に確保することができる。

NDA/RWMD は、ESC の開発に当たり、また関連する研究開発及び工学研究において、国際的な経験の豊かな幾つかの契約業者と協力している。これらの契約業者は、多くの国内及び海外の放射性廃棄物管理プロジェクトで活動してきた経験を有する。NDA/RWMD の作業は、世界各地で行われている多くのプロジェクトにおける GDF 設計や環境評価の検討に基づくものであり、また必要に応じて、例示計算のために選定されたパラメータ値は、複数のプロジェクトを通じた専門家の判断を整理統合したものとなっている。さらに、これらの計算の基礎となる設計では、十分に確立され、十分に理解された構成要素や技術が用いられており、そのためのモデル及び評価データは、一定数のプログラムで確立されたものである。

最近になって NDA/RWMD が実行した処分概念オプション研究^{15, 16, 37, 38}とジェネリックな設計研究³⁹については、gESC のセクション 3.1.3 で検討した。NDA/RWMD の工学設計プロセスにより、『処分システム機能仕様書』⁴⁰及び『処分システム技術仕様書』¹⁷に示された要件が、将来の処分概念オプション研究と GDF 設計作業において確実に取り扱われるようになる。また将来の設計作業に対しては、候補サイトにおける調査結果、英国放射性廃棄物インベントリの変更、さらには候補サイトにおけるステークホルダー及び現地自治体の関与の結果を通じた情報提供がなされる。例えば、候補サイトが特定されれば、当該サイトを対象とした処分概念の検討を実施することができるようになる。これらの概念に基づき、サイト調査の結果やその他の情報を組み込んだサイト固有の設計作業は、MRWS サイト選定プロセスが GDF の実現に向けて進むのに応じて、漸進的に、また詳細さの度合いを高めながら、実施されることになろう。「処分システム仕様」の変更は、正式の変更管理プロセスを通じて管理される⁴¹。

NDA/RWMD の評価における不確実性の組織的な処理は、GRA の要件に一致した形で実施されている。不確実性解析では、認識された空間的及び時間的な変動によって生じ得る影

響と、評価計算に伴う不確実性が検討される。この種の解析の目的の一つは、ベース・シナリオで取り扱われている地層処分システムに予想される全体的な性能にかかわらず、人工バリアまたは天然バリアにバリエーション・シナリオで記述されているような予想外の性能低下が長期間にわたって生じたとしても、規制ガイダンスに整合した一定のレベルの安全性が確保されることを、さらにはいかなる不確実性もセーフティケースを損なうものではないことを、明示することにある（gESC のセクション 3.2.2.3 及び 3.2.2.4 を参照）。NDA/RWMD は、研究開発、設計及びサイト特性評価作業を通じて、ESC 及び環境安全評価計算への信頼を構築するために、最大限の努力を行っている。評価結果に含まれる不確実性を低減するための研究開発、設計及びサイト特性評価研究が実行される予定である。このことは、不確実性の重要性と不確実性の低減が成功する見込みをコストと比較対照する分析によっても正当化されている。

NDA/RWMD の作業では、他の多くの廃棄物管理組織が利用している標準的なツールを解析に適用している。gESC のセクション 4.3 で説明するように、ジェネリックな段階の場合、このツールには OESA 計算に使用される PC-CREAM⁴²や PCSA に使用される GoldSim^{43, 44}が含まれる。

また gESC のセクション 3.3.5 で検討するように、NDA/RWMD の評価の結果として作成された提出文書のピアレビュー及び精査、また研究開発及び工学研究は、健全な科学と良好な工学事例の利用が確実に実行されるようにする上で役立っている。作業品質の管理に使用されるその他の手段としては、タスク仕様に関する内部及び外部レビュー（「ピアレビュー」）、NDA/RWMD の契約業者から示された提案のレビュー（提案された評価、実験及び／または設計プロトコルのレビューを含む）、さらには NDA/RWMD と契約業者が協力して、提案された作業に適した品質管理システムを設定することなどが挙げられる（gESC のセクション 3.3.5 を参照）。

gESC のセクション 3.2.2.4 で指摘したように、gESC 報告書の草稿に対して、正式な外部ピアレビューが実施されている。

2.1 英国の略語

MRWS, Managing Radioactive Waste Safely

ONR, Office for Nuclear Regulation

EA, Environment Agency

NRW, Natural Resources Wales

DoENI, Department of the Environment Northern Ireland

SEPA, Scottish Environment Protection Agency

NDA, Nuclear Decommissioning Authority

RWM, Radioactive Waste Management Limited

GDF, Geological Disposal Facility

GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation

gDSSC, generic Disposal System Safety Case

gESC, generic Environmental Safety Case

2.1 参考文献

- 1 DEFRA, BERR and the devolved administrations for Wales and Northern Ireland, Managing Radioactive Waste Safely: A Framework for Implementing Geological Disposal, June 2008
- 2 Department of Energy and Climate Change, Implementing Geological Disposal – A framework for the long-term management of higher activity waste, URN 14D/235, July 2014
- 3 “The Nuclear Installations Act”, 1965
- 4 Environment Agency and NIEA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation, February 2009
- 5 Office for Nuclear Regulation and Environment Agency, Joint Regulatory Scrutiny of RWMD’s Work Relating to Geological Disposal of Higher Activity Radioactive Waste: Regulatory Review of the Generic Disposal System Safety Case. GENW1211BVDX-E-E, Issue 1, December 2011
- 6 “Radioactive Substances Act”, 1993
- 7 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: An overview of the generic Disposal System Safety Case, NDA Report NDA/RWMD/010, December 2010
- 8 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Generic Environmental Safety Case main report, Report no. NDA/RWMD/021, December 2010
- 9 Nuclear Energy Agency, Post-Closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose. NEA Report Number 3679, ISBN 92-64-02075-6, OECD/NEA, Paris, 2004
- 10 IAEA, Geological Disposal of Radioactive Waste: Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series, WS-R-4, OSBN 92-0-105705-9, IAEA Vienna, 2006.
- 11 NDA, Geological Disposal: Response to regulatory review of generic Disposal System Safety Case, NDA Response no.16744830, June 2012
- 12 Radioactive Waste Management, Environmental Safety Manual, RWM14-71 Revision 0, April 2015 (unpublished)
- 13 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Overview of the Generic Disposal System Safety Case, DSSC/101/01, December 2016
- 14 Office for Nuclear Regulation and Environment Agency, Pre-application advice and scrutiny of Radioactive Waste Management Limited: Joint regulators' assessment of the 2016 generic Disposal System Safety Case, November 2018
- 15 Baldwin, T., Chapman, N. and Neall, F., Geological Disposal Options for High-Level Waste and Spent Fuel. Contractor report to NDA, January 2008.
- 16 Hicks, T., Baldwin, T., Hooker, P., Richardson, P., Chapman, N., McKinley, I. and Neall, F. Concepts for the Geological Disposal of Intermediate-Level Radioactive Waste. Galson Sciences Ltd Report to NDA No.0736-1, April 2008
- 17 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Generic Disposal System Technical Specification, NDA Report NDA/RWMD/044, 2010
- 18 United Kingdom Nirex Limited, Generic Repository Studies, Post-closure Performance Assessment, Nirex Report N/080, 2003
- 19 United Kingdom Nirex Limited, The viability of a phased geological repository concept for the long-term management of the UK’s radioactive waste, Nirex Report N/122, 2005
- 20 United Kingdom Nirex Limited, Nirex 97: An Assessment of the Post-closure Performance of a Deep Waste Repository at Sellafield, Nirex Science Report S/97/012, 1997.
- 21 Crawford, M.B. and Galson, D.A., The Treatment of Uncertainty in Performance Assessment and Safety Case Development: Synthesis of PAMINA RTDC-2. PAMINA Deliverable D2.3.1, Galson Sciences Ltd. Report No.D2.3.1, 2009

- 22 L. E. F. Bailey and D. E. Billington, Overview of the FEP Analysis Approach to Model Development, Nirex Science Report S/98/009, 1998.
- 23 Nuclear Energy Agency, Nirex Methodology for Scenario and Conceptual Model Development: an International Peer Review. OECD/NEA, Paris, 1999
- 24 Nuclear Energy Agency, Scenario Development Methods and Practice: An Evaluation Based on the NEA Workshop on Scenario Development, May 1999, Madrid Spain. OECD/NEA, Paris, 2001
- 25 United Kingdom Nirex Limited, Overview Description of the Base Scenario Derived from FEP Analysis, Nirex Report S/98/011, 1998
- 26 United Kingdom Nirex Limited, Development and Application of a Methodology for Identifying and Characterising Scenarios, Nirex Science Report S/98/013, 1998.
- 27 IAEA, IAEA Safety Glossary – Terminology used in Nuclear Safety and Radiation Protection – 2007 Edition. IAEA, Vienne, 2007
- 28 IAEA, “Reference Biospheres” for Solid Radioactive Waste Disposal. Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOSphere Modelling and ASSESSment (BIOMASS) Programme. IAEA-BIOMASS-6. ISBN 92-0-106303-2, IAEA, Vienna, 2003
- 29 FORGE website: <http://www.forgeproject.org>
- 30 NDA, MPR01: Procedure for the Control of Documents; RWPR37: RWMD Additional Document Control Requirements; RWPR37-WI06: Document Reviews; RWPR37-WI07: Review and Scrutiny of Deliverables; RWWI30: Checking of Computer Calculations
- 31 NDA, Geological Disposal: Generic Post-Closure Safety Assessment, Report no. NDA/RWMD/030, December 2010
- 32 United Kingdom Nirex Limited, A Procedure for Data Elicitation in Support of Performance Assessments. Nirex Report N/132, 2006, Nirex Science Report S/98/013, 1998.
- 33 Bolado, R., Badea, A. and Poole, M., Review of Expert Judgement Methods for Assigning PDFs. EC PAMINA Milestone Report M2.2.A.3, 2009
- 34 Becker, D.-A. (Editor), Cormenzana, J.L., Delos, A., Duro, L., Grupa, J., Hart, J., Landa, J., Marivoet, J., Orzechowski, J., Schroder, T.J., Vokal, A., Weber, J., Weetjens, E and Wolf, J., Safety Indicators and Performance Indicators. EC PAMINA Deliverable D3.4.2, 2009
- 35 International Atomic Energy Agency, Geological Disposal of Radioactive Waste: Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series, WS-R-4, IAEA, ISBN 92-0-105705-9, 2006
- 36 Nuclear Energy Agency, Post-Closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose, NEA Report Number 3679, NEA, ISBN 92-64-02075-6, 2004.
- 37 M. J. White, T. Hicks, T. D. Baldwin and P. Hooker, Engineered Barrier Materials for Geological Disposal Facilities, Galson Sciences Report for the NDA 0828-1, April 2008
- 38 S. P. Watson, R. Metcalfe, T. McEwen and U. Michie, Identification of How Aspects of the Nirex PGRC Would Differ if Adapted to Alternative Geologies, Quintessa Report for the NDA QRS-1338A-1, March 2007
- 39 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Generic disposal facility designs, NDA Report NDA/RWMD/048, 2010
- 40 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Generic Disposal System Functional Specification, NDA Report NDA/RWMD/043, 2010
- 41 NDA, Geological Disposal Facility Concept Change Management. NDA Report No. RWPR40, Revision 1, December 2008

- 42 Health Protection Agency, The Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment used in PC-CREAM 08. HPA Report No.HPA-RPD-058, Chilton, November 2009
- 43 GoldSim Technology Group, GoldSim Probabilistic Simulation Environment User's Guide, Version 10.1, GoldSim Technology Group, January 2010
- 44 GoldSim Technology Group, GoldSim Contaminant Transport Module User's Guide, Version 5.1, GoldSim Technology Group, January 2010.

2.2 フィンランドにおけるセーフティケースの概要

2.2.1 フィンランドの調査対象文書

フィンランドでは使用済燃料処分の実施主体による使用済燃料処分場のサイト選定が1983年から行われ、1999年にポシヴァ社はエウラヨキ自治体オルキルオトを処分場のサイトとして選定し、フィンランド政府に対して原則決定の申請を行った。2000年の政府原則決定、2001年の国会による承認により、オルキルオトが処分場サイトとして決定した後、ポシヴァ社は2004年に地下特性調査施設（ONKALO）の建設を開始し、並行して地下の特性調査を行い、それおらの成果等も踏まえて2012年には処分場の建設許可を申請した。規制機関である放射線・原子力安全センター（STUK）による審査を経て、2015年に政府はポシヴァ社に建設許可を発給し、ポシヴァ社は2016年に処分場の建設を開始している。ポシヴァ社は2020年代前半に処分場の操業許可を申請する予定となっている。

フィンランドの地層処分事業の実施体制を図 2.2-1 に示す。

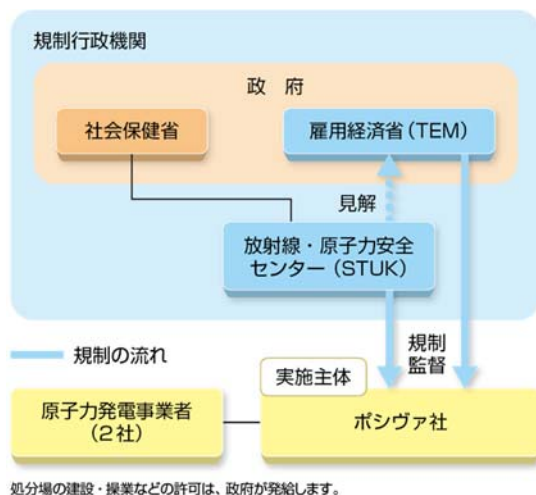


図 2.2-1 フィンランドの地層処分の実施体制

フィンランドでは処分場の建設許可、操業許可の段階において、処分場の長期安全性に係るセーフティケースを提出することを事業者に対して要求しており、ポシヴァ社は2012年の建設許可申請時にセーフティケース（TURVA-2012）を提出している。STUKはポシヴァ社の建設許可申請書に対する審査の一環として、セーフティケースを対象とした審査もを行い、決定文書（「オルキルオトでの使用済燃料処分に関する建設許可段階の閉鎖後セーフティケースのSTUKによる審査」STUK-B 197）を公表している。2020年前半に予定されている操業許可の申請時においても建設許可の段階と同様に、ポシヴァ社は更新したセー

フティケースを提出し、STUK が審査を行う予定となっている。

本節では以下について情報を整理する。

- セーフティケースに係る規制要件 (2.2.1 節)
- 事業者が公開しているセーフティケースに関する文書体系 (2.2.2 節)
- 事業者が公開しているセーフティケースの全体を総括した概要 (2.2.3 節)
- 規制機関等による事業者のセーフティケースに対するレビューの概要 (2.2.4 節)
- 事業者によるセーフティケースの公表や規制機関等によるセーフティケースのレビュー等のセーフティケースに関する事業者及び規制機関等の今後の予定 (2.2.5 節)

2.2.2 セーフティケースに関する要求事項

フィンランドの長期安全性及びセーフティケースに係る要求事項が示された原子力令、STUK-Y4-2016 及びガイド YVL D.5 について、セーフティケースに関する条文を表 2.2-1 に示す。なお、STUK ガイド YVL D.5 原子力廃棄物の処分¹⁾は 2018 年 2 月に改訂されているが、フィンランド語版のみしか公表されていないため、2013 年に発行された内容を示していることについて留意されたい。

表 2.2-1 長期安全性、及びセーフティケースに関する規制要求事項

	規定内容・考え方
原子力令 ²⁾	<p>第 22d 条 [改正 17.12.2015/1532] (省略)</p> <p>処分施設の閉鎖後の期間において、人間が被ばくする放射線を少なくとも数千年間の期間にわたり、十分な信頼性をもって評価することができなければならない。また以下の事項が満たされなければならない。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 最大限の放射線被ばくを受ける人々の線量は、0.1 ミリシーベルト未満でなければならないこと。 2) その他の人々が受ける平均年間線量は、取るに足らないほど低い水準にしなければならないこと。 <p>第 3 項に記載される期間に続く評価期間によたり、処分される原子力廃棄物から生物圏に放出される放射性物質の量の長期間にわたる平均値は、放射線・原子力安全センターがそれぞれの核種について特別に設定した最大値を下回っていないなければならない。これらの限度値は、以下の要領で設定されなければならない。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 処分に伴う放射線影響は、最大限でも地殻内の天然放射性物質により引き起こされる放射線の影響と同水準であること。 2) 広域での放射線影響は、取るに足らないほど低い水準に保たれること。
STUK-Y-4-2016 原子力廃棄物の最終処分の安全性に関する STUK 規則 ³⁾	<p>第 8 条 原子力廃棄物施設の安全性に適用される設計基準</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 処分は、長期安全性に影響を及ぼす状況を特に考慮に入れた上で、段階的な方法で実施しなければならない。処分施設の建設、操業及び解体に関する計画策定に当たり、中間貯蔵による原子力廃棄物の放射能の減衰、高度な技術と研究データの活用、さらにはバリアの性能及び長期安全性に関する理解を調査及びモニタリングを通じて取得する必要性を考慮しなければならない。 2. 原子力廃棄物施設で処理され、発生する原子力廃棄物の取り扱い及び貯蔵は、原子力廃棄物管理の異なる段階の間に存在する可能性のある依存関係を考慮に入れた上で全体的な形で計画し、実施しなければならない。 <p>第 10 条 閉鎖後における処分に起因する放射線被ばく</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力廃棄物の処分に起因する放射線被ばくの最大値に関する規定は、原子力令 (161/1988) に記載されている。原子力廃棄物の処分は、予想される進展経過によってもたらされる原子力廃棄物からの放射線被ばく量が原子力令に基づく限度値を超えないよう計画し、実施しなければならない。 <p>第 30 条 原子力廃棄物処分に関する長期安全性</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 処分の長期安全性は、1 つ又は複数のバリアが長期安全性のために発揮する安

	規定内容・考え方
	<p>全機能の低下又は岩盤の予測可能な変化又は気候変動によって長期安全性が損なわれることがないよう、互いに補完する複数のバリアによって長期安全性が実現される安全機能に基づくものとされなければならない。</p> <p>第 31 条 処分地</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 最終処分場が建設される岩盤の諸特性は全体として放射性物質を生物圏から隔離する上で望ましいものでなければならない。長期安全性にとって明らかに不都合な特徴が存在する場所を処分地として選定してはならない。 2. 計画された処分地には、処分空間を建設する上で十分な規模の容積の 1 つの岩体が存在しなければならない。処分空間の計画策定のために、また安全性解析に必要な原データを取得するために、処分地の岩盤の諸特性の調査を、必要に応じて、地表からの調査だけでなく、計画された処分深度での調査によっても、実施しなければならない。 3. 処分地又はその近辺に相当量又は多量の可採天然資源が存在してはならない。 4. 地下空間の位置の設定、掘削、建築及び閉鎖は、当該岩盤が長期安全面で重要な特性をできる限り保持できるような方法で実施しなければならない。 5. 処分空間は、廃棄物の種類及び当該区域の地質学的条件を考慮に入れ、目的にかなった深度に配置しなければならない。その目的は、地上の事象、活動及び状況の変化が長期安全性に対してごくわずかな影響しか及ぼさないようにすることと、処分空間への人間侵入の発生を著しく困難なものとするにある。 <p>(後略)</p> <p>第 32 条 人工バリア</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 人工バリアは、その諸特性により、放射性物質の処分空間を取り囲む岩盤への放出、もしくは極低レベル放射性廃棄物の処分の場合には生物圏への放出を、当該廃棄物の放射能の半減期を考慮に入れて必要と判断される期間にわたり、効果的に阻止するものでなければならない。この期間は、短寿命廃棄物の場合には最低で数百年間、長寿命廃棄物の場合には最低で数千年間でなければならない。また人工バリアは放射性核種の移行を抑制する役割も果たさなければならない。長期安全性にとって明らかに不都合な特性を備えるか、処分空間の生じる条件のもとで長期安全性を損なう方法でその性能を低下させる可能性のある材料又は混合材料を、人工バリアに使用してはならない。 2. 使用済燃料を収納する処分容器の諸特性は、放射性物質の漏出を効果的に防ぐものでなければならない。 3. 使用済燃料を収納する処分容器は、処分条件において自己持続する核分裂連鎖反応が起こりえない方法で設計されなければならない。 <p>第 35 条 長期安全性</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 起こりうる進展経過に関する精査を、長期安全性を低下させる稀頻度事象が発生した場合の進展経過を計算に入れて行うセーフティケースにより、最終処分システムの長期安全性に関する放射線安全性及び原子力安全性の面での諸要件が満たされることが、さらには最終処分方法、人工バリア及び最終処分場所が適切であることが、明示されなければならない。このセーフティケースには、とりわけ進展経過に基づく数値的な安全性解析と補足的な精査が含まれる。 <p>第 37 条 セーフティケースの提出及び更新</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. セーフティケースは、最終処分施設の建設許可及び操業許可の申請に当たり、また施設の大幅な改修に当たり、提出しなければならない。またこのセーフティケースは、許可条件に別段の規定がない限り、定期的に更新されなければならない。最終処分システムに何らかの変更が加えられる場合、事前にセーフティケースの更新の必要性に関する評価が行われなければならない。セーフティケースは、当該施設の最終的な解体に先立って更新されなければならない。

	規定内容・考え方
フィンランド／ガイド YVL D.5「原子力廃棄物の処分」	<p>放射線量拘束値</p> <p>307. 原子力廃棄物の処分は、予測される変遷の結果として生じる放射線影響が下記となるよう設計しなければならない。</p> <p>最も被ばくを受ける個人の年間線量が、0.1 mSv 未満に維持されること、かつその他の個人の年間平均線量が無視できるほど小さいこと。</p> <p>これらの拘束値は一つの評価期間に適用できるものであり、この期間は、当該期間にわたり人間の放射線被ばくが十分な信頼性で評価できるだけでなく、最低でも数千年間にわたるものでなければならない (GD 736/2008 [第 4 条])。</p> <p>308. 線量拘束値を適用する際には、地表面および海水準の変化によって起きる生活環境の変化を考慮しなければならない。気候タイプのほか、人間の習慣、栄養面での必要性や代謝は変化しないと仮定することができる。</p> <p>309. 線量拘束値を適用する際には、処分場から放出され、浅地中の地下水体に、さらには地上の水系に運ばれた放射性物質によって被ばくが生じると仮定しなければならない。少なくとも次に挙げる潜在的な被ばく経路を検討しなければならない。</p> <p>a. 汚染された水が、家庭用水として、灌漑水として、さらには動物への水やりの水として使用されることによって被ばくが生じる経路。</p> <p>b. 陸地または水域環境で育ち、汚染を受けた天然産物または農作物が使用されることによって被ばくが生じる経路。</p> <p>310. 最大被ばくを受ける個人に関する線量拘束値、すなわち年間 0.1 mSv の値は、処分地近辺で生活しており、様々な経路を通じて最も高い放射線被ばくが発生する自給自足の家族または小規模な村落共同体に関する平均線量である。この共同体の居住環境には、とりわけ小規模な湖や浅い給水井戸が存在すると仮定する。</p> <p>311. 段落 310 で述べた共同体に加え、大きな湖や海岸環境に住む、より多人数の人々に対する平均年間線量も扱わなければならない。こうした線量の許容量は、被ばくする人々の人数や最大線量に依存するが、その量は上記の段落 307 に規定した最大被ばくを受ける個人に対する線量拘束値の 1～10%の範囲である。</p> <p>放射性物質の放出に関する拘束値</p> <p>312 原子力廃棄物の処分は、予測される変遷シナリオの影響の一つとして、処分された廃棄物から環境内に放出される放射性物質の長期的な平均量が、「放射線・原子力安全センター」によってそれぞれの核種ごとに個別に指定される拘束値を下回る水準に留まるように設計しなければならない。これらの拘束値は、下記のように規定される。</p> <p>処分に伴って生じる放射線影響が、最大でも、地殻内の自然の放射性物質から生じるものに等しい水準に留まること。</p> <p>広域的に見た場合、放射線影響が取るに足らないほど低い水準に留まること (政令 736/2008 第 4 条)。</p> <p>これらの拘束値は、段落 307 で言及した評価期間を超えて起こる放射線被ばくを制限するために適用する。</p> <p>313. 段落 312 で述べた生活環境への放射性物質の放出に関する核種固有の拘束値は、次の通りである (年間当たりの放射性物質の平均放出量)。</p> <p>a. 0.03 GBq/年：長寿命でアルファ線を放出する、ラジウム、トリウム、プロトアクチニウム、プルトニウム、アメリシウム及びキュリウムの同位体に関して。</p> <p>b. 0.1 GBq/年：核種 Se-79、Nb-94、I-129 及び Np-237 に関して。</p>

	規定内容・考え方
	<p>c. 0.3 GBq/年：核種 C-14、Cl-36 及び Cs-135 に関して、また長寿命ウラン同位体に関して。</p> <p>d. 1 GBq/年：核種 Sn-126 に関して。</p> <p>e. 3 GBq/年：核種 Tc-99 に関して。</p> <p>f. 10 GBq/年：核種 Zr-93 に関して。</p> <p>g. 30 GBq/年：核種 Ni-59 に関して。</p> <p>h. 100 GBq/年：核種 Pd-107 に関して。</p> <p>314. 段落 313 の放出率拘束値は、最短でも数千年以降に生活環境へ達しうのような放射能放出に適用しなければならない。こうした放射能の放出は、最高で 1,000 年間の期間にわたり平均することができる。核種固有の放射能の放出量とそれぞれの拘束値の間の比の合計は、1 より低くなければならない。</p> <p>発生確率の低い事象</p> <p>315. {発生した場合には} 長期安全性を損なうような発生確率が低い事象の重要性は、それぞれの事象が実際に起こる可能性、発生見込み、及び発生に伴って生じ得る影響を検討することによって評価しなければならない。また可能な場合は常に、この種の事象に起因する放射線影響を定量的に評価しなければならない（政令 736/2008 第 5 条）。</p> <p>316. 長期安全性を損なうが、自然現象由来の発生確率が低い事象で考慮するものには、少なくとも、処分キャニスタの健全性が脅かされるような岩石移動が含まれなければならない。考慮すべき、人間活動に由来する発生確率が低い事象には、少なくとも、当該処分サイトにおける中程度の深さの井戸の掘削、並びに処分された廃棄物パッケージ 1 体に行き当たるコア・ドリルまたはボーリングが含まれなければならない。そのようなケースでは、処分された廃棄物の存在は知られていないと仮定し、また当該事象は処分施設の閉鎖から、最短で 200 年の期間には起こらないと仮定する。</p> <p>317. 段落 316 で述べられている事象の発生確率や安全に対する重大性、およびそれらにより生じる年間放射線量や放射能放出を評価しなければならない。可能な場合には、結果として生じる放射線効果の期待値を評価し、段落 307 の放射線線量拘束値または段落 313 の放出率拘束値と比較しなければならない。確定的影響が生じるような被ばく（最小でも約 0.5Sv の線量）を受ける可能性は、非常に低くなければならない。</p> <p>その他の生物種の保護</p> <p>318. 処分は、植物相や動物相の種に有害な放射線影響を及ぼしてはならない。このことは、現存する種類の生物個体群を仮定した上で、処分地環境における陸生及び水生個体群の典型的な放射線被ばく量を評価することによって立証しなければならない。評価された被ばく量は、利用可能な最良の知識に基づいて何らかの生物の個体群に対して、生物多様性の低下またはその他の面での有意な損害を引き起こすと判断されるレベルよりも明らかに低い水準に維持されなければならない。</p> <p>4.2 バリア及び安全機能</p> <p>404. 政令 736/2008 の第 11 条第 1 項に従い、処分の長期安全性は、個別の安全機能の欠如または予測可能な地質学的変化によって長期安全性が脅かされることがないように、相互に補完的な複数のバリアで達成される安全機能に基づかなければならない（GD 736/2008）。</p> <p>405 処分する廃棄物の特徴に基づき、処分を計画する際には少なくとも下記の人工バリアを考慮しなければならない。</p>

	規定内容・考え方
	<p>a. 廃棄体マトリクス</p> <p>b. 廃棄物パッケージ</p> <p>c. 廃棄物パッケージを取り囲む緩衝材（バッファ）</p> <p>d. 定置室の埋め戻し材</p> <p>e. 処分施設の閉鎖構造物</p> <p>406. 人工バリアによる安全機能として、少なくとも下記を考慮しなければならない。</p> <p>a. 放射性物質を廃棄体マトリクスによって不動化すること</p> <p>b. 廃棄物パッケージの耐腐食性</p> <p>c. 廃棄物パッケージの機械的応力への耐性</p> <p>d. 緩衝材の封じ込め特性、および岩盤の小さな動きに対する降伏性</p> <p>e. 他の人工バリアの機能を維持させ、掘削された空洞を通じての放射性物質の移行を制限する緩衝材、埋め戻し材、閉鎖構造物の特性</p> <p>407. 定置室を取り囲む岩盤は天然バリアとしての機能を果たす。</p> <p>408. 天然バリア及びその安全機能として、少なくとも下記を考慮しなければならない。</p> <p>a. 岩盤の安定性と無損傷性（=water tightness）</p> <p>b. 地下水の流量が少ないこと</p> <p>c. 地下水の化学的性質が望ましいこと</p> <p>d. 放射性物質の岩盤での遅延作用</p> <p>e. 自然現象や人間の行為に対する保護</p> <p>409. 質の高い科学的な知見及び専門家の判断に基づいて、各安全機能について性能目標を明確化しなければならない。それを行う際には、それぞれの評価対象期間に処分条件に影響を与える要因や、それらの複合的効果を考慮しなければならない。サイトの母岩については、掘削や処分された廃棄物等に起因する変化、土地の隆起や掘削といった予測可能あるいは予想されるプロセスを考慮した上で、最長で数千年間にわたる評価期間においては、現時点の状態に留まると仮定することができる。</p> <p>410. 人工バリアの安全機能に関する性能目標を定める際には、廃棄物の量と半減期を考慮すること。使用済燃料処分の安全性を確保するためのアプローチは、人工バリアがもたらす安全機能によって、母岩内への放射性物質の放出が少なくとも 1 万年間にわたって効果的に制限できるものでなければならない。短寿命廃棄物に関しては、人工バリアがもたらす実効的な閉じ込め期間の長さは少なくとも 500 年でなければならない。</p> <p>411. 安全機能の設計では、母岩における変化に対する感度が低い処分概念を実現することを目指す必要がある。もう一つの設計目標として、処分施設の人工バリアの特性が、時間と共に安全機能に悪影響をもたらす形で変化しないということであり、同時に、長期にわたる期間において人工バリアの重要性が減ることを考慮しなければならない。</p> <p>4.3 処分地と処分場</p> <p>412. 処分地の母岩は、段落 408 で規定したように、安全機能を助ける天然バリアとしての特性を十分な程度持っている必要がある。処分地として不適格であることを示す要素の中には、少なくとも次に挙げるものが含まれる。</p> <p>a. 可採天然資源の近くに位置する。</p> <p>b. 岩石強度との関連において異常に高い岩石応力が存在する。</p> <p>c. 地震活動または地殻変動活動が異常に激しいこと。</p> <p>d. 地下水が、例外的に不利な特性を備えている。例えば、還元性の緩衝能力</p>

	規定内容・考え方
	<p>が存在しない、又は物質が高い濃度で存在しているといった安全機能を著しく損なう可能性のある特性が挙げられる。</p> <p>413. 母岩の特性は、人工バリアの長期性能にとって有利なものでなければならない。母岩におけるこの種の条件は長期安全性という観点から重要なものであり、少なくとも数千年間での期間にわたって安定しているか、評価可能でなければならない。その後にかかる地質学的変化、特に大規模な気候の変動に起因する変化の範囲は、評価可能なものでなければならない。安全機能に関する性能目標を指定する際に検討しなければならない。</p> <p>414. 定置室の設置場所は、処分地における地下水流動場にとって有利な場所ではない。処分深度は、母岩の地質構造、並びに、透水係数、深度が大きい場合の岩盤の力学的安定性に生じる変化を考慮して、長期安全性を優先して選定しなければならない。使用済燃料向けの処分場は、地上での自然現象（例えば氷河作用や人間活動など）からの影響を適切に軽減するために、数百メートルの深さに配置しなければならない。その他の長寿命廃棄物向けの処分場や短寿命廃棄物向けの処分場は、最低限でも数十メートルの深さに配置しなければならない。</p> <p>704. 長期的な放射線防護要件の遵守ならびに処分方法及びサイトの適格性は、少なくとも次に示すものを取り扱ったセーフティケースによって立証しなければならない。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 処分システムの記述ならびにバリア及び安全機能の定義。 b. 安全機能に関する性能目標の規定。 c. シナリオ定義（シナリオ解析） d. 処分システムの機能に関する記述、概念的・数学的モデリングの手法による処分サイトで存続する条件記述、及び必要なインプットデータの決定。 e. 処分された廃棄物から放出され、バリアを通過した上で生物圏に入る放射性物質の量に関する解析と、その結果生じる放射線量の解析。 f. 実行可能な場合はいつでも、長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象に伴って放射能の放出が起こる確率と放射線量の見積もり。 g. 不確実性解析及び感度解析、さらには補完的な定性的検討。 h. 解析の結果と安全要件との比較。 <p>本文書の附属書Aに、セーフティケースの内容に関する詳細な要件を示した。</p> <p>7.2 安全解析報告書及び添付書類</p> <p>706. 処分施設に関する予備的及び最終安全解析報告書を作成する際は、ガイド YVL B.1 「原子力発電所の安全設計」の第6条に規定されている要件に適合する必要がある（該当する場合）。また、安全解析報告書には、少なくとも次に挙げる内容が含まれていなければならない。</p> <ol style="list-style-type: none"> a. 処分施設の設計のために採用された安全確保の考え方、設計基準及びその他の規準に関する記述。 b. 処分地に関する詳細な記述と、現在までになされた調査に基づくその母岩に関する記述。 c. 処分される廃棄物、そのコンディショニング及びパッケージング方法、処分される廃棄物パッケージの特性、処分された廃棄物パッケージの周囲に設置される何らかの物質に関する記述。 d. 段落 705 に述べた基準、およびその根拠の明示 e. 処分施設（掘削、人工構造物及び様々なシステム）、処分の実施（建設、操業及び閉鎖）に関する記述、既に建設されている施設部分の詳細な記述、ならびに後に建設する部分に関する計画。

	規定内容・考え方
	<p>f. 処分活動に関する記述：予備安全解析報告書における概要記述と、最終安全解析報告書における詳細な記述。</p> <p>g. 処分施設の従業者に関する記述と、安全性にとって重要な任務に就く者の能力を検証するために用いられた手続きに関する記述。予備安全解析報告書における概要記述と、最終安全解析報告書における詳細な記述。</p> <p>h. 処分施設で実行される調査、モニタリング及び管理プログラム（段落 506 で言及したプログラム、経年劣化管理プログラム、操業面での経験のフィードバック・プログラム）：予備安全解析報告書における概要記述と、最終安全解析報告書における詳細な記述。</p> <p>i. 処分施設の操業安全性に関する評価の総括。この中には、職業放射線量の解析や、通常操業、操業中の出来事及び事故との関連で起こり得る放射線の放出とそれに伴う放射線被ばくに関する解析が含まれる。</p> <p>j. 長期セーフティケースに関する総括。</p> <p>707. 安全解析報告書は、個々のトピックの報告書により補完することとする。その目的は、処分施設とその操業の設計、計画が、どのような種類の実験的研究および解析に基づいているかを明確化することである。</p> <p>7.3 定期安全レビュー</p> <p>708. 許認可保持者は、操業許認可に別段の規定がある場合を除き、原子力廃棄物の処分に関する定期安全レビューを少なくとも 15 年ごとに 1 回実施しなければならない。定期安全レビューは、段落 602 で記述したフォローアップ・プログラムの結果を考慮した上で、対象となる処分施設の安全面での状態および処分の長期安全性の評価と、安全性の維持及び強化を進めるために設定し得る目標の評価を含めることとし、とりわけ、段落 602 の考察を考慮しなければならない。安全解析報告書及びセーフティケースは、定期安全レビューの結果に基づいて更新しなければならない。定期安全レビューは、ガイド YVL A.1 「原子力の利用の規制管理」の要件に準拠して行わなければならない（該当する場合）。</p>
<p>フィンランド／ガイド YVL D.5「原子力廃棄物の処分」／付録 A：セーフティケース</p>	<p>A01. 政令 736/2008 の第 14 条第 1 項に従い、長期的な放射線安全に関する諸要件の遵守と、処分方法及び処分地の適格性は、1 件のセーフティケースを通じて立証されなければならない。このセーフティケースでは、予測される変遷シナリオと、長期安全性を損なう発生確率の低い事象の両方が解析しなければならない。セーフティケースは、定量的な解析が実行可能でないか、かなりの不確実性を伴う限りにおいて、実験研究及び補完的な検討に基づく数値解析によって構成される（GD 736/2008）。</p> <p>A02. セーフティケースには、処分システムに関する記述を含まなければならない。この中には、放射性物質の量、廃棄物パッケージ、緩衝材、埋め戻し材、閉じ込め及び閉鎖のための構造物、掘削された室、さらには母岩の地質学、水理地質学、水文化学、熱ならびに岩石力学面での特性と処分地の自然環境などの記述を含む。</p> <p>A03. セーフティケースは、安全概念、バリア、及び安全機能をその性能目標とともに定義しなければならない。</p> <p>A04. シナリオは、長期安全性にとって重要なものとなる可能性のある、また次に挙げるものに起因する可能性のある様々な全ての事象、要因をカバーするように体系的に構築されていなければならない。</p> <p>a. 気候の変動、地質学的プロセスまたは事象、人間活動などの外部要因</p> <p>b. 処分システムの内部の、放射線学的、機械的、熱的、水文学、化学的、生物学的、および放射線に関わる要因</p> <p>c. バリアにおける質的な不適合</p> <p>および、上記全ての要因の複合的な影響。</p>

	規定内容・考え方
	<p>A05. 基本シナリオ (=the base senario) では、それぞれの安全機能に定義された性能目標が達成されると仮定する。1つまたはいくつかの安全機能の性能が低下した際の影響は、変動シナリオ (variant scenarios) を用いて解析する。段落 316 で示されている長期安全性を損なうが起きる可能性は低い事象の解析については、擾乱シナリオ(disturbance scenarios)を作ることにする。安全機能の性能低下の程度については、その仮定に対する論拠を提示しなければならない。</p> <p>A06. 処分された放射性物質の放出及び移行に関する解析を行うために、その背景にあるような現象やプロセスを記述する概念モデルを構築しなければならない。放出や移行を記述するモデル構築に加えて、安全機能およびそれらに影響を与える要因を記述するモデルも構築しなければならない。個々の数学モデルは、通常は単純化によって、概念モデルから作られる。モデルの単純化及び必要とされる入力情報の決定は、安全機能の性能を過大評価も過小評価もしていないという原則に基づかなければならない。</p> <p>A07. モデル化及び入力データの決定は、室内試験のような試験研究、サイト調査及びナチュラアナログ調査で得られた証拠を通じて入手される質の高い科学的な知識及び専門家の判断に基づくものでなければならない。またモデル及び入力データは、シナリオ、評価期間及び処分システムと整合するものでなければならない。モデル化で使用する入力データが不規則性 (例えば岩盤の不均質性に起因する不規則変動) を伴う場合には、そうした性質を考慮できるモデルを採用すること。</p> <p>A08. 計算モデル、性能目標及び入力データの選定は、実際の放射線被ばくまたは放射性物質の放出量の値が、高い信頼度で、安全解析を通じた得られる値を下回るという原則に基づいて実施しなければならない。</p> <p>A09. セーフティケースに随伴する重要な不確実性は、適切な方法によって評価しなければならない。セーフティケースは、安全要件の遵守に関する信頼水準の評価、さらには信頼水準に対する寄与が最大である不確実性の評価を含まなければならない。</p> <p>A10. 定量的な安全解析によってはシナリオを総合的、合理的に評価できない場合には、簡略化した方法による解析、類似の自然物との比較、処分場所の地質学的歴史の情報など、補完的な検討によってその重要性を考察しなければならない。この種の検討の重要性は、評価期間が拡大するにつれて増大する。また 100 万年の期間を超えた安全評価は、主として補完的な検討に基づくことができる。またこうした補完的な検討は、解析の結果またはその一部分における信頼度を強化するために、実際の安全評価と並行して行わなければならない。</p> <p>A11. セーフティケースは、注意深く文書化しなければならない。セーフティケースのそれぞれの部分において、基本的な仮定、使用した方法、入手した結果、および全体としてのセーフティケースに対する関わりが、容易に確認できること (明瞭性)、並びに、採用した仮定、入力データ及びモデルの正当化が、文書において容易に見つけられること (透明性とトレーサビリティ) が求められる。</p> <p>A12. セーフティケースの品質は、処分施設の設計、建設及び操業に関連するマネジメントシステムを通じて確保されなければならない。プロジェクト実施主体は、目的に適った組織、十分な能力、そして適切な情報管理システムを適宜備えていなければならない。セーフティケースの作成における様々な段階 (ステージ) は体系的に計画し、重要な研究及び解析の結果の信頼性は、たとえば独立的な専門家によるレビューや解析によって、確認しなければならない。</p>

なお、使用済燃料の処分の実施主体であるポシヴァ社は、2012年の処分場建設許可申請書に添付されたセーフティケース TURVA-2012 の統合報告書⁴において（セーフティケース文書の構成については次節を参照されたい）、長期安全性、及びセーフティケースに係る規制要求事項と事業者による順守の根拠について、統合報告書の附属書 2（表 2.2-2）において表形式で整理している。各要求に対しての事業者による裏付けの概要や、どのポートフォリオ報告書に記載しているかが示されている（後述するように、セーフティケースを構成する各文書について、本報告書では【M1】、【S1】のような記号を便宜的に付している）。また、表 2.2-2 で引用している規則（原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令）⁵は、2016年に発行された STUK Y4 規則に置き換えられて廃止されていること、及びガイド YVL D.5（2013年発行）については、当時のドラフト版の内容であることにも留意されたい。

表 2.2-2 長期安全性、及びセーフティケースに係る要求事項と事業者による順守の根拠

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
<p>第 2 章：放射線安全</p> <p>第 4 条 処分の長期的な放射線影響</p> <p>人間が受ける放射線被ばくを十分な信頼性をもって評価することが可能であり、最低限でも数千年の期間にわたるいずれかの評価期間に関して、</p> <p>1) 最も高い被ばくを受ける人々が受ける年間線量は、0.1mSv の値未満にとどまるものとする。及び</p> <p>2) その他の人々が受ける年間平均線量は、取るに足らないほど低い水準にとどまるものとする。</p>	<p>3 放射線防護</p> <p>3.2 長期的な安全性</p> <p>放射線量拘束値</p> <p>306. 原子力廃棄物の処分は、予想される変遷シナリオの結果的影響として次に示す基準が満たされるよう計画されるものとする。</p> <p>1) 最も高い被ばくを受ける人々が受ける年間線量は、0.1mSv の値未満にとどまるものとする。及び</p> <p>2) その他の人々が受ける年間平均線量は、取るに足らないほど低い水準にとどまるものとする。</p> <p>これらの拘束値は、人間が受ける放射線被ばくを十分な信頼性をもって評価することができるだけでなく、少なくとも数千年間に及ぶ一つの評価期間に適用可能なものである（GD 736/2008）。</p>	<p>安全解析の結果により、予想される変遷シナリオにおいて、次の 1 万年間にわたって人間が受ける年間線量が、政令に定められた放射線量拘束値を下回る水準にとどまることが示される。線量評価（人間に関するもの）は、次の文献に示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『生物圏における放射性核種の移行及び線量評価』。【M13】 ● 『生物圏評価』。【M9】 <p>また、次の文献に概要が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『統合報告書』。
	<p>307. 線量拘束値の適用において、海水位との関係における地表面のレベルの変化によって生じ</p>	<p>気候条件は、次の 1 万年間の期間にわたり現在の条件に類似したものととどまると予想される。地殻均衡</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>る環境面での変化が検討される必要がある。気候タイプ、人間の習慣、栄養面での必要性及び代謝は不変のものと仮定することができる。</p>	<p>隆起の効果、すなわち海水位の相対的な低下と、沿岸域から陸地及び淡水生態系への移行が、線量評価において考慮に入れられている。線量規準時間枠において、人間の習慣、栄養面での必要性及び代謝は現在の状態にとどまるものと、すなわち不変であると仮定されている。下記の文書を参照のこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『地勢及び生態系の推移のモデル化』。【M11】 ● 『生物圏評価』。【M9】
	<p>308. 拘束値の適用において、被ばくは、処分場から放出され、浅地中地下水塊に、さらには地上の水路に移行した放射性物質から生じるものと仮定される。</p> <p>少なくとも、次に挙げる潜在的な被ばく経路が検討されるものとする：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 汚染された水が、家庭用水として、灌漑用水として、さらには動物に与える水として使用される。 ● 陸地または水域環境に由来する汚染された自然の産物または農産物の使用。 	<p>移行経路、出口の位置、地表環境への放出に関する計算については、『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】で取り扱われている。YVL D.5 の第 308 段落で定義されている被ばく経路は、『生物圏評価』【M9】で検討されている。</p>
	<p>309. 最大被ばく個人に関する線量拘束値（すなわち 1 年あたり 0.1mSv）は、例えば、最も高い放射線被ばくが様々な経路を通じて生じる処分サイト近傍に生活する自給自足の家族または小型村落の共同体に関する平均線量に関するものである。この共同体の居住環境においては、とりわけ小型の湖及び浅い井戸存在するものと仮定される。</p>	<p>この点については、放射線学的影響の評価において考慮に入れられる。『生物圏評価』【M9】を参照のこと。</p>
	<p>310. これに加えて、地域的な湖または沿岸域で生活し、これらの水流に移送された放射性物質による被ばくを受ける人々のより大きなグループが受ける年間平均線量が取り扱われる。これらの線量の受け入れ可能性は、被ばくを受ける人々の数に応じて異なる。上に示した最大被ばく個人に</p>	<p>こうしたより人々の比較的大きいグループが受ける線量は、被ばくを受けるそれぞれの個人の線量と被ばくを受ける個人の数に基づくものである。こうしたより大きな人々のグループが受ける線量は、YVL D.5 の第 310 段落の要件を満たすものである。『生物圏評価』【M9】を参照のこと。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>関する拘束値の 100 分の 1 から 10 分の 1 を上回ることはないものとする。</p>	
<p>上記の期間より後の評価期間に関して、処分された原子力廃棄物から居住環境へと長期間のうちに放出される放射性物質の平均量は、放射線・原子力安全センター（STUK）が各放射性核種に関して個別に指定した最大値を下回る水準にとどまるものとする。これらの拘束値は、次のように指定されるものとする。</p> <p>1) 処分によって引き起こされる放射線影響は、最大限でも、地殻に存在する自然の放射性物質によって引き起こされる影響と同等のものとする。及び</p> <p>2) 大きな規模で見た場合、放射線影響は取るに足らない程度に低い水準にとどまる。</p>	<p>放射性物質の放出に関する拘束値</p> <p>311. 原子力廃棄物の処分は、予想された変遷シナリオの結果として処分された廃棄物から環境内に放出される放射性物質の長期間にわたる平均量が、放射線・原子力安全センターが各核種に関して個別に指定した拘束値を下回った状態を維持するよう計画されるものとする。</p> <p>これらの拘束値は、次に示す条件が満たされるよう設定されるものとする。</p> <p>1) 処分に伴って生じる放射線の影響は、最大限でも、地殻に自然の状態で存在する放射性物質から生じる影響と等しい。</p> <p>2) 大きな規模で見た場合、放射線の影響は、取るに足らないほど低い水準にとどまる（GD 736/2008）。</p> <p>これらの拘束値は、第 306 段落で言及された評価期間を越えて生じる放射線被ばくを制限するために適用される。</p>	<p>『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】において、予想される変遷シナリオのもとで長期間にわたって生じる放出は、YVL D.5 の第 312 段落で指定された拘束値を下回るレベルにとどまることが示されている。後述する第 312 段落と第 313 段落に関する項目も参照のこと。</p>
	<p>312. 環境内への放射性放出に関する核種固有の拘束値は（1 年当たりの放射性物質の放出量の平均）は、次のようになっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 0.03 GBq/a：長寿命、α 放出ラジウム、トリウム、プロトアクチニウム、プルトニウム、アメリシウム及びキュリウムの同位体に関して。 ● 0.1 GBq/a：核種 Se-79、Nb-94、I-129 及び Np-237 に関して。 ● 0.3 GBq/a：核種 C-14、Cl-36 及び Cs-135 に関して。さらには長寿命ウラン同位体に関して。 	<p>環境への放射能の放出（地圏フラックス）は、次に示す文書において計算されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】 <p>この放出は、核種固有の放出に関する拘束値を下回る水準にとどまる（第 311 段落及び第 313 段落も参照のこと）。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<ul style="list-style-type: none"> ● 1 GBq/a：核種Sn-126に関して。 ● 3 GBq/a：核種Te-99に関して。 ● 10 GBq/a：核種Zr-93に関して。 ● 30 GBq/a：核種Ni-59に関して。 ● 100 GBq/a：核種Pd-107に関して。 	
	<p>313. これらの拘束値は、予想される変遷シナリオで生じる、さらには数千年後に最も早く環境内に到達する可能性のある放射能放出に適用される。これらの放射能の放出は、最長で 1,000 年間の期間にわたり平均することができる。核種固有の放射能放出とそれぞれの拘束値の間の比の合計は、「1」を下回るものとする。</p>	<p>予想された変遷シナリオから長期間にわたって生じる放出率が計算されている。検討されたケースの一部では、放射能放出は 1,000 年間の期間にわたって平均されている。核種固有の放射能放出とそれぞれの拘束値の間の比の合計は、「1」を下回る。</p> <p>下記の文書を参照のこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』。 【M8】
<p>第 5 条 発生の見込みの低い事象の考慮</p> <p>長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の重要性は、それぞれの事象の現実性、確率及び起こり得る結果的影響を見積もることにより、評価されるものとする。また可能な場合には常に、この種の事象によって引き起こされる放射線影響の予測値の受け入れ可能性は、第 4 条で言及されているように、年間線量及び放射性物質の放出率に関する拘束値との関連において、評価されるものとする。</p>	<p>発生の見込みの低い事象</p> <p>314. 長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の重要性が、それぞれの事象の現実性、見込み及び起こり得る結果的影響を検討することによって評価される。また実行可能な場合は常に、この種の事象によって引き起こされる放射線の影響は定量的に評価される（GD 736/2008）。</p>	<p>発生の見込みの低い事象は、次に示す文書において擾乱シナリオの一部として検討されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『放射性核種放出シナリオの作成』。【M5】 ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』。 【M8】 ● 『生物圏評価』。【M9】 <p>同様に、後述する第 315 段落及び第 316 段落も参照のこと。</p>
	<p>315. 検討対象となる自然現象によって誘発される発生の見込みの低い事象には、少なくとも処分キャニスタの密封性を損なう岩盤移動が含まれるものとする。また検討対象となる人間の行為によって引き起こされる発生の見込みの低い事象には、少なくとも、当該サイトにおける中程度の</p>	<p>検討された発生の見込みの低い事象には、次のものが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 岩石移動（RS及びRSDILシナリオ）。 ● 中程度の深さの給水井戸の掘削（『生物圏評価』【M9】における井戸シナリオ）。 ● キャニスタに遭遇するコア・ボ

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>深さの給水井戸の掘削、コア・ボーリングまたは処分キャニスタに遭遇するボーリングが含まれるものとする。これらのケースにおいて、処分された廃棄物の存在が知られていないことが、さらに当該事象は最も早くても処分施設の閉鎖から 200 年経過しないと生じ得ないことが、仮定される。</p>	<p>ーリング（HICANISTERシナリオ – すなわち、人間侵入シナリオの一つ）。</p> <p>下記の文書を参照のこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『放射性核種放出シナリオの作成』。【M5】 ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』。【M8】 ● 『生物圏評価』。【M9】
	<p>316. この種の偶発的事象の安全面での重要性が評価されるものとする。また実行可能な場合は常に、その結果として得られる年間放射線量または放射能放出量が計算され、それに見積もられた発生確率が乗じられるものとする。得られた期待値は、第 306 段落に示された放射線量拘束値を、または第 312 段落に示された放射能放出量の拘束値を下回るものとする。決定論的放射線影響を意味する可能性のあるこの種の放射線被ばく（少なくとも 0.5 Sv の線量）が発生する確率は、きわめて低い。</p>	<p>これらの発生の見込みの低い事象は、擾乱シナリオの一部と見なされており、それに伴って生じる放射線量または放射能放出量が、特定のシナリオを対象に計算される。確率加重正規化放出率が、これらのケースの一部に対して適用されている。これらの放出率は、最も悲観的なケースにおいてさえ、YVL D.5 の第 312 段落に示された拘束値をおよそ 1 桁下回っている。人間侵入（HI）シナリオを含む発生の見込みが低いと見なされた生物圏の変遷の道筋とその結果得られる線量が評価されている。また算出された線量の期待値は、YVL D.5 の第 306 段落に示された要件を満たしている。</p> <p>参照文書として、次のものが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『放射性核種放出シナリオの作成』。【M5】 ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』。【M8】 ● 『生物圏評価』。【M9】
	<p>317. 処分は、動物相及び植物相の種に対して有害な影響を及ぼさないものとする。このことは、現時点での生息している個体群の種類が維持されるという仮定の上に立ち、処分サイト環境で陸生個体群と水生個体群の典型的な放射線被ばくを評価することにより、明示されるものとする。評価された被ばく量は、現時点で</p>	<p>植物相及び動物相の放射線被ばくは、次に挙げる文書において評価されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『植物及び動物に関する線量評価』。【M14】 ● 『生物圏評価』。【M9】 <p>被ばくは、利用可能な最善の科学知識に基づき、何らかの生物の個体</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>利用可能な最善の科学知識に基づくものとし、何らかの生物個体群に対して生物多様性の低下やその他の面での有意の損害を引き起こす水準を明確に下回るレベルにとどまるものとする。</p>	<p>群の多様性を低下させるか、その他の有意の損害を引き起こすと判断されるレベルを明らか下回る水準に留まる。</p>
<p>第 3 章：原子力廃棄物施設に関する設計要件</p> <p>第 6 条 — 使用済燃料及びその他の原子力廃棄物の取り扱い</p> <p>使用済燃料及びその他の原子力廃棄物は、処分仕様に従って調整され、パッケージングされるものとする。廃棄物パッケージは、それぞれの特性に基づいて分類されるものとする。拘束値及びその他の品質仕様は、それぞれのクラスごとに定義されるものとする。これらは、原子力廃棄物施設の操業安全性の面で、さらには処分の長期安全性の面で必要とされるものであり、廃棄物パッケージが順守することが要求される……。</p> <p>第 9 条 — 処分操業</p> <p>……使用済燃料を収納した処分パッケージは、処分条件においても自立核連鎖反応が成立することがあり得ないものとして設計されるものとする……。</p>		<p>ポシヴァ社の建設許認可申請書の付属書 8 に含まれる廃棄物パッケージの分類。</p> <p>キャニスタの使用済燃料で臨界が成立する可能性は、キャニスタの設計によって、さらにはそれぞれのキャニスタに関する異なった集合体の収納戦略によって、防止される。</p> <p>OL1-2、及び LO1-2 キャニスタは、燃焼度がゼロの場合（すなわち新燃料）であっても、当該キャニスタが水で満たされている場合には、未臨界状態を維持する。より大型の OL3 タイプの使用済燃料の燃料要素に関する未臨界状態の立証には、燃焼度クレジットを使用する必要がある。しかしこれはまだ、臨界分析に関して国際的に確立された実践方法の一つとはなっていない。しかし、将来には補完的な作業が実施される見込みである。『キャニスタ製作ライン報告書』【S4】及び『処分システムの記述』【M2】のセクション 6.3.6 を参照のこと。</p>
<p>第 4 章 処分の長期安全性</p> <p>第 10 条 処分にに関する一般要件</p> <p>処分は、長期安全性に影響を及ぼす特定の側面に十分な注意を払うことにより、また段階的な方法を用いて、実行されるものとする。処分施設の建設、操業及び閉鎖に関する計画設定では、中間貯蔵期間における原子力廃棄物の放射能レベルの低下、品質の高い技術及び科学データの使用、調査及びモニタリングを通じて長期安全性を確保する必要性が、考慮に入れられるものとする。しかし、処分の様々な段階の実施が不必要に延期されることはないものとする。</p>	<p>4 処分方法の計画設定</p> <p>4.1 段階的な実施</p> <p>401. 処分は長期安全性に影響を及ぼす側面に特に注意を払うことにより、段階に実行される。処分施設の建設、操業及び閉鎖の計画設定では、中間貯蔵を通じた原子力廃棄物の放射能の低減、品質の高い技術及び科学知識の利用、調査及びモニタリングを通じた長期安全性の確保が考慮に入れられるものとする。しかし、処分の様々な段階の実行が必要以上に延期されることがあってはならない（GD 736/2008）。</p>	<p>長期安全性の目標が、処分システムの開発及びその実現における指針として用いられてきた。</p> <p>処分施設の建設、操業及び閉鎖は、段階的な方法で実行されることになっている。処分に先立ち、使用済燃料は少なくとも数十年間にわたり貯蔵される予定である。</p> <p>現時点での技術及び科学知識が、処分活動の計画設定のために使用されている。さらに、これらの分野における推移が追跡調査され、実現段階において考慮に入れられる。サイト及び人工バリア・システムの調査に加えてサイトのモニタリングが実施されており、今後も、実現段階の要件や必要性に焦点を合わせた形で、継</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト4版2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
る。		<p>続されることになる。</p> <p>1980年代初期に概略が示されたスケジュールが現在に至るまで採用されている。処分の開始予定は2020年頃と計画されている。</p> <p>下記の文書を参照のこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 施設の設計（Saanio et al. 2013）。 ● 『サイトの記述』【S6】。 ● YJH-2012（Posiva 2012a）。 ● 『性能評価』。【M9】
	<p>402. 原子力廃棄物の処分の実現には、次に挙げるフェーズが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 処分概念の選択。 ● 処分サイトの選定及び特性評価。この中には、サイトにおける地下研究施設の建設が含まれる場合がある。 ● 処分施設の設計。関連する研究及び開発作業を伴う。 ● 処分施設の建設。 ● 廃棄物定置活動及び処分施設におけるその他の操業。 ● 定置室及びその他の地下開口部の埋め戻し及び閉鎖。 ● 必要とされる場合に、閉鎖後の制度的管理措置。 <p>これらのフェーズは、部分的に並行して実行される可能性がある。</p>	<p>建設許認可申請書におけるボシヴァ社のレファレンス設計は、キャニスタを鉛直方向に定置する方法（KBS-3V）に基づくものである。現在、別の水平方向に定置する設計（KBS-3H）の開発を、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB社）及びボシヴァ社が共同で進めている。この3V設計と3H設計のどちらを選択するかに関する最終決定は、まだ行われていない。『設計基準』【M1】及びYJH-2012（Posiva 2012a）を参照のこと。</p> <p>オルキルト・サイトは、地下処分施設のためのサイトとして選定されている（DiP 2001）。同サイトの調査は既に25年以上の期間にわたって実施されており、現在でも処分場深度に焦点を合わせる形で続けられている。またONKALO地下研究所が建設され、既に操業されている。『サイト記述』を参照のこと。建設許認可申請のための、処分システム構成要素の設計、製作及び初期状態に関する記述は、『製作ライン報告書』【S1】【S3】【S4】【S5】【S7】に示されている。今後、2018年までの研究・開発作業の計画は、YJH-2012（Posiva 2012a）に示されている。処分施設の実現、操業及び閉鎖に関する計画は、Saanio et al. (2013)に示されている。また2018年までの実証作業を含む処分場の設計及び実現に関する作業については、YJH-2012に示されている。処分施設の建設、廃棄物定置、さらには処分施設の作業が完了した部</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
		分の閉鎖は、部分的に並行して実施される。
	403. 処分の様々なフェーズに関するスケジュールは、安全を優先して設定され、実行されるものとする。その次の段階へ移行するための準備状況は、処分概念及びサイトの適合性、技術的な実現可能性、さらには特に長期安全性評価の結果及び信頼度を考慮に入れて、全体的に評価されるものとする。	先行する段階と同様に、処分プログラムの来たるべき段階のスケジュールは、セーフティケースにおける長期安全評価と設計の作業を何回か繰り返して行うことが可能となるように設定される（『設計基準』【M1】及び YJH-2012（Posiva 2012a）を参照のこと）。
<p>第 11 条 多重バリア原則</p> <p>処分の長期安全性は、個々の安全機能に生じた欠陥や予測可能な地質学的変化によって長期安全性が危険にさらされないよう、相互に補完的なバリアを通じて達成される安全機能に基づくものとする。これらの安全機能により、一定の期間にわたり、処分された放射性物質の基盤岩への放出が効果的に防止されるものとする。その期間は、廃棄物に存在する放射能の持続期間に応じて異なるものとなる。短寿命廃棄物の場合、この期間は少なくとも数百年間であり、長寿命廃棄物の場合、少なくとも数千年間となるものとする。</p>	<p>4.2 バリア及び安全機能</p> <p>404. 処分の長期安全性は、個々の安全機能に生じた欠陥または予測可能な地質学的変化によって長期安全性が危険にさらされないよう、相互に補完的なバリアを通じて達成される安全機能に基づくものとする（GD 736/2008）。</p>	<p>EBS 及び母岩に関する安全機能は、『設計基準』【M1】のセクション 5.1.2 において示される。安全機能の割り当ては、個別の安全機能の機能不全または予測可能な地質学的変化によって、『性能評価』【M4】、『放射性核種放出シナリオの作成』【M5】及び『処分システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】に示されている長期安全性が損なわれることがないように行われる。</p>
	<p>405. 人工バリア及びそれらの安全機能を構成する要素として、次のものが挙げられる</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 廃棄物マトリクス：放射性物質が組み込まれているもの。 ● 廃棄物を収納する容器：密封され、耐食性を備え、力学的強度を伴うもの。 ● 廃棄物パッケージの周囲の化学的環境：放射性物質の溶解及び移動を制限するもの。 ● 廃棄物キャニスタの周囲の緩衝材などの物質：閉じ込めをもたらすほか、さほど 	<p>人工バリア及びそれらの安全機能については、『設計基準』【M1】のセクション 5.1.2 で示されている。廃棄物マトリクスは、ポシヴァ社の安全理念では人工バリアとは見なされていない。しかし、それが長期安全性を推進する特性を備えていることは認識されている（『設計基準』【M1】を参照のこと）。むしろ安全機能は、安全性がオルキルト及びロビーサ発電所から取り出されることが予想される燃料タイプに関して保証されるよう定義された人工バリアに割り当てられている。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>重要ではない岩盤移動を廃棄物容器に影響が及ばないように受け止めるもの。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 定置室におけるその他の閉じ込め構造。 ● 埋め戻し材及びシーリング構造：掘削された空間を通じた放射性物質の移行を制限するもの。 	
	<p>406. 天然バリア及びそれらの機能は、次に示すものによって構成される可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 安定し、損傷を伴わない岩盤 — 処分キャニスタの周囲の地下水流量が低水準であるもの。 ● 廃棄物定置室の周囲の岩盤 — 地下水流量が低く、還元条件が成立しており、その他の点において有利な地下水の化学的性質及び溶解した物質の岩盤内での遅延によって放射性核種の易動度が制限されているもの。 ● 母岩によって自然現象及び人間の行為に対してもたらされる防護。 	<p>処分場母岩は天然バリアとして機能する。その安全機能については『設計基準』【M1】のセクション 5.1.2 に示されている。</p>
	<p>407. それぞれの安全機能の性能に関して、高い品質の科学的な知識及び専門家の判断に基づいて設定された目標が指定される。その際に、各評価期間において処分条件に影響を及ぼし得る変化及び事象が考慮に入れられる。最長で数千年間にわたる評価期間に関して、予測可能なプロセスに起因する変化を考慮に入れた上で（その例として、土地の隆起が、さらには掘削作業及び処分された廃棄物に起因する変化などが、挙げられる）、サイト基盤岩が現在の状態にとどまると仮定することは可能である</p>	<p>性能要件、すなわち人工バリアに関する性能目標と母岩に関する目標特性は、ボシヴァ社の要件管理システム「VAHA」において作成された。推論及び論理的根拠に関する詳細は、設計基準シナリオ — 時間依存性の条件及び負荷（性能要件の定義で考慮に入れられる — を含めて、『設計基準』【M1】において記述されている。</p>
	<p>408. 人工バリアの安全機能に関する性能目標は、廃棄物の放射能レベル及び支配的な放射性核</p>	<p>使用済燃料処分施設の EBS に関する性能目標は、安全機能が維持されることを目的として定義され、EBS</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	種の半減期を考慮に入れた上で指定されるものとする。使用済燃料処分に関する安全アプローチは、人工バリアによってもたらされる安全機能が、少なくとも1万年間の期間にわたり、放射性物質の基盤岩内への放出を効果的に制限するものになるものとする。	は数十万年間にわたってその機能性を維持する（『設計基準』【M1】）。予想される変遷の道筋に関して、EBSは少なくとも1万年間にわたり。放射性物質の放出を防止する。『性能評価』【M4】を参照のこと。
	409. 安全機能の設計は、基盤岩における変化に対する感度が高くない処分概念をもたらすことを目指すものとする。もう1件の設計目標として、廃棄物パッケージまたは処分環境の諸特性が、安全機能に対して悪影響を及ぼし得る方法によって経時的変化を起こすことがないようなものとする。	<p>処分場概念に従い、バリアに関する安全機能の設計が、これらのバリアが基盤岩の変化に対して高い感度を備えることがないように、またキャニスタあるいは処分環境の諸特性が、安全機能に対して悪影響を及ぼし得る方法によって経時的変化を起こすことがないように、行われる。</p> <p>性能要件及び様々なバリアの技術的な設計要件に従い、バリアは相互に悪影響を及ぼさないものとするほか、定置坑道及び定置孔はEBSの性能が確保されるような位置に（岩盤適合性分類（RSC）規準の適用を通じて）設置されるものとする。長期安全性の様々な側面が、EBS構成要素の物質選択、設計及び製造において、さらには地下建設作業において（例えば、よく理解されている物質のみを選択することにより）強く重視される。この点については『設計基準』【M1】及び『製作ライン報告書』【S1】【S3】【S4】【S5】【S7】、そしてRSC-2012（McEwen et al. 2013）を参照のこと</p>
<p>第12条：処分サイト</p> <p>処分サイトの地質学的な特性は、全体として、環境からの放射性物質の隔離に有利に働くものとする。長期安全性に実質的な悪影響を及ぼす特徴を伴ういずれかのエリアは、処分サイトとして選定しないものとする。計画されている最終処分サイトは、廃棄物定置室の建設を容易にする上で十分な大きさを備えるだけでなく、損傷のない岩体を備えているものとする。処分施設設計の目的のために、また安全評価に必要なデータの取得のために、地表からの調査に加えて、意図された処分深度での</p>	<p>4.3 処分サイト及び施設</p> <p>410. 第406段落により、処分サイトの基盤岩は、それが適切に天然バリアの働きをするものであるものとする。処分サイトが不適合であることを示す要素には、少なくとも次に挙げるものが含まれる可能性がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 利用可能な天然資源の近くに位置する。 ● 岩石の強度に対して異常に高い岩石応力が存在する。 ● 予測可能な地震及び地殻構造上の活動が、変則的な規 	<p>オルキルト・サイトの全体的な適合性及び天然バリアとして適合な母岩の諸特性については、『サイトの記述』、『補足的な検討』【M10】及び『RSC-2012』（McEwen et al. 2013）で検討されている。処分場レイアウトの制約となるごく少数の要素が特定されているものの、サイトの不適合性を示す要素は見いだされていない。オルキルト・サイトの適合性については、2001年の原則決定の裏付けとして提出された安全評価で議論されている。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
<p>調査を通じた特性評価を、サイト母岩の地質学的特性を目的として実施するものとする。地下施設のレイアウト、掘削、建設及び閉鎖は、長期安全性にとって重要と見なされる母岩特性ができるだけ保持される方法で実行されるものとする。廃棄物定置室の設置深度の選定は、廃棄物のタイプ及び現地地質学的条件との関連において、適切な形で実施するものとする。処分深度に関する目標として、地上での事象、活動及び環境面での変化が長期安全性に対して及ぼす何らかの影響がさほど重要ではない水準にとどまるようにすることが、そして廃棄物定置室への侵入が困難なものとなるようにすることが挙げられる。</p>	<p>模で発生する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 例外的に不利な地下水特性が備わっている。その例として、還元緩衝能の欠如、安全機能を大幅に損ない得る物質が高濃度で存在することなどが挙げられる。 	
	<p>411. 母岩の諸特性は、人工バリアの長期性能にとって有利に働くものとする。長期安全性にとって重要な基盤岩のこの種の条件は、少なくとも数千年間にわたって安定しているか、予測の比較的容易なものとする。その後にかかる地質学的変化、特に大規模な気候の変動に起因するものの範囲が見積もり可能であるとともに、安全機能に関する性能目標を指定する際に検討されているものとする。</p>	<p>EBS 性能に関する有利に働く母岩の特性は、目標特性によって記述される。気候の変動に関連した地質学的変化を含む将来の条件は、目標特性を定義する際に考慮に入れられている。『設計基準』【M1】及び『RSC-2012』（McEwen et al. 2013）を参照のこと。少なくとも数千年間は、主要な気候の変動が起こるとは考えられていない（『放射性核種放出シナリオの作成』【M5】）。目標特性の達成は、『性能評価』で評価されている。オルキルト母岩の適合性と EBS との相容性については、『サイト記述』【S6】、『補完的検討事項報告書』【M10】及び『RSC-2012 報告書』で論じられている。大スケールの気候の変動（主として海水位の低下、永久凍土層及び氷河作用期間）の効果も、考慮に入れられている（『性能評価』【M4】を参照のこと）。</p>
	<p>412. 処分場の位置は、処分サイトにおける地下水流動場との関連において有利なものとする。処分深度は長期安全性を優先して選定され、基盤岩の地質構造に加えて、深度に応じて透水係数、地下水の化学的性質及び岩石応力強度比に見られる傾向を考慮に入れる。使用済燃料向け処分場は、地上での自然現象（例えば氷</p>	<p>400～450m に選定された処分場深度の現在及び予測可能な将来における条件は、処分場の長期安全性にとって有利に働くものとみなされている。RSC-2012（McEwen et al. 2013）を参照のこと。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	河作用や人間の行為）の影響が適切に軽減されるよう、数百メートルの深度に配置されるものとする（その他の長寿命廃棄物や短寿命廃棄物向けの処分場は、最低限でも数十メートルの深度に配置するものとする）。	
上記の第 3 章を参照。	5 処分施設の設計及び実施方法 5.2 構造の設計、システム及び実施方法の分類 507. 処分施設のシステム、構造及び構成要素の分類は、安全性に関するそれらの機能及び構造面での重要性に応じてなされるものとする。この分類は、操業安全性に加えて、処分の長期安全性 [に] 基づくものとする。安全クラスは、一つのシステム、構造または構成要素の設計、製造、設置、試験及び検査に関する要件を設定する際に検討されるものとする。構造物及び構成要素は、環境条件に対する抵抗力に基づく分類の対象となるものとする。……	システム、構造及び構成要素の分類は、『分類文書』に示されている。この文書は、建設許認可申請書とともに STUK に提出される。この分類では、YVL D.5 の第 507 段落において要件に与えられる分類原則が考慮に入れられる。
	509. 処分の長期安全性に関して、分類は、第 405 段落及び第 406 段落で言及されている安全機能に対して有意の影響を及ぼすか、第 512 段落において言及されている長期的安全性に対してこの種の悪影響を及ぼす可能性がある構造及び機能に基づくものとする。重要な構造及び機能としては、特に、その周囲の緩衝材及び閉じ込め構造を伴う廃棄物パッケージや、処分施設の地下開口部における処理、掘削及び注入処理が挙げられる。	長期安全性は、長期安全性との関連性の高いシステム（例えば EBS 構成要素など）の安全分類において検討されている。この分類は、『分類文書』に示される。
	処分施設の建設、操業及び閉鎖 510. 処分施設の建設及び操業期間中に、調査、試験及び監視プログラムが、掘削される岩石の処分にとっての適合性を確保するために、また母岩の安全性にとって関連性の高い特性を明らかにするために、さらにはバリアの長期性能を確保するために、実行されるものとする。このプログラムは、少なくとも次に挙げるものを	岩盤適合性分類 (RSC) システムにおいて、処分パネル、定置坑道及び定置孔にとって適切な位置を特定するアプローチが記述されている。また RSC の適用に関連した特性評価については RSC-2012 報告書で、将来の計画については YJH-2012(Posiva 2012a) で、検討されている。 ONKALO 建設の前に、さらには ONKALO の建設期間中に適用されたモニタリング・プログラムは、『モ

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>含むものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 掘削が意図されている岩体の特性評価。 ● 廃棄物定置室を取り囲む岩石の岩石応力、移動及び変形のモニタリング。 ● 廃棄物定置室を取り囲む岩石の水理地質学的なモニタリング。 ● 処分サイトの地下水化学のモニタリング。 ● 人工バリアの挙動のモニタリング。 	<p>ニタリング・プログラム報告書 2003』（Posiva 2003）において記述されている。またその結果はそれぞれの分野に関する年次報告書で記述されている。今後のモニタリング・プログラムは、ポシヴァ社報告書である『オルキルトのモニタリング：処分場操業前期間のプログラム』（Posiva 2012-01）において取り扱われる。</p>
	<p>511. 地下水流動、岩石移動または長期安全性に影響を及ぼすその他の要素にとって重要なものとなり得る廃棄物定置室を取り囲む岩石の構造及びその他の特徴が定義され、分類されるものとする。地下開口部のレイアウトの修正は、設計された掘削部分を取り囲む岩石の品質が設計基準を著しく下回っていることが立証されたケースに関して規定されるものとする。</p>	<p>回避されるべき基盤岩構造は、岩盤適合性分類（RSC）システムに基づいて分類される。また RSC には、地下処分施設（そのうちの最も重要なものは定置坑道及び定置孔である）にとって適合な母岩を選定するための規程が含まれている。処分場レイアウトは、詳細調査の結果及び段階的に実施される岩盤適合性分類に基づいて更新されることになる。分類プロセス及びこのプロセスとレイアウト設計との組み合わせについては、『RSC-2012 報告書』（McEwen et al. 2013）で記述されている。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>512. 廃棄物定置室及びその他の地下開口部の建設、操業及び閉鎖は、長期安全性にとって重要な岩石特性が維持されるように実施されるものとする。この目的のために、特に使用済燃料処分の実施との関連において、次に挙げる条件が満たされる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 廃棄物定置室の周囲の岩石の掘削損傷領域が限定されるような岩石工法が使用されるものとする。 ● バリアの性能に悪影響を及ぼす有意量の物質が廃棄物定置室に入らないように、母岩の補強及び注入処理が実施されるものとする。 ● 廃棄物定置室への有機物及び酸化物の導入は最小限にされるものとする。 ● 廃棄物定置室は、処分活動及び関連するモニタリング活動に関する目的にかなう状態になり次第に、埋め戻され、閉鎖されるものとする。 	<p>処分施設の建設及び閉鎖に関連する要件は、ポシヴァ社の要件管理システムで定義されており、『設計基準』【M1】並びに『製作ライン報告書』【S1】【S3】【S4】【S5】【S7】において記述されている。</p>
	<p>513. 処分施設のレイアウトは、廃棄物定置活動が、掘削された岩石、埋め戻し材及び重機の移動作業とは適切に分離されるように、設計されるものとする。掘削によって誘発された岩石の崩落または廃棄物キャニスタ定置が進行中であるか、完了されている開口部における変位は、掘削を注意深く進めること、岩盤支保、さらには掘削活動とこれらの開口部との間の距離を十分確保することにより、防止されるものとする。</p>	<p>YVL D.5 指針要件の履行に対応する文書 STUK1 の一部となるポシヴァ社の CLA 文書化において議論されている。</p>
	<p>514. 使用済燃料キャニスタ及び長期耐久性要件が設定されたその他の廃棄物パッケージの処分位置への移動並びに緩衝材及び埋め戻し材の設置は、人工バリアの性能を著しく損なう障害が起こらないように実行されるものとする。</p>	<p>設計基準によると、キャニスタは、銅製シェルが損害を受けない方法によって貯蔵され、移送され、定置される（『設計基準』【M1】）。緩衝材及び埋め戻し材、さらには関連する品質保証措置は、それらの品質が設置プロセスを経ても変化することがないように設計されている。長期安全性に関連する側面は、全ての EBS 製作</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
		ライン（移送及び設置を含む）の設計の基礎を形成する（『キャニスタ』【S5】、『緩衝材』【S3】及び『埋め戻し材』【S1】製作ライン報告書）。
<p>第 5 章 安全要件の順守の立証</p> <p>第 14 条 長期安全性</p> <p>長期的な放射線安全要件の順守と、処分方法及び処分サイトの適合性は、セーフティケースを通じて明示されるものとする。このセーフティケースでは、予想される変遷シナリオと長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の両方が、分析されなければならない。セーフティケースでは、定量分析が実行可能でないか、相当水準の不確実性を伴う場合に、実験研究及び補足的な検討に基づく数値解析が行われる。</p> <p>最も高い被ばくを受ける人々（上述した第 4 条で言及したもの）が受ける放射線被ばくに関する拘束値の順守は、処分サイト近辺の環境で育成するものから栄養を摂り、最も高い放射線被ばくを受ける人々のコミュニティーを検討対象とすることによって証明するものとする。人々が受ける影響に加えて、動植物に生じ得る影響も分析されるものとする。</p>	<p>7 安全要件の順守の立証</p> <p>7.1 安全立証に関する原則</p> <p>長期安全性</p> <p>704. 長期放射線防護要件の順守並びに処分方法及びサイトの適合性は、少なくとも次に挙げる内容が含まれるセーフティケースによって明示されるものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 処分システムの記述及びバリア及び安全機能の定義。 ● 安全機能に関する性能目標の決定。 ● 変遷の定義（シナリオ解析）。その中で、処分システムの将来起こり得る挙動について記述される。 ● 概念的及び数学的なモデル化による処分システムの機能的な記述と、これらのモデルで必要とされる入力データの決定。 ● 廃棄物から放出され、バリアに浸透し、生物圏へと入る放射性物質の量に関する分析並びにその結果として生じる放射線量の分析。 ● 実行可能な場合は常に、長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象から生じる放射能の放出の発生確率と放射線量の見積もり。 ● 不確実性及び感度解析並びに補足的検討。 ● 分析の結果と安全要件との比較。 ● （同様に、先に取り扱った第309段落「最大被ばく個人」及び第317段落「その他の生物種の防護」を参照 	<p>TURVA-2012 セーフティケース・ポートフォリオは、次に示すように、704 に列記された諸要件を満たす様々な報告書によって校正されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 『処分システム、サイト記述及び設計基準の記述』【M1】【M2】【S6】を参照のこと。 ● 『設計基準』【M1】を参照のこと。 ● 『性能評価及び放射性核種放出シナリオの作成』【M4】【M5】を参照のこと。 ● 『設計基準』【M1】、『処分場システムに関するモデル及びデータ』【M6】、『生物圏データの基礎』【M7】、『地勢及び生態系の推移のモデル化』【M11】、『地上及び浅層部の水理学的モデル化』【M12】、『生物圏移行及び線量評価』【M13】、『植物及び動物に関する線量評価』【M14】を参照のこと。 ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】及び『生物圏評価』【M9】を参照のこと。 ● 『性能評価』【M4】、『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】及び『生物圏評価』【M9】を参照のこと。 ● 『性能評価』【M4】、『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】及び『補助的検討』【M10】を参照のこと。 ● 『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】、『生物圏評価』【M9】及び『統合報告書』を参照のこと。

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>のこと。）</p> <p>付属書 A には、セーフティケースの内容に関する詳細な要件が示されている。</p>	と。
	<p>付属書 A</p> <p>A01. 長期的な放射線安全要件の順守と、処分方法及び処分サイトの適合性は、セーフティケースを通じて明示されるものとする。このセーフティケースでは、予想される変遷シナリオと長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の両方が、分析されなければならない。セーフティケースでは、定量分析が実行可能でないか、相当水準の不確実性を伴う場合に、実験研究及び補足的な検討に基づく数値解析が実施される（GD 736/2008）。</p>	<p>YVL D.5 の付属書 A はセーフティケース・ポートフォリオ計画の基礎の一つとして使用された。この点については『統合報告書』のセクション 1.4 で記述されている。セーフティケース・ポートフォリオには、付属書 A で定義される必要とされる全ての内容が含まれている。</p>
	<p>A02. セーフティケースには、次に示すような処分システムに関連する記述を含むものとする：放射性物質の量、廃棄物パッケージ、緩衝材、埋め戻し材、閉じ込め及び封鎖構造物、掘削、さらには母岩の地質学、水理地質学、水理化学、熱、岩石力学面での特性、そして処分サイトにおける自然環境。</p>	<p>処分システムは、『処分システムの記述』【M2】において詳細に記述されている。母岩の特性は、『サイト記述』【S6】においてより詳細に取り扱われている。また EBS 及び地下開口部については、一連の『製作ライン報告書』【S1】【S3】【S4】【S5】【S7】で取り扱われている。</p>
	<p>A03. セーフティケースは、安全理念、バリア及び安全機能を定義するとともに、それらの性能目標を指定するものとする。その際に、時間及び確率面での変動（例えば、地質学及び気候面でのプロセスに起因するもの）が考慮に入れられるものとする。</p>	<p>様々なバリアとそれらの安全機能が、EBS に関する性能目標と母岩に関する目標特性を含めて、『設計基準』【M1】において定義される。時間及び確率面での変動が考慮に入れている。</p>
	<p>A04. セーフティケースには、予想される変遷及び長期安全を損なう発生の見込みの低い事象の両方をカバーするシナリオ解析が含まれるものとする。シナリオは、長期安全性にとって重要であり得る、また次に挙げる要因によって生じ得る特性、事象及びプロセス（FEP）をカバーするように構成されるものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 処分システムとの相互作用 	<p>シナリオは、次に挙げる項目が検討されるものとして作成されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 最も発生が見込まれる変遷の道筋。 ● 1件あるいは複数の安全機能が著しく低下している様々な状況。 ● 発生の確率は極端に低いものの、その可能性を全面的に排除

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>－ 放射線学、力学、熱、水理学、化学及び生物学面での要因または放射線によって誘発された現象によって引き起こされるもの。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 外部要素 － 例えば気候の変動、地質作用または人間の行為。 	<p>することはできない変遷の道筋。この点については後述する A05を参照のこと。</p> <p>様々なシナリオは、長期安全性及び様々な FEP 間の交互作用にとって重要なものとなり得る特性、事象及びプロセス（FEP）を検討することによって作成されている。この点については、『特性、事象及びプロセス』【M3】において検討されている。潜在的な重要性を伴う FEP が『性能評価』【M4】及び『放射性核種放出シナリオの作成』【M5】で考慮に入れられており、また放射性核種放出シナリオの分析は『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】及び『生物圏評価』【M9】で報告されている。</p>
	<p>A05. ベースシナリオにおいて、目標値からの偶発的な逸脱を考慮に入れた上で、それぞれの安全機能に関する性能目標が想定されるものとする。単一の安全機能が低下することによって生じる影響が、あるいは複数の安全機能の組み合わせがなされる場合には、2 件以上の機能の性能が低下することによって生じる複合的な効果が、複数のバリエーション・シナリオを通じて分析される。擾乱シナリオは、長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の分析を行うために作成される。</p>	<p>ベースシナリオはそれぞれの安全機能に関して定義される目標を想定する（すなわち、性能目標、目標特性及び安全機能が達成される）。その際に、目標値から偶発的な逸脱が考慮に入れられる。ベースシナリオでは、検出されなかった初期貫通欠陥が 1 体または複数のキャニスタに存在する可能性が検討される。またバリエーション・シナリオでは、単一の安全機能の性能が低下した場合の影響と、複数の安全機能の性能が低下した場合の複合効果が検討される。擾乱シナリオでは、長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象が検討される（『放射性核種放出シナリオの作成』【M5】を参照のこと）。</p>
	<p>A06. 処分された放射性物質の放出及び移行に関する分析を行うために、安全機能を制御している物理的な現象やプロセスに関する記述を行う概念モデルが作成されるものとする。放出及び移送プロセスのモデル化に加えて、安全機能の性能に影響を及ぼす状況について記述するためのモデルが必要とされる。概念モデルから、通常は単純化の手段を通じて、それぞれの計算モデルが導出される。モデルの単純化及び必要とされる入力の設定は、一つの安全機能の性能が、過度に過小評価</p>	<p>放射性核種放出及び移行並びに処分場システムの性能に関する分析に使用されるモデルについては『処分場システムに関するモデル及びデータ』【M6】報告書で記述されている。生物圏評価のために使用される主要なモデルは、それぞれのモデル化報告書において記述されている（『地勢及び生態系の推移のモデル化』【M11】、『地表及び浅層部の水理学的モデル化』【M12】、『生物圏における放射性核種の移行及び線量の評価』【M13】、『植物及び動物に関する線量評価』【M14】）。また概念モデルに関しては『生物圏の記述』【S2】で</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>されない一方で過大評価されることもないという原則に基づくものとされる。</p>	<p>取り扱われている。概念モデル並びに数値モデルも、モデルで検討されるプロセスと同様に記述されている。モデル化のために設定された仮定及び単純化に関する記述も行われる。この種の単純化は、安全機能の性能が過度に過小評価されない一方で過大評価されることもないという原則に基づいて行われる。</p>
<p>第 15 条 セーフティケースの信頼性</p> <p>セーフティケースで使用される入力データ及びモデルは、品質の高い研究データ及び専門家の判断に基づくものとする。データ及びモデルについて可能な限り妥当性確認/確証を行い、また評価期間にわたって処分サイトで支配的であることが見込まれる諸条件に対応したものであるものとする。使用される計算方法の選定の根拠は、実際の放射線被ばく及び放出される放射性物質の量が、かなりの確度をもって、安全解析で得られた結果を下回る水準にとどまることとする。安全解析に係る不確実性とそれらの重要性は、別途評価されるものとする。</p>	<p>A07. モデル化及び入力データの決定は、実験研究（例えば室内実験、サイト調査及びナチュラアナログから得られる証拠など）を通じて得られる水準の高い科学知識及び専門家の判断に基づくものとする。モデル及び入力データは、シナリオ、評価期間及び処分システムに適合したものとなるものとする。モデル化に使用される入力データが、例えば岩石の異質性に起因する不規則変動を伴うものである場合には常に、確率モデルを使用することができる。</p>	<p>TURVA-2012 で使用されるモデル及びデータ、さらにはこれらの信頼度を高めるために行われる特定の措置については、『処分場システムに関するモデル及びデータ』【M6】、『生物圏データベース』【M7】及び『モデル化報告書』（すなわち、『地勢及び生態系の推移のモデル化』【M11】、『地表及び浅層部意の水理学的なモデル化』【M12】、『生物圏における放射性核種の移行及び線量の評価』【M13】、『植物及び動物に関する線量評価』【M14】）で記述されている。より一般的なレベルでは、ナチュラアナログから得られた長期安全性に関する証拠が使用されている。この点については、サイトにおける観察とともに『補足検討報告書』【M10】において報告されている。不規則変動が地圏または地表環境のいずれかについて重要なものとなる場合は常に、確率的モデル化アプローチが適用されている（『性能評価』【M4】及び『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】）。</p>
	<p>A08. 計算方法、性能目標及び入力データの選択は、実際の放射線被ばくまたは放出された放射性物質の量が、高い確度をもって安全解析を通じて得られるものを下回るという原則に基づくものとする。また安全解析に含まれる不確実性は、適切な方法によって評価されるものとする。その例として、感度解析または確率論的方法が挙げられる。セーフティケースには、安全要件の順守に関する信頼水準の評価と、信頼水準とのかかわり最も大きい不確実性の評価が含まれるものとする。</p>	<p>A06 で注記されているように、TURVA-2012 のためのモデル化は、安全機能及び保持特性に関する過大評価だけでなく過度の過小評価も起こらないことを目標として行われている。『放射性核種放出シナリオの作成』【M5】において、さらには『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】及び『生物圏評価』【M9】において記述されているその他の感度及び不確実性の補足的な分析において、シナリオ及び計算ケースの範囲を定義する際には、不確実性が考慮に入れられている。信頼度の評価は、統合報告書において取り扱われている。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4 版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
	<p>A09. 定量的な安全解析によっても合理的な評価を行うことのできないこの種のシナリオの安全面での重要性は、補足的検討によって精査されるものとする。この中には、例えば、単純化された方法による分析、ナチュラルアナログとの比較、あるいは処分サイトの地質学的な歴史の検討などが含まれる可能性がある。この種の検討の重要性は、評価対象期間が長くなるのに応じて増加する。そして 100 万年の期間を越える範囲となる安全評価は、主として補足的検討に基づいたものとすることができる。こうした補足的検討は、分析の結果またはその一定の部分に関する信頼度を強化する目的で、実際の安全評価に対しても並行して適用することができる。この点については、後述する A11 及び A12 も参照のこと。</p>	<p>単純化された方法による分析を含む補足的検討、ナチュラルアナログとの比較、そしてオルキルオト・サイトの地質学的な歴史の観察については、『補足的検討報告書』【M10】で取り扱われている。また、補足的指標については『処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価』【M8】においても、また安全指標については『生物圏評価』【M9】においても、検討されている。</p>
<p>第 16 条 セーフティケースの提示及び更新</p> <p>セーフティケースは、建設許認可申請書及び原子力廃棄物施設の操業許認可申請書に伴って提出されるものとする。セーフティケースは、許認可条件に別段の定めがある場合を除き、15 年間隔で更新されるものとする。またセーフティケースは、当該施設の永久閉鎖に先立って更新されるものとする。</p>		<p>現在のセーフティケース・ポートフォリオは、CLA に含まれるものとして編集されている。統合報告書において、セーフティケース全体のまとめが示されている。統合報告書ではさらに、その「概要」も示されている。セーフティケース及びその基礎となる調査の今後の実施に関する計画は、YJH-2012 報告書 (Posiva 2012a) で取り扱われている。</p>
<p>第 7 章：組織及び従業者</p> <p>第 19 条 安全文化</p> <p>原子力廃棄物施設の設計、建設及び操業時及び廃止措置または閉鎖の実施に当たり、良好な安全文化が維持されるものとする。関連組織の幹部は、その決定及び業務において、安全を促進するための手順及び方策に対する取り組みを明示するものとする。作業者はそれぞれ責任ある形で作業に携わるよう動機付けがなされるほか、安全を損なう要素が特定され、報告が行われ、除去が奨励されるよう、職場の人々の間で開放的な職場の</p>	<p>後述の A10 及び A11 を参照。</p>	<p>組織及び従業者は CLA 付属書 10 及び 15 で示されている。これらの文書において、操業期間及び建設期間における組織がそれぞれ示されている。同様に、CLA 付属書 7 において、安全文化を指向する組織の一環となることを念頭においた組織編成に関する記述が行われている。付属書 8 では、VNA 736/2008 の § 17 及び § 19 における組織に関する要求事項の補足が行われている。これに加えてポシヴァ社は、2013 年のうちに、安全文化及び管理を取り扱う独立した報告書を提出する予定である。</p>

政令（736/2008）に示された規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト 4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び所在
<p>雰囲気形成が促されるものとする。作業員に対しては、継続した安全性の強化に寄与する機会が与えられるものとする。</p>		
<p>第 20 条 安全性及び品質管理</p> <p>原子力廃棄物施設の設計、建設、操業及び廃止措置または閉鎖に参加する組織は、安全及び品質面での管理を確保するための管理システムを用いるものとする。この管理システムの目的は、安全が例外なく最優先されるようにすることと、品質管理要件が当該活動の安全面での重要性に見合ったものとなるようにすることである。この管理システムに関しては、系統的な評価が実施されるだけでなく、継続的な開発がなされるものとする。安全及び品質管理では、原子力廃棄物施設の安全に影響を及ぼす全ての活動がカバーされるものとする。それぞれの活動に関して、安全面で重要な要件が特定され、これらの要件が確実に順守されるようにするために計画された措置が記述されるものとする。プロセス及び手順は、系統的かつ指示に基づくものとされるものとする。安全面で重要な逸脱を特定し、是正を施すために系統的な手順が設定されるものとする。許認可取得者は、その被雇用者及びサプライヤ、下請業者及び安全性に関連する活動に寄与するその他のパートナーが、系統的な安全及び品質管理に携わるようにする責任を持ち、実際にそうするように義務づけるものとする。</p>	<p>A10. セーフティケースに関しては、注意深い文書化が実施されるものとする。セーフティケースのそれぞれの部分において、基本的な仮定、使用された方法、得られた結果、そして完全性ケースとの組み合わせが明瞭にされるとともに（明快さ）、採用された仮定、入力データ及びモデルに関する正当化が文書において容易に見いだせるようにするものとする（トレーサビリティ）。</p>	<p>セーフティケースに含まれる報告書はそれぞれ独立した報告書として作成され、利用されている。またこれらの報告書では、追加的な情報を入力するために、その他の報告書が参照されている。鍵となるモデル及びデータは、個別の報告書に集められている：『処分場システムに関するモデル及びデータ』【M6】、『生物圏データベース』【M7】及び『生物圏モデル化報告書』（すなわち、『地勢及び生態系開発モデル化』【M11】、『地表及び浅層部水理学的モデル化』【M12】、『生物圏における放射性核種の移行及び線量評価』【M13】及び『植物及び動物に関する線量評価』【M14】）である。</p>
	<p>A11. セーフティケースの品質は、処分施設の設計、建設及び操業に関連する管理システムを通じて確保されるものとする。プロジェクトの実施組織は、目的にかなった組織、適切な能力及び適切な情報管理システムを設置するものとする。セーフティケースの様々な準備段階は、系統立った方法で計画されるものとする。また重</p>	<p>セーフティケース・プロセスの製作プロセス、組織及び品質保証については、統合報告書のセクション 2.5 において記述されている。複数の外部専門家が、レビュー・プロセスに参加している。鍵となるデータは、専門家の意見抽出プロセスを使用して評価されている。</p>

政令（736/2008）に示された 規制要件	STUK YVL D.5（ドラフト4版 2011.3.17）に示されたガイド	裏づけとなる証拠の概要の状況及び 所在
	<p>要な調査及び分析の結果の信頼性は、独立した立場の専門家または分析によって確認されるものとする。</p>	

2.2.3 TURVA-2012 の文書体系

ポシヴァ社が 2012 年の建設許可申請時に提出したセーフティケース「オルキルトにおける使用済燃料処分に関するセーフティケース –TURVA-2012」(以下、「TURVA-2012 セーフティケース」と呼ぶ)は、予備安全解析報告書 (PSAR 2012 (非公表)) 及び使用済燃料処分場に関する建設許認可申請書の支援文書と位置づけられている。

TURVA-2012 セーフティケースは、一連のセーフティケース報告書及び関連文書の「ポートフォリオ」に含まれるものとしている。これは、安全性に関する様々な論拠の道筋の全てを、主な出発点、方法論、結果及び結論を含めて統合する文書であるとしている。表 2.2-3 では、報告書のタイトル及び内容に関する簡略な記述が示されている。なお、ポートフォリオは、主要報告書 (緑のボックス) 及び主要裏付け報告書 (青いボックス) によって構成されている。なお、統合報告書 (*Synthesis*)⁴は、セーフティケース「TURVA-2012」ポートフォリオに関する統合的な総括を行うものであるとしている。

表 2.2-3 TURVA-2012 セーフティケース・ポートフォリオ

TURVA-2012	
統合的な総括 (<i>Synthesis</i>)	
様々な分析に関する全体的な方法論に関する記述で、安全性に関する全ての論拠の道筋をまとめるもの。また信頼の表明と、長期安全性に関する制約の順守の評価。	
サイトの記述 【S6】	生物圏の記述 【S2】
母岩の現状及び過去の変遷に関する理解。	地表環境の現状及び変遷に関する理解。
設計基準 (<i>Design Basis</i>) 【M1】	
処分場システムに関する性能目標及び目標特性。	
製作ライン 【S1】 【S3】 【S4】 【S5】 【S7】	
EBS 及び地下開口部の設計、製作及び初期状態。	
処分システムの記述 (<i>Description of the Disposal System</i>) 【M2】	
処分システムの初期状態及び地表環境の現状に関するまとめ	
特徴、事象及びプロセス (FEP) 【M3】	
処分システムに影響を及ぼす特徴、事象及びプロセス (FEP) に関する一般的な記述。	
性能評価 (<i>Performance Assessment</i>) 【M4】	
処分システムの性能に関する分析と、性能目標及び目標特性の達成に関する評価。	
放射性核種放出シナリオの作成 (<i>Formulation of Radionuclide Release Scenarios</i>) 【M5】	
気候の変遷に関する記述と放出シナリオの定義	
処分場システムに関するモデル及びデータ 【M6】 (<i>Models and Data for the Repository System</i>)	生物圏データベース 【M7】 (<i>Data Basis for the Biosphere Assessment</i>)

性能評価に、さらには放射性核種放出シナリオの分析に使用されるモデル及びデータ。	生物圏評価及びモデルの概要作成に使用されるデータ。
生物圏評価：モデル化報告書【M11】【M12】【M13】【M14】	
様々なモデル及び地表環境の詳細なモデル化に関する記述。	
処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価【M8】 (Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System)	生物圏評価【M9】 (Biosphere Assessment)
放出の分析と線量及び放射能フラックスの計算。	
補足的な検討(Complementary Considerations)【M10】	
裏づけとなる証拠：ナチュラルアナログ及び人為的なアナログを含む。	

表 2.2-4 と表 2.2-5 に、統合報告書の参考資料で示されている、ポートフォリオの主要報告書（14 報告書）と、主要裏付け報告書（7 報告書）のリストと概要を示す。なお、上述の表 2.2-3 のポートフォリオ中には、表 2.2-4 と表 2.2-5 で示した報告書の番号も記載している。（例えば、主要報告書は【M1】、主要裏付け報告書は【S1】のような表記。ただし、これらの番号はポシヴァ社の原典資料においては用いられていないが、便宜上、本報告書で各報告書を引用するために用いている。）

表 2.2-4 主要報告書リスト（Main report、14 報告書）の概要

報告書	概要
POSIVA Report 2012-3, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Design Basis</i> 2012【M1】 ⁶	設計基準(<i>Design Basis</i>)報告書は、ポシヴァ社の要件管理システムに基づいた、長期安全性の観点からの KBS-3V 処分概念の設計基準を示している。 本報告書では、法定要件、規制要件又は他のステークホルダーの諸要件に基づいて、処分場に関する研究、設計及び開発の指針が示されており、これらは「それぞれのバリア及び母岩に関する安全概念と安全機能」、「安全機能から導出された性能目標及び母岩に関する目標特性」、「設計要件」となっている。
POSIVA Report 2012-5, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Description of the Disposal System</i> 2012【M2】 ⁷	処分システムの記述 (<i>Description of the Disposal System</i>) 報告書は、処分システムの初期状態を示すものとしている。 ポシヴァ社は、処分システムを、処分場システム（使用済燃料、人工バリア及び母岩）と地表環境によって構成されるものとして定義している。 関連する不確実性を含め、安全評価にとつ

	<p>での入力情報の一つとして使用するために、処分場システム構成要素（使用済燃料、EBS 及び母岩）の主要特性・初期状態、及び使用される地表環境に関する主要な特性及び初期状態が示されている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-7, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Features, Events and Processes</i> 2012 【M3】⁸</p>	<p>特性、事象及びプロセス (FEP) (<i>Features, Events and Processes</i>) 報告書では、セーフティケースにとって関連性の高い FEP が示されている。</p> <p>FEP に関する記述は、処分システムの主な構成要素、使用済燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、補助的な構成要素、地圏、地表環境によって構成されている。関連性のある外部の特徴、事象及びプロセスについても検討されている。それぞれの構成要素に関して、処分システムの物理的状态に影響を及ぼす FEP (すなわち「変遷に関連する FEP」) と、大部分が放射性核種の移行に影響を及ぼす FEP (「移動に関連する FEP」) が区別されている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-4, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Performance Assessment</i> 2012 【M4】⁹</p>	<p>性能評価 (<i>Performance Assessment</i>) 報告書では、処分場システムの人工バリア及び母岩に関する性能目標及び目標特性の達成に関して示されている。</p> <p>性能評価では、予想される熱-水-力学-化学 (THMC) 的な変遷と、予想される変遷の道筋に関する不確実性が考慮に入れられている。破壊的な事象が発生する可能性も含めて、発生の見込みの低い変遷の道筋も特定される。主として気候の変遷に起因する形で生じる環境の自然な変遷も、考慮に入れられている。</p> <p>また、性能評価は、3つの時間枠（「掘削及び操業期間から閉鎖まで」、「その後 1 万年間の閉鎖後期間」、「1 万年後から反復される氷期サイクルを経て 100 万年後までの期間」）にて、人工バリア及び母岩にかかる、時間及び空間に依存する負荷を考慮に入れた上で実施されている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-8, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Formulation of Radionuclide Release Scenarios</i> 2012 【M5】¹⁰</p>	<p>放射性核種放出シナリオの作成 (<i>Formulation of Radionuclide Release Scenarios</i>) 報告書では、放射性核種の放出シナリオとそれらを作成する方法論が示されている。</p> <p>シナリオの作成においては、処分場システムのバリアの安全機能、及び全体の処分システム（表層環境を含む）に影響を及ぼす可能性のある FEP の不確実性が考慮されている。</p>
<p>POSIVA Report 2013-1, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Models and Data for the Repository System</i> 2012 【M6】¹¹</p>	<p>処分場システムに関するモデル及びデータ (<i>Models and Data for the Repository System</i>) 報告書では、「性能評価」報告書と「処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価」報告書で用いられるモデ</p>

	<p>ルとデータが示されている。(生物圏に関しては別の報告書に示されている)</p> <p>本報告書では、主要なモデルとデータを特定する方法論と、入出力データをつなぐための一連のモデルが示されている。外部プロセスに関するモデル、性能評価で用いられるモデルとデータ、放射性核種の放出と移行の評価に用いられるモデルとデータが議論されている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-28, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Data Basis for the Biosphere Assessment</i> BSA-2012 【M7】¹²</p>	<p>生物圏評価データベース (<i>Data Basis for the Biosphere Assessment</i>) 報告書は、生物圏評価モデルに使用されるデータの文書化・正当化を目的としている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-9, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System</i> 2012 【M8】¹³</p>	<p>処分場システムに関する放射性核種放出シナリオの評価 (<i>Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System</i>) 報告書では、「放射性核種放出シナリオの作成」報告書で特定された、放射性核種放出シナリオの評価が示されている。ベースシナリオ、バリエーションシナリオ、擾乱シナリオそれぞれにおいて、計算ケースの範囲が分析される。</p>
<p>POSIVA Report 2012-10, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Biosphere Assessment</i> 2012 【M9】¹⁴</p>	<p>生物圏評価 (<i>Biosphere Assessment</i>) 報告書では、評価方法、表層環境の概要、表層環境シナリオの評価が示されている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-11, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Complementary Considerations</i> 2012 【M10】¹⁵</p>	<p>補足的検討 (<i>Complementary Considerations</i>) 報告書は、安全評価結果の信頼性を高めることを目的しており、サイトの観察、自然や考古学的なアナログ、安全性に関連する処分場の構成要素とそのプロセスから得られた理解に重きが置かれている。</p>
<p>POSIVA Report 2012-29, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Terrain and Ecosystems Development Modelling in the Biosphere Assessment</i> BSA-2012 【M11】¹⁶</p>	<p>生物圏評価における地勢及び生態系の推移のモデル化 (<i>Terrain and Ecosystems Development Modelling in the Biosphere Assessment</i>) 報告書では、処分場のあるオルキルオト・サイトにおける、今後1万年までの地勢及び生態系の推移の詳細なシナリオ解析を行っている。解析結果は、その後の生物圏評価で行われる、表層や地表近くの水理モデルや放射性核種移行モデル、被ばく線量モデルに用いられる。</p>
<p>POSIVA Report 2012-30, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Surface and Near-Surface Hydrological Modelling in the Biosphere Assessment</i> BSA-2012 【M12】¹⁷</p>	<p>生物圏評価のための地上及び浅層部の水理学的なモデル化 (<i>Surface and Near-Surface Hydrological Modelling in the Biosphere Assessment</i>) 報告書では、地圏から生物圏システムへの放射性核種移行のリンクを扱っており、地上及び浅層部の地下水の垂直・鉛直方向のフラックスの計算結果を提供している。</p>
<p>POSIVA Report 2012-31, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Radionuclide Transport and</i></p>	<p>生物圏における放射性核種の移行及び線量評価 (<i>Radionuclide Transport and Dose Assessment for Humans in the Biosphere</i>)</p>

<i>Dose Assessment for Humans in the Biosphere Assessment</i> BSA-2012 【M13】 18	<i>Assessment</i>) 報告書では、生物圏における放射性核種移行のモデルと人間への線量評価解析が示されている。
POSIVA Report 2012-32, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - <i>Dose Assessment for the Plants and Animals in the Biosphere Assessment</i> BSA-2012 【M14】 ¹⁹	生物圏評価における動植物への線量評価 (<i>Dose Assessment for the Plants and Animals in the Biosphere Assessment</i>) 報告書では、表層環境に生息する動植物への、処分場から放出された核種による放射線の影響を評価している。

表 2.2-5 主要裏付け報告書 (Main Supporting report : 7 報告書) の概要

報告書	概要
POSIVA Report 2012-18, <i>Backfill Production Line</i> 2012 - Design, production and initial state of the deposition tunnel backfill and plug. 【S1】 ²⁰	埋戻し材製作ライン(<i>Backfill Production Line</i>)報告書は、埋め戻し材とプラグの性能目標、設計要件、仕様、全体の生産チェーン、品質管理と品質保証、初期状態と要件の達成について示している。
POSIVA Report 2012-06, Olkiluoto <i>Biosphere Description</i> 2012. 【S2】 ²¹	生物圏記述 (<i>Biosphere Description</i>) 報告書は、処分場閉鎖後の表層環境の変遷、地圏からの放射性核種の放出、表層環境での地質-水理-生物サイクルにおける蓄積、人々の表層環境における利用、どのような動植物相が存在しているかについて扱っている。
POSIVA Report 2012-17, <i>Buffer Production Line</i> 2012 - Design, production and initial state of the buffer. 【S3】 ²²	緩衝材製作ライン(<i>Buffer Production Line</i>)報告書は、緩衝材の性能目標、設計要件、仕様、全体の生産チェーン、品質管理と品質保証、初期状態と要件の達成について示している。
POSIVA Report 2012-16, <i>Canister Production Line</i> 2012 - Design, production and initial state of the canister. 【S4】 ²³	キャニスタ製作ライン(<i>Canister Production Line</i>)報告書は、キャニスタの性能目標、設計要件、仕様、全体の生産チェーン、品質管理と品質保証、初期状態と要件の達成について示している。
POSIVA Report 2012-19, <i>Closure Production Line</i> 2012 - Design, production and initial state of closure. 【S5】 ²⁴	閉鎖材製作ライン(<i>Closure Production Line</i>)報告書は、キャニスタの性能目標、設計要件、仕様、全体の生産チェーン、品質管理と品質保証、初期状態と要件の達成について示している。
POSIVA Report 2011-02, Olkiluoto <i>Site Description</i> 2011. 【S6】 ²⁵	サイト記述 (<i>Site Description</i>) 報告書では、
POSIVA Report 2012-22, <i>Underground Openings Production Line</i> 2012- Design, production and initial state of the underground openings. 【S7】 ²⁶	地下開口部製作ライン(<i>Underground Openings Production Line</i>)報告書は、キャニスタの性能目標、設計要件、仕様、全体の生産チェーン、品質管理と品質保証、初期状態と要件の達成について示している。

また、主要報告書と主要裏付け報告書の相違については、特にボンヴァ社の資料で明記されていない。

なお、ポシヴァ社は、2.2.5 節で後述するように、操業許可申請のためのセーフティケース計画²⁷を 2017 年に公表しているが、操業許可申請時に提出するセーフティケースの更新版では、表 2.2-6 のような 8 つの主要報告書から成るポートフォリオとなるとしている。

表 2.2-6 操業許可申請で予定されているセーフティケース・ポートフォリオ

総括報告書	分析の全体的な方法論に関する記述であり、安全性に関する論拠の全ての道筋がまとめられ、信頼表明と、長期安全性に関する制約の遵守の評価が行われる。
設計基準 (DB) 報告書	安全機能、性能目標及び設計要件、これらの基礎及びこれらの間のつながりが示される。
初期状態 (IS) 報告書	処分場システムの初期状態と地表環境に現時点で見いだされる諸条件が取り扱われる。
LILW 処分場評価 (LILW-RA) 報告書	封入施設で発生する LILW 用の処分場の長期性能の評価と、SNF 処分場との相互作用の特定が行われる。
性能評価及びシナリオの作成 (PAFOS) 報告書	性能目標の履行状況の評価が、予想されるか代替設定される気候及び地表環境の変遷を考慮に入れた上で行われる。またこの評価で特定された不確実性/逸脱に基づくシナリオが作成される。
モデル及びデータ (M&D)	性能評価及び放出の分析のためのモデル・ネットワーク及びデータ管理アプローチ。
放出の分析 (AOR) 報告書	処分場システムから地表環境に至る放射性核種の放出及び移行に関するモデル化で得られた主な結果と、放射線学的な結果的影響の評価の概括が行われる。
補足的な検討 (CC) 報告書	ナチュラルアナログ及び人為的なアナログを含む安全性の裏付けとなる証拠が示される。

2.2.4 TURVA-2012 の概要

本節ではポシヴァ社が 2012 年に提出したセーフティケース TURVA-2012 の概要を、統合報告書⁴に基づいて整理する。

ポシヴァ社はセーフティケースの考え方として、以下のような国際的な考え方を引用している。

国際的に、セーフティケースは、放射性廃棄物向け地層処分場の安全性、さらには安全性に対する専門家の信頼度のレベルを定量化し、立証する証拠、分析及び論拠を統合するものとして定義されている (IAEA 2006 及び NEA 2004, 2012)。セーフティケースは、処分場計画設定及び実現プロセスの幾つかのステップにおける意思決定にとっての鍵となる入力情報の一つである。セーフティケースは、プログラムが進行するにつれて、より包括的かつ厳格なものとなる。(統合報告書 1.4.1 セーフティケースとは何か?)

TURVA-2012 セーフティケースは、現在ポシヴァ社が計画中の処分システムの長期放射線学的安全性に関する取り組みについて説明するものとしており、次のものが含まれている。【統合報告書 1.4.2】

- ・ 地層処分場で処分される使用済燃料に関する記述。
- ・ 処分場システムがもたらす天然バリア及び人工バリアのシステムに関する記述、これらのバリアのために設定された安全機能と目標の定義、さらには使用済燃料、人工バリア、母岩及び地表環境の変遷並びに性能に影響を及ぼす可能性があるプロセスの現時点での理解の記述。
- ・ 使用済燃料がその危険性を維持する期間にわたってこの種の燃料の閉じ込め及び隔離をもたらす処分場システムの能力に関する系統立った分析を行う性能評価。
- ・ 使用済燃料が収納されたキャニスタの破損に、さらには放射性核種の放出につながる可能性のある変遷の道筋の定義 (シナリオ)。
- ・ 破損したキャニスタからの放射性核種の放出が起こり得る比率に関する、また処分場システム内及び地表環境における放射性核種の保持、移行及び分布に関する、さらには人間、植物及び動物に起こり得る放射線量に関する分析。この中には、関連する不確実性並びにそれらの影響の評価が含まれる。
- ・ モデル及びデータで、処分場システムの変遷及び地表環境の推移に関する記述に、また放射能の放出に関する分析や線量評価に、さらには線量評価の分析に使用されるもの。

- ・ 定量分析の結果の信頼性を補完し、その裏付けとなる一定範囲の定性的な証拠及び論拠。
- ・ 分析の結果と安全要件の規定との比較。

なお、操業期間にわたる安全性に関する様々な側面については、TURVA-2012 セーフティケースでは取り扱われておらず、PSAR の別の部分で取り扱われている。

TURVA-2012 セーフティケースの統合報告書 (Synthesis) では、セーフティケースの全体的な方法論について記述するとともに、全ての論拠の道筋、長期安全性に関する制約の順守に関する評価、さらには TURVA-2012 セーフティケースの信頼の表明をまとめたものであるとしており、全 11 章は次のような内容としている。【統合報告書 1.7】

表 2.2-7 TURVA-2012 セーフティケースの統合報告書の章構成

章	内容
1	フィンランドにおける使用済燃料管理、使用済燃料がもたらす危険の性質及び変遷、オルキルオト・サイトでの処分を実行するためにポシヴァ社が設定したプログラム及び TURVA-2012 セーフティケースに関して、導入となる簡略な説明。同プロジェクトに関する法律及び規制面での背景、以前に提出された安全分野の資料に関して行われた規制機関側からのフィードバック、さらには本報告書の構成が示されている。
2	KBS-3 処分概念について、さらにはオルキルオト・サイトの主要な特徴のうち、使用済燃料処分に使用される処分概念及びセーフティケースの開発とかかわりのあるものについての説明。また、それらを踏まえた上での、設計方法及び評価方法についての説明。ポシヴァ社の品質管理システム、同社の TURVA-2012 セーフティケースの製作における同システムの適用、さらにはモデル及びデータ品質プロセスに関する概略も示されている。
3	処分システムの初期状態における大まかな記述。具体的に、母岩及び地表環境に関する、さらには使用済燃料及び人工バリア（キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材）に関する記述。これらの記述により、処分場システムの性能及び処分システムの安全性について評価する上での基礎がもたらされるとしている。
4	特徴、事象及びプロセス (FEP) の特定及びスクリーニングに関する記述と、性能評価に関連するものだけでなく、潜在的な放射性核種の放出と放射線学的影響の分析に関連する FEP のデータベースの開発についての記述。またこの第 4 章では、性能評価並びに放射線学的なモデル化及び分析における FEP 記述の今後の利用について述べるとともに、処分場システム及び地表環境の変遷に関して想定し得る将来の道筋の概要が示されている。
5	セーフティケースの裏付けとなる分析に必要な様々なモデル及びデータについての記述。これらのモデルとして、次の 4 つのタイプのもものが挙げられている： <ol style="list-style-type: none"> 1) 気候の変遷及び気候に起因するプロセスについて記述するモデル 2) 処分システムの変遷を明らかにするために、さらには人工バリアの性能及び母岩における条件の評価を行うために、考慮に入れなければならない FEP を表現するモデル 3) ニアフィールドから地圏を通じて地表環境に至る放射性核種の放出及び移行について分析するモデル 4) 生物圏評価のためのモデル — この中には、ランドスケープの推移、地表環境における放射性核種の移行、人間、植物及び動物が受ける線量または線量率に関するモデ

	ルが含まれている。
6	処分場システムの性能についてまとめた上で、人工バリア及び母岩に関する性能目標及び目標特性の達成状況について明示。性能評価では、予想される処分場システムの熱-水-力学-化学（THMC）的な変遷及び予想変遷の不確実性が考慮に入れられている。性能及び性能要件の履行は、3つの期間について検討されている。 <ul style="list-style-type: none"> 掘削及び操業から閉鎖に至るまでの期間 次の1万年間にわたる閉鎖後期間 1万年を超えて100万年後までの度重なる氷期サイクルによって構成される期間
7	放射性核種放出シナリオ及び計算ケースの作成に関する概要。その際の焦点は、「条件の逸脱」、「変遷に関する不確実性」、そして「放射性核種の放出につながり得る予想外の事象」に合わせられている。シナリオは、「ベースシナリオ」、「バリエーション・シナリオ」及び「擾乱シナリオ」として定義されている。そしてこれらに合わせて一連の計算ケース、すなわち「レファレンスケース」、「感度ケース」、「What-If ケース」が定義されている。
8	第7章で定義された放射性核種放出シナリオ及びケースの評価に関する概要。この中には、処分場システムにおける放射性核種の放出及び移行の分析、地表環境のシミュレーション、そして人間、植物及び動物が受ける可能性のある放射線学的影響の分析が含まれている。またベースシナリオ、バリエーション・シナリオ及び擾乱シナリオの分析が実施されるほか、これらのシナリオに関連する不確実性の調査が、一定範囲の決定論的計算ケースとモンテカルロ・シミュレーションを用いて実施されている。確率論的感度解析が、パラメータ値に対する感度を評価するために、さらには代替モデル仮定の結果的影響について調査するために、実施されている。
9	処分の長期安全性に関する追加的な証拠をもたらす補足的な検討事項の概略。補足的な検討事項及び追加的な証拠が、地質学的処分概念の選択に、また KBS-3 概念のロバスト性に、さらにはオルキルオト・サイトの適合性に関連付けられている。処分場システムに関する一定範囲の補足的な指標の評価で得られた結果についても、幾つかのものを選んで記述されている。
10	それまでの章で示された調査の成果及び結果に基づき、法律及び規制要件の順守状況の確認。またこの章では、今後の主な研究及び開発面での必要性に関する概略も示されている。
11	信頼の表明。これにより、TURVA-2012 セーフティケースにおいて、使用済燃料の安全な処分がオルキルオト・サイトにおいて、また KBS-3 概念を通じて実行可能であることが、処分場建設許認可申請書にふさわしい詳細さのレベルで示されていることが確認されている。

ここでは、以下において、統合報告書の内容から次の各項目について概要を整理する。

- ・ KBS-3 概念及びオルキルオト・サイト
- ・ 設計方法論
- ・ 評価方法
- ・ 安全評価
- ・ 結論

a. KBS-3 概念及びオルキルオト・サイト

○処分システムの記述【統合報告書 2.1.1】

ポシヴァ社の計画では、使用済燃料の処分は、エウラヨキ自治体オルキルオトのサイトに

KBS-3 概念に基づいて開発される地層処分場において実施されるとしている。設計において、使用済燃料集合体は荷重強度を高める鋳鉄製インサートを伴う銅製キャニスタに収納される。これらのキャニスタは、定置坑道の床に掘削された個々の定置孔に鉛直方向に定置される。これらのキャニスタは、膨潤性粘土の緩衝材によって取り囲まれ、この緩衝材によってキャニスタと基盤岩が分離される。定置坑道、中心坑道、アクセス坑道及びその他の地下開口部は、操業後の基盤岩における自然条件の回復を支援する物質を用いて埋め戻される。

○オルキルト・サイト【統合報告書 2.1.2】

オルキルト・サイトの地質環境に関しては次の特徴があるとしている。

- ・ フェノスカンディア楕状地内に位置する安定地殻構造条件 — 活発なプレートの縁から離れた位置に存在。
- ・ 品質の高い結晶質基盤岩が存在し、自立可能な坑道及びその他の地下開口部（例えば、定置孔、技術室及び立抗など）の掘削にとって適性を有する。
- ・ 処分深度において還元条件が存在し、その他の面においても地下水の地球化学的な特性が良好。
- ・ 現時点で、地下深部の地下水流動が、過去の長期間にわたってそうであったように低水準のものであり、またこの状況が将来の長い期間にわたり持続すると予想される。

また、処分場及びその他の地下開口部のレイアウトに対する制約をもたらすか、長期性能及び安全面での評価で考慮しなければならない主な特徴及びプロセスとして、以下があるとしている。

- ・ 変形帯及び破砕帯の存在。これらの場所には、より多くの地質工学的特性が混在しており、幾つかのケースでは水理学的な活動水準が高くなっている。
- ・ 地下深部の岩石応力が比較的高い。これによって岩石に擾乱が引き起こされる可能性がある。このため、地下開口部の安定性が低下する。
- ・ 岩石の温度及び熱伝導率と、使用済燃料の残留熱出力。
- ・ 地下深部における地下水の塩分濃度が高い。これにより、人工バリア・システムの性能に影響が及ぶ可能性がある。
- ・ 後氷期地殻隆起の継続。またより長い期間を見た場合には、気候の寒冷化及び氷河作

用に伴って岩石応力に変化が生じたり、地下水流動及び水理化学面での変化が生じたりする可能性（例えば、希薄な氷河融水が母岩内に流入することなど）。

b. 設計方法論

【統合報告書 2.2】

ポシヴァ社は、「要件管理システム」(VAHA)を通じて、オルキルオトの使用済燃料地層処分のためのロバストな設計を開発している。この設計により、安全確保の考え方及び安全理念を、様々なバリアに関する一連の安全機能、性能要件、設計要件及び設計仕様として、すなわちオルキルオト・サイトにおける処分概念の実現に用いられる仕様として具体化するための厳格かつトレーサビリティを伴う方法がもたらされているとしている。VAHAの構成は以下としている。

- ・ レベル1『ステークホルダー要件』：法律、原則決定、規制要件及びその他のステークホルダー要件に基づくもの。
- ・ レベル2『長期的な安全確保の考え方』：安全理念及び安全機能の定義につながる。
- ・ レベル3『性能要件』：人工バリアに関する「性能目標」と母岩に関する「目標特性」によって構成され、安全機能が確実に履行されるようにする。
- ・ レベル4『人工バリア及び地下開口部に関する設計要件』：この中には「岩盤適合性分類規準」(RSC規準)が含まれ、性能要件が満たされるようにする。
- ・ レベル5『設計仕様』：設計、建設及び製造で使用されるべき詳細な仕様書。

○安全確保の考え方、安全理念及び安全機能【統合報告書 2.2.1～2.2.2】

KBS-3 概念に関して設定されている長期的な安全確保の考え方は、人工バリアと母岩で構成される多重バリア処分システムの使用に基づくものであるとしている。人工バリアの役割は、放射性核種の放出に対して一次的な閉じ込めをもたらすこととしている。母岩は人工バリアの長期的な性能にとって有利に働く条件をもたらす一方で、放射性核種の移行を制限したり、遅らせたりする働きをするべきである。多重バリア・システムは、たとえいずれか一つのバリアが欠陥を伴うものであることが明らかになった場合でも、システム全体として生物環境を保護できるものであるべきである、としている。

安全理念(図 2.2-2)とは、これらの理念がオルキルオト・サイトの現在及び将来の条件において使用済燃料の安全な処分を達成するためにどのように適用されるかに関する、概

念上の記述であるとしている。

使用済燃料に関連する放射性核種インベントリの閉じ込めは、まずシーリングされた（気密性及び水密性が確保された）銅・鉄製のキャニスタ内に燃料を封入することによってもたらされる。その他の EBS 構成要素（緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材）は、キャニスタがその密封性を維持する上で有利に働くニアフィールド条件をもたらすだけでなく、キャニスタに破損が生じた場合でも、当該キャニスタからの放射性核種の放出速度を低下させるとともに、放出率を制限する。放射性核種の閉じ込めは、EBS の実証済みの技術的な品質によって確保されるとしている。安全理念のその他の要素には、処分場を十分な深度に設置すること、良好で予測の比較的容易な基盤岩及び地下水条件、基盤岩及び EBS の（良好な特性評価が実施された）諸特性などが含まれる。ロバストなシステム設計が実現されることにより、設計または設計の実現において単一の欠陥が幾つか存在する場合であっても、また将来の条件に関する不確実性によっても、処分場システムの全体的な安全性が顕著に損なわれることはないとしている。

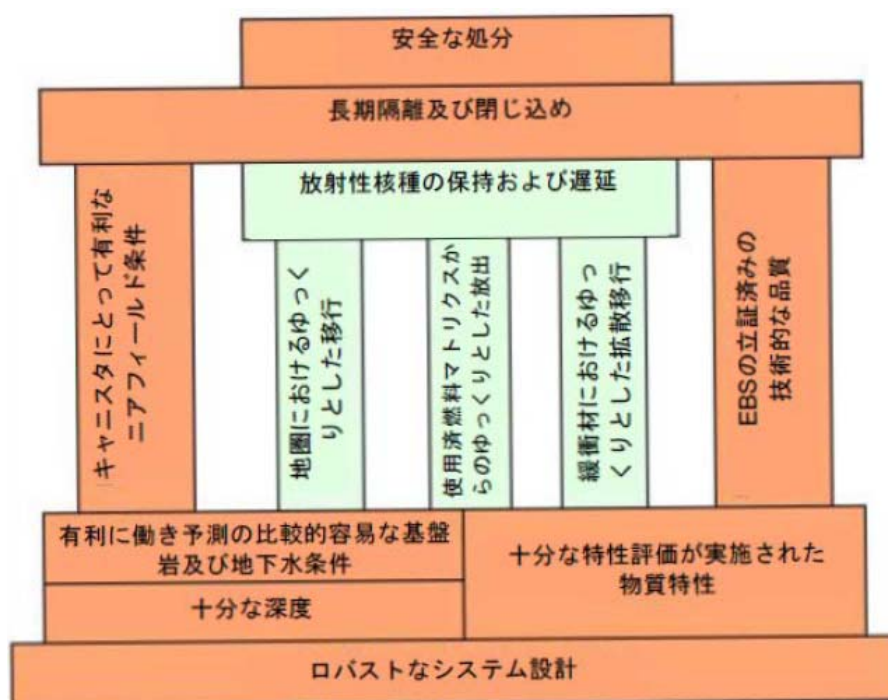


図 2.2-2 安全理念の概略。オレンジ色のブロックは、処分システムの一次安全機能及び特性を示す。緑色のブロックは、1体のキャニスタから放射性核種の放出が起こった場合に重要になる二次安全機能を示す。

処分システムは、地表環境（保護されるべき対象）と処分場システム（使用済燃料（危険の発生源）並びに安全機能を備え、危険から防護する人工及び天然バリア）から成る）によって構成される（図 2.2-3）とし、また、人工バリア・システム（EBS）及び母岩の構成要素に割り当てられ安全機能は、表 2.2-8 のように示されるとしている。



図 2.2-3 処分システムの構成要素。安全機能は、天然バリア（母岩）及び人工バリア・システムの構成要素（閉鎖材、埋戻し材、緩衝材及びキャニスタ）に割り当てられている。

表 2.2-8 ポシヴァ社の KBS-3V 処分場のバリアに割り当てられた安全機能

バリア	安全機能
キャニスタ	使用済燃料の長期間にわたる閉じ込めを確保する。この安全機能はまず、キャニスタ 鋳鉄インサートの力学的な強度とそれを取り囲む銅の耐食性に基づくものである。
緩衝材	予測の比較的容易でキャニスタにとって有利に働く力学的、地球化学的及び水理地質学的な条件に寄与する。 キャニスタを、使用済燃料及び関連する放射性核種の完全な閉じ込めという安全機能を損なう可能性のある外的プロセスから保護する。 キャニスタの破損が生じた場合にも、放射性核種の放出を制限し、遅延させる。
定置坑道埋	緩衝材及びキャニスタにとって良好かつ予測の比較的容易な力学的、地球化

め戻し材	学及び水理地質学的な条件に寄与する。 起こり得るキャニスタ破損事象の発生後に、放射性核種放出を制限し、遅延させる。 定置坑道に隣接する岩石の力学的な安定性に寄与する。
母岩	地表環境及び人間、植物及び動物にとっての通常の居住/生息地から使用済燃料処分場を隔離し、人間侵入の可能性を制限し、地表での様々な条件の変化から処分場を隔離する。 人工バリアにとって良好かつ予測の比較的容易な力学的、地球化学及び水理地質学的な条件をもたらす。 移行を制限し、処分場から放出される可能性のある有害物質の移動を遅延させる。
閉鎖材	地下開口部によって、地表環境及び人間、植物及び動物の通常の居住/生息地からの処分場の長期的な隔離が損なわれる事態を防止する。 開口部を通じた重要な透水性流動経路の形成を防止することにより、その他の人工バリアにとって良好かつ予測の比較的容易な地球化学及び水理地質学的な条件に寄与する。 処分場からの有害物質への流入及び放出を制限し、遅延させる。

上記の安全機能は、一連の技術的な設計要件を通じて提案されている設計により、処分場システムのそれぞれのバリアに関して定義される性能要件に基づいて実現されるとしている。これらの性能要件は、当該システムが要求されている安全レベルを実現するために長期的に満たされるべき「性能目標」（人工バリア）及び「目標特性」（母岩）として表現されるとしている。性能目標と目標特性の定義に当たり、現在の理解及び以前に実施された調査結果に基づいて合理的に発生が見込まれるものと判断される全ての変遷の道筋並びに予想される負荷が考慮に入れられ、設計基準に組み込まれるとしている。性能評価は、当該システム（設計要件及び仕様に基づいて設計及び建設されたシステム）が性能目標及び目標特性を満たすものであることを、したがって安全機能が合理的に見込まれる全ての変遷の道筋において満たされることを、示すために用いられるとしている。

安全機能からの性能目標及び目標特性の導出については、『設計基準』報告書（前節のポートフォリオ報告書の【M1】に該当）で記述されている。表 2.2-9 及び表 2.2-10 に、人工的な構成要素に関する性能目標と、母岩に関する目標特性の例を示す。これらは VAHA レベル 3 に列挙されているものであるとし、サイトの安全機能及び予想される変遷に基づいて導き出されているとしている。

表 2.2-9 (a) キャニスタ、(b) 緩衝材、(c) 定置坑道埋め戻し材及びプラグ及び (d) 閉鎖に関する性能目標

VAHA ID	a) キャニスタに関する性能目標
L3-CAN-4	偶発的な逸脱を除き、処分のために封入施設から搬出される当初のキャニスタは損傷を伴っていないものとする。
L3-CAN-5	予想される処分場条件において、キャニスタは、偶発的な逸脱を除き、数十万年間にわたって損傷のない状態を維持するものとする。
L3-CAN-7	キャニスタは、処分場に予想される条件において、腐食に耐えるものとする。
L3-CAN-9	キャニスタは、処分場に予想される力学的負荷に耐えるものとする。
L3-CAN-11	キャニスタは、その他のバリアの安全機能を損なわないものとする。
L3-CAN-14	キャニスタは、損傷を受けたキャニスタ壁を通じた水の侵入を含め、仮定される全ての操業及び処分場条件において未臨界状態を維持するものとする。
L3-CAN-16	キャニスタは、銅製シェルが損害を受けない方法で貯蔵され、移送され、定置されるものとする。
L3-CAN-18	キャニスタの設計は、処分場からの使用済燃料集合体の回収可能性を容易にするものとする。
VAHA ID	b) 緩衝材に関する性能目標
L3-BUF-4	別途明記されない限り、緩衝材は、偶発的な逸脱を除き、予想される処分場条件において数十万年間にわたって下記に列記する要件を満たすものとする。
L3-BUF-10	緩衝材は、岩盤剪断がキャニスタに及ぼす影響を軽減するものとする。
L3-BUF-8	緩衝材は、微生物活動を制限するものとする。
L3-BUF-12	緩衝材の透水性は、キャニスタから基盤岩への放射性核種の移行を制限する上で十分に低いものとする。
L3-BUF-13	緩衝材の透水性は、岩盤からキャニスタ表面への腐食性物質の移行を制限する上で十分に低いものとする。
L3-BUF-14	緩衝材は、放射性コロイドの岩盤への移行を制限するものとする。
L3-BUF-16	緩衝材は、岩盤に損傷が生じた場合の潜在的効果を軽減するために、定置孔壁を支持する役割を果たすものとする。
L3-BUF-17	緩衝材は、キャニスタを正しい位置に維持する（すなわち、沈み込みや傾斜を防ぐ）ことができるものとする。
L3-BUF-6	緩衝材は、緩衝材温度を 100℃未満に保つ上で十分な効率をもって熱をキャニスタから伝導するものとする。
L3-BUF-19	緩衝材は、処分場システムへの損傷を引き起こすことなく気体が緩衝材を通じて移行することができるものとする。
L3-BUF-21	緩衝材内に存在し、キャニスタ、埋め戻し材または岩盤に悪影響を与える可能性のある物質の量は制限されるものとする。
VAHA ID	c) 定置坑道埋め戻し材及びプラグに関する性能目標
L3-BAC-5	別途指定されていない限り、埋め戻し材及びプラグは、偶発的な逸脱を除き、処分場に予想される条件において、数十万年間の期間にわたり、以下に列記する性能目標を満たすものとする。
L3-BAC-8	埋め戻し材は、定置坑道沿いの移流による流動を制限するものとする。
L3-BAC-9	プラグは、処分場の操業段階にわたり、定置坑道を水理学的に隔離するものとする。

L3-BAC-13	埋め戻し材及びプラグの化学的組成は、緩衝材、キャニスタまたは基盤岩の性能を危険にさらすことのないものとする。
L3-BAC-16	埋め戻し材は、緩衝材を所定の位置に保つものとする。
L3-BAC-17	埋め戻し材は、定置坑道の力学的安定性に寄与するものとする。
L3-BAC-18	プラグは、操業フェーズにわたり、埋め戻し材を所定の位置に保つものとする。
L3-BAC-19	埋め戻し材は、定置孔内でのキャニスタの持ち上げ（リフティング）現象の防止に寄与するものとする。
VAHA ID	d) 閉鎖に関する性能目標
L3-CLO-13	別途明記されていない限り、閉鎖に使用される物質及び構造は、偶発的な逸脱を除き、数十年間の期間にわたり、予想される処分場条件において、以下に列記する性能目標を満たすものとする。
L3-CLO-5	閉鎖材は、閉鎖された容積全体にわたる意図的でない人間侵入の見込みを低減することにより、使用済燃料の隔離を確保するものとする。
L3-CLO-6	閉鎖材は、可能な限り基盤岩の良好な自然条件の回復させるものとする。
L3-CLO-7	閉鎖材は、地表面と定置坑道/定置孔の間に優先的な流動経路及び移行ルートが形成されるのを防止するものとする。
L3-CLO-8	閉鎖材は、EBS 及び母岩のその他の部分にとっての良好な条件を危険にさらすことのないものとする。
L3-CLO-11	使用済燃料キャニスタの回収は、処分場坑道や閉鎖の構造にかかわらず、技術的に実行可能なものとする。

表 2.2-10 母岩に関する目標特性

VAHA ID	母岩に関する目標特性
L3-ROC-3	母岩は、偶発的な逸脱を除き、数十万年間の期間にわたりその有利な特性を保持するものとする。
L3-ROC-5	処分場は、最低限でも地下 400 m の深度に配置される。
L3-ROC-10	キャニスタの腐食を回避するために、ニアフィールドに補足される酸素が消費される時点までの当初の期間を除き、処分場レベルの地下水は酸素欠乏状態にあるものとする。 したがって、ニアフィールドに当初に補足された酸素が消費されたあと、溶存酸素は存在しないものとする。
L3-ROC-11	処分場レベルの地下水は、キャニスタの塩化物腐食を回避する上で十分に高い pH と十分に低い塩化物濃度を備えているものとする。 したがって、pH は 4 を超え、塩化物濃度は $[Cl^-] < 2M$ となるものとする。
L3-ROC-12	キャニスタ腐食剤（すなわち、 HS^- 、 NO_2^- 、 NO_3^- 及び NH_4^+ 、酢酸塩）の処分場レベルにおける地下水濃度は制限されるものとする。
L3-ROC-13	処分場レベルの地下水については、微生物の活動（特に硫酸塩還元菌の活動）を限定するために、有機物質、 H_2 及び S_{tot} 並びにメタンの含有率が低いものとする。
L3-ROC-14	処分場レベルの地下水は当初、緩衝材または埋め戻し材の化学的侵食の見込みを低減するために、十分に高いイオン強度を備えているものとする。 したがって当初の陽イオン $\sum q[M^{q+}]^*$ の総電荷当量は 4 mM を超えるものとする。 * $[M^{q+}]$ = 陽イオンのモル濃度、 q = イオンの電荷数。

L3-ROC-15	処分場レベルの地下水の塩分濃度は、緩衝材及び埋め戻し材が十分に高い膨潤圧を維持できるようにするため、限定的なものとする。 したがって将来予想される条件において、処分場レベルの地下水塩分濃度（TDS：総溶解固形物濃度）は、 35 g/L TDS を下回るものとする。 建設活動によって引き起こされる初期過渡状態の期間において、 70 g/L TDS までの塩分濃度であれば、許容可能とする。
L3-ROC-16	処分場レベルの地下水の pH は、緩衝材及び埋め戻し材が安定している（すなわちモンモリロナイト溶解が起こらない）範囲内に維持されるものとする。 したがって pH は 5～10 の範囲とされるが、当初は、局所的にこれよりも比較的高い pH（最高で 11）も許容されるものとする。 受け入れ可能なレベルは、シリカ及びカルシウムの濃度に左右される。
L3-ROC-17	処分場レベルにおける地下水において、緩衝材及び埋め戻し材の安定性に対して悪影響を及ぼし得る溶質（カリウムイオン、 Fe_{tot} ）の濃度は制限されるものとする。
L3-ROC-29	地下水条件は、燃料マトリクスของ安定性のために、また放射性核種の溶解度を低くするために、還元性とされるものとする。
L3-ROC-31	定置孔近辺において、天然地下水のコロイド及び有機物の含有率は、放射性核種の移行を限定するために低いものとする。
L3-ROC-19	飽和条件のもとで、定置孔近辺の何らかの亀裂で生じる地下水流動は、EBS へのからの物質移動を限定するために、低いものとする。 したがってこの種の亀裂における流量は、最高でも、1 年間に、交差する亀裂の幅 1 m 当たりで、1 リットル程度のものである（L/(m*年)）。 複数の亀裂が存在する場合、流量の総和が適用される。
L3-ROC-20	母岩における流動条件は、高い移行抵抗に寄与するものとする。 したがって定置孔近辺の移動経路は、大部分の定置孔に関して、1 万年/m を超える、また最も低い場合であっても数千年/m の移行抵抗（WL/Q）を備えるものとする。
L3-ROC-21	定置坑道への地下水の流入は、埋め戻し材の性能を確保するために制限されるものとする。
L3-ROC-33	母岩の諸特性は、マトリクス拡散及び収着に有利に働くものとする。
L3-ROC-23	定置孔の位置は、キャニスタを破壊する上で十分な大きさの岩盤剪断移動が発生する見込みが最小限となるよう選定されるものとする。 したがって、5 cm を超える規模の剪断変位が起こる見込みは低いものとする。
L3-ROC-30	収着パラメータに関するデータを確定するために、pH は（最高で 11 までの比較的高い pH が許容される当初の期間が経過した後は）6～10 の範囲にとどまるものとする。

設計要件は、性能目標及び目標特性から導き出されるとしている。人工バリアに関しては、これらにより、当該バリアが将来予想される負荷に耐えるために満たさなければならない諸要件が定義される。設計要件は、VAHA におけるレベル 4 を形成するものであるとしている。

設計仕様は、より一般的な設計要件から導き出された設計、建設及び製造に使用される詳細仕様であるとしている。これらの仕様は、安全機能及び性能目標が当初から達成されるよ

うに、また使用済燃料が有意の危険性を伴う期間にわたって予想される諸条件のもとで達成されるように定義される。設計仕様は、VAHAにおけるレベル5を構成するとしている。設計仕様は、それぞれの構成要素に関する『キャニスタ-、緩衝材-、埋め戻し材-、閉鎖-及び地下開口部-製作ライン報告書』【S1】【S3】【S4】【S5】【S7】において検討されているほか、その概要が『処分システムの記述』報告書【M2】に示されている。

c. 評価方法

【統合報告書 2.3】

ポシヴァ社によるセーフティケースの開発アプローチの概略は図 2.2-4 のように示されている。このアプローチに基づき、設計基準の開発、処分場システムの性能評価、放射性核種放出につながるシナリオの作成及び評価が行われるとしている。設計基準の開発、さらには性能目標及び目標特性の定義の開発は、性能評価、放射性核種放出シナリオの作成及び評価、さらにはセーフティケースの提示などの要素が関連する反復的な方法によって行われている。利用可能な科学面での理解（この中にはより早期に実施された評価の結果も含まれる）が、性能目標の定義、母岩に関する目標特性の定義、そして設計要件及び岩盤分類のための規準の定義に使用される。これらは、科学的な理解が進むのに応じて更新されることになるとしている。その際には、性能評価の結果や、現行セーフティケースの放射性核種放出シナリオの評価の結果が考慮に入れられる。

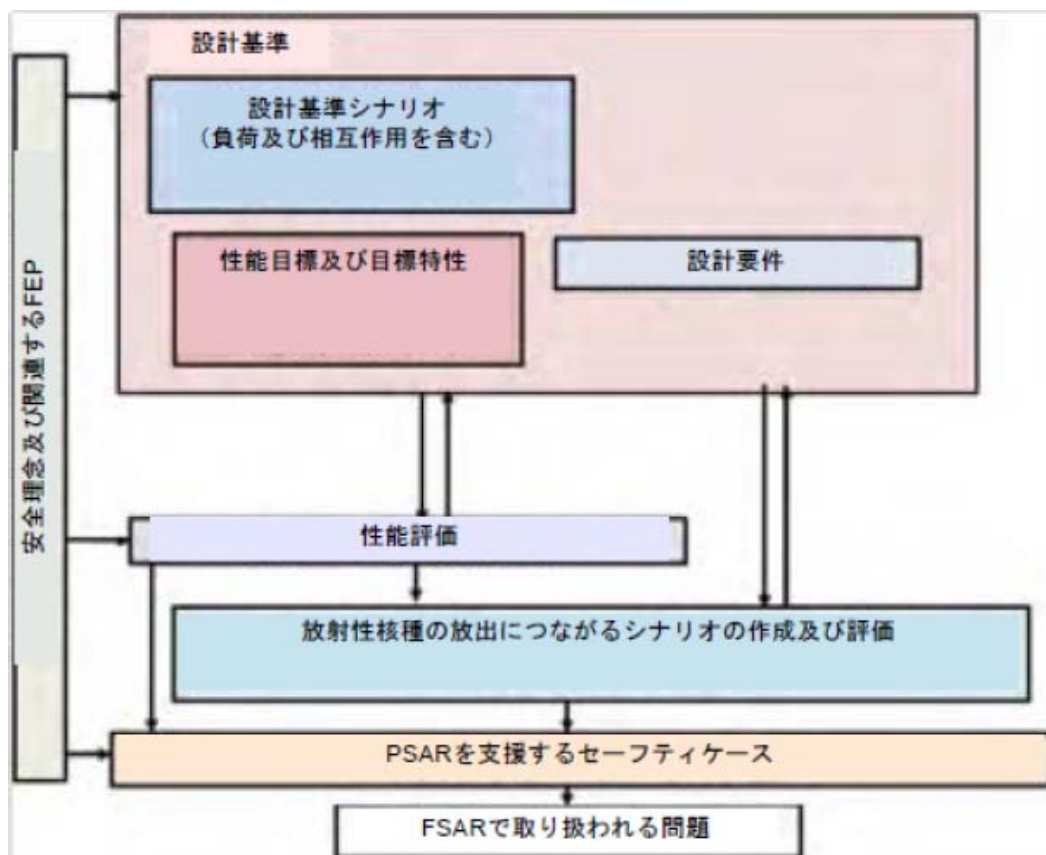


図 2.2-4 セーフティケース開発アプローチ (FEP = 特性、事象及びプロセス、PSAR = 予備安全解析報告書、FSAR = 最終安全解析書)

○FEP【統合報告書 2.3.3、4】

TURVA-2012 セーフティケースのための FEP の特定及びスクリーニングの検討は、ポンデヴァ社の以前の評価で検討された FEP、NEA FEP-データベース並びにその他の原子力廃棄物プログラムで検討された FEP に関するレビューと、処分システム及びオルキルト・サイトに固有の諸特性などに基づいて実施されたとしている。その結果、1 件の FEP データベースが開発され、『特性・事象・プロセス』報告書【M3】において記述されており、その中には、それぞれの FEP の記述と現時点での科学的な理解に基づく基本的な不確実性の記述が含まれている。

FEP に関する記述は処分システムの主な構成要素（使用済燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、補助的な構成要素、地圏、地表環境）に従って構成されている。また関連性のある外部の FEP についても検討されている。それぞれの構成要素に関して、処分システム

の物理的状态に影響を及ぼす FEP（「変遷に関連する FEP」）と、放射性核種の移行に影響を及ぼす FEP（「移行に関連する FEP」）が区別されている。

○シナリオ【統合報告書 2.3.6、7】

規制ガイド STUK YVL D.5 は、セーフティケースにおいて予想される変遷シナリオと長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の両方を解析することを求めており、3種類のシナリオ分類（基本シナリオ、バリエント・シナリオ、擾乱シナリオ）を提示している。ポシヴァ社は TURVA-2012 セーフティケースにおいて、図 2.2-5 のように以下の3つのシナリオを分類している。

- ・ ベースシナリオ：起こる見込みが最も高い変遷の道筋（性能目標及び安全機能が満たされるもの）
- ・ バリエント・シナリオ：合理的に見込まれるだけでなく、バリアの1件または複数の安全機能の性能が低下する可能性のある状況
- ・ 擾乱シナリオ：発生の見込みが低いとみなされるものの、その可能性を完全に排除することができない変遷の道筋

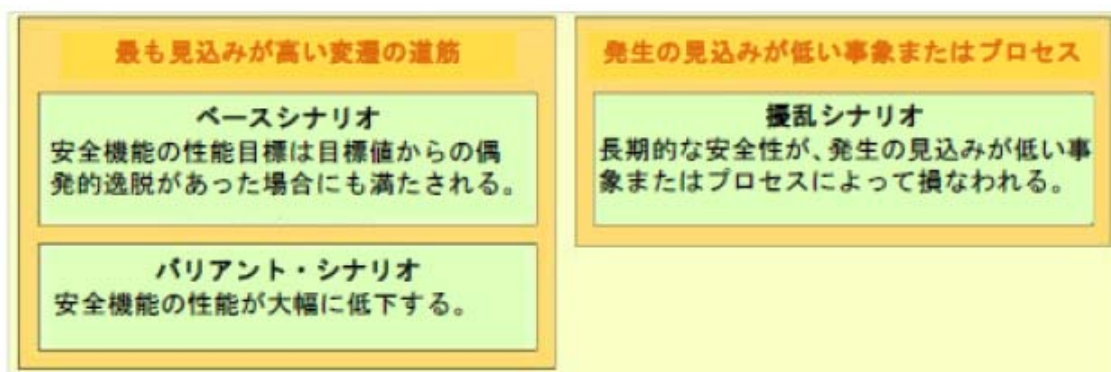


図 2.2-5 YVL D.5 に適合した TURVA-2012 におけるシナリオの分類

放射性核種放出計算に使用するシナリオは、処分場システムと地上環境に関する様々な変遷の道筋の定義に基づいており、シナリオ・タイプの定義（ベースシナリオ、バリエント・シナリオ、擾乱シナリオ）との一貫性を有するものであるとしている（表 2.2-11）。

ベースシナリオには、外的な条件（気候の変遷）、内的な現象、そして人間の行動を考慮

した上で、予想される（あるいは最も見込みの高い）処分場システムの変遷の道筋が含まれている。処分場システムの場合、その中に偶発的逸脱が含まれ、これにより、1件の初期貫通欠陥を伴う1体または複数のキャニスタが処分場に定置され、放射性核種の放出が引き起こされるとしている。地上環境シナリオは、複数の『信憑性のある変遷の道筋』で構成される概念を採用する形で作成され、予想される気候変遷の道筋と、地上環境の物理的な変化（海水位の変化及び自然生態系の推移）に基づくもの、及び将来の人間の活動については、現在の習慣（土地利用に関する習慣など）に基づいて様式化されたものを採用している。

バリエント・シナリオを伴う変遷の道筋では、広い意味において予想される条件の範囲内ではあるが、キャニスタの安全機能の低下及び/または他のバリアの複数の安全機能の低下が組み合わさったケースが検討されている。地上環境に関する様々なバリエント・シナリオでは、代替湧出場所、海水位の変化、土地利用及び人間の習慣など、鍵となるFEPの合理的な範囲の変動から生じる信憑性のある変遷の道筋の代替案が考慮されている。

擾乱シナリオにおいては、発生の見込みの低い特徴、事象及びプロセスを含む変遷の道筋が検討されている。これらのシナリオでは、発生の見込みの低い自然現象（例えば、大規模な地震が起こることや、緩衝材に著しい侵食が生じる規模での希薄融氷水が処分場深度に侵入することなど）と、人間の行動に関連した発生の見込みが低い現象（例えば、意図的でない人間侵入や、発生の見込みが低い食事に関する状況など）との両方が検討されている。

表 2.2-11 規制要件からのシナリオ区分と安全評価を行うシナリオ

	処分場システムシナリオ	地上環境シナリオ
ベースシナリオ	1件の初期貫通を伴う1体または複数のキャニスタが処分場に定置され、放射性核種の放出が起こる。	予想される気候変遷と地上環境の物理的な変化に基づく。将来の人間活動については現在の習慣に基づき様式化する。
バリエント・シナリオ	キャニスタの安全機能の低下及び/または他のバリアの複数の安全機能の低下の組合せを考慮する。	湧出場所、海水位の変化、土地利用及び人間の習慣についての代替案を採用する。
擾乱シナリオ	発生の見込みの低い自然現象（大規模地震や緩衝材に著しい侵食を及ぼすような希薄融氷水の侵入等）や発生の見込みの低い人間活動に関する現象を考慮する。	

放射性核種放出シナリオによって、それぞれのシナリオの範囲内での不確実性について調査するための「計算ケース」が定義されている。計算ケースが定義される目的として、処分場による放射線防護に関する規制要件の順守状況の評価を行うことと、具体的な不確実

性または不確実性の組み合わせが算出される結果に及ぼす影響を明示することが挙げられている。それぞれのケースにより、処分場がどのように変遷するのか、あるいは時間の経過とともにどのような性能を発揮するのかに関する様々な可能性が示される。またその際に、放射性核種の放出、保持及び移行を表現するために使用される、さらには放射線学的影響を表現するために使用される、モデル及びパラメータに関連する不確実性が考慮に入れられている。計算ケースを作成する際には、全ての不確実性及び不確実性の組み合わせが検討される必要があるとしている。その一方で、不確実なモデル仮定及びパラメータ値の一部の組み合わせについては、それらがきわめて極めて見込みが低いか信憑性のない結果に対応するものであることを理由に、除外することができるとしている。

表 2.2-12～表 2.2-14 で、処分場システムに係る放射性核種の放出シナリオ及び計算ケースが示されている。これらは、それぞれのシナリオにおいて特定された主な不確実性の系統的な調査の内容を示しているとしている。

表 2.2-12 処分場システムに関する放射性核種放出のベースシナリオにおける計算ケース

シナリオ	計算ケース	簡略な説明
ベースシナリオ：直径 1 mm の貫通欠陥を伴う 1 体または複数のキャニスタが処分場内に存在するという偶発的な逸脱が生じる。	BS-RC	レファレンス・ケース (RC) : 直径 1 mm の貫通欠陥を伴う 1 体のキャニスタ。 処分場全体を考慮した上で DFN リアリゼーションから選ばれた慎重な位置付け。
	BS-LOC1	代替位置 1 以外は RC と同じ：流動関連パラメータの選定に関する不確実性を調査する (DFN リアリゼーションに関する不確実性)。
	BS-LOC2	代替位置 2 以外は RC と同じ：流動関連パラメータの選定に関する不確実性を調査する (DFN リアリゼーションに関する不確実性)。
	BS-ANNFF	ニアフィールド及びファーフィールド (地圏) における陰イオンとして Ag、Mo、Nb が移動すること以外、RC と同じ：これらの元素の分種化に関する不確実性を調査する。
	BS-TIME	欠陥を伴うキャニスタからの移行経路の成立のために必要な時間に関する不確実性が考慮に入れられる以外、RC と同じ (RC では 1,000 年、TIME では 5,000 年)。

表 2.2-13 放射性核種放出のバリエント・シナリオにおける計算ケース

シナリオ	計算ケース	簡略な説明
バリエント・シナリオ 1: 腐食に起因する形で初期 欠陥が徐々に拡大する。	VS1-BRACKISH	RC の場合と同様に慎重な位置付け：初期貫通欠陥の拡大、緩衝材の劣化、汽水における分種化。
	VS1-HIPH	RC の場合と同様に慎重な位置付け：初期貫通欠陥の拡大、緩衝材の劣化、ニアフィールド及びファーフィールドにおける pH の高い水における分種化。
	VS1-HIPH_NF	RC の場合と同様に慎重な位置付け：初期貫通欠陥の拡大、緩衝材の劣化、ニアフィールドのみで起こる pH の高い水における分種化。
バリエント・シナリオ 2: 初期貫通欠陥はない（銅製 キャニスタの壁は 35 mm と薄い）：緩衝材の侵食が生じ、その後 に 4 体のキャニスタが腐食する。	VS2-H1 VS2-H2 VS2-H3 VS2-H4	緩衝材が化学的に侵食された後、4 か所の位置のキャニスタが腐食により破損する。このタイムフレーム内に破損すると計算されたキャニスタの特定は、DFN 地下水流動モデルの単独のリアリゼーションとある特定の（レファレンス）組み合わせの地下水流動モデル仮定に基づくものである。

表 2.2-14 放射性核種放出の擾乱シナリオにおける計算ケース

シナリオ	計算ケース	簡略な説明
AIC インサート腐食速度の増大	AIC-LI	定置から 1,000 年後に初期欠陥を伴う欠陥キャニスタのインサートが腐食を開始する：やはり 1,000 年後に、漏出を伴うインサートからの放出も開始される。1 万 5,000 年後に移行抵抗が突然失われる。
	AIC-TI	定置から 1,000 年後に初期欠陥を伴う欠陥キャニスタのインサートが腐食を開始する：密封性を保っているインサートからの放出はない。1 万 5,000 年後に移行抵抗が突然失われる。
RS 岩盤剪断	RS1	定置から 4 万年後に岩盤剪断の結果として（単数または複数の）キャニスタが破損する。
	RS2	定置から 15 万 5,000 年後に岩盤剪断の結果として（単数または複数の）キャニスタが破損する。
RS-DIL 岩盤剪断後の緩衝材の侵食	RS1-DIL	4 万年後に岩盤剪断の結果として（単数または複数の）キャニスタが破損する。この事象に続き、イオン強度が低い水が利用可能になった時点で、緩衝材の侵食が生じる。
	RS2-DIL	定置から 15 万 5,000 年後に岩盤剪断の結果として（単数または複数の）キャニスタが破損する。この事象に続き、イオン強度が低い水が利用可能になった時点で、緩衝材の侵食が生じる。

地上環境シナリオの解析では、生物圏評価のための計算ケースを定義している（表 2.2-15）。計算ケースの設定においては、様々な仮定及びモデルに関する不確実性と、モデル内で適用されたパラメータ値に関する不確実性及び変動性を考慮している。

表 2.2-15 地上環境システムシナリオの分類と生物圏評価のための計算ケース

シナリオ	内容	計算ケース
ベースシナリオ	海水位の変化に起因する陸地環境の変化（すなわち、土地の隆起等）を考慮するが、気候のタイプと人間の習慣は変化せず、現状のまま維持される仮定。	BSA-RC （レファレンス・ケース）
バリエーション・シナリオ	VS(A)：地上環境への湧出場所	VS(A)-SOUTH1 VS(A)-SOUTH2
	VS(D)：土地利用（井戸）	VS(D)-WELL VS(D)-NO_WELL
	VS(E)：生物圏コンパートメントにおける代替放射性核種移行経路（生物圏の陸上及び水中コンパートメント内の代替放射性核種移行経路が、一定数の陸上及び水中プロセスに影響を及ぼす。）	VS(E)-RNT1
	VS(F)：被ばく特性（人間の食習慣。）	VS(F)-FINDIET VS(F)-VEG
	VS(G)：複合シナリオ	VS(G)-COMBI
	擾乱シナリオ	DS(D)：被ばく特性
DS(F)：意図的でない人間侵入		DS(F)-HI-CANISTER-D
		DS(F)-HI-CANISTER-G
		DS(F)-HI-BUFFER-D
		DS(F)-HI-BUFFER-G
		DS(F)-HI-BACKFILL-D
DS(G)：深層井戸	DS(G)-HOUSEHOLD_WELL DS(G)-AGRICULTURAL_WELL	

d. 安全評価

【統合報告書 2.3.7】

安全評価の目的は、特定されたシナリオおよびシナリオの組合せにおける放射性核種の放出、移行（輸送）、および放射線学的影響を解析すること、また、計算された影響を規制

基準と比較してその容認可能性を判断することである。発生確率の低いシナリオによる放出の評価においては、仮定された条件又は事象の尤度（likelihood）が考慮されている。

TURVA-2012 で計算された主要な安全指標は、次の通りである。

- ・ 基盤岩から生物圏（地表環境）への放射性核種放出
- ・ 人間に対する年間被ばく線量
- ・ 動植物に対する吸収線量率

処分場システムにおける放射性核種の放出、保持及び移行のモデル化は、「ニアフィールドの放出、保持及び移行のモデル化」及び「地圏での保持及び移行のモデル化」の 2 段階に分けて実行されている。ニアフィールドは、使用済燃料、定置孔（キャニスタと緩衝材を含む）、埋め戻された定置坑道と、処分場の存在による影響を受ける母岩を直接取り巻く部分（掘削影響領域など）で構成されている。地圏は、母岩の残りの部分で構成されている。図 2.2-6 に、各計算ケースの解析で使用されている主要なモデルと情報のフローを示す。

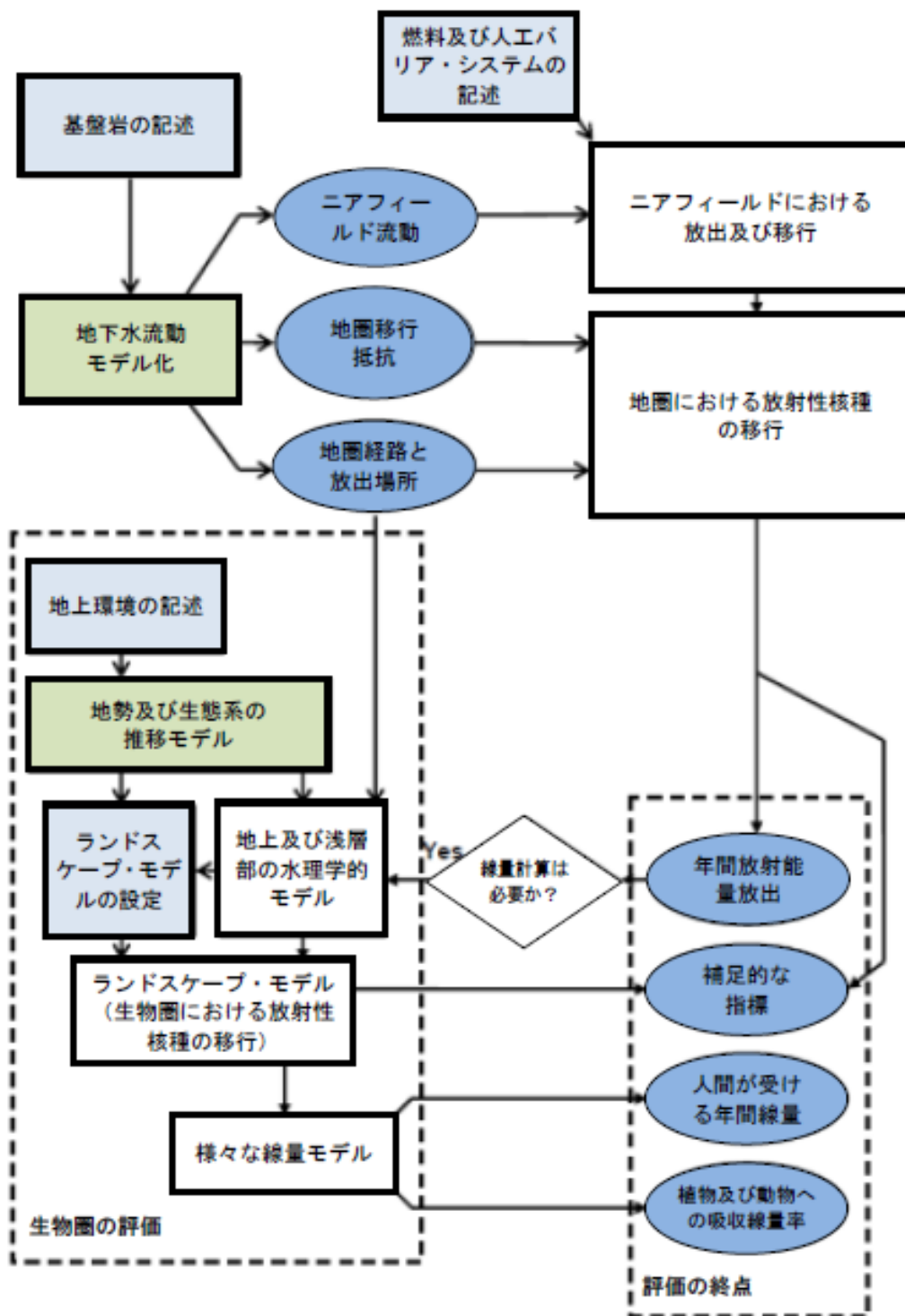


図 2.2-6 モデル及び情報の流れ

核種の放出、保持及び移行解析に関するモデルは白いボックスで示され、キーとなる支援プロセスモデルは緑色のボックスで、システムの記述に関しては明るい青色のボックスで示されている。また、主要なアウトプットは濃い青色の楕円形で示されている。

多くの放出シナリオの解析に使用されるモデルにおいて、破損したキャニスタから放出される放射性核種は水中に溶け込み、溶液の形で処分場のニアフィールドを通過し、地圏を通過して生物圏へと運ばれる（一部の計算ケースでは、ガス及びコロイドが媒介する移行も考慮に入れられる）と仮定している。ニアフィールド及び地圏の移行モデルに含まれる最も重要な核種の保持及び移行プロセスは、移流、拡散、及び収着であり、またニアフィールドにおいては溶解度制限である。

国際的に実施されている多くの安全解析と同様に、処分場システムにおける核種の放出及び移行のモデル化は、2つの連続的なステップ（①ニアフィールドの放出及び移行のモデル化、②地圏の移行のモデル化。前者（ニアフィールド放出モデル）の結果が後者のインプットとなる。）で実施されている。TURVA-2012では、放射性核種は処分場のニアフィールドから地圏へと移動するものと仮定しており、その逆の仮定は採用していない。同様に、放射性核種は地圏から生物圏へのみ移動することができ、その逆は生じないものと仮定している。このような仮定は、地圏での核種移行は、ニアフィールドから亀裂ネットワークを通過して生物圏へと移行する流水における移流により支配されている（マトリクス拡散及び収着により遅延される）という仮定の結果であるとしている。

地圏の移行モデル化は、アウトプットとして、生物圏への放出位置及び放出率、すなわち地圏－生物圏フラックスを提供する。これは放射線影響解析で直接使用され、規制拘束値と比較されている。

【統合報告書 8】

ベースシナリオのレファレンスケース（BS-RC）の解析結果は、放出速度が最大となる放射性核種は C-14 であり、およそ 4500 年頃にピークに達し、その後は崩壊によって低下していくことを示している。その他、早期においては、長寿命放射性核種 Cl-36、I-129 及び Cs-135 が数千年にわたって卓越している。支配的移行経路は、緩衝材から、処分孔と交差する割れ目中への移行であり、処分坑道の EDZ 中あるいは坑道埋め戻し材中の移行経路の重要度は低い。

図 2.2-7 は、ベースシナリオのレファレンスケース（BS-RC）におけるニアフィールド放

出速度及び地圏放出速度（STUK 規制指針 YVL D.5 に規定された“環境への放射能放出に関する放射性核種固有の拘束値”に関して規格化）を示している。線量基準時間枠（dose criteria time window）（10,000年まで）内における規格化放射能放出は基準よりもほぼ4桁低いこと、また、数万年後以降は5～6桁低くなることを示している。

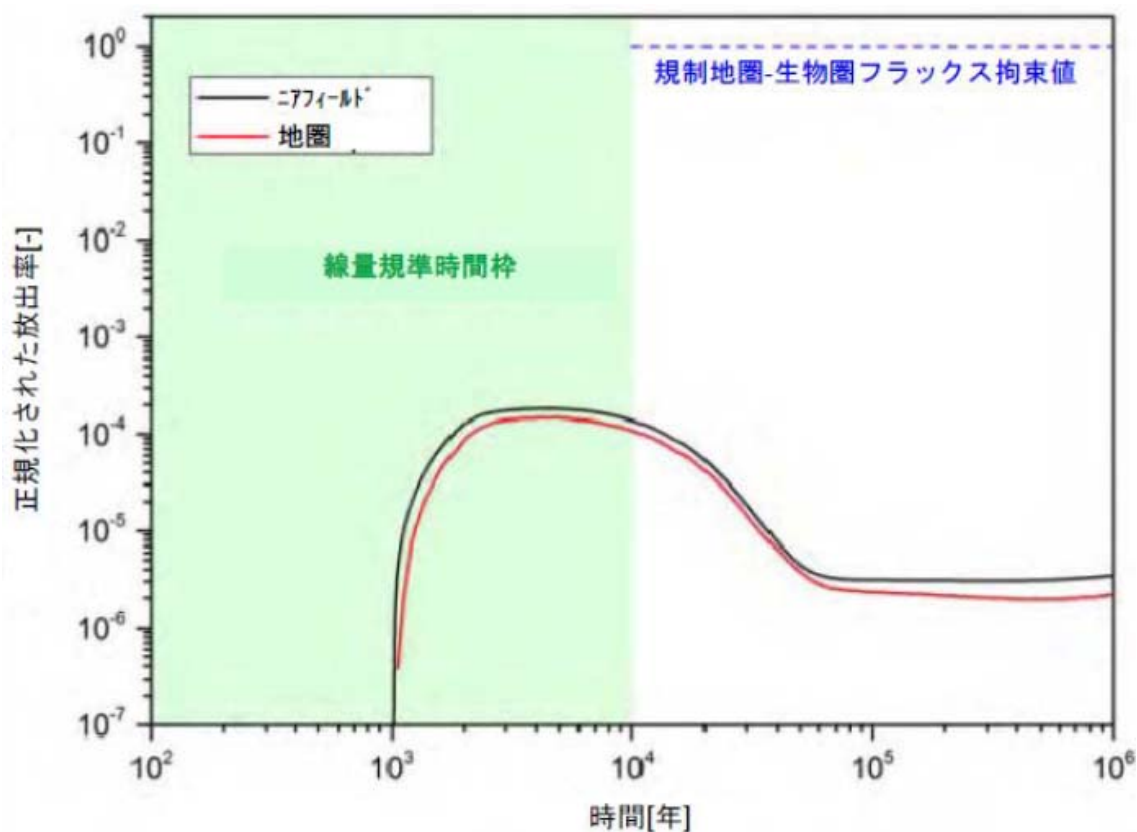


図 2.2-7 ベースシナリオのレファレンスケースにおけるニアフィールド放出速度及び地圏放出速度の変化（環境への放射能放出に関する放射性核種スペシフィックな拘束値に関して規格化）

処分場レファレンスケース（BS-RC）における地圏放出に関して実施されたスクリーニング解析から、生物圏評価レファレンスケース（BSA-RC）の計算において生物圏内の経路を移行する5種類の放射性核種（C-14、Cl-36、Mo-93、Ag-108m及びI-129）が特定された。最も被ばくするグループ内の代表的個人に対する年間被ばく線量計算値（ $E_{\text{most_exp}}$ ）及びその他の人間に対する年間被ばく線量計算値（ E_{other} ）を示している（図 2.2-8）。これらの結

果は、線量拘束値よりも約 6~7 桁低い値となっている。

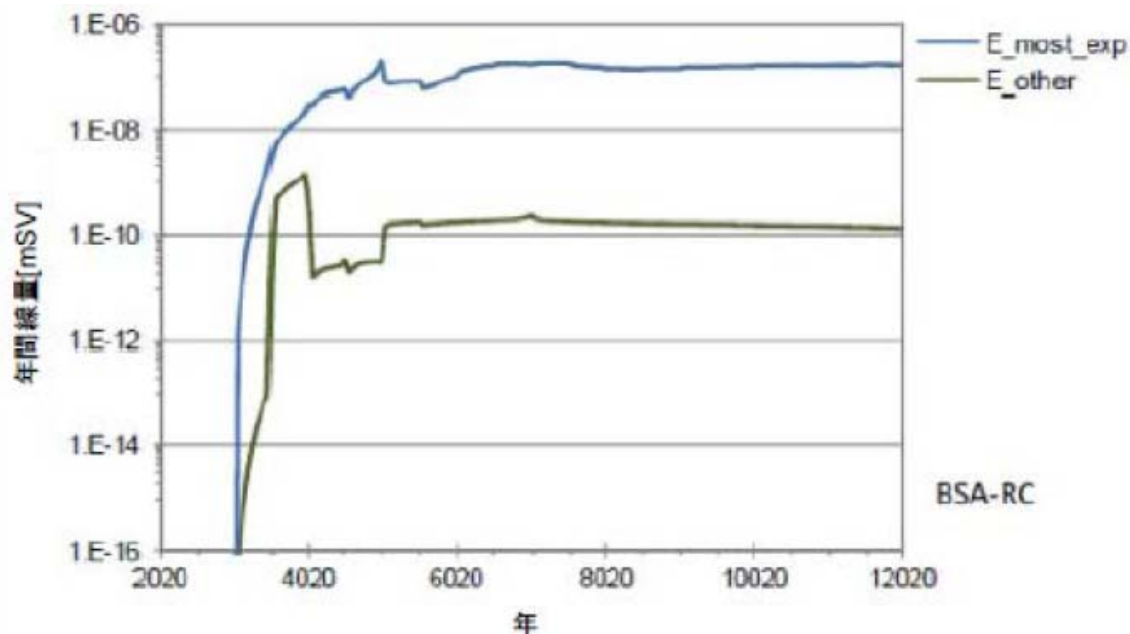


図 2.2-8 計算ケース BSA-RC における、最も被ばくするグループ内の代表的個人に対する年間被ばく線量 (E_{most_exp}) 及びその他の人間に対する年間被ばく線量 (E_{other})

図 2.2-9 は、ベースシナリオ内、バリエント・シナリオ内、および擾乱シナリオ内の全ての計算ケースについての、地圏から地表環境への最大（ピーク）規格化放射能放出速度を示している。最大規格化放出速度の最小値は、ベースシナリオ内のレファレンスケース（RS-RC）と感度ケースで見られる。全てのケースにおいて、地表環境への最大規格化放出速度は、規制上の地圏-生物圏フラックス拘束値をおおよそ 1 桁以上下回っている。

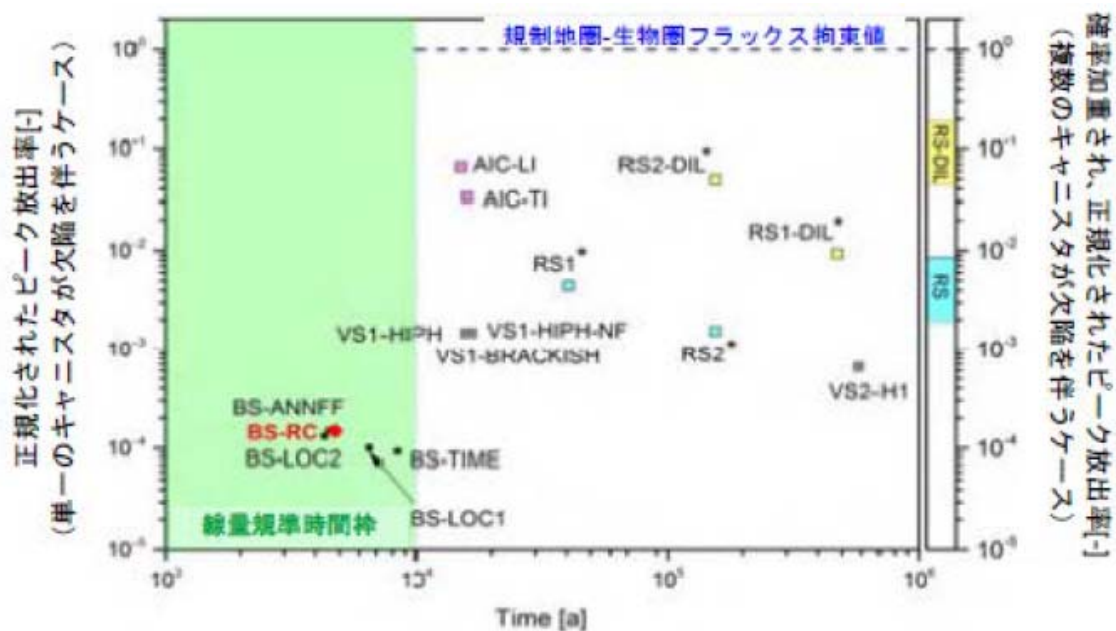


図 2.2-9 ベースシナリオ、バリエーション・シナリオ及び擾乱シナリオにおいて全ての計算ケースに関して得られる地圏からの正規化放出率のピーク値。それぞれ 1 体のキャニスタの破損を仮定した場合のもの。

e. 結論

【統合報告書 10】

ポシヴァ社は、TURVA-2012 セーフティケース統合報告書第 10 章において、全体として、TURVA-2012 セーフティケースにより、現在オルキルオトに設置するために計画され、設計されている使用済燃料処分施設に関する法的及び規制面での要件が順守されることが明示されているという結論が得られる、と述べている。ただし、データ及びモデルには幾つかの不確実性が依然として残っており、これらの一部については排除できる見込みは立っていないとしながらも、これまでに実施された分析により、当該処分場システムはこれらの不確実性に対してロバストなものであり、これらの不確実性を考慮に入れた場合であっても、安全要件の順守に関して導き出された結論に変更は生じないことが示されている、としている。

また、一部の不確実性は依然として残っているものの、これらは長期安全性に関する結論に影響を及ぼすものではないとし、追加的な研究及び開発を実施することは、操業許認可申請のために作成されるセーフティケースの信頼性を向上させる上でも役立つことが見込ま

れるとしている。今後数年間にわたる研究及び開発の焦点は、次に挙げるものに充てられるとしている。

- ・ キャニスタの腐食と、緩衝材及び埋め戻し材の侵食に影響を及ぼすプロセスに関する理解の深化。
- ・ 処分場の立地候補に挙げられている岩体の岩石条件と、処分場パネル、坑道及び定置孔の設置場所の選択に対する RSC 規準の適用。
- ・ 技術設計及び品質性能要件に従った実規模の処分場システム構成要素の実現に関する実証作業。

2.2.5 TURVA-2012 に対するレビューの概要

フィンランドの規制機関、放射線・原子力安全センター (STUK) は、ポシヴァ社の使用済燃料処分場の建設許可申請書を審査し、2015年2月にキャニスタ封入施設及び地層処分場を安全に建設することができるとする審査意見書を雇用経済省に提出している。また、STUK は別途セーフティケースに対する審査も行っており、審査に基づき、セーフティケースに対する STUK の決定を、審査意見書と同時に公表している。

STUK 決定「オルキルオトでの使用済燃料処分に関するセーフティケース (Safety case for the disposal of spent nuclear fuel in Olkiluoto, Decision (1/H42252/2015)) , 2015.ⁱ²⁸

上記決定には、申請者が操業許認可申請の時点までに達成しておくべき 34 の要件が示されている。また決定の付属書として、以下の 2 つの文書があるが、これらは 34 の要件の正当性の説明が記されているとしている。

- ・プレゼンテーション・メモ (Presentation memorandum)
- ・審査報告書－閉鎖後セーフティケース (Review report - post-closure safety case)

STUK 決定文書は、原子力廃棄物と原子力物質規制部門 (Nuclear Waste and Material Regulation) の部門長 (Director) とセクション長 (Section Head) の連名によって公表されている。プレゼンテーション・メモは、セクション長による名義での STUK 決定を提案する位置づけとなっている。

さらに審査報告書は、セーフティケースの審査報告書は、プレゼンテーション・メモの要件に関する背景情報と詳細事項ならびに検査での多くの観察事項を提示しているとしている。審査報告書には代表者の記載はない。

また、上記 3 点の文書は、改めて STUK の報告書として 2015 年 11 月に公表されている。(内容は同じ)

STUK, 「オルキルオトでの使用済燃料処分に関する建設許可段階の閉鎖後セーフティケースの STUK による審査」 STUK-B 197 (2015 年 11 月) ²⁹

i

https://www.stuk.fi/documents/88234/963503/stuk_decision_posiva_construction_application_post_closure_safety_case.pdf/9e7a83a0-14d1-46f7-9b58-93335c7ced18

上記文書によると、セーフティケース文書に関する STUK の審査に基づき、処分施設の閉鎖後安全性は、建設許可段階の目的に照らして十分に分析されたとしている。その結果、政令（736/2008）⁵（現在は STUK Y4 規則³に置き換わっている）が義務付けるように、閉鎖後にこの施設が人びとと他の生物にとって安全であることを実証していると述べている。さらに、ポシヴァ社は、建設許可段階の目的に照らして処分方法と処分サイトの適切性を十分に示したとしている。STUK は、決定文書においてセーフティケースを承認し、表 2.2-16 のような 34 の要件を提示している。付属書のプレゼンテーション・メモとレビュー報告書では、要件の正当性の説明をしている。

なお、プレゼンテーション・メモでは、セーフティケースの審査に際して、STUK は、科学技術に関する複数の外部専門家に相談したとしている。メモでは外部専門家との相談の内容は明らかとなっていないが、STUK は建設許可申請書の審査において、地質、人工バリアシステム、安全評価の 3 分野でそれぞれ複数の外部コンサルタントと契約し、それぞれの分野について key consultant を任命し、key consultant は、それぞれの分野のレビューを以下の報告書として取りまとめている。過去の訪問調査で得た情報によれば、STUK はこれらのレビューを参考としたものの、審査の判断は STUK 自身で行っているとの説明があった。

Chapman, Neil; Bath, Adrian; Geier, Joel; Stephansson, Ove. The disposal site and underground construction : Part I: The disposal site and the natural barrier : Part II: Preserving the favourable properties of the bedrock during construction. STUK-TR 17, 2015.³⁰

Apted, Michael. Review of Engineered Barrier System (EBS) topics in Posiva's construction license application for a spent fuel repository at Olkiluoto, Finland. STUK-TR 18, 2015.³¹

Sagar, Budhi. Review of safety assessment in Posiva's construction license application for a repository at Olkiluoto. STUK-TR 19, 2015.³²

表 2.2-16 セーフティケースの審査により STUK が提示した要件

<p>天然バリアの特性と性能</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. セーフティケースの信頼性を高めるため、STUK はポシヴァ社に、天然バリアの性能の特性評価と実証に関連する多様な研究分野の結果とモデル記述を組み合わせたものを段階的に作成するよう求めている。この作業は、操業許可申請の提出までに完了しなければならない。 2. 操業許可申請書を提出する前に、ポシヴァ社は、気候の変化とそれが処分システムに及ぼす影響についての別の可能性を詳しく評価しなければならない。 <p>処分サイトの適切性</p> <ol style="list-style-type: none"> 3. 処分坑道と処分孔の建設に着手する前に、ポシヴァ社は、基盤岩の性能分析に基づいて、設計要件と維持すべき周囲岩盤の特性との関係性を説明しなければならない。この関係性は、建設に伴う基盤岩への（力学的・地球化学的・水文地質学的な）擾乱を定められた設計要件の範囲内に抑制・維持する方法と、設計要件が満たされる場合に長期にわたり岩盤が望ましい特性を維持すると予想される理由を示す必要がある。 4. ポシヴァ社は、岩盤応力に関する現在の測定データを拡張し、処分施設の建設を開始する前に岩盤の基準応力についてより具体的な解釈を作成しなければならない。さらに、岩盤の応力と安定性および関連する開発尺度に関する研究を、建設中に継続しなければならない。 5. ポシヴァ社は、自社の地震研究を拡大し、遅くとも処分施設の操業許可申請時にさらなる検討の結果を盛り込まなければならない。操業中には、資料の対象範囲も拡大しなければならない。また、多様な地殻荷重条件（氷河期など）の下での地震の影響も検討しなければならない。 6. ポシヴァ社は、処分施設の建設に着手する前に、亀裂ネットワークのモデル化の信頼性を検証する計画を提示しなければならない。掘削による水文地質学的擾乱の評価、評価測定方法、およびモデル化データの報告の準備は、建設許可の交付後に開始しなければならない。遅くとも操業許可申請段階までに、選択したモデル化方法のさらなる正当性説明とその信頼性の評価書を提示しなければならない。 7. ポシヴァ社は、遅くとも操業許可申請段階までに、水文地球化学的解釈と水文地質学的解釈の間での十分な整合性を実証しなければならない。 8. ポシヴァ社はさらに、遅くとも施設の操業許可申請に関連して、オルキオトでの天然資源に関する結論について自らの正当性を説明しなければならない。 <p>処分施設の位置決定</p> <ol style="list-style-type: none"> 9. 処分施設の建設に着手する前に、ポシヴァ社は、必要に応じて要件 3 を考慮して、岩盤分類ガイドラインを補足しなければならない。さらに、処分施設の建設に着手する前に、ポシヴァ社は、この分類の信頼性を評価するための手順に関する計画と、この分類のさらなる作成に関する計画を提示しなければならない。 10. 処分施設の建設に着手する前に、ポシヴァ社は、試験孔研究を含むさまざまな建設段階を網羅するために、岩盤分類に関連する承認手順をさらに明確にしなければならない。 11. 最初の処分坑道の建設時に、ポシヴァ社は、岩盤分類基準の範囲と手順の性能を評価し、当該評価に関する報告書を操業許可申請書に添付しなければならない。 <p>処分キャニスタ</p> <ol style="list-style-type: none"> 12. ポシヴァ社は、操業許可申請書を提出する前に、BWR と VVER の両タイプのキャニスタの要件を満たすコンポーネントを製造できるようにするために、処分キャニスタの製造方法に関する作業を継続しなければならない。 13. 操業許可申請書を提出する前に、ポシヴァ社は、キャニスタ性能を低下させる要素の安全上の重要性と関連する開発ニーズ（無酸素純水中での銅腐食、硫化銅モデル（CSM）の開発、高い塩化物濃度での銅腐食、爆発性残渣からの窒素化合物の影響、および微生物がキャニスタ性能に及ぼす影響）について、そうした要素の影響と開発ニーズ、さらに性能目標について関連する不確実性を建設許可申請書に提示したものの以上に明確に検討することで詳しく評価しなければならない。 14. ポシヴァ社は、銅の耐クリープ性の検討を継続し、とくにクリープのメカニズム、合金素材と不純物（リン、硫黄）、温度、および応力水準の影響を見極めなければならない。
--

緩衝材、埋戻し材、および閉鎖

15. 操業許可申請書を提出する前に、ポシヴァ社は、処分システムの性能に関して緩衝材と埋戻し材の目標性能に到達するのに必要な時間に関連する不確実性の影響を明確にしなければならない。
16. ポシヴァ社は、処分施設の閉鎖構造物の予想性能を、操業許可申請段階までに提示しなければならない。
17. 操業許可申請書を提出する前に、ポシヴァ社は、緩衝材、埋戻し材、および閉鎖の性能を損なう要素の安全上の重要性について、こうした要素の影響と性能目標について関連する不確実性を建設許可申請書に提示したもの以上に明確に検討することで、さらに明確に定めなければならない。

使用済燃料

18. ポシヴァ社は、燃料マトリックス、IRF、および C-14 インベントリからの放射性核種放出速度と IRF および C-14 インベントリの放出に関連する不確実性を減らすことで、セーフティケースの信頼性向上に関する作業を継続しなければならない。
19. ポシヴァ社は、処分キャニスタ形状の長期開発の検討を継続し、操業許可申請書を提出する前に臨界の帰結を検討しなければならない。

低・中レベル廃棄物向け処分場

20. ポシヴァ社は、処分施設の将来の低・中レベル廃棄物向け処分場に関する詳細計画と、低・中レベル廃棄物向け処分場の建設を開始する前に施設内での処分が意図されるさまざまなタイプの原子力廃棄物の総合的な影響についてより具体的な評価を提示しなければならない。
21. ポシヴァ社は、低・中レベル廃棄物の処分による影響を、処分施設全体を対象とするシナリオ・安全解析書に取り入れ、施設での処分を意図しているさまざまなタイプの核燃料の総合的な影響についてのより詳細な評価をセーフティケースに提示しなければならない。

安全機能と性能目標

操業許可申請書を提出する前に、ポシヴァ社は以下を行わなければならない。

22. セーフティケースを明確化し、性能目標の定義の矛盾を解消するために、安全機能と性能目標についての自らの決定手法を再評価する。
23. 性能目標の遵守と削減についてあいまいでない明確な評価を可能にするために、バリアの測定可能な特性または評価可能な特性に基づいてそれぞれの性能目標を定め、そうした目標にこの特性を記述する基準を盛り込む。
24. バリアの安全機能、性能目標、および設計要件の間であいまいでない明確な関連性を提示する。
25. 性能目標の遵守についてより明確な評価を可能にするために、安全機能とそれに影響を及ぼす要因を記述する概念モデルを開発する。
26. とくに処分システムの早期開発段階に関連する不確実性を考慮して、バリアの性能分析によって性能目標の遵守をより明確に裏付ける。

シナリオ解析

操業許可申請書の提出に関連して、ポシヴァ社は以下を行わなければならない。

27. 処分システムの将来起こり得る挙動を記述する経時変化スキームとしてシナリオを提示する。
28. シナリオの構築方法を明確にすることにより、処分システムの将来起こり得る動向という点でシナリオを包括的なものにすることが容易になる。
29. セーフティケースについての個別シナリオの選定について明確に正当性を説明する。
30. シナリオ解析において、バリア品質の不適合（製造時および設置時のミスなど）を原因とするものなどバリアの安全機能の性能低下に対する体系的かつ包括的な備えを証明する。

セーフティケースの作成と信頼性

ポシヴァ社は、以下を行わなければならない。

31. 異なるシナリオに関連する計算と生物圏での放射性核種の移動に関するさらなる感度評価を包括的に行う。
32. 操業許可申請に関連して、地震の確率によって重み付けしたいくつかの処分キャニスタの不具合の影響に関する明確な審査文書と、関連する処分システムの将来動向に計算を結び付ける方法に関する報告書を提出する。この報告書では、氷床融解による条件変化を計算時に保守的に考慮する方法を、さらに完全に提示しなければならない。

33. セーフティケースの構造と提示を改善し（明確性、透明性、トレーサビリティ、データの整合性）、セーフティケースの結論とその根拠をより明確に提示する。これにより、安全要件の遵守を、操業許可申請との関連でさらに容易に検証することができる。
34. 操業許可申請との関連でセーフティケースの全ての報告書を **STUK** に提出する。

2.2.6 TURVA-2012 以降のセーフティケース開発（今後の予定）

ポシヴァ社は 2017 年に、2020 年に予定している操業許可申請のためのセーフティケース計画²⁷を公表している（なお、ポシヴァ社は建設許可申請のためのセーフティケース計画も 2005 年にまとめていた（2008 年には計画の更新版も公表していた））。

POSIVA, Safety Case Plan for the Operating Licence Application, POSIVA Report 2017-2, 2017.

セーフティケース計画の目的は、セーフティケースの方法論、構造、最も重要な特徴、さらには主な支援活動に関して一般的なレベルにおける記述を行うこととしている。上記セーフティケース計画は、以下に基づくものであるとしており、一部は STUK による TURVA-2012 セーフティケースの評価を考慮しているものとなっている。

- ・ 原子力の安全な使用と原子力廃棄物の処分に関する STUK 規則及び関連する規制指針
- ・ 「TURVA-2012 セーフティケース」の内容に関して STUK が公式に行ったフィードバック。
- ・ セーフティケースに関する作業で得られた教訓 [TURVA-2012]。
- ・ 国際組織、たとえば国際原子力機関 (IAEA) や原子力機関 (OECD-NEA) が閉鎖後セーフティケースの開発の方法論に関して示した勧告及びガイドライン。

上記セーフティケース計画の付属書 1 において、ポシヴァ社は STUK の 2015 年決定で示された、操業許認可申請の時点までに達成しておくべき 34 の要件に対する対応について整理している（表 2.2-17）。

表 2.2-17 STUK の要件と、要件に対処するために設定された計画

STUK の要件（決定文書） [STUK 2015]	セーフティケースにおいてこの要件に対処するための計画 （特定の報告書への言及付き）
天然バリアの特性及び性能	
1) セーフティケースの信頼性を高めるために、STUK はポシヴァ社に対し、天然バリアの諸特性と性能の実証に関連した	DB ：母岩に関する諸要件の開発に当たり、操業フェーズにおいて設計要件の達成を検証する必要性を考慮に入れるべきである。このことを念頭に置いた上で、母岩に関する

<p>さまざまな研究分野で得られた成果とモデル記述の組み合わせを着実に開発してゆくことを求めている。この作業は、操業許認可申請の提出に先立って完了されなければならない。</p>	<p>性能目標と設計要件との関係が明確に示されるべきである。</p> <p>IS：処分場の安全性に関連するさまざまな特徴が特定される。</p> <p>PAFOS：モデル化アプローチと入力データ及び必要なモデル開発に関するレビューが、OMTF の協力を得て実施されている。改定後のモデルは、PAFOS 報告書で取り扱われる予定の解析において使用される。</p> <p>M&D：サイト特性調査に関連するものを含め、モデル及びデータの概要を示すとともに、モデルの適格性の側面について検討する背景報告書を参照する。</p> <p>Saimaa プロジェクトと GAP の結果：CC において提示される。</p>
<p>2) 操業許認可申請の提出に先立ってポシヴァ社は、気候の変遷の代替可能性とそれらが処分システムに及ぼす影響とにより詳細な関する評価を行わなければならない。</p>	<p>DB：気候変遷に関する仮定は、たとえばキャニスタへの荷重の面などで、要件に適合したものである必要がある。要件にはある程度の反復がある可能性がある。</p> <p>代替気候変遷とそれらが処分システムの性能に及ぼす影響は、性能目標の履行状況の見積もりを含め、PAFOS 報告書で取り扱われる。</p> <p>CC：特に地下水の変遷との関連において、このトピックに寄与する。さまざまな気候条件（氷河段階）のナチュラルアナログと、地下水の変化の原因となるそれぞれの地表環境に関する報告が行われる。</p>
<p>処分サイトの適合性</p>	
<p>3) ポシヴァ社は、処分坑道と処分孔の建設開始に先立ち、「設計要件」と維持されるべき「周囲の岩盤特性」との関係を基盤岩性能解析に基づいて提示しなければならない。またこの関係によって、設計要件が満たされている場合に、建設によって母岩に生じる（力学、地球化学及び水理地質学的な）擾乱がどのように制御され、設定された設計要件の範囲内に維持されるのかが、さらには、設計要件が満たされている場合に、母岩がその有利に働く諸特性を長期間にわたりどのように維持すると予想することができるのかが、示されなければならない。</p>	<p>DB 報告書では、母岩及び地下開口部に関する諸要件の導出及び検証を、より掘り下げた形で考慮に入れる。その目的は、建設によって母岩に生じる力学的、地球化学的及び水理地質学的な擾乱が、どのように制御され、設定された設計要件の範囲内に維持されるかを考慮に入れた上で、設計要件と維持されるべき周囲の岩盤特性との関係を提示することにある。</p> <p>IS では、建設によって生じた擾乱を含め、サイトの有利に働く諸特性と建設後の初期状態に関する記述が行われる。また IS では、初期状態における地下開口部に関わる逸脱に関する検討と、シナリオ作成のための入力情報の提供が行われる。</p> <p>PAFOS 報告書では、長期的な岩盤特性の変遷に関する解析が提示される。この解析では、当初の時点で設計要件が満たされていると仮定されたケースと、設計要件からの逸脱が仮定されたケースの両方が検討されることになっている。処分場の建設及び操業に起因する擾乱は、この解析において考慮に入れられる。</p>
<p>4) ポシヴァ社は、処分施設の建設開始に先立ち、岩盤応力に関する現行測定データを拡充し、岩盤のベースライン応力に関するより具体的な解釈を準備しなければならない。</p>	<p>IS：原位置応力条件は母岩の初期状態の一部である。</p> <p>M&D では、岩盤に関する概念モデルの岩盤応力を含めた記述と、そのモデル化に関する文書化が行われる。</p>

<p>らない。さらに建設中も、岩盤応力と安定性、関係する開発措置に関する研究が継続されなければならない。</p>	
<p>5) ポシヴァ社はその地震研究を拡充し、遅くとも処分施設に関する同社の操業許認可申請書に追加的な検討結果を組み込まなければならない。また操業期間中に、資料の対象範囲が拡大されなければならない。さまざまに変化する地殻均衡荷重条件(氷期のものなど)のもとでの地震の効果も検討されなければならない。</p>	<p>DB：地震条件に関するさまざまな仮定は、諸要件（たとえばキャニスタへの荷重や処分孔に関する要件など）との整合性が確保されている必要がある。要件にはある程度の反復がみられる可能性がある。</p> <p>IS では、サイトの地震面での特徴に関する記述が行われる。地震が及ぼす効果は、地下開口部についての逸脱を取り扱う「逸脱解析」の一環として行われる。地下開口部に対する地震の効果には、長い範囲にわたる亀裂に対する処分孔の配置の調整を通じて対処される。</p> <p>PAFOS 報告書におけるシナリオ作成時に、さまざまな気候条件のもとで地震が処分システムに及ぼす影響の検討が行われる。また PAFOS では、地震時の安定性 (seismic stability) に関する性能目標の達成 (地震 : earthquakes) と、その他のバリア性能目標の達成 (地震 : earthquakes を考慮に入れたもの) に関する評価が行われる。</p> <p>CC においても、地震条件に関する検討が、特に後氷期断層研究との関連において行われる。</p>
<p>6) ポシヴァ社は、処分施設の建設開始に先立ち、亀裂ネットワーク・モデル化の信頼性の検証計画を提示しなければならない。建設許認可が発給された後に、掘削による水理地質学的擾乱の評価、測定方法の評価、さらにはモデル化データの報告準備が開始されなければならない。選定されたモデル化方法のさらなる正当化と、その信頼性の評価は、遅くとも操業許認可申請段階までに提出されなければならない。</p>	<p>IS では、サイトの水理地質学的特徴に関する記述が行われる。</p> <p>M&D では、サイトの水理的状況に関する概念モデルに関する記述を行った上で、その選定の正当化とモデルの信頼性の検討が実施される。</p>
<p>7) ポシヴァ社は、遅くとも操業許認可申請までに、水理地球化学的解釈と水理地質学的解釈との間に十分な整合性があることを明示しなければならない。</p>	<p>IS：サイトに関する水理地球化学的及び水理地質学的初期状態条件が提示される。</p> <p>M&D では、水理地球化学及び水理地質学モデル及びデータが記録され、その整合性に関する評価と、それらに対する信頼性の検討が行われる。</p>
<p>8) ポシヴァ社はさらに、遅くとも施設の操業許認可申請書に伴い、オルキルトの天然資源に関する結論の正当化を明確な形で提示しなければならない。</p>	<p>CC では、オルキルトに天然資源が存在しない点に関する裏付けの強化が行われる。</p>
<p>処分施設の位置決定</p>	
<p>9) 処分施設の建設開始に先立ち、ポシヴァ社は、要件-3 を考慮に入れるために必要とされる場合、岩盤分類指針の補足を行わなければならない。さらに、処分施設の</p>	<p>岩盤適格性分類規準は、母岩及び地下開口部に関する要件として含まれる。レイアウトと RSC との関係は、DB 報告書に示される。また DB では、RSC と PT との関係についても記述される。</p>

<p>建設開始に先立ち、ポシヴァ社はこの分類の信頼性を評価する手順を設ける計画と、この分類の追加的な開発計画を提出しなければならない。</p>	<p>IS では、掘削区域の初期条件とレイアウトの重要な特徴、さらにはそれらがセーフティケースにどのような影響を及ぼすのかが記述される。この点については、地下開口部の逸脱に関する逸脱解析の一環としても検討される。</p>
<p>10) 処分施設の建設の開始に先立ち、ポシヴァ社は、パイロット孔に関する研究を含め、建設のさまざまな段階をカバーする岩盤分類に関わる承認手順をより詳細に提示しなければならない。</p>	<p>DB 報告書では、岩盤適格性分類 (RSC) 規準と性能目標との間の明確な関連性が示される。RSC 規準は、母岩と地下開口部に関する要件として含められる。</p> <p>IS では、掘削区域の初期条件とレイアウトの重要な特徴、さらにはそれらがセーフティケースにどのような影響を及ぼすのかが記述される。この点については、地下開口部の逸脱に関する逸脱解析の一環としても検討される。</p>
<p>11) ポシヴァ社は、最初の定置坑道の建設中に、岩盤分類規準の範囲と手順の遂行状況に関する評価を行い、操業許認可申請にこの評価に関する報告書を添付しなければならない。</p>	<p>DB 報告書では、岩盤適格性分類 (RSC) 規準と性能目標との間の明確な関連付が示される。RSC 規準は、母岩と地下開口部に関する要件として含められる。</p> <p>IS では、掘削区域の初期条件とレイアウトの重要な特徴、さらにはそれらがセーフティケースにどのような影響を及ぼすのかに関する記述が行われる。この点については地下開口部の逸脱に関する逸脱解析の一環としても検討される。初期状態から生じうる逸脱の中には信憑性が認められる RSC 規準の不履行が含まれる。</p> <p>PAFOS 報告書では、岩盤に関して設定された性能目標が長期的に達成されるかどうかの評価を行う目的で、SNF 処分場の変遷の評価が、設計に従った初期状態が達成されるという仮定に基づき、また特定された信憑性を伴う逸脱を考慮に入れた上で、行われる。</p> <p>その結果は、処分システムの長期的な性能を裏付けるため、岩盤適格性規準の信頼度に反映される。これは『総括』報告書における信頼性を取り扱う部分に含まれる。</p>
<p>処分キャニスタ</p>	
<p>12) ポシヴァ社は、操業許認可申請の提出に先立ち、BWR 及び VVER タイプのキャニスタに関する要件を満たす構成部品を製造できるようにするため、処分キャニスタの製造方法に関する活動を継続しなければならない。</p>	<p>IS では、初期状態と可能な品質逸脱 (キャニスタに関する逸脱解析で検討される) を含め、燃料タイプとそれぞれのキャニスタ・タイプの記述が行われる。</p> <p>M&D 報告書では、燃料及びキャニスタのデータが提示され、その信頼性に関する検討が行われる。</p>
<p>13) 操業許認可申請の提出に先立ち、ポシヴァ社は、キャニスタの性能を低下させる要素の安全面での重要性と、これに関連する開発面でのニーズ (純粋な無酸素水内での銅の腐食、硫化銅モデル (CSM) の開発、高塩化物濃度での銅の腐食、爆発残存物から生じた窒素化合物が銅の応力腐食に及ぼす効果、キャニスタ性能への微生物の効果に関するもの) に関する評価を、これらの要素と開発面でのニーズ、さらにはそれらに関連する不確実性が性能目標に及ぼ</p>	<p>DB: これらの要素及び開発ニーズとそれらに関連する不確実性がキャニスタ性能目標に及ぼす効果が、建設許認可申請書に示された以上に明確な形で検討される。</p> <p>IS では、この点に関する検討が、初期状態と物質特性、外来物質及び逸脱との関連において行われる。</p> <p>腐食研究は「開発プログラム」で実施されており、これにより PAFOS 報告書への入力情報が提供される。腐食に関する不確実性がキャニスタの長期性能に及ぼす効果については、PAFOS で取り扱われる。これらのプロセスがキャニスタ性能に関わる性能目標の実現に及ぼす影響は、開発プログラムにおいて利用可能になる新たな情報を考慮に入れ</p>

<p>す効果を、建設許認可申請書に示された以上に明確に検討することによって、より詳細に示さなければならない。</p>	<p>た上で、PAFOS 報告書で取り扱われることになっている。不確実性とそのシナリオへの伝播についても、PAFOS 報告書において提示される予定である。</p> <p>これに加えて、CC の文献レビューに欠けているものがないかどうかに関する検討も行われる予定である。</p>
<p>14) ポシヴァ社は、銅のクリープ特性の検討を継続し、特にクリープ機構、合金の材料及び不純物（リン、硫黄）、温度及び応力レベルが及ぼす効果を決定しなければならない。</p>	<p>IS：物質の不純物については、潜在的な逸脱発生原因として検討される。</p> <p>クリープ・プロセス（すなわち、変形）は、FEP データベースにおいて記述され、PAFOS に引き渡される。これらのプロセスがキャニスタ性能と関連する性能目標の実現に及ぼす影響は、今後入手される新情報を考慮に入れた上で、PAFOS 報告書で取り扱われる。不確実性とそのシナリオへの伝播についても、PAFOS 報告書において提示される。</p> <p>クリープに関するデータ及びモデルは、信頼表明とともに M&D 報告書においてまとめられる。</p> <p>これに加えて、CC における文献レビューにおいて欠けているものがないかどうかに関する検討も行われる予定である。</p>
<p>緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材</p>	
<p>15) ポシヴァ社は、操業許認可申請の提出に先立ち、緩衝材及び埋め戻し材が所期の性能を発揮するために必要な時間に関連する不確実性が処分システムの性能に及ぼす効果を明確にしなければならない。</p>	<p>IS には、緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材に関する逸脱解析が含まれる。</p> <p>初期の水の取り込みと飽和を含む緩衝材及び埋め戻し材の早い段階における変遷については、PAFOS において検討される。</p> <p>CC の更新は、この側面を反映するためにも行われ、その例として、多様な環境における（またさまざまに変動するベントナイト密度における）天然ベントナイトの飽和の度合いに関する文献調査などが挙げられる。</p>
<p>16) ポシヴァ社は、操業許認可申請段階までに、処分施設の閉鎖構造体に予想される性能を、より明確な形で提示しなければならない。</p>	<p>DB 報告書では、閉鎖に関する安全機能、性能目標、予備的な設計要件の間の関係が取り扱われる。閉鎖に関する要件は、その達成評価が可能となるよう、十分に詳細なものでなければならない。</p> <p>IS では、緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材に関する逸脱解析の一環として、閉鎖材とその初期状態及び起こりうる品質面での逸脱に関する記述が行われる。</p> <p>PAFOS は、設計要件の検証に基づき、閉鎖材の変遷と関連性能目標の実現に関する解析が行われる。</p> <p>CC では、PA の検討を支援するための入力情報が提示される。特に閉鎖材の挙動については、その性能目標が緩衝材と埋め戻し材よりも定性的なものになる可能性があるため、NA を通じたシステム理解を通じてアプローチすることができる。</p>
<p>17) ポシヴァ社は、操業許認可申請の提出</p>	<p>DB：これらの要素と関連する不確実性が性能目標に及ぼ</p>

<p>に先立ち、緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材の性能を損なうさまざまな要素の安全面での重要性を、これらの要素に伴う不確実性が性能目標に及ぼす効果を建設許認可申請で行った以上に明確な形で検討することによって明記しなければならない。</p>	<p>す効果は、建設許認可申請書に示された以上に明確な形で検討される予定である。緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材に関する要件は、安全性にとって重要なプロセスに関して現時点で得られている理解に合わせて更新されることになる。</p> <p>IS には、緩衝材、埋め戻し材及び閉鎖材に関する逸脱解析が含まれる。</p> <p>PAFOS では、その性能を損なう要素やそれらに固有の不確実性を考慮した上で、当該バリアの性能目標の実現に関する解析が行われる。不確実性とそのシナリオへの伝播についても、PAFOS 報告書で取り扱われる。</p> <p>CC には、裏付けとなる検討が含まれる。また CC では、処分場システムの長期安全性に関する証拠代替道筋も提示される。</p>
<p>使用済燃料</p>	
<p>18) ポシヴァ社は、燃料マトリクスからの放射性核種の放出速度、IRF 及び C-14 インベントリ、さらには IRF 及び C-14 の放出に伴う不確実性を低減することにより、セーフティケースの信頼性を改善するための活動を継続しなければならない。</p>	<p>IS では、使用済燃料の初期状態が定義される。</p> <p>M&D では、信頼表明とともに、放射性核種の放出及び移行モデルに関するソースタームの決定に使用したデータに関する記述が行われる。</p> <p>AOR とそれを支援する確率論的不確実性と感度解析では、UO_2 マトリクスからの放出と IRF (C-14 を含む) に関連するデータの残存不確実性の影響の解析が行われる。</p> <p>CC に、更新されたトピックの 1 つとして含められることになる (天然及び人工的な C-14 フラックス、また植物相内での取り込みに関するもの)。</p>
<p>19) ポシヴァ社は、処分キャニスタの幾何学的形状の長期的な推移に関する検討を継続し、操業許認可申請書の提出に先立ち臨界の影響について検討しなければならない。</p>	<p>DB: 臨界に関する明示的な検討を行うために、キャニスタの安全機能の見直しが行われる予定である。</p> <p>IS には、キャニスタの初期状態及び逸脱解析が含まれる。</p> <p>PAFOS 報告書では、長期的な臨界が成立する可能性の評価が行われる。PAFOS 報告書では、臨界の影響が、エネルギー放出と周囲のバリアへの影響の面から研究される。</p> <p>AOR 報告書では、放射線学的影響の面から臨界の影響が研究される。</p> <p>CC: 文献レビューに基づいて、臨界に関する検討を行うセクションが更新される。</p>
<p>低/中レベル廃棄物処分場</p>	
<p>20) ポシヴァ社は、処分施設に設置される予定の低/中レベル廃棄物処分場について、その建設開始に先立ち、当該処分場に関するより詳細な計画を提示するだけでなく、当該施設に処分が意図されているさまざまなタイプの原子力廃棄物の複合効果に関するより具体的な評価を提示しな</p>	<p>IS では、LILW 処分場とその初期状態を含めた処分施設の記述が示される。</p> <p>さまざまなタイプの廃棄物の複合効果の評価は、LILW-RA 報告書において行われる。</p> <p>LILW 処分場からの放出は、使用済燃料処分場からの放出とともに、AOR において解析される。</p>

<p>ければならない。</p>	
<p>21) ポシヴァ社は、低/中レベル廃棄物の処分に伴って生じる効果を、処分施設全体を対象としたシナリオ及び安全解析に統合した上で、そのセーフティケースにおいて、施設内に処分が予定されているさまざまなタイプの核燃料の複合効果に関するより詳細な評価を示さなければならない。またポシヴァ社は、この面からセーフティケースを更新し、その操業許認可申請書の提出に伴って当該文書を提示しなければならない。</p>	<p>LILW 処分場からの影響は、LILW-RA 報告書で特定される。LILW 処分場からの放出シナリオは、LILW-RA において作成される。</p> <p>PAFOS 報告書では、LILW-RA 報告書に基づき、LILW 処分場の変遷に関するまとめが示される。LILW 処分場に伴って生じる擾乱 (LILW-RA において特定されたもの) が SNF 処分場の変遷に及ぼす効果は、PAFOS 報告書において体系的に解析される。LILW 処分場の変遷の道筋は、PAFOS 報告書における処分システム全体に関するシナリオ作成において考慮に入れられる。</p> <p>AOR で実施される放射性核種の放出及び移行計算には、低/中レベル廃棄物処分場からの放射性核種の放出及び移行が含まれる。</p> <p>CC : LILW プロセス (中でもセメントの劣化) をカバーするために、ナチュラルアナログに関するレビューが含まれる。</p>
<p>安全機能と性能目標</p>	
<p>22) セーフティケースをより明瞭なものとし、性能目標の定義に伴う不整合を排除するために、安全機能と性能目標を決定するアプローチの再評価を行う。</p>	<p>DB では、安全機能、性能目標、そして各バリアに関するそれらの定義の間の明確な関係が提示される。</p>
<p>23) 性能目標の明確かつ曖昧さのない遵守と性能目標の引き下げに関する評価を実行できるようにするため、バリアの測定可能又は評価可能な特性に基づいてそれぞれの性能目標を定義するとともに、各目標にこの特性について記述する規準を含める。</p>	<p>DB では、STUK の具体的なコメントを受けて更新された性能目標に関する記述が行われる予定である。VAHA レベル 3 では、すでに母岩の目標特性に関連して TURVA-2012 で実施されているものと同様のものであるが、より定量的なアプローチが採用されることになっている。</p>
<p>24) バリアの安全機能、性能目標及び設計要件の間の明確かつ曖昧さのない関係を示す。</p>	<p>DB では、それぞれのバリアについて、安全機能、性能目標及び設計要件の間の明確かつ曖昧さのない関係が示される。異なるレベルの要件の間の関係は、TURVA-2012 以降、VAHA 更新との関連においてすでに改善されている。DB でこの作業の仕上げが行われ、さまざまな関係の全面的な報告がなされる。</p>
<p>25) 性能目標の遵守に関してより曖昧さの少ない評価が実行できるよう、安全機能とそれらに影響を及ぼす要素に関する記述を行う概念モデルを開発する。</p>	<p>それぞれのバリアの安全機能が示された性能目標の導出について記述する概念モデルに関する記述は、DB 報告書で行われる。DB 報告書では、性能目標と設計要件を導出する際に設計基準で使用される荷重に関する記述が行われる。</p> <p>性能目標に影響を及ぼす諸要素は FEP データベース内で特定され、PAFOS において解析される。また同文書では、処分システムの変遷の評価に適用される概念モデルも示される。</p> <p>CC では、プロセス理解に関する支援がもたらされる。</p>

<p>26) バリアに関する性能解析を用いて、特に処分システムの初期の進展段階に伴う不確実性を考慮に入れた上で、性能目標の遵守をより曖昧さのない形で支援する。</p>	<p>PAFOS では、初期変遷を含めた評価のタイムフレーム全体（100 万年）に関する性能目標の実現に関する解析が行われる。</p> <p>IS：逸脱解析によって、初期の不確実性に関する情報が入手される。</p> <p>CC では、プロセス理解に関する支援がもたらされる。補足的な考慮によって安全評価に使用されるモデルに組み込まれたさまざまな現象の理解が深められることで、不確実性が低減される。システムの初期の進展に関わるプロセスと飽和との関連付がなされる。このトピックについては、NA 情報のスクリーニングはまだ行われていない。CC において文献調査が行われる。</p>
<p>シナリオ解析</p>	
<p>27) 処分システムが将来に取る可能性のある挙動について記述する変遷スキームとして、シナリオを提示する。</p>	<p>地表環境、地圏、LILW 処分場、SNF 処分場及び閉鎖材で構成される処分システム全体で起こりうる将来の変遷（気候に関する代替変遷道筋を含む）は、PAFOS においてシナリオとして記述される。地表環境と LILW 処分場の変遷の道筋は、LILW-RA 及び生物圏評価に基づくものとされる。</p> <p>100 万年を上回る期間の変遷については、CC においてのみ検討される。</p>
<p>28) さまざまなシナリオが処分システムで将来起こりうる進展の面から見て包括的であることの確認を容易にするために、建設シナリオで使用される方法を明確化する。</p>	<p>IS では逸脱解析が提供される。</p> <p>PAFOS 報告書では、シナリオ作成のための方法論が示される。処分システムに起こりうる将来の変遷については PAFOS で評価され、処分システム全体に関するシナリオが、特定された不確実性とその影響を考慮に入れた上で作成される。</p>
<p>29) セーフティケースのために行われる特定のシナリオの選定に関して、より明確な正当化を示す。</p>	<p>IS では逸脱解析がもたらされる。</p> <p>性能評価とシナリオ作成との明確な関係を提示するために、性能評価（PA）報告書とシナリオ作成（FOS）報告書が、PAFOS 報告書に合併された。PAFOS 報告書では、地表環境、LILW 処分場、SNF 処分場及び閉鎖材のさまざまな変遷の道筋に関する記述と、それらが処分システム全体に関するシナリオとどのように組み合わせられているかの記述が行われる。シナリオに関する記述も提示される。</p> <p>モデル化されたさまざまなプロセス（永久凍土、氷河作用など）に関するより掘り下げた検討を、CC において提供することができる。GAP & Saimaa プロジェクトの結果とその重要性に関する検討も行われる。</p>
<p>30) シナリオ解析では、バリアの安全機能の低下に関して、バリア品質面での不適合（製造及び設置ミスなど）によって生じたものを含め、より組織的かつ包括的な対策が講じられていることを証明する。</p>	<p>バリアの生産、設置又は建設における品質面での逸脱は、開発部門（Kehitysosasto）と建設部門（Rakentamisosasto）の協力によって定義されている。これらの品質面での逸脱は、初期状態とともに、IS 報告書で取り扱われる予定である。</p> <p>品質面での逸脱は、PAFOS におけるシナリオ作成時に使</p>

	<p>用される。これらのシナリオは AOR で解析される場合もある（それらが、キャニスタの破損やキャニスタ破損と関わるその他のバリア機能の著しい混乱につながる可能性がある場合）。</p>
<p>セーフティケースの開発及び信頼性</p>	
<p>31) さまざまなシナリオに関する計算に関して、また生物圏内での放射性核種の移行に関して、包括的な形で追加的な感度評価を実施する。</p>	<p>AOR には、より広範な確率論的方法を用いた、放射性核種放出に関するそれぞれのシナリオを対象とした詳細な感度評価が含まれる。SNF 処分場と LILW 処分場からの放射性核種の生物圏に至る移行については、単純化された確率論的モデルである SIPRO が開発され、使用される。</p>
<p>32) 操業許認可申請書との関わりにおいて、複数の処分キャニスタの破損（地震の発生確率によって加重されたもの）の効果に関するより明確なレビューと、さまざまな計算が関連する処分システムの将来の進展とどう関連づけられているかの説明を行う報告書を提出する。同報告書ではさらに、計算において氷床が融けることによって変化する諸条件がどのような保守的な立場で考慮に入れられているかについて、より徹底した形で示さなければならない。</p>	<p>IS：キャニスタの初期欠陥は、逸脱解析の一部である。</p> <p>PAFOS では、岩盤せん断が起きた場合のキャニスタ、緩衝材及び母岩に関する性能目標の達成に関する評価が示される。地震の結果として生じうる複数のキャニスタの破損については、この種の地震の確率を考慮に入れた上で検討される。</p> <p>AOR：複数の処分キャニスタの破損（地震の発生確率によって加重されたもの）の評価に使用されるアプローチは、TURVA-2012 に示された以上の情報の提示を求めた STUK の要請を受けて更新された。更新後のアプローチは、AOR において適用され、必要に応じてより高度化される。氷融解（及び長期的な温帯気候）に伴う化学的腐食の解析は、KBS-3H 処分場を対象として実施された性能評価で得られた経験に基づいてレビュー及び更新される。</p> <p>退氷期の諸条件は外部プロセスの一部であり、それに関するモデル及びデータは、その保守性に関する信頼表明とともに、M&D 報告書において記述される予定である。</p> <p>モデル化されたプロセス（たとえば永久凍土、氷河作用など）に関する掘り下げた検討は、CC において提供することができる。GAP の結果とその重要性に関する検討が行われる。</p>
<p>33) セーフティケースの構成及び提示方法（データの明確さ、透明性、レーサビリティ及び整合性）を改善し、セーフティケースにおける結論とその背景をより明確に示す。操業許認可申請書の提出に伴い、安全要件の遵守をより容易に検証できるようにする。</p>	<p>セーフティケース全体と『総括』報告書。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 建設許認可申請書に関する STUK のフィードバックを受けて、セーフティケース報告書の構成及び提示方法が更新されている。 - 『総括』報告書では特に、結論に関するトップダウン方式の階層的なアプローチが提供される。 - その目的は、文章量を減らし、モジュール形式で文章を作成し、さまざまな報告書における相互参照を容易にすることにある。 - 結論とその種の結論が導出された報告書との明確なリンクが読者に提供される。 - 内容管理のためのモジュール方式のアプローチは、モジュール方式の文章の出典に関する明確なリンクが設定されることから、報告書間で不整合が生じるリスク

	<p>の低減に役立つ。</p> <p>DB 報告書では、安全機能、性能目標及び設計要件との明確な関係が示され、要件チェーンのレーサビリティへの寄与がなされる。</p> <p>TURVA-2012 の PA 報告書と FOS 報告書を組み合わせた PAFOS 報告書が導入された理由として、セーフティケースの構成及び提示方法を明確化することにあつた。この要件は PAFOS 報告書の TOC でも考慮に入れられている。PAFOS 報告書では、特に性能目標の実現に関する明確な結論が導き出される。</p> <p>M&D 報告書では、全てのセーフティケース解析で使用されたモデル、コード及びデータの記録を行うことにより、さらにはそれらの整合性に関する追加的なチェックポイントを提供することにより、透明性、レーサビリティ及び整合性への寄与がなされる。安全評価データベースへのリンクが設定できることが判明すれば、レーサビリティをさらに向上させることができる。</p>
<p>34) 操業許可申請書に伴い、STUK に対し、セーフティケースに関する全ての報告書を提出する。</p>	<p>セーフティケース全体。</p> <ul style="list-style-type: none"> - セーフティケース報告書の作成スケジュールは、操業許可申請書の提出の時点で全ての報告書が STUK に提出されるよう調整されている。 - 要請があれば、報告書の進捗状況に関する更新情報が STUK に提出される。

略語のリスト：

AOR = 放出の分析

CC = 補足的な検討

CLA = 建設許可申請書

DB = 設計基準

FEPs = 特性、事象及びプロセス

GAP = グリーンランド・アナログプロジェクト

IS = 初期状態

LILW-RA = 低・中レベル廃棄物処分場評価

M&D = モデル及びデータ

NA = ナチュラルアナログ

OMTF = オルキルトモデル化タスクフォース

PA = 性能評価

PAFOS = 性能評価及びシナリオの作成

PT = 性能目標

RSC = 岩石適合性分類

SNF = 使用済燃料

TOC = 目次

VAHA = ポシヴァ社の要件管理システム

2.2 参考文献

- 1 STUK. YVL D.5 Disposal of nuclear waste. (2013).
- 2 Nuclear Energy Decree. (161/1988)
- 3 STUK. Y/4 Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of Disposal of Nuclear Waste. (2016).
- 4 POSIVA. Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012. Posiva Report 2012-12. (2012).
- 5 Government Decree on the Safety of Disposal of Nuclear Waste. (736/2008).
- 6 POSIVA. Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Design Basis 2012, POSIVA Report 2012-3, . (2012)
- 7 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto -Description of the Disposal System 2012, POSIVA Report 2012-5. (2012).
- 8 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Features, Events and Processes 2012, POSIVA Report 2012-7. (2012).
- 9 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Performance Assessment 2012, POSIVA Report 2012-4. (2012).
- 10 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Formulation of Radionuclide Release Scenarios 2012, POSIVA Report 2012-8. (2012).
- 11) Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Models and Data for the Repository System 2012, POSIVA Report 2013-1. (2013).
- 12 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Data Basis for the Biosphere Assessment BSA-2012, POSIVA Report 2012-28. (2012).
- 13 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto -Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System 2012, POSIVA Report 2012-9. (2012).
- 14 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Biosphere Assessment 2012, POSIVA Report 2012-10. (2012).
- 15 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Complementary Considerations 2012, POSIVA Report 2012-11. (2012).
- 16 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Terrain and Ecosystems Development Modelling in the Biosphere Assessment BSA-2012, POSIVA Report 2012-29. (2012).
- 17 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto -Surface and Near-Surface Hydrological Modelling in the Biosphere Assessment BSA-2012, POSIVA Report 2012-30. (2012).
- 18 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Radionuclide Transport and Dose Assessment for Humans in the Biosphere Assessment BSA-2012, POSIVA Report 2012-31. (2012).
- 19 Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Dose Assessment for the Plants and Animals in the Biosphere Assessment BSA-2012, POSIVA Report 2012-32. (2012).
- 20 Backfill Production Line 2012 - Design, production and initial state of the deposition tunnel backfill and plug, POSIVA Report 2012-18. 2012.
- 21 Olkiluoto Biosphere Description 2012, POSIVA Report 2012-06 . 2012.
- 22 Buffer Production Line 2012 - Design, production and initial state of the buffer, POSIVA Report 2012-17. 2012.
- 23 Canister Production Line 2012 - Design, production and initial state of the canister, POSIVA Report 2012-16. 2012.
- 24 Closure Production Line 2012 - Design, production and initial state of closure, POSIVA Report 2012-19. 2012.

- 25 Olkiluoto Site Description 2011, POSIVA Report 2011-02. 2011.
- 26 Underground Openings Production Line 2012- Design, production and initial state of the underground openings, POSIVA Report 2012-22. 2012.
- 27 Safety Case Plan for the Operating Licence Application, POSIVA Report 2017-2. 2017.
- 28 STUK. Safety case for the disposal of spent nuclear fuel in Olkiluoto, Decision (1/H42252/2015). 2015.
- 29 STUK' s review on the construction license stage post closure safety case of the spent nuclear fuel disposal in Olkiluoto, STUK B-197. 2015.
- 30 Chapman N. et al. The disposal site and underground construction : Part I: The disposal site and the natural barrier : Part II: Preserving the favourable properties of the bedrock during construction. STUK-TR 17. 2015.
- 31 M.Apted. Review of Engineered Barrier System (EBS) topics in Posiva' s construction license application for a spent fuel repository at Olkiluoto, Finland. STUK-TR 18. 2015.
- 32 Sagaret al.,B. Review of safety assessment in Posiva's construction license application for a repository at Olkiluoto. STUK-TR 19. 2015.

2.3 スウェーデンにおけるセーフティケースの概要

2.3.1 スウェーデンの調査対象文書

スウェーデンでは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）が 2003 年から、エストハンマル自治体とオスカーシャム自治体において、我が国の概要調査に相当するサイト調査を開始した。サイト調査では、深さ約 1,000m のボーリング調査が行われており、約 7 年わたるサイト調査の結果、SKB 社は、使用済燃料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、申請書の準備を経て 2011 年 3 月に、原子力活動法と環境法典に基づく許可申請書を提出している。いずれの法律に基づく許可申請書にも、SR-Site（SR は安全報告書の略語）と呼ばれる、使用済燃料処分場の長期安全性を立証する安全報告書が添付されている。なお、申請時点では、原位置での地下特性調査施設は建設されていない。

スウェーデンの場合、環境法典に基づく申請書は土地・環境裁判所が審理を行う一方、原子力活動法に基づく申請書は、放射線安全機関（SSM）が審査を行う。いずれの機関も、許可発給権限はなく、それぞれの審理・審査の意見書をスウェーデン政府に提出し、政府が許可発給を行うことになっている（図 2.3-1）。土地・環境裁判所と SSM の政府への意見書は、2018 年 1 月 23 日に提出されたところであり、現在、政府において SKB 社が申請した処分事業が許可可能であるかの判断を行うことになっている。

本節（2.3 節）では、スウェーデンにおけるセーフティケースとして、上述した SKB 社の使用済燃料処分場の長期安全報告書 SR-Site を取り上げ、以下の事項について整理した。

- | | |
|-------------------------------|-----------|
| ①セーフティケースに関する要求事項 | [2.3.2 項] |
| ②Sr-Site の文書体系 | [2.3.3 項] |
| ③SR-Site 総括報告書の概要 | [2.3.4 項] |
| ④SR-Site に対するレビューの概要 | [2.3.5 項] |
| ⑤SR-Site 以降のセーフティ開発の動向（今後の予定） | [2.3.6 項] |

なお、スウェーデンの地層処分事業の実施体制は図 2.3-1 の通りである。

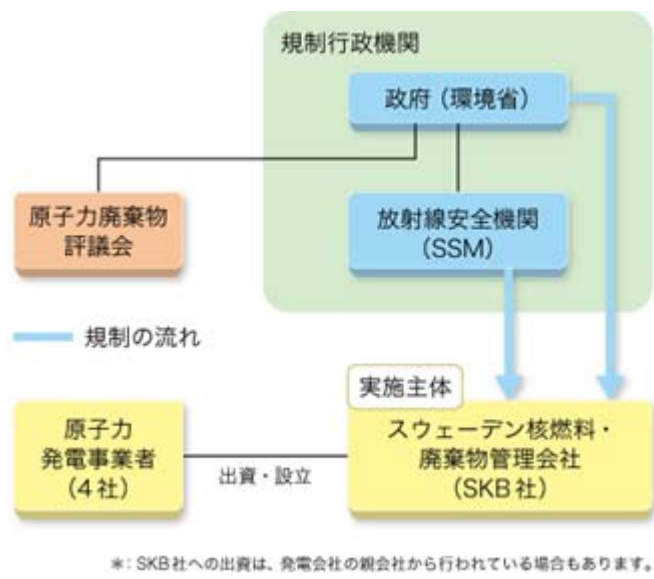


図 2.3-1 スウェーデンの実施体制

2.3.2 セーフティケースに関する要求事項

スウェーデンの規制文書においては「セーフティケース」という用語は使用されていない。(規制文書において用語「セーフティケース」を使用している国=フィンランドと英国=の規制要件を参考として) 処分場の安全解析における「シナリオ構築」「不確実性の評価」と係わる規制要件を抽出して表形式に整理した。

表 2.3-1 スウェーデンにおけるセーフティケースに関係する規制要件

規制文書名	規定内容・考え方
SSMFS 2008:1「原子力施設の安全性に関する放射線安全機関の規則／一般勧告」 [SSMFS 2017:1 による改訂版] (2008年)	<p>第4章 施設の安全性についての評価及び報告</p> <p>安全解析</p> <p>第4章第1条</p> <p>原子力施設の建設又は改修、さらには操業開始に先立ち、当該施設のバリア及び多重防護が備えている、放射線緊急事態を防止する能力、またそのような事態が生じた場合にもその影響を軽減する能力に関し、決定論的方法による解析が実施されなければならない。その上でこの解析は最新の状態に保たれなければならない。</p> <p>安全解析は、原子力事故につながる可能性のある事象、事象の経過及び事例の体系的な目録リスト（インベントリ）に基づくものでなければならない。認識されたこの種の事象、経過及び事例は、事象等級に分類されなければならない。またそれぞれの事象等級について、定量的な解析により、バリアに関する限界値を下回ることが、さらには放射線の環境への影響が放射線防護法（1988:220）に基づいて示された値と比べて許容可能なものであることが、示されなければならない。</p> <p>[第3項以降は、原子炉を対象としたものであるため割愛]</p> <p>安全報告書*</p> <p>*) 安全報告書(Safety Report)はIAEAの用語に従えば、安全解析書（SAR）に相当する</p> <p>第4章第2条</p> <p>安全報告書は、放射線緊急事態から人間の健康及び環境を保護するために、核物質と原子力廃棄物の不法所持を防ぐために、施設の安全性がどのような方法によってもたらされるのかを総合的に示すものでなければならない。また安全報告書は、当該施設において放射線防護がどのように確保されるのかに関する概括的な説明を行うものでなければならない。安全報告書は、施設の建設、解析及び検証の状態を反映しているだけでなく、その設計、機能、組織及び活動に関する現行要件がどのように満たされているのかを示すものでなければならない。安全報告書には、少なくとも付属書2に示された情報に加えて、第5章の第1条第1項に記載された操業条件仕様書が含まなければならない。施設の改修に関する評価は、安全報告書に記載されている状況に基づいて行われなければならない。安全報告書の取り扱い、機密保持の必要性に配慮して行われなければならない。</p> <p>施設が建設される以前に、さらには既存の施設の大規模な改造または大規模な変更がなされる以前に、予備的安全報告書が作成されなければならない。また施設の試験操業(provdrift)が開始される前に、施設の建設完了後の状態を反映したものとなるように、この安全報告書を更新しなければならない。その後、施設の通常操業(rutinmäsigt drift)に先立って、試験操業から得られた経験を考慮することにより、安全報告書の補足がなされなければならない。</p>

規制文書名	規定内容・考え方
	<p>予備的安全報告書、ならびに更新された安全報告書及び補足された安全報告書に関しては、各段階において、第3条に基づいた安全レビューが実施されなければならない。さらに放射線安全機関の審査及び承認を受けなければならない。その後も、安全報告書は最新の状態に維持されなければならない。</p> <p>核物質及び原子力廃棄物の最終処分に関する安全報告書についての詳細な規定は、核物質及び原子力廃棄物の最終処分に関する安全性に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:21）に記載されている。セキュリティ関連の規定は、セキュリティ法(1996:627)及びセキュリティ令(1996:633)で定められている。</p>
<p>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／一般勧告」（2008年）</p>	<p>安全評価</p> <p>第9条</p> <p>原子力施設の安全性に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:1）第4章第1条の規定以外に、安全評価は、閉鎖後の放射性物質の拡散をもたらす可能性がある特性、事象、プロセスを網羅しなければならない。その解析は処分場の建設前、操業前及び閉鎖前に行われなければならない。</p> <p>安全報告書</p> <p>第11条</p> <p>安全報告書には、原子力施設の安全性に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:1）第4章第2条の規定に示されたもの以外に、この規則の付属書1に示される、閉鎖後の期間についての情報が含まれなければならない。</p> <p>処分場閉鎖の前に、最終安全報告書を更新し、原子力施設の安全性に関する放射線安全機関の規則（SSMFS 2008:1）第4章第3条の規定に従った安全レビューを実施するとともに、放射線安全機関による審査及び承認を受けなければならない。</p> <p>付属書1</p> <p>解析方法に関して、以下の事項が報告されなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場の受動バリアシステム、その性能及び経年変化を記述するために、一つまたは複数の方法がいかに使われたか。その方法は、バリアの性能に影響を与える可能性がある特性・事象・プロセス（FEP）、並びにそれらのFEP間の相互の関連性について明らかにしなければならない。 ・ 処分場の将来の変遷に影響を与える可能性がある事象及び条件に関するシナリオを確認し、記述するために、一つまたは複数の方法がいかに使われたか。シナリオには、処分場及びその環境における最も確率が高い(most probable)変化を考慮した主要シナリオが含まれていなければならない。 ・ 合理的に可能な限り、使用されたモデル、パラメータ値及び処分場の性能の記述、及び計算に使用されたその他の条件。 ・ 記述におけるバリアシステムの機能、シナリオ、計算モデル及び計算パラメータの不確実性、及びバリアの特性の違いが、安全評価においてどのように取り扱われたか。これには不確実性がバリアの性能にどのような影響を与え、また人間及び環境への影響の解析にどのように作用するかかの感度解析が含まれなければならない。 <p>閉鎖後の条件の評価に関して、以下の事項が報告されなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 選択されたシナリオに対する生物圏、地圏及び処分場の変遷の記述を含む第9条に基づく安全評価。人工バリアの欠陥、及びその他の特定された不確実性について、主要シナリオを含めて、選択された複数のシナリオにおける処分場による環境影響。

規制文書名	規定内容・考え方
	<p>一般勧告〔※要件ではなく、規則条項の考え方を説明するもの〕</p> <p>第9条及び付属書に対する注釈</p> <p>処分場の閉鎖後安全性は、主として、適切に選ばれた将来起こり得る事象の進展（シナリオ）について、予測される放射性物質の拡散及びそれらが時間的にいかに分布するかを計算することにより定量的に解析される。安全評価の目的は、特に、これらのシナリオからのリスクが、放射線安全機関が規定している人間の健康及び環境を保護する要件(SSMFS 2008:37)と照らして許容できることを示すことである。さらに安全評価は、さまざまな期間における処分場の機能の基本的な理解を与えること、並びに処分場のさまざまな構成部分の機能及び設計の要件を確認することも目的とすべきである。</p> <p>安全解析におけるシナリオは、外部条件と内部条件の組み合わせが処分場の性能にいかに関与するかについての記述から構成される。</p> <p>〔中略〕</p> <p>計算条件（仮定、方法、データ）における知識不足及びその他の不確かさを、この文脈において不確実性と称する。これらの不確実性は次の通り分類される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・シナリオの不確実性：種類、程度及び時間経過に関する外部条件及び内部条件の不確実性 ・システムの不確実性：個々のバリア性能と処分場全体としての性能の双方の解析に使用される特性、事象、プロセスのシステムの描写における完全性に関する不確実性 ・モデルの不確実性：解析に使用される計算モデルの不確実性 ・パラメータの不確実性：計算に使用されるパラメータ値（入力値）の不確実性 ・岩盤のバリア機能を描写するのに使用されるパラメータの空間的なバリエーション（特に、水の流れ、力学的、化学的状态） <p>多くの場合、異なる種類の不確実性の間に明瞭な境界線がない。重要なことは、不確実性を一貫性のある、構造化された方法で描写し取り扱うことである。</p> <p>不確実性の評価は、安全解析の重要な部分である。このことは、計算ケース、計算モデル及びパラメータ値の選定、並びに計算結果の評価において、不確実性について綿密に議論し考察すべきことを意味する。</p> <p>使用される想定及び計算モデルは、適用対象を考慮して入念に選定すべきであり、選定においては、選択肢について議論し、科学的な資料を参照して動機付けを行うべきである。どのモデルが適用されるべきかについて確かでない場合は、モデルの選定における不確実性の影響を例証するために幾つかのモデルを使用すべきである。</p> <p>決定論的な方法も確率論的な方法も使用すべきであり、そうすることにより、互いに補完しあい、できる限り総合的(comprehensive)なリスク像を描くことができる。</p> <p>リスクを計算するために、シナリオ及び計算ケースが実際に発生する確率を可能な限り評価すべきである。そのような評価を正確に行うことはできない。従って、その評価は複数の方法、例えば、複数の独立した専門家の評価を使うことによって具体化すべきである。このことは、例えば、さまざまな事象が起きると期待される時期を評価することを通じて、行うことができる。</p> <p>リスクの観点から特に重要なシナリオに基づいて、いくつかの「設計基準ケース」(design basis cases)を特定すべきである。これらのケースは、例えば製造技術及び制御可能性に関する他の情報とともに、バリアの性質の要件としての設計の前提を具体化するために使用すべきである。</p> <p>特に、使用済燃料などの核物質の処分については、核物質の初期配置において臨界が起きる可能性がないことを示すべきである。核物質の物理学的及び化学的過程による、臨界を引き起こす可能性がある再分布については、そのような</p>

規制文書名	規定内容・考え方
	<p>再分布の発生確率は非常に低い(very improbable)ことを示すべきである。</p> <p>安全解析での計算結果は、その要件に対する準拠について全体的な判断ができるような形で、そのような情報を含むべきであり、提示すべきである。</p> <p>モデル及びパラメータ値など、使用した前提の有効性は、例えば科学的な文献、特別な調査及び研究結果、さまざまな規模の研究室での実験、屋外試験及び自然現象（ナチュラルアナログ）の研究を引用して裏付けされるべきである。</p> <p>科学的な資料及び専門家による評価は、科学的な文献及びその他の資料の出所を正確に示すことにより、追跡可能な方法で文書化すべきである。</p>
<p>SSMFS 2008:37 「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／一般勧告」 (2008年)</p>	<p>一般勧告〔※要件ではなく、規則条項の考え方を説明するもの〕</p> <p>第5条から第7条に関して：人間の健康と環境の保護</p> <p>シナリオの選定</p> <p>処分場の防護能力及び環境影響の評価は、当該の処分場、その周辺、及び生物圏の最も重要な推移の仕方を例証(illustrate)できるように組み合わせられたシナリオの集合に基づくべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 気候変動の取り扱い〔略〕 ・ 将来の人間活動〔略〕 ・ 特別なシナリオ〔略〕 <p>生物圏条件及び被ばく経路</p> <p>人間及び環境に生じる影響の計算に用いられる将来の生物圏条件の選択は、仮定した気候の状態と整合した形で実施されるべきである。ただし、処分場及びその環境における生物圏について、それが明らかに不合理なものでない限り、現時点での生物圏条件(today's biosphere conditions)が評価されるべきであり、その例として、農地、森林、湿地（沼地）、湖、海またはその他の該当する生態系が挙げられる。さらに、土地の隆起（または沈降）及びその他の予測可能な変化も考慮されるべきである。</p> <p>被ばく経路の選択は、現時点でのスウェーデンで起こりうる、人間による環境資源及び天然資源の利用方法の多様性に関する分析に基づくべきであるが、リスク解析においては、被ばく経路を一定の数だけに限定してもよい。個人がある生態系における複数の被ばく経路から被ばくを受ける可能性、及び異なる複数の生態系から被ばくを受ける可能性についても考慮されるべきである。</p> <p>不確実性に関する報告</p> <p>例えばサイト固有の、あるいはジェネリックな、データ及びモデルの不確実性の特定及び評価は、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）の適用に関する一般勧告で示された要領(instructions)に従って実施されるべきである。不確実性のカテゴリはそこ（訳補足：前述の勧告）で特定されており、異なる不確実性のカテゴリは、一定の体系的な方法で評価して報告されるべきであり、リスク解析の結果に対してもつ重要性に基づいて評価されるべきである。その報告においては、例えばシナリオ、モデル及びデータの選択と関係して、それらに含まれる異なる種類の不確実性を扱うために選択した方法に関する根拠(motivation)に関する説明も含まれるべきである。すべての計算ステップは、それに付随する不確実性ととも、報告されるべきである。</p> <p>ピアレビュー及び専門家パネルからの意見抽出(expert panel elicitation)は、基本的なデータが不十分であるケースにおいて、処分場の防護能力の評価にとってきわめて重要な問題に関する不確実性の評価に対する信用度(credibility)を強化するために利用できる。</p>

2.3.3 SR-Site 文書体系

(1) 許可申請書における長期安全性評価報告書の位置づけ

SR-Site は、フォルスマルクにおいて使用済燃料処分場を建設・所有・操業するために SKB 社が 2011 年 3 月に提出した許可申請書の一部を構成している。スウェーデンでは、SKB 社は 2 種類の許可申請—①原子力活動法に基づく申請、②環境法典に基づく申請—を行う必要があり、SR-Site は、両方に申請書の付属書となっている。SKB 社が 2011 年 3 月に提出した申請書の簡略構成を図 2.3-2 に示す。

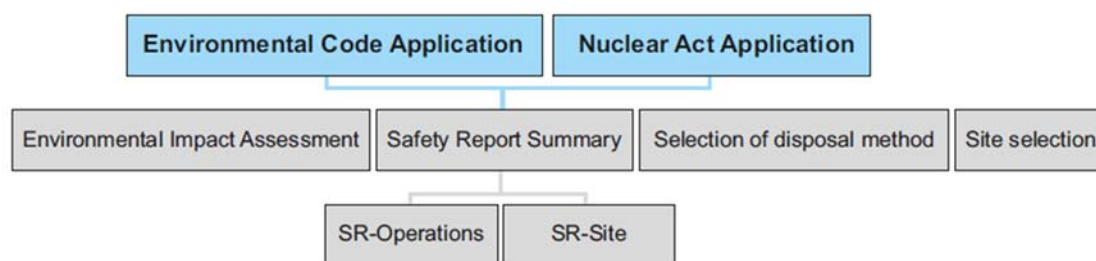


Figure 1-3. Simplified structure of SKB's licence applications to construct and operate a final repository for spent nuclear fuel at Forsmark.

図 2.3-2 環境法典及び原子力活動法に基づく SKB 社の許可申請書の簡略構成

《SKB TR-11-01, Figure 1-3》

これら 2 つの許可申請書の文書一式は「申請書」（上図の第 1 階層）及びそれを裏付ける複数の「サポート文書」（supporting documents、上図の第 2 階層）から構成されている。なかでも重要なサポート文書は「環境影響評価書」（Environmental Impact Assessment）と「安全報告書概要版」（Safety Report Summary）があり、特別なサポート文書として、「使用済燃料の最終処分方法として KBS-3 概念を選定した理由説明を行う文書」（申請書の付属書 MV : Metodyal）と「処分場の建設地としてフォルスマルクを選定した理由説明を行う文書」（申請書の付属書 PV : Platsyal）がある。

安全報告書概要版（申請書の付属書 SR : Säkerhetsredovisning）は、処分場施設の操業及び閉鎖後における放射線学的安全性のさまざまな側面を総括・統合したトップレベル文書（スウェーデン語で記載、全 16 頁）である。SKB 社は、安全報告書概要版において、関係文書の構成を下図のように説明している。安全報告書は、図 2.3-3 に示すように、安全性のより詳細な評価を扱った 2 つのサブパート（上図の第 3 階層）で構成されており、操業期

間についての安全報告書である「SR-Operation」報告書と、処分場の閉鎖後の長期安全性を扱う「SR-Site」報告書に分かれている。SKB社は、SR-Operationは、操業中及び閉鎖時に安全性がどのように維持されるかについて記述するとともに、SR-Siteで解析した初期状態の達成を確実なものとするための措置を記述したものであり、SR-Siteは長期安全性を立証するためのものであると説明している。

バリア構成要素の製造方法、操業手順、長期安全性にとって重要となる品質管理（QC）についての説明は、SR-SiteとSR-Operationの両方に関係するが、それらを「プロダクション報告書」（Production reports）としてバリア要素別に独立した文書で行うように工夫しており、これによってSR-Site（英語で作成）からSR-Operation（スウェーデン語で作成）を参照する必要性を回避している。



図 2.3-3 申請書付属書 SR（安全報告書）の構成

《申請書の付属書 SR：安全報告書概要版 Figur 4-1 スウェーデン語》

(2) SR-Site 安全報告書の階層構造

SKB 社の SR-Site では、後述の 2.3.4 項で整理するように、安全評価の作業が多くのステップで実施されており、それら個別の作業ステップに関する報告は、メインとなる「総括報告書」（「メイン報告書」とも呼ばれる）と切り離して記述する構成をとっている。

SKB 社は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）において、SR-Site 全体の階層構造（ヒエラルキー）を図 2.3-4 のように図示している。

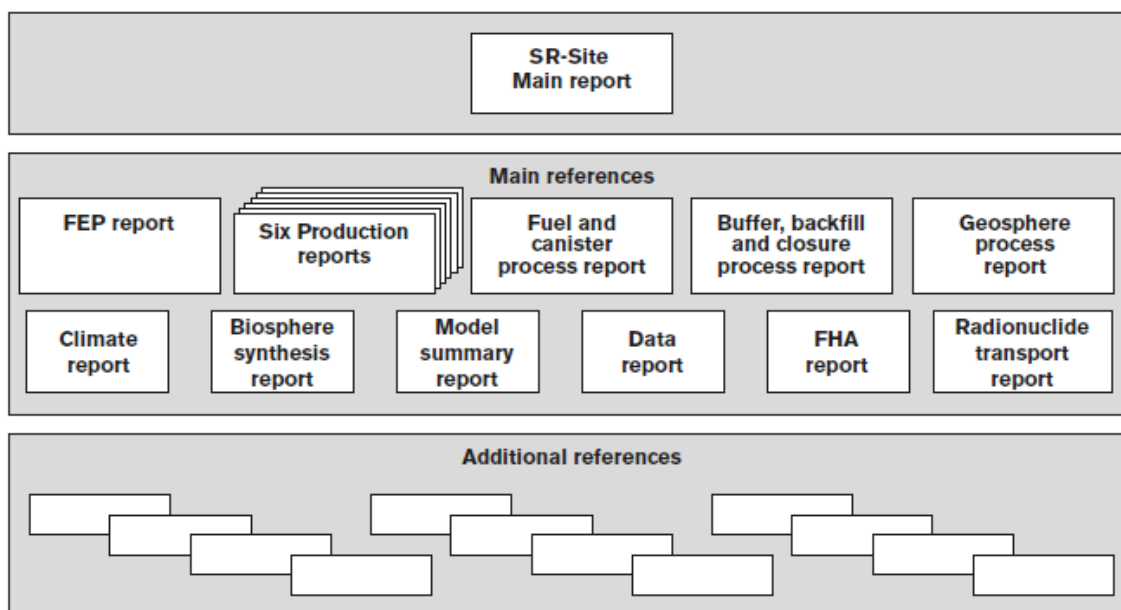


図 2.3-4 SR-Site の階層構造

《SKB TR-11-01 Figure 2-3》

SR-Site 全体は 3 階層の構成であり、最上位の第 1 層文書として「総括報告書」（SKB TR-11-01, 3 分冊）があり、第 2 層文書は「主要参考文献」（main reference）と呼称される 16 種類の文書がある。第 3 層文書は「追加的参考文献」（additional reference）と呼称されており、より特化した内容を扱う約 80 種類の報告書がある。SR-Site プロジェクトの主要参考文献の一覧を表 2.3-2 に整理した。

総括報告書において SKB 社は、第 2 層（main）の参考文献は、「総括報告書」を裏付ける文書と説明しており、第 3 層（additional）の参考文献は、「主要参考文献」を裏付ける文書、あるいは「総括報告書」を直接的に裏付ける文書であると説明している。

原子力活動法に基づく申請書では、第1層と第2層の文書は全て、申請書の付属書を構成する文書として位置づけられている。具体的には、申請書の付属書の全てには、各表紙に下図のような「文書マップ」(図 2.3-5 参照)が貼付されており、付属書 SR-Site の下位文書として、第2層の参考文献が明示的に掲載されている。ただし、「文書マップ」には第3層文書となっている「フォルスマルクのサイト記述報告書」(SDM-Site, SKB TR-08-05)、「プロダクション報告書」(設計前提/Design premiss に関する報告書)、「詳細調査プログラム概要説明書」(SKB R-10-08)の3つが含まれている。



図 2.3-5 原子力活動法に基づく申請書の「文書マップ」
 ※申請書の付属書 SR-Site (濃い着色部分) = SR-Site 安全報告書の第1層文書
 付属書 SR-Site の下位文書 (薄い着色部分) = SR-Site 安全報告書の第2層

表 2.3-2 SR-Site プロジェクトの主要参考文献の一覧

※印は TR-11-01 Figure 2-3 において Main Reference として示されていない報告書(TR-08-05, TR-10-12, R-10-08)

報告書略称	SKB 報告書識別番号
Main report SR-Site プロジェクト総括報告書 〔3分冊〕	TR-11-01 (March 2011) Main report of the SR-Site project Vol 1(pp.271), Vol 2(pp.279), Vol 3(pp.341)
SDM-Site サイト記述報告書	TR-08-05 (December 2008, pp.539)※ SDM-Site Forsmark
Biosphere systhesis report 生物圏統合報告書	TR-10-09 (December 2010, pp.164) Biosphere analyses for the safety assessment SR-Site – synthesis and summary of results
処分場プロダクション報告書	TR-10-12 (November 2009, pp.44)※ Design premises for a KBS-3V repository
Spent fuel production 使用済燃料プロダクション報告書	TR-10-13 (December 2010, pp.92) Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository
Canister production キャニスタプロダクション報告書	TR-10-14 (December 2010, pp.111) Design, production and initial state of the canister
Buffer production 緩衝材プロダクション報告書	TR-10-15 (December 2010, pp.84) Design, production and initial state of the buffer
Backfill production 埋め戻し材プロダクション報告書	TR-10-16 (December 2010, pp.93) Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels
Closure production 閉鎖プロダクション報告書	TR-10-17 (December 2010, pp.43) Design, production and initial state of the closure
Underground opening production 地下開口部プロダクション報告書	TR-10-18 (December 2010, pp.71) Design, construction and initial state of the underground openings
詳細調査プログラム概要説明書 (処分場建設時の調査)〈スウェーデン語版〉	R-10-08 (Oktober 2010, pp.105) ※ Ramprogram för detaljundersökningar vid uppförande och drift av slutförvar för använt kärnbränsle
FEP report FEP (特徴・事象・プロセス) 報告書	TR-10-45 (December 2010, pp.270) FEP report for the safety assessment SR-Site
Fuel and canister process report 燃料・キャニスタのプロセス報告書	TR-10-46 (November 2010, pp.144) Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site
Buffer, backfill and closure process report 緩衝材・埋め戻し材・閉鎖のプロセス報告書	TR-10-47 (December 2010, pp.361) Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site
Geosphere process report 地圏プロセス報告書	TR-10-48 (November 2010, pp.272) Geosphere process report for the safety assessment SR-Site

報告書略称	SKB 報告書識別番号
Climate report 気候報告書	TR-10-49 (December 2010, pp.323) Climate and climate-related issues for the safety assessment SR-Site
Radionuclide transport report 核種移行報告書	TR-10-50 (December 2010, pp.317) Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site
Model summary report モデル概要報告書	TR-10-51 (December 2010, pp.67) Model summary report for the safety assessment SR-Site
Data report データ報告書	TR-10-52 (December 2010, pp.458) Data report for the safety assessment SR-Site
FHA report 将来の人間活動報告書	TR-10-53 (December 2010, pp.87) Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site
Biosphere synthesis report 生物圏統合報告書	TR-10-09 (December 2010, pp.164) Biosphere analyses for the safety assessment SR-Site – synthesis and summary of results

2.3.4 SR-Site 総括報告書の概要


SKB 社が取りまとめた長期安全報告書 SR-Site は、フォルスマルクに使用済燃料処分場を建設・操業するために SKB 社が 2011 年 3 月に放射線安全機関（SSM）及び土地・環境裁判所に提出した許可申請書の一部となるものである。SKB 社は、図 2.3-6 に示すような 11 の主要なステップによる安全評価方法論を開発・構築したと説明している。表 2.3-3 の総括報告書の目次構成を示す。





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 2.3-6 SR-Site の主要な 11 ステップのアウトライン

表 2.3-3 SR-Site 総括報告書 (SKB TR-11-01) の構成

<p>フォルスマルクにおける使用済燃料の最終処分場の長期安全性 SR-Site プロジェクト総括報告書 SKB TR-11-01 (2011年3月) SKB 社</p>	<p>ページ概数 pp.891</p>
<p>前書き 要約 (Summary)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 方法論 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 はじめに(introduction) 2.2 安全性 2.3 システムの境界 (system boundary) 2.4 時間スケール (Timescales) 2.5 全 11 ステップからなる方法論 2.6 リスク計算のアプローチ 2.7 BAT と最適化について 2.8 情報/不確実性の全体マネジメント 2.9 品質保証 3. FEP の処理 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 はじめに 3.2 SKB FEP データベース 3.3 SR-Site FEP カタログ 3.4 カップリング 4. フォルスマルク・サイト <ol style="list-style-type: none"> 4.1 はじめに 4.2 フォルスマルク区域 4.3 岩石領域とそれらに関連する熱力学及び岩盤力学的な特性 4.4 変形帯、亀裂領域及び亀裂 4.5 岩石応力 4.6 岩盤の水理特性 4.7 亀裂領域、水理地質 DFN 及び岩石応力に関する統合モデル 4.8 地下水 4.9 岩盤移行特性 4.10 地上系 5. 処分場の初期状態 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 はじめに 5.2 サイト状況に適応した処分場 — 地下開口部 5.3 燃料及びキャニスタ内の空洞部の初期状態 5.4 キャニスタの初期状態 5.5 緩衝材の初期状態 5.6 定置坑道埋め戻し材の初期状態 5.7 処分場のシーリング及び処分場内のその他の人工部分の初期状態 5.8 モニタリング 6. 外部条件の取り扱い <ol style="list-style-type: none"> 6.1 概論 6.2 気候関連事項 6.3 将来の人間活動 7. 内部プロセスの取り扱い <ol style="list-style-type: none"> 7.1 はじめに 	

<ul style="list-style-type: none"> 7.2 プロセスを表現するために使用したフォーマット 7.3 プロセスの文書化で使用したフォーマット 7.4 プロセスマッピング/プロセステーブル 7.5 評価モデルのフローチャート (AMF) 8. 安全機能と安全機能指標 <ul style="list-style-type: none"> 8.1 はじめに 8.2 安全機能、安全機能指標及び安全性機能指標規準：総論 8.3 閉じ込めに関する安全機能 8.4 遅延に関する安全機能 8.5 安全機能指標の時間的な変遷に影響を及ぼす要素 - FEP チャート 9. 入力データの編纂 (コンパイルーション) <ul style="list-style-type: none"> 9.1 はじめに 9.2 SR-Site データ報告書の目的 9.3 データのインベントリ 9.4 データ供給に関するインストラクション 9.5 入力データの適格性確認 (Qualification) 9.6 SR-Site での計算/モデル化で使用するデータの最終的なコントロール 	
<ul style="list-style-type: none"> 10. 基本的変遷の解析—フォルスマルクでの処分場の場合 <ul style="list-style-type: none"> 10.1 はじめに 10.2 掘削期と操業期 10.3 閉鎖後当初の温暖期 10.4 レファレンス氷期サイクルの残存部分 10.5 その後の氷期サイクル 10.6 地球温暖化バリエーション 10.7 基本的変遷の解析から得られた結論 	
<ul style="list-style-type: none"> 11. シナリオの選定 <ul style="list-style-type: none"> 11.1 はじめに 11.2 安全機能からのシナリオ導出：解析対象の選定及び体系化 11.3 シナリオ選定に関するまとめ 12. 選定したシナリオに関する閉じ込め能力の解析 <ul style="list-style-type: none"> 12.1 はじめに 12.2 緩衝材における移流 (buffer advection) 12.3 緩衝材の凍結 (buffer freezing) 12.4 緩衝材の相転移 (buffer transformation) 12.5 緩衝材シナリオの解析で得られた結論 12.6 腐食に起因するキャニスタの破損 12.7 地殻均衡荷重に起因するキャニスタの破損 12.8 剪断荷重に起因するキャニスタの破損 12.9 概要及び解析したシナリオの組み合わせ 13. 選定したシナリオに関する遅延能力の解析 <ul style="list-style-type: none"> 13.1 はじめに 13.2 生物圏評価及び氷期サイクルに関するランドスケープ線量換算係数の導出 13.3 臨界 13.4 放射性核種の移行と線量計算に関するモデル 13.5 腐食に起因するキャニスタの破損 13.6 剪断荷重に起因するキャニスタの破損 13.7 バリア機能の例証に使用する仮想的残余シナリオ 13.8 気相における放射性核種の移行 13.9 リスクに関するまとめ 13.10 算出されたリスクに影響を及ぼす不確実性に関するまとめ 13.11 結論 	

14. 補足的な解析と裏づけとなる論拠

- 14.1 はじめに
- 14.2 将来の人間活動に関するシナリオ
- 14.3 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
- 14.4 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
- 14.5 100 万年以降の期間に関する簡単な説明
- 14.6 ナチュラルアナログ

15. 結論

- 15.1 はじめに
- 15.2 結果の概要
- 15.3 順守の立証
- 15.4 設計基準ケース (design basis cases)
- 15.5 評価された基本設計に関連する設計要領へのフィードバック
- 15.6 詳細調査及びサイト・モデル化へのフィードバック
- 15.7 研究開発実証計画へのフィードバック
- 15.8 安全評価方法論に関する結論

16. 参考文献

- 付属書A 適用される規則及び 安全評価 SR-Site における実施状況
- 付属書B SR-Site で使用している略語と用語
- 付属書C フォルスマルク周辺の地形図

2.3.4.1 ステップ 1 : FEP の処理

SR-Site の評価ステップ 1 では、解析に含めることが必要な全ての因子を特定する。FEP (特性・事象・プロセス) 取扱いの主要な目的は、SR-Site 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。SKB 社は、FEP 取扱い手順を図 2.3-7 のようなフローとして説明している。

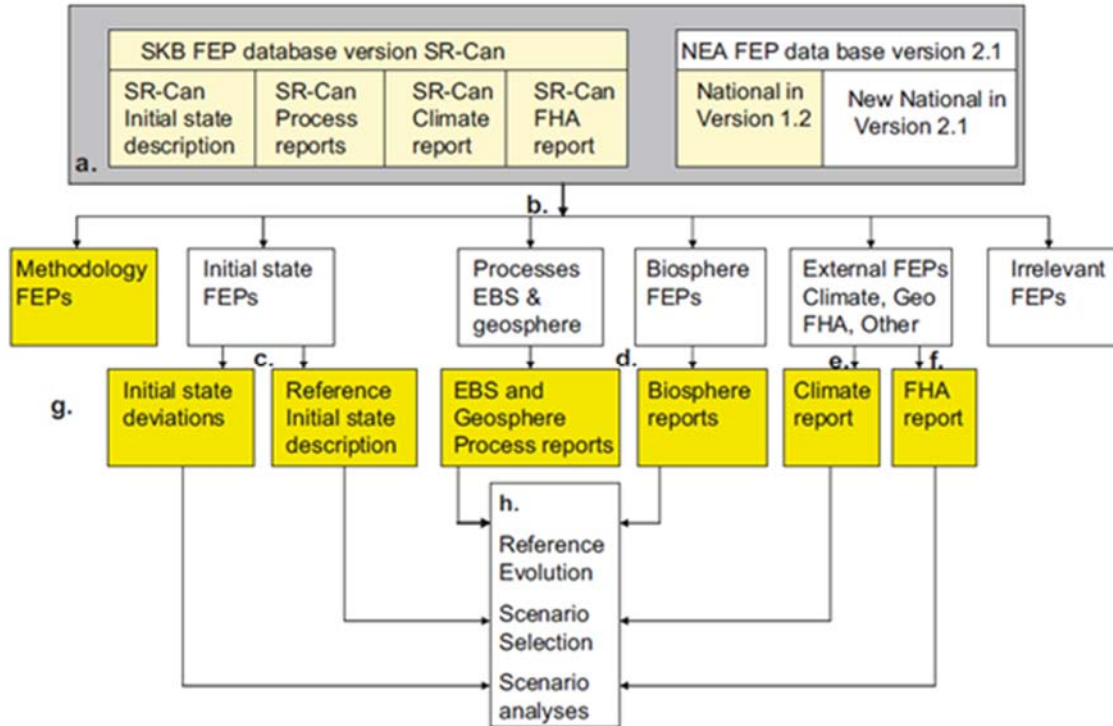


図 2.3-7 SR-Site の FEP 取扱い手順

《SKB TR-11-01 Figure 3-2》

FEP カタログは FEP レコードから構成される。FEP レコードは、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 文書と取扱いを記述している引用文献、のデータフィールドをもつ。SR-Site FEP カタログには、全体で 407 の FEP レコードが含まれている。

2.3.4.2 ステップ 2 : 初期状態の記述

システムの初期状態の情報は SR-Site の基本的なインプットであり、立証作業の全体を通して必要なものである。SR-Site におけるシステムの初期状態の記述は、大きく 3 項目一

a)サイト初期状態、b)人工バリアの初期状態、c)処分場レイアウトの記述一で構成されている。初期状態の記述に関する説明は、SR-Site 総括報告書 (SKB TR-11-01) では「4章 フォルスマルク・サイト」と「5章 処分場の初期状態」に分かれている。詳細な情報は、別冊としている主要参考文献 (Main Reference) に記述しており、サイトについては「SDM-Site サイト記述報告書」(SKB TR-08-05)、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複数の「プロダクション報告書」(SKB TR-10-12~TR-10-18) に記述している。

2.3.4.3 ステップ3：外部条件の取扱い

外部条件の取扱いに関する説明は、SR-Site 総括報告書 (SKB TR-11-01) の「6章」で記述されている。SKB 社は、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、安全評価で対象とするタイムスケールを通して非常に変化すると考えられている。SKB 社は、外部 FEP を SR-Site FEP カタログにおける一つの主要なカテゴリとしており、以下のグループに分類している。

- 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。

(1) 気候に関連した問題

周氷期の気候条件では、氷河形成による氷床荷重によりサイトの地表面が沈下し、永久氷土層が処分場まで発達・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

(2) 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。

(3) 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 を多数特定している。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。

2.3.4.4 ステップ 4：内部プロセスの取り扱い

SKB 社は、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、それら进行处理することが、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。

内部プロセスの取り扱いに関する説明は、SR-Site 総括報告書 (SKB TR-11-01) の「7 章」で記述されている。SKB 社は『SR-Site プロセス報告書』(SKB TR-10-46～TR-10-48) において、KBS-3 処分概念による処分場の長期安全性に関連があると特定された内部プロセスを、システム構成要素別に文書化しており、燃料とキャニスタ、緩衝材と埋め戻し材、母岩の 3 冊の主要参考文献 (Main Reference) に記述している。

2.3.4.5 ステップ5：安全機能と安全機能指標

KBS-3 概念に基づく処分場の「安全機能」と「安全機能指標」に関する説明は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）の「8章」で記述されている。ステップ5は、KBS-3 概念による処分場の様々な安全機能の区分化を扱っている。フォルスマルク・サイトにおける処分場の長期変遷を評価するために、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て、安全評価の構成と区分化を行っている。

SKB 社は、KBS-3 概念の一次安全機能は、100 万年に及ぶ評価期間全体にわたり、キャニスタに収納した使用済燃料を完全に閉じ込め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、〈閉じ込め〉と〈遅延〉という2つの問題がきわめて重要になる。

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り、「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」という規定である。

SKB 社は、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、

①安全機能（safety function）…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。2つの主要安全機能は〈閉じ込め〉と〈遅延〉である。

②安全機能指標（safety function indicator）…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を指す名称である。

③安全機能指標基準（safety function indicator criterion）…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

という概念を使用している。

(1) 安全機能（safety function）

「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。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、〈閉じ込め〉と〈遅延〉という主要安全機能を処分場の構成要素によって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挙動の理解に基づくことにより、〈閉じ込め〉と〈遅延〉に関する多数の従属的な安全機能を特定できる。

(2) 安全機能指標 (safety function indicator)

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、バリア条件の形で表すのが望ましい。

例えば、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。このため、「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することができる。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。

(3) 安全機能指標基準 (safety function indicator criterion)

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。閉じ込めに対する明らかな条件の一つの例は、銅製キャニスタに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。こうした閉じ込め性能の直接測定可能な値以外にも、多くの定量的補足基準を設定でき、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、閉じ込め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。

こうした安全機能指標基準のほとんどは、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ために用いることができる。

SKB 社は、「安全機能」は安全性の評価を助けるものであるが、安全性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と説明している。受け入れられる性能を達成するかを判断するには、別途複数の、裕度が異なる安全機能指標基準が必要となると指摘している。また SKB 社は、「安全機能」は「設計基準と関連するが同等ではない」とも指摘している。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) システムとも関連する点を指摘している。

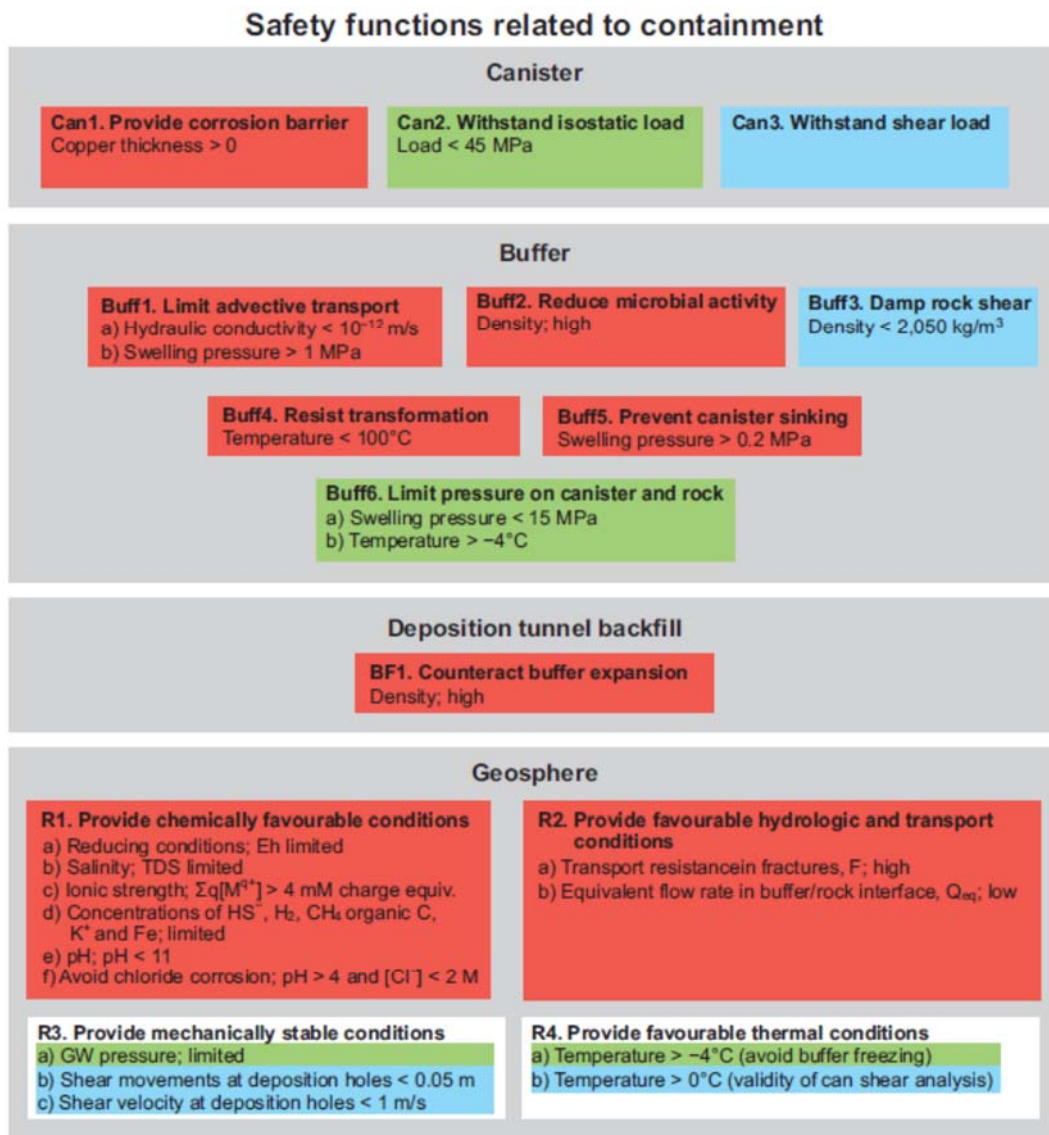


Figure 8-2. Safety functions (bold), safety function indicators and safety function indicator criteria related to containment. When quantitative criteria cannot be given, terms like "high", "low" and "limited" are used to indicate favourable values of the safety function indicators. The colour coding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

《SKB TR-11-01 Figure 8-2》

図 2.3-8 〈閉じ込め〉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)

Safety functions related to retardation

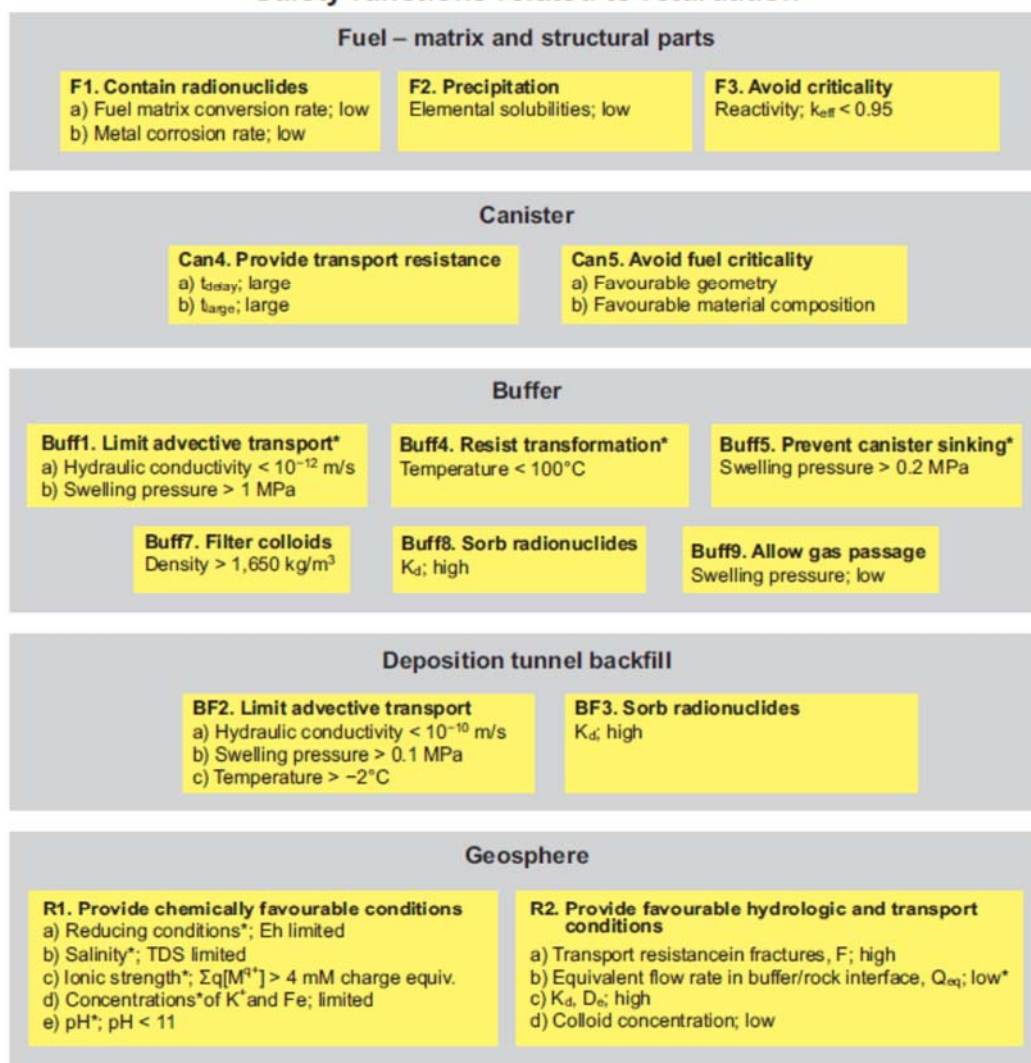


Figure 8-3. Safety functions (bold), safety function indicators and safety function indicator criteria related to retardation. When quantitative criteria cannot be given, terms like “high”, “low” and “limited” are used to indicate favourable values of the safety function indicators. Safety functions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

《SKB TR-11-01 Figure 8-3》

図 2.3-9 〈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

2.3.4.6 ステップ6：入力データの編纂（コンパイルーション）

SKB 社は、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”を用いて選択しており、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）の「9 章」として、この手順を説明する章を設けている。より詳細な説明は、別途の『データ報告書』（SKB TR-10-52）で記述している。

2.3.4.7 ステップ7：処分場の基本的変遷の解析

フォルスマルクに建設する使用済燃料処分場システムを対象とした基本的変遷（reference evolution）の定義とその解析についての説明は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）の「10 章」に記述されている。SKB 社は、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」（ステップ 8）と「シナリオ解析」（ステップ 9）— 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提示することであると説明している。なお、このステップ 7 での「解析」は、いわゆる「線量計算」ではなく、処分場システムにおける初期および長期における、熱、力学、水理、化学等の各項目における変遷を考察して説明する内容である。線量計算は、後のステップ 9（シナリオ解析）で実施される。

SKB 社は、SR-Site 総括報告書の 10 章の説明に 279 ページ（全 3 分冊の第 2 分冊はこの 10 章だけを含む）もの分量を費やしている。以下では、ステップ 7「処分場の基本的変遷の解析」の記述イメージを紹介する目的のために、①基本的変遷の経過特性の説明、②基本的変遷の経過過程における安全性と安全機能の説明、③基本的変遷の解析を通じて識別された不確実性の説明— の 3 項目に焦点を絞って記載事項を整理した。

(1) 基本的変遷（reference evolution）の経過特性の説明

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、一時的変動であり、長期的に見る場合には、変遷は氷河期等の外部条件の変化に起因する変動となると考察している。

- ・**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°C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予想される。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。

(2) 基本的変遷（reference evolution）の経過過程における安全性と安全機能の説明

SKB社は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、と述べている。

(2-1) 母岩に関して

- ・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 2.3-8 及び図 2.3-9〔SR-Site 総括報告書 TR-11-01 の 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) が起こると考えられる。

- 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 (H_2) 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ト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。

(2-2) 処分坑道埋め戻し材に関して

- ・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」(Buff1) する上で十分に高い。

(2-3) 緩衝材に関して

- ・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)

(2-4) キャニスタに関して

- ・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た。
- ・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において評価した場合、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。

(3) 基本的変遷 (reference evolution) の解析を通じて識別された不確実性の説明

後段ステップで実施する「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。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。

(3-1) 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。

(3-2)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

2.3.4.8 ステップ8：シナリオの選定

SR-Site における評価シナリオの選定の方法についての説明は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）の「11章」で記述されている。SKB 社は、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の成否のポイントは「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する考え方を述べている。

また、評価シナリオに関する規制側の考え方として、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べき旨を設定している。規制側が提示しているシナリオ選定の考え方をもとに、SKB 社は、シナリオ選定する5ステップからなる方法を採用している。

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る。

なお、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。

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、解析した後にシナリオの組み合わせの検討を実施している。

SR-Site では、SKB 社は以下のシナリオを選定している。

(1) 主要シナリオ …基本的変遷に対応するシナリオ

（気候パターンが異なる2バリエーション構成。うち、レファレンス気候変遷を「基本ケース」と呼称）

(2) 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

(3) バリア機能の例証を目的とした、仮想的な残余シナリオ

(4) 将来の人間活動に関するシナリオ

表 2.3-4 にこれらシナリオ選定の結果の概要を示す。

表 2.3-4 SR-Site における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.	

《SKB TR-11-01 Table 11-1》

2.3.4.9 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2つに分けて行っている。「閉じ込め能力」と「遅延能力」の解析の説明は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）において、それぞれ「12章」と「13章」で記述されている。

「12章 閉じ込め能力の解析」は主として、銅製キャニスタが破損する時期と本数の解析を説明する内容であり、「10章 基本的変遷の解析」（ステップ7）と一部重複する内容となっている。また、「12章」は後続する「13章 遅延能力の解析」におけるソースタームの設定に相当する部分と見なすことができる（言い換えると、第12章では核種移行計算は行われていない）。

「13章 遅延能力の解析」は、核種移行計算と線量計算を含んでおり、安全解析報告書の中心部分に相当する。SR-Site 総括報告書での13章の構成は、9章で説明されている「選定したシナリオ」の解析結果の説明から開始するのではなく、先に評価モデル（生物圏、地圏、人工バリア領域の核種移行モデル）の説明から始めている点が特徴的である（表 2.3-3 参照）。そのようなモデル（移行モデルの概念化）の説明のために、単純化した仮想的なシナリオを用意して計算結果を説明している。SR-Site 総括報告書において、100万年までの年間線量の経時変化を示す図（グラフ）が最初に出現する13.5.4節では、決定論的解析の1ケースとして、キャニスタ1体が11万4,000年後に破損（特に破損する理由は設定していない）する計算ケースの線量計算の結果を用いることにより、使用済燃料に含まれる瞬時放出成分（IRF）パルスによる寄与の仕方を説明している。

選定されたシナリオ（9章）の線量解析の概要については、それを本調査の枠内で行うことは難しく、また、本調査（諸外国における放射性廃棄物埋設に係るセーフティケースの調査）の目的ではないため、これ以上の整理は行わない。

2.3.4.10 ステップ 10：補足的な解析と裏づけとなる論拠

SKB 社は、ステップ 10 において、安全評価を完全にするために、以下に示す複数の追加的な解析を実施して説明を行っている。

- ①「将来の人間活動」に関係するシナリオの解析
- ②「最適化」及び「BAT の使用」を立証するために必要となる解析
- ③評価ステップの前半で無視した FEP が、(ステップ 9 で実施した) 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
- ④100 万年を超える期間についての簡潔な説明
- ⑤ナチュラルアナログの使用

(1) 将来の人間活動に関するシナリオの解析【TR-11-01 14.2 節】

SR-Site における将来の人間活動に関するシナリオの解析では、SKB 社は以下のアプローチを採用している。

- ・ 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。

(2) 「最適化」及び「BAT の使用」の立証に必要な解析【TR-11-01 14.3 節】

SKB 社は、「利用可能な最善技術」(BAT) の立証に関する説明の対象は“選定されたサイトにおける(銅製/鉄性キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材を使用し、縦置き定置法を採用した) KBS-3 概念”に限定すると明示している。このことは単に、安全評価の枠内において最適化や BAT の使用について議論できることがあるならば、それは安全評価の対象とした処分システムについての議論であるということであり、SR-Site には安全評価の範囲を超えた議論(例えば、KBS-3 概念以外の地層処分と比較した考察)は含んでいないことを意味する。

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、銅製キャニスタの腐食破損を取り扱うシナリオ、銅製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関して幾つかの補足的な解析を実施している。

以下では、「最適化」及び「BAT の使用」の立証に必要な解析について、上で述べた以下の 3 点の評価内容を整理する。

- ①キャニスタ腐食破損の潜在性
- ②キャニスタ剪断破損の潜在性
- ③リスクに寄与しない設計関連要素

(2-1) キャニスタ腐食破損の潜在性【TR-11-01 14.3.2 節】

SKB 社は、銅製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る。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には以下のものがあるとしている。

- ・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種類
- ・極めて高い、あるいは極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には以下のものがあるとしている。

- ・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ダルシー流束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た解析を行っている。銅の肉厚を 10cm 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。SKB 社は、基本設計に関するリスク計算値は規制度値を下回っていることから、選定している銅の肉厚は BAT の観点から見ても妥

当なものだと考えられる、と主張している。

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。

- ①亀裂の透水量係数と長さ (T/L) に関するフィルタリングを省略する場合
- ②排除規準を全く適用しない (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、①T/L フィルタリング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、②排除規を全く適用しない場合には約 30 倍になる結果を示している。(図 2.3-10 を参照)。SKB 社は、特に「排除規準を全く適用しない」条件の計算結果根拠として、適切な排除規準を適用することが重要であることが立証されている、と指摘している。

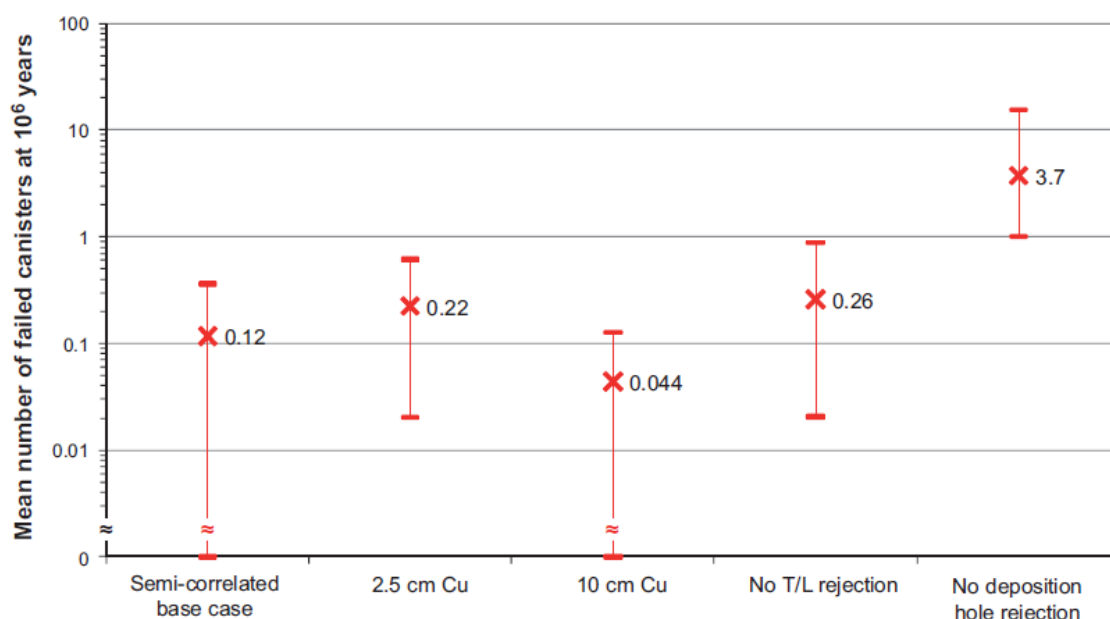


Figure 14-6. Sensitivity cases relating to BAT for the corrosion scenario. Cases with 2.5 and 10 cm copper thickness are shown as are two cases where the rejection criteria for deposition holes are eased and omitted, respectively. The crosses denote mean values and the bars denote the variability over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

《SKB TR-11-01 Table 14-6》

図 2.3-10 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した場合の 2 つのケースを示している。(×) 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。

(2-2) キャニスタ剪断破損の潜在性【TR-11-01 14.3.3 節】

SKB 社は、銅製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、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

これらの設計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、SR-Site の『キャニスタプロダクション報告書』(SKB TR-10-14) にとっての重要な基礎の一つとなっていると述べている。SR-Site 総括報告書(TR-11-01) では計算結果を示していないが、上記の設計要素のうち、「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、以下の評価結果を提示している。

- 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は、それらの不確実性を低減できない。緩衝材浸食メカニズムについて、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) という処分孔許容基準を適用することで、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の結果、EFPC を適用する場合には、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ってしまうことが判明しているため、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られるかもしれない。同時に、詳細調査の焦点を問題となり得る少数の亀裂に絞るために、安全水準を向上できるかもしれない。EFPC の適用は、(剪断破損だけでなく) 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、(地下水が) 高流入となる処分孔

を回避できるほうに重みがある。

(2-3) リスクに寄与しない設計関連要素【TR-11-01 14.3.4 節】

SKB 社は、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、以下のような評価結果を提示している。

- 「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。
- 「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としても、その安全機能の更なる改善を目的とした設計変更を行う必要はないと考えられる。
- 「処分場深度」については、選定された処分場深度は妥当であり、深度の変更によって算出されるリスクに著しい低減が実現するとは見込めない。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、逆に、処分場を 100 m ほど深い場所に設置する場合には、リスクへの寄与は現在選定している深度の場合と同水準であると推定される一方で、極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が生じる。

(3) 無視した FEP が実際に無視できるかどうかの検証【TR-11-01 14.4 節】

SKB 社は、ステップ 10（補足的な解析と裏づけとなる論拠）において、FEP カタログに含まれている FEP の除外に関する正当性の検証を行っている。検証の対象は、安全評価の対象とした処分システム構成要素（燃料、キャニスタ、緩衝材、埋め戻し材、地圏）に限定している。除外された各 FEP について、SR-Site の詳細な関連報告書及び他の文献等を用いて、当該 FEP を除外した正当性を考察している。考察対象となっている除外 FEP を表 2.3-5 に整理した（SKB 社の SR-Site 総括報告書には一覧表はない）。

表 2.3-5 SR-Site において“除外の正当性”を考察している FEP

<p>燃料</p>	<p>F3：誘発された核分裂（臨界） 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） 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） F10：水の放射線分解（燃料の溶解を除く） F15：ヘリウム生成（損傷のないキャニスタ） 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） C5：熱膨張（鋳鉄製インサートと銅製キャニスタの両方） C7：放射線の効果 C9：電解腐食（破損したキャニスタ） C10：鋳鉄製インサートの応力腐食割れ C12：応力腐食割れ、銅製キャニスタ C13：地電流－迷走電流腐食 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） Bu3：凍結（再飽和/高温段階及び損傷のないキャニスタ） Bu6：気体の移行/溶解（気相移行）（損傷のないキャニスタ） Bu9：液状化（損傷のないキャニスタ） 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） 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） Bu20：間隙水の放射線分解（損傷のないキャニスタ） 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>埋め戻し材</p>	<p>BfT2：凍結（再飽和/高温段階及び損傷のないキャニスタ） BfT5：気体の移行/溶解（損傷のないキャニスタについては長期、破損したキャニスタ） BfT8：液状化 BfT10：種の拡散移行（初期段階、損傷のないキャニスタ） BfT11：収着（イオン交換を含む）（初期段階、損傷のないキャニスタ） BfT13：水溶液における分種化及び反応（初期段階、損傷のないキャニスタ） BfT17：放射能によって誘発された相転移</p>
<p>地圏</p>	<p>Ge1：熱輸送（掘削/操業期間） Ge4：気体の流動/溶解 Ge6：再活性化－既存の不連続沿いの変位（掘削/操業期間） Ge8：クリープ Ge10：亀裂における浸食/堆積作用 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） Ge18：コロイド・プロセス Ge20：メタン水和物の形成 Ge22：放射線効果（岩石及びグラウト） Ge23：地電流</p>

(4) 100 万年を超える期間についての簡潔な説明【TR-11-01 14.5 節】

SKB 社は、ステップ 10（補足的な解析と裏づけとなる論拠）において、100 万年以降の期間に関する説明について、一般的な構造地質学に基づく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た定性的な議論を提示している。

- 構造地質学に基づく考察：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は、理に合っていると考察している。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限定的な数にとどまると推論している。
- ナチュラルアナログによる観察：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百万年にわたって安定した状態を維持できると推論している。

(5) ナチュラルアナログ【TR-11-01 14.6 節】

上記の(4)で整理したように、SKB 社は、評価期間 100 万年を超える期間について考察にナチュラルアナログを利用しているが、それとは別に、ナチュラルアナログ研究の現状、SKB 社の取り組み、安全評価に対して果たしうる役割などに関する議論を提示している。

ナチュラルアナログ研究に関する SKB 社の認識・捉え方は、その性質から「境界条件に関する情報を欠き、安全評価モデルで利用可能な定量的データを得ることはできない」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説明している。

スウェーデン国内及び他国のナチュラルアナログ研究として 16 件を取り上げ、概説を記述している。これらの文献調査による結論として、①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、②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、と論述している。

2.3.4.11 ステップ 11：結論

SR-Site の結論についての説明は、SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）の「15 章」で記述されている。SKB 社は「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形で、KBS-3 処分概念に基づく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」と結論を示した上で、この結論は以下の 2 つに対して大きな役割を果たすと述べている。

- ①フォルスマルク・サイトでの KBS-3V 処分概念による処分場に適用される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、詳細サイト特性調査、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

以下では、上記②のフィードバックの内容を整理する。

(1) 設計要領へのフィードバック【TR-11-01 15.5 節】

SKB 社は、SR-Site として実施した安全評価によって、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、と述べている。その上で、幾つかは再考する価値があるとして、設計要領の改訂に係る重要事項を例示している。

- 安全評価の結果によれば、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、それを採用したり、補完目的とし

て使うことができる。

- もし処分孔が飽和している条件でダルシー流速が最大となる処分孔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。
- 安全評価において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 $10^{-8} \text{ m}^2/\text{s}$ 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 の透水量係数がある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。

(2) 詳細サイト調査及びモデル化へのフィードバック【TR-11-01 15.6 節】

SKB 社は、2011 年 3 月に提出した許可申請書の添付書類の一つとして、「詳細調査プログラム概要」（SKB R-10-08）を提出している。SR-Site のフィードバックは、その文書内容が適切であることの確認にも使用されている。また、フォルスマルクのサイト記述モデルの信頼度（confidence）と不確実性（uncertainty）の考察から得られるフィードバックを例示している。

- 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立証
- 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

(3) 研究開発プログラムへのフィードバック【TR-11-01 15.7 節】

SKB 社は、SR-Site の結果から、リスクへの寄与を確認した問題が残っているだけでなく、研究・開発を進めることで、評価の基礎を改善できる分野もあることを確認したと述べている。長期安全性に関するプロセスの研究における重要ポイントとして、以下のようなフィードバックを例示している。

- 使用済燃料：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—を定量化すること。
- キャニスタ：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、進行中の研究を継続す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：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を継続すべきである。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、継続した研究開発プログラムが必要である。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：関係する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。

2.3.5 SR-Site に対するレビューの概要

スウェーデンでは 2011 年 3 月に、SKB 社が使用済燃料処分場の立地・建設に関して、原子力活動法に基づく許可申請書、及び環境法典に基づく許可申請書を提出した。SR-Site に関連する報告書のうち、SR-Site 総括報告書 (TR-11-01) は、両方の申請書の付属書を構成する。放射線安全機関 (Strålsäkerhetsmyndigheten, SSM) は、原子力活動法に基づく申請書の審査を担当し、2018 年 1 月 23 日にスウェーデン政府に審査意見書を提出している。なお、同日に、環境法典に基づく許可申請書の審査を担当する土地・環境裁判所 (Mark- och miljödomstolen, MMD) もスウェーデン政府に審査意見書を提出している。使用済燃料処分場に関する許可発給は、両方の意見書に基づいてスウェーデン政府が発給する。

SSM の審査意見書及び関連文書は、それらを収録・製本した全 6 冊の SSM レポートとして公表されている。SSM レポート番号とタイトルを表 2.3-6 に整理した。このうち、トップ文書となる「審査概要報告書」(SSM 2018:02) と「閉鎖後安全性に関する審査報告書」(SSM 2018:07) の目次構成を表 2.3-7 と表 2.3-8 に整理し、以下で概要を整理した。

表 2.3-6 原子力活動法に基づく申請 (SR-Site を含む) に関する SSM 審査報告書

SSM 報告書番号 (ページ概数)	審査報告書番号 (日付)	タイトル
SSM 2018:02 (pp. 102)	SSM2011-1135-20 (2017-10-16)	放射線安全機関(SSM)の意見概要 使用済燃料の最終管理のための施設に係る原子力活動法に基づく SKB 社申請書に対する SSM の審査に関する概要報告書
SSM 2018:03 (pp. 142)	SSM2011-1135-21 (2018-01-23)	使用済燃料処分施設に係る原子力活動法に基づく申請書に対して意見聴取先から提出された意見に対する SSM の考察
SSM 2018:04 (pp. 146)	SSM2011-1135-18 (2018-01-23)	システム全体に関する審査報告書
SSM 2018:05 (pp. 212)	SSM2015-279-21 (2018-01-23)	使用済燃料の封入施設及び中間貯蔵施設の統合施設(Clink)の審査報告書
SSM 2018:06 (pp. 82)	SSM2011-1135-19 (2018-01-23)	使用済燃料処分場の建設及び操業に関する審査報告書
SSM 2018:07 (pp. 726)	SSM2011-1135-17 (2018-01-23)	使用済燃料処分場の閉鎖後安全性に関する審査報告書

表 2.3-7 SSM 2018:02 『放射線安全機関（SSM）の意見概要』報告書の構成



使用済燃料の最終管理のための施設に係る原子力活動法に基づく SKB 社申請書に対する SSM の審査に関する概要報告書（SSM Report no.2018:02） 文書番号：SSM2011-1135-20 (2017-10-16) ページ概数 pp.102	
1. はじめに 2. 審査の実施 3. SSM の審査結果及び判断 3.1 システム全体に関わる問題 3.1.1 計画された活動を行う SKB 社の能力 3.1.2 環境法典の配慮に関する一般規定 3.1.3 環境影響評価 3.1.4 環境品質基準 3.2 使用済燃料の中間貯蔵施設と封入施設の統合施設（Clink） 3.3 最終処分場 3.3.1 総合的な判断：建設及び操業 3.3.2 安全解析書『SR-Site』（最終処分場閉鎖後の放射線安全性） 安全解析の目的 安全解析の方法論 最終処分場の立地サイトと初期状態 レファレンス変遷 影響評価とシナリオ評価 安全解析の全体について 3.3.3 比較評価：閉鎖後の放射線安全性 3.3.4 関連する SKB 社の要請に関する SSM の結論 4. 今後の審査段階におけるフォローアップ 4.1 建設及び操業中の放射線安全性に関する将来の報告 4.1.1 使用済燃料の集中中間貯蔵施設（Clab） 4.1.2 使用済燃料の封入施設（Clink） 4.1.3 最終処分場施設 4.2 最終処分場の閉鎖後の放射線安全性に関して将来作成される調査報告書	
参考文献 [文献数 41 件] 付属書A 閉鎖後の放射線安全の遵守のための前提条件 A1. 範囲 A2. 全体的な考え方 A3. バリアとその機能 A4. 最適化と利用可能な最善技術（BAT） A5. 設計及び建設、侵入及びアクセス A6. 人間の健康及び環境の保護 A7. 安全解析を行う期間 A8. 安全解析と安全報告書	

表 2.3-8 SSM 2018:07 『処分場閉鎖後の安全性』報告書の構成

許認可申請の準備作業：スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB 社）（使用済燃料の最終処分場） 処分場閉鎖後の安全性（SSM Report no.2018:07） 文書番号：SSM2011-1135-17（2018-01-23） ページ概数 pp.726	
前書き・概要 はじめに 第1部 長期の放射線安全性の遵守に関する前提条件 <ol style="list-style-type: none"> 1. 複合的な評価 2. 審査の実施 3. 全体的な考え方 4. バリアとそれらの機能 5. 最適化及び利用可能な最善技術（BAT） 6. 設計及び建設、侵入及びアクセス 7. 人間の健康及び環境の保護人間の健康及び環境の保護 8. 安全解析期間 9. 安全解析と安全報告書 	
第2部 安全報告書の審査 <ol style="list-style-type: none"> 1. SR-Site 安全解析に関する全体的な評価 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 安全解析の目的 1.2 安全解析の方法論 1.3 最終処分場の立地場所及び初期状態 1.4 レファレンス変遷 1.5 影響評価及びシナリオ評価 1.6 包括的な安全解析 2. 安全解析の方法論 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 方法論 2.2 システム解析と FEP の処理 2.3 内部条件と外部条件 2.4 シナリオ 2.5 リスク計算の方法 2.6 不確実性の取り扱い 2.7 モデル、パラメータ値及びその他の条件の妥当性 2.8 SKB 社の原子力廃棄物プログラムに対するフィードバック 2.9 品質保証システムの適用 2.10 安全解析の方法論に関する複合的な評価 3. 初期状態 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 フォルスマルク・サイトの初期状態の特徴 3.2 岩盤領域及びその隣接区域 3.3 燃料 3.4 キャニスタ 3.5 緩衝材、埋め戻し材及びプラグ 3.6 最終処分場の閉鎖 4. 1,000 年後までの最終処分場の防護能力 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 処分場近傍における温度及び放射線場の変遷 4.2 燃料及びキャニスタの空隙の変遷 4.3 核臨界 4.4 岩盤力学面での変遷 4.5 水理地質学面での変遷 4.6 地下水化学面での変遷 	

<ul style="list-style-type: none"> 4.7 緩衝材及び埋め戻し材に関する化学及び力学面での変遷 4.8 緩衝材及び埋め戻し材の再飽和 4.9 緩衝材及び埋め戻し材のパイピング浸食（貫孔作用） 4.10 銅の腐食プロセス 4.11 膨潤圧の発生に伴う銅製キャニスタの機械的変形 4.12 銅製キャニスタのゆっくりとしたクリープによる負荷への耐性 4.13 地震の影響 5. 1,000年後から10万年後までの期間における最終処分場の防護能力 <ul style="list-style-type: none"> 5.1 使用済燃料の長期変遷と、地下水との接触に伴う放射性核種の放出 5.2 気候の変遷 5.3 岩盤力学面での変遷 5.4 水理地質学面での変遷 5.5 1,000年後から10万年後までの期間における地下水化学面での変遷 5.6 緩衝材及び埋め戻し材の化学的性質の変遷 5.7 緩衝材及び埋め戻し材の凍結 5.8 緩衝材及び埋め戻し材の化学的浸食（エロージョン） 5.9 地殻均衡荷重にさらされた銅製キャニスタの機械的変形 5.10 せん断荷重にさらされた銅製キャニスタの機械的変形 5.11 銅の腐食プロセス 5.12 最初の10万年間に処分場近辺で発生する地震の影響 5.13 最終処分場環境における緩衝材の浸食の範囲に関する評価と定置孔における移流条件の成立時期の評価 6. 10万年経過後の最終処分場の防護能力 <ul style="list-style-type: none"> 6.1 10万年経過後の期間に関する全体的な説明 6.2 10万年経過後の複数の期間における削剥作用(Denudation、岩の露出) 6.3 10万年経過後の地震の影響 7. 影響解析 <ul style="list-style-type: none"> 7.1 方法論 7.2 モデル 7.3 入力データ 7.4 計算結果 7.5 影響解析に関するSSMの評価 8. 人間活動に関する残余シナリオ <ul style="list-style-type: none"> 8.1 将来の人間活動に関する一般情報 8.2 処分場が、シーリングが完了しない状態で放棄される場合 8.3 処分場への人間侵入 8.4 最終処分場に悪影響を及ぼす将来の人間活動に対する予防措置 9. SR-Siteにおけるシナリオの選定及び評価作業に関する評価 <ul style="list-style-type: none"> 9.1 SKB社からの支援 9.2 SSMの評価 <ul style="list-style-type: none"> 9.2.1 既存の解析について 9.2.2 追加的な解析の必要性について
<p>参考文献 [文献数 1,098 件]</p> <p>付属書 1 略語</p> <p>付属書 2 用語</p>

(1) 審査概要報告書(SSM2018:02)における SR-Site に関する SSM の審査意見

放射線安全機関 (SSM) は、審査報告書において「放射線防護及び原子力安全性に関し、『SKB 社は規則要件が遵守されることを示した』という表現に代えて、『SKB 社は SSM の規則要件を遵守できる能力を示した』という表現を使用した」[SSM2018:02, 4 章] と述べており、この表現の使用は、原子力活動法に基づいて今後も継続して段階的審査プロセスが適用されることを念頭に置いたものであると説明している。

原子力活動法に基づく SKB 社の使用済燃料最終処分場の立地・建設の許可申請に関して、SSM は SKB 社の「安全報告書『SR-Site』(審査期間中に提出された補足書も含む)により、フォルスマルクの KBS-3V 概念に基づく最終処分場が、使用済燃料の最終処分に関わる長期放射線安全性に関して適用される SSM の規則要件を満たすことができるという判断を可能とする十分な根拠がもたらされている」という見解である[SSM2018:02, 3.3.4 節]。ただし、SSM がそのように判断する前提として、今後 SKB 社が、安全解析の裏付けをより確実なものとし、最終処分場システムを改良・最適化するために、SSM が審査を通じて特定した開発の必要性を将来の審査段階において同社が考慮に入れることが条件であると述べている。

SSM は、今後の審査段階で必要となるフォローアップ事項として、最終処分場の閉鎖後の放射線安全性に関して SKB 社が**将来提示すべき文書資料**として、以下の 3 つを指摘している [SSM2018:02, 4.2 節]。

- ① [キャニスタを構成する] 銅製シェルの長期耐久性に関する、一定の化学的及び機械的なプロセスの影響を明示的に示したシナリオ及び計算ケース
- ② それらのプロセスに関する実験及び理論面での理解の裏付けを強化するための科学的な研究
- ③ 最終処分場バリアシステムの様々な構成要素に関する製造及び詳細設計を最適化するために、それらのシナリオ及び科学研究がどのような方法によって考慮に入れられているのかの説明

ただし、上記①にある「シナリオ及びケース」に関して SSM は、「SKB 社が残っている問題にどのように対応すべきであるのか、例えば、より深い技術的解析を行うのか、影響評価における追加的な計算ケースによって行うのか、設計基準の変更によって行うのかなどについて、詳細に規定する意図はない」ことを明示している。

また SSM は、前述の「将来提示すべき」としている文書資料とは別に、将来の段階で SKB

社が、最終処分場の長期安全性に関する規則要件の遵守の観点から作成するだろうと SSM が予想している資料として、以下を例示している [SSM2018:02, 4.2 節]。

- 最終処分場の建設段階に関する詳細調査プログラム。その目的は、フォルスマルク・サイトに関するサイト記述モデルの検証を行い、さらなる開発を進めるために必要な活動及び措置を特定することにある。
- 人工バリア、すなわちキャニスタ及び緩衝材の仕様書の作成、生産、設置及び検査に必要な製造方法、詳細設計、試験方法（それらの定量化を含む）、許容基準などの開発をさらに進め、調整を図るために必要とされる活動及び措置に関する計画。この他に SKB 社は、定置坑道の埋め戻し材、定置坑道プラグ、その他の処分場空間の埋め戻し材、そして処分場の閉鎖材やその他の処分場構成要素に関する開発をさらに進めるだけでなく、処分場を最終的に閉鎖するために必要な活動及び措置を策定することになる。
- 最終処分場の建設に必要な岩盤工学的な措置（この中には、搬入斜坑、立坑及びその他の処分場空間の掘削が含まれる）に関する詳細な計画で、その 1 例として、施設の建設から試験操業の開始まで長期間にわたる安全解析に示された設計基準が満たされることの検証を目的とする検査プログラムが挙げられる。
- 最終処分場からの放射性物質の分散を引き起こす可能性のある条件、事象、プロセス及びバリアシステムの諸特性に関する継続的な科学的理解を深め、開発し、実証するためのプログラム。このプログラムには、例えば基礎研究、理論的理解、数学的モデル化、劣化プロセスに関する実験に加えて、検証試験や実施される可能性のある長期実験などが含まれる必要がある。
- 将来の安全解析を更新し、さらなる開発を進めるための計画で、この解析の対象としては、例えば、リスク解析方法、最適化原則の適用、最終処分場の構成設計の詳細化、そして閉鎖前及び後に予測される改造などが挙げられる。

(2) 処分場閉鎖後の安全性に関する審査報告書 (SSM2018:07) の概要

使用済燃料の最終管理のための施設に係る原子力活動法に基づく SKB 社申請書に対する SSM の審査報告書のうち、『処分場閉鎖後の安全性に関する審査報告書』(SSM2018:07) では、SSM が定めている 2 つの規制文書—①核物質及び原子力廃棄物の処分の安全性に関

する規則及び一般勧告 (SSMFS 2008:21)、②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規則及び一般勧告 (SSMFS2008:37) ーに基づき審査を行ったことを明示している。SSM は、処分場閉鎖後の放射線安全に係わる重要な要件は、大きく 7 つの項目に整理することができるとしている。

- ・ 人間の健康及び環境の保護に関するホリスティック (全体論的) な考え方
- ・ バリアシステム及びその機能
- ・ 最適化及び利用可能な最善技術
- ・ 設計及び建設と侵入及びアクセス
- ・ 人間の健康の保護と環境保護
- ・ 安全解析の対象となる期間
- ・ 安全解析及び安全報告書

この SSM 審査報告書 SSM2018:07 は全体で 726 頁あり、大きく 4 つの部分で構成されている。

前書き・概要・はじめに	(16 ページ分)
第 1 部 長期放射線安全性の遵守に関する必要条件	(44 ページ分)
第 2 部 安全報告書の審査	(573 ページ分)
参考文献 (1,098 文献を掲載)・付属書 1,2	(87 ページ分)

「第 1 部」は、審査概要報告書(SSM2008:02)の付属書 A「閉鎖後の放射線安全の遵守のための前提条件」とほぼ同一内容であり、SSMFS2008:21 規則と SSMFS2008:37 規則において要件を定めている条項ごとに、SSM の評価を記述する構成としている。

「第 2 部」は、SKB 社の使用済燃料処分場の長期安全性に関する安全報告書 SR・Site 全体に対する審査結果を記述した主要部分である。

SSM 審査報告書 SSM2018:07 においても、最終処分場の閉鎖後の放射線安全性に関して SKB 社が将来提示すべき文書資料として以下の 4 つを指摘しており、審査概要報告書 (SSM2018:02) での指摘 (3 つにまとめている) と比較して、より具体的な表現で述べている [SSM2018:07,9.2.2 節]。

- ①緩衝材の未飽和条件下での硫化物による銅シエルの局部腐食。このケースは、未飽和条件のもとにある緩衝材において微生物による硫酸塩の還元を引き起こし、これによって気体硫化物が形成され、この気体がキャニスタ表面に運ばれる状況を引き起

こすか、膨潤圧が存在しない場合には直接キャニスタ表面上に硫酸塩還元菌の生物膜が形成されるというプロセスを取り扱うものである。未飽和条件から飽和条件に至る条件において硫化物の有意の供給が行われることは、場合によりキャニスタの表面に硫化物の不動態皮膜が形成される可能性があることを意味している。またキャニスタ表面の不動態皮膜が場合によって部分的に破損したケースなどでは、孔食が生じる可能性がある。このプロセスが重要なものとなるためには、当該緩衝材が未飽和かつ損傷のない状態にあることが前提となる。

②荷重または変位が支配的な役割を果たす還元条件における銅の応力腐食。こうした条件下での応力腐食の発生はおそらく、キャニスタ表面における硫化物の不動態皮膜の形成を伴うことになる。また緩衝材の膨潤圧は銅製シェルに引張応力を発生させる。さらに未飽和条件が存在することは、気相硫化物の供給や緩衝材及び埋め戻し材における硫化物還元菌の活動によって、単一の硫化物不動態皮膜が形成される可能性と結び付いている。

③重要な負荷や変位が支配的な役割を果たす場合の銅製シェルのクリープ変形。緩衝材の膨潤圧が高まった場合に備えて銅製シェルの変形が可能となっている必要があり、これ伴ってシェルと鋳鉄製インサートとが接触する可能性がある。再飽和プロセスの進展と荷重の上昇がゆっくりとしたものである場合、ゆっくりとした形成速度のもとでの十分な破断伸び及びクリープ延性の確保はより困難になる。この進展状況は、現在のキャニスタ温度における膨潤圧の形成とともに、影響を受けることになる。SSM は、リン（燐）がクリープ延性に及ぼす影響に関する理解を可能にするために現在入手されている基本的なプロセスの知識は、明瞭なクリープ機構の発生の可能性を完全に排除する上では不十分だと考えている。これに加えて SSM は、水素が銅の変形特性に及ぼす影響について、例えばこのケースにおいては、水素脆化について検討する必要があると認識している。銅内での水素の存在は、 γ 線による放射線分解、硫化物腐食及び無酸素純水中での無酸素腐食などのプロセスと結び付いている。

④未飽和条件のもとにある緩衝材において、高水準の塩化物の影響を受けて生じる全面腐食。SSM は、きわめて高い塩化物濃度と低い pH 値が同時に成立することはきわめてありそうにないが、同時に、硫化物が存在し、かつ塩化物濃度が高いという条件下での銅の腐食に関する実験的な調査活動を進めることは正当化される

と判断している。SSM の評価判断によると、連成プロセスがキャニスタ表面の近傍における化学条件にどのような影響を及ぼすかに関する追加的な調査も実施する必要がある。

SSM は、上述したプロセス (①～④) が『キャニスタ・プロセス報告書』(SKB TR-10-46) 及びその他の参照文献において記述されていること、さらにはこれに関連する追加情報が SKB 社の申請書の審査期間に実施された補足手続きの一環として追加されていることを指摘した上で、「上述したポイントのいずれも追加的な調査の対象とされるべきであると考えており、またそれとともに SKB 社が、シナリオ解析の枠組みにおいて、再飽和プロセス期間中の個別のキャニスタ・プロセスの取り扱いを、より高い詳細さのレベルで処分場変遷の全体に組み込む必要がある」[SSM2018:07,9.2.2 節] という考えを述べている。

また、SSM は、「最終処分場の変遷の早い時期の複数のフェーズを、特に長期間にわたる緩衝材再飽和期間をより詳細に表現し、解析できるようにするために、SKB 社がそのシナリオ解析を拡張する必要がある」と判断しており、「SKB 社の安全解析には、早期のキャニスタ破損が生じるリスクの分析及び評価を行うだけでなく、この種の早期のキャニスタ破損が起こりうる諸条件に関する評価を行うためのシナリオが含まれているべきである」[SSM2018:07,9.2.2 節] と指摘している。

SSM は上記の引用したように、今後 SKB 社が補足的な解析を行う必要性を指摘しているものの、SSM は「本機関は、これらの問題が、SSM が当該申請書や処分場の環境面での影響に関して SKB 社の報告書に示された結論に関する評価を行えないほど、したがって本機関が長期の放射線安全性に関する諸要件が満たされる必要条件に関する評価を行えないほど、重要なものであるとは判断していない」[SSM2018:07,概要] とも指摘している。

2.3.6 SR-Site 以降のセーフティケース開発（今後の予定）

SKB 社の SR-Site 安全報告書は、原子力活動法に基づく「フォルスマルクにおける使用済燃料の処分場の立地・建設許可申請書」の付属書類であるとともに、環境法典に基づく「使用済燃料の処分方法及び関連施設の立地選定に係る許可申請書」の付属書類でもある。これらの申請書は、SKB 社が 2011 年 3 月に、それぞれ放射線安全機関（SSM）とナッカ土地・環境裁判所（Mark- och miljöödomstolen, MMD）に提出され、審査がおこなわれてきたが、両機関は 2018 年 1 月 23 日に、それぞれの審査意見書をスウェーデン政府に提出した。

SSM は、政府が原子力活動法に基づく許可を発給する際には、処分場の建設開始に先立ち、SKB 社が処分場の様々な活動時期と閉鎖後の両方の期間における安全性を統合的に扱った安全解析書（SAR）を取りまとめ、SSM の審査・承認を受けることを条件とすべきであるとした意見書を提出した（前項 2.3.5 参照）。一方、土地・環境裁判所は、フォルスマルクに立地する使用済燃料処分場に対して、政府が環境法典に基づく許可の発給が可能となる条件が整うためには、使用済燃料を封入するキャニスタの長期閉じ込め能力に関する補足説明が必要であるとした意見書を政府に提出した。今後、スウェーデン政府は、両方の意見書を踏まえて、SKB 社が申請した処分事業が許可可能であるかの判断を行うことになる。

土地・環境裁判所が提示したキャニスタの長期閉じ込め能力に関する補足説明の必要性を指摘した事項は、銅製キャニスタの腐食に係る以下の 5 つである。

- ・無酸素水との反応による腐食
- ・硫化物との反応による孔食（熱水効果〔塩濃縮〕の影響の考慮を含む）
- ・硫化物との反応による応力腐食（熱水効果の影響の考慮を含む）
- ・水素脆化
- ・放射線照射によって上述の孔食、応力腐食及び水素脆化に及ぼされる影響

土地・環境裁判所が補足説明の必要があると 5 項目は、SSM がその審査意見書において「最終処分場の閉鎖後の放射線安全性に関して SKB 社が将来提示すべき文書資料」として指摘していた内容とほぼ同一である（2.3.5 項参照）。このことから、長期閉じ込め能力に関する補足説明の必要性については、土地・環境裁判所と SSM のいずれも認識しているものの、スウェーデン環境法典に基づき、SKB 社が申請した使用済燃料の処分事業に関して、その方法及び関連施設の立地選定に関する政府の許可判断というタイミングにおいては、許可判断の前提として、それらの補足説明が必要であるという点で、原子力活動法に基づく

SSM の政府への意見（長期の放射線安全性に関する諸要件が満たされる必要条件に関する評価を行えないほど、重要なものであるとは判断していない）と異なっていると捉えることができる。

SKB 社の 2018 年 6 月 28 日付けプレスリリースによれば、今後、SKB 社は土地・環境裁判所から補足説明の必要性を指摘された事項（キャニスタ腐食）について、2018 年内に作業を完了できるとの見通しを示している。SKB 社は、今後、補足説明書を政府に提出するに先立ち、国際専門家によるレビューを実施する予定である。スウェーデン政府（エネルギー・環境省）は当初、銅製キャニスタの腐食に関する問題等に関する補足説明を 2019 年 1 月 7 日までに提出するよう指示していたが、SKB 社は、2018 年 10 月 15 日付けプレスリリースにおいて、政府との折衝の結果、補足説明書の提出時期が国際専門家によるレビュー後の 2019 年 4 月 30 日に再設定されたことを公表している。

参考文献

※SKB社のSR-Siteに関する文書のリストは表 2.3.2-1 に整理している。また、SR-Site に対する放射線安全機関(SSM)の審査報告書のリストは表 2.3-6 に整理している。これらの報告書は、参考文献リストには掲載していない。

- [1] Our applications (SKB 社の使用済燃料処分場に関する申請)
<http://www.skbc.com/future-projects/the-spent-fuel-repository/our-applications/>
(SKB 社英語版ウェブサイト) [2019 年 2 月 25 日閲覧]
- [2] Enactments – Strålsäkerhetsmyndigheten.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/en/enactments/>
(放射線安全機関, SSM 規則英訳版掲載サイト) [2019 年 2 月 25 日閲覧]
- [3] Swedish Radiation Safety Authority issues pronouncement on final disposal.
<https://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/en/press/news/2018/swedish-radiation-safety-authority-issues-pronouncement-on-final-disposal/>
(「SSM が最終処分に関する審査意見書を政府に提出」 SSM 2018 年 1 月 23 日付けプレスリリース) [2019 年 2 月 25 日閲覧]
- [4] Mark- och miljödomstolen lämnar sitt yttrande till regeringen i målet om ett slutförvar för kärnavfall. <http://www.nackatingsratt.domstol.se/Om-tingsratten/Nyheter-och-pessmeddelanden/Mark-och-miljodomstolen-lamnar-sitt-yttrande-till-regeringen-i-malet-om-ett-slutforvar-for-karnavfall/> (「使用済燃料処分場の審理案件に関して政府に意見書を提出」 ナッカ土地・環境裁判所 2018 年 1 月 32 日付けプレスリリース) [2019 年 2 月 25 日閲覧]
- [5] Komplettering lämnas in 30 april. <https://www.skbc.se/nyheter/kompletteringen-for-slutforvaret-lamnas-in-30-april/> (「補足書類の提出は 2019 年 4 月 30 日に設定されている」 SKB 社 2018 年 10 月 15 日付けプレスリリース) [2019 年 2 月 25 日閲覧]

2.4 フランスにおけるセーフティケースの概要

2.4.1 フランスの調査対象文書

フランスの法規制文書では「セーフティケース」という用語は使用されていない。しかし、OECD/NEA による「放射性廃棄物地層処分施設の安全性評価手法」(Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, 2012) ¹⁾の 3.1 節では、表 2.4-1 のように記述されていることを参照すると、フランスにおいて「セーフティケース」に類似するものとしては、表 2.4-2 に挙げられる幾つかの書類が挙げられる。

表 2.4-1 「放射性廃棄物地層処分施設の安全性評価手法」(OECD/NEA, 2012) 3.1 節におけるセーフティケースの説明

<ul style="list-style-type: none"> セーフティケースは、地層処分施設の安全性とそれに伴う信頼度を記述し、定量化し、及び立証する論証と証拠を統合したものである。セーフティケースでは、安全評価の結果（すなわち、安全性指標に関する計算数値の結果）は、結論に文脈を与え、または補完的な（定量的または定性的な）安全性論証を提供する多様な証拠によって補強される。セーフティケースは、科学的・制度的なプロセスの質及び結果として安全性を裏付ける情報と解析に対する信頼感を与える根底の証拠、モデル、設計、及び手法をとりまとめたものである。 セーフティケースは、「セーフティケース」以外に「閉鎖後セーフティケース」または「長期セーフティケース」とも称されることがある。実際に、安全評価がその一部を構成する広範な論証と証拠を記述するために、必ずしもすべてのプログラムが「セーフティケース」という用語を使っているわけではない。そうした成果物の別の呼び名としては、例えば「安全報告書」(Safety Report)、「安全文書（ドシエ）」(Safety Dossier)または「許可申請書」(license Application)がある。
--

表 2.4-2 フランスにおける「セーフティケース」に類似する書類

対象廃棄物	書類
「高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物」の地層処分及び「長寿命低レベル放射性廃棄物」の処分、共通	<ul style="list-style-type: none"> 安全報告書 (rapport de sûreté, 未提出) 安全オプション書類 (DOS : dossier d'option de sûreté²⁾, 地層処分 : 2016, 長寿命低レベル : 未提出)
高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物の地層処分	<ul style="list-style-type: none"> Dossier 2005 (2005年12月) ³⁾ Dossier 2009 (2010年9月) ⁴⁾
長寿命低レベル放射性廃棄物の処分	<ul style="list-style-type: none"> 長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書 (2015年7月) ⁵⁾ 概念設計段階の技術オプションと安全オプションに関する報告書 (2019年6月末予定)

「セーフティケース」に類似する書類に関する経緯

表 2.4-2 に示す書類のうち、高レベル放射性廃棄物（HA）及び長寿命中レベル放射性廃棄物（MAVL）の地層処分に関する「セーフティケース」に相当すると考えられる書類としては、2005年に、1991年の放射性廃棄物管理研究法⁶⁾に基づく、放射性廃棄物処分実施主体である放射性廃棄物管理機関（ANDRA）による15年間の研究成果の総括報告書として「Dossier 2005」³⁾が発行されている。その後、2007年～2009年を対象とした放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画（Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, PNGMDR 2007-2009）に関するデクレ⁷⁾に基づき、ANDRAは2009年に今後詳細な地下調査を行う約30km²の区域（ZIRA）を政府に提案したが、これに伴い、ANDRAは「Dossier2009（可逆性のある地層処分2009年段階報告書（Stockage réversible profond ÉTAPE 2009）, 通称）⁴⁾を取りまとめた。

この後、ANDRAは2016年に「原子力基本施設及び原子力安全・放射性物質輸送管理に関する2007年11月2日のデクレ」（Décret no 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives）⁸⁾（以下「INBデクレ」とする）に基づいて、ANDRAによる安全への取組に対する、規制機関である原子力安全機関（ASN）の意見を請求するため、安全オプション書類（DOS : dossier d'option de sûreté）²⁾をASNに提出し、2018年のASNによる意見書⁹⁾の公開を経て現在に至っている。

このように、フランスではDossier2005、Dossier2009、安全オプション書類と複数回にわたり安全評価を含む総括的な報告書が発行されているため、回を重ねる毎に、前回の報告書の結論や評価を前提とし、その内容が絞り込まれる傾向が見られる。安全オプション書類は、安全への取組に関するASNの意見を請求するというための書類という位置付けも加わり、安全評価を中心とした書類となっている。

また、長寿命低レベル放射性廃棄物（FAVL）の処分に関する「セーフティケース」に類似する書類としては、PNGMDR 2013-2015に関するデクレ¹⁰⁾（Décret no 2013-1304 du 27 décembre 2013 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs）に基づき ANDRA が政府に提出した「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書」（PNGMDR 2013-2015, Projet de stockage de déchets radioactifs de faible activité massique à vie longur (FA-VL) – Rapport d'étape 2015）⁵⁾

が存在しており、オーブ県スーレーヌ市町村共同体の 50km² の調査区域における地質調査の成果と予備的安全評価の結果等を取りまとめている。今後は、PNGMDR 2016-2018 に関するアレテ¹¹⁾ (Arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret no 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, NOR : DEVR1635310A) に基づき「概念設計段階の技術オプションと安全オプション」(les options techniques et de sûreté correspondant à un stade d'esquisse d'une installation de stockage à faible profondeur de déchets de faible activité à vie longue)に関する報告書が 2019 年 6 月末までにエネルギー担当大臣に提出されるとともに、基本設計段階の安全オプション書類 (un dossier d'options de sûreté correspondant à un stade d'avant-projet sommaire d'une installation de stockage à faible profondeur de déchets de faible activité à vie longue) が 2021 年末までに ANDRA より ASN に提出される予定である。

安全報告書について

安全報告書は、放射性廃棄物処分場を含む原子力基本施設 (INB) の設置許可申請、操業許可申請、廃止 (操業終了及び監視段階への移行) 計画の説明時、及び施設の閉鎖および監視段階への移行に関する申請時に、事業者から規制機関に提出される書類であり、「当該計画施設が呈するあらゆる原因のリスクのインベントリ、ならびにこれらのリスクを防止するために講ずる措置の分析及び事故の確率とその影響を低減するための措置の説明を含む」【環境法典¹²⁾ 第 L592-10 条】ものである。安全報告書は、書類が提出される段階により内容が更新され、その名称は表 2.4-3 のように変化する。

表 2.4-3 安全報告書の提出時期と名称

提出時期	安全報告書の名称	根拠法令
設置許可申請	安全報告書の予備版 : version préliminaire du rapport de sûreté	環境法典 (Code de l'environnement) 第 L593-7 条
	予備的安全報告書 : rapport préliminaire de sûreté	INB デクレ第 8 条、第 10 条
操業許可申請	安全報告書 : rapport de sûreté	INB デクレ第 20 条
廃止 (操業終了及び監視段階への移行) 計画の届け出	改定安全報告書の予備版 : version préliminaire de la révision du rapport de sûreté	INB デクレ第 37-1 条
施設の閉鎖および	改定安全報告書 : révision du rapport de sûreté	INB デクレ第 38 条、第 38-

監視段階への移行に関する申請		1 条
----------------	--	-----

安全オプション書類について

安全オプション書類は、事業者が設置許可申請に先立ち「当該施設の安全を確保するために採用したオプションの全部または一部に関する意見を原子力安全機関に請求することができる」【INB デクレ⁸⁾ 第 6 条】ことに基づき、その提出は事業者の任意である。安全オプション書類を提出した事業者は、設置許可申請時に提出する安全報告書において「原子力安全機関の意見書の対象となったオプションについて行った変更または補足について説明する」【INB デクレ第 8 条】ことが必要である。地層処分については、2016 年 4 月に基本設計段階に関する安全オプション書類⁹⁾が ANDRA より ASN に提出され、これに対する ASN の意見書⁹⁾は 2018 年 1 月に公開された。また、長寿命低レベル放射性廃棄物の処分に関しては、PNGMDR 2016-2018 に関するアレテ¹⁰⁾に基づき ANDRA が 2021 年末までに政府に提出する予定である。なお、安全オプション書類 (dossier d'options de sûreté) という用語は、上述の INB デクレ第 6 条では使われていないが、ASN は安全オプション書類に関する意見書⁹⁾にて、INB デクレ第 6 条に基づき ANDRA から ASN に提出された書類を「dossier d'options de sûreté」としていることから、本章では、この用語を「安全オプション書類」と和訳して用いている。

本節にて調査対象とした書類

表 2.4-2 に示した書類のうち安全報告書 (rapport de sûreté) は、放射性廃棄物処分場を含む原子力基本施設 (INB) の設置許可申請時に提出される書類であり、「高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物」の地層処分及び「長寿命低レベル放射性廃棄物」の処分に関して、それぞれ作成されるが、現時点で提出や公表はされていない。また、地層処分に関する Dossier2005 及び Dossier2009 については作成されてから時間が経過しており、内容が古くなっていることが考えられる。このため、本節においては、法令や規制機関による要求事項、および今後の予定については、表 2.4-2 に示した書類全般を対象とするが、事業者による文書の体系や概要、規制機関によるレビューの概要に関しては、対象を限定して記載する。

事業者による文書の体系や概要、規制機関によるレビューの概要について、地層処分に関しては、安全評価を中心とした内容ではあるものの、安全報告書において規制機関によるレ

ビュー内容が反映されるという法的位置づけを持つ、安全オプション書類（2016年提出）²⁾について、2.4.3～2.4.5にて記述する。また、地層処分に関する今後の予定については2.4.6にて記載する。

また、長寿命低レベル放射性廃棄物の処分については、安全オプション書類も未提出のため、2015年段階報告書⁵⁾に関して、事業者による文書の体系や概要、規制機関によるレビューの概要、今後の予定を2.4.7にて記述する。

なお、法令や規制機関による要求事項に関しては、地層処分及び長寿命低レベル放射性廃棄物の処分について、併せて2.4.2にて記述する。また、図2.4-1にフランスの地層処分事業の実施体制を示す。

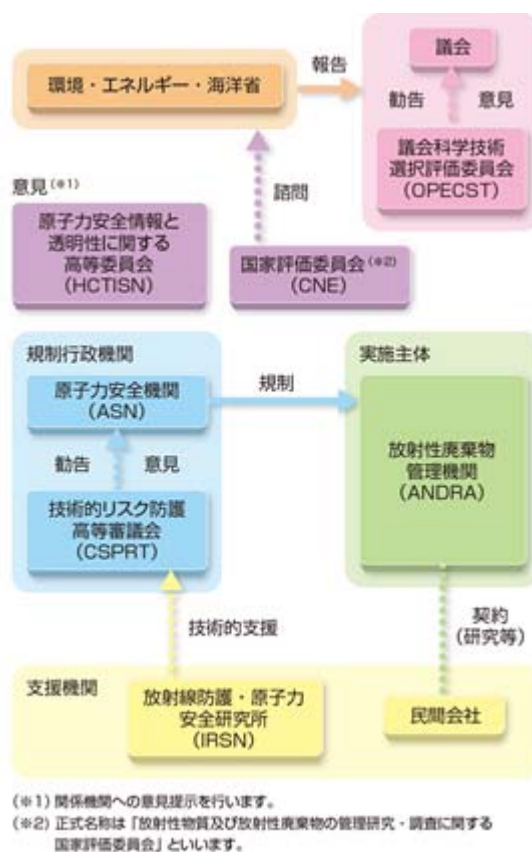


図 2.4-1 フランスの地層処分事業の実施体制図

2.4.2 セーフティケースに関する要求事項

フランスにおいて「セーフティケース」に類似すると考えられる安全報告書や安全オプション書類等に関する法令及び規制機関の文書の一覧を表 2.4-4 に示す。また、法令等の構成や規定内容を表 2.4-5～表 2.4-9 に示す。

表 2.4-4 安全報告書、安全オプション書類等に関する法令及び規制機関文書

書類	対象廃棄物	関連法令及び規制機関文書	
安全報告書 (設置許可申請時、操業許可申請時等に提出予定)	HA、MAVL の地層処分 及び FAVL の処分、共通	法律	・ 環境法典 ¹²⁾ (2000/2018)
		政令	・ INB デクレ ⁸⁾ (2007-1557, 2007/2017)
		省令	<ul style="list-style-type: none"> ・ エコロジー・持続可能開発・運輸・住宅大臣、経済・財政・産業大臣、産業・エネルギー・デジタル経済担当大臣、原子力基本施設に適用される一般的な規則を定める 2012 年 2 月 7 日のアレテ¹³⁾ (Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, NOR: DEVP1202101A) ・ エコロジー・持続可能開発・エネルギー省、原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015-DC-0532 号の認可に関する 2016 年 1 月 11 日付アレテ¹⁴⁾ (Arrêté du 11 janvier 2016 portant homologation de la décision no 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base, NOR: DEVP1600309A)
HA、MAVL の地層処分	法的拘束力のない規制機関文書	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾、2008 年 2 月 12 日(Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde) ・ ASN、2014 年 10 月 9 日付書簡「放射性廃棄物の深地層処分プロジェクトー閉鎖地下構造物」¹⁶⁾ (Dossier « projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde – ouvrages, CODEP-DRC-2014-039040) ・ ASN、2015 年 4 月 7 日付書簡「放射性廃棄物深地層処分プロジェクトーCigeo プロジェクトの構想段階における操業リスクの低減」¹⁷⁾ (Dossier "projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde maîtrise des risques en exploitation au niveau esquisse du projet Cigeo", CODEP-DRC-2015-004834) ・ 他多数 	
FAVL の処分	法的拘束力のない規制機関文書	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASN、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針¹⁸⁾、2008 年 5 月 5 日 (ORIENTATIONS GENERALES DE SURETE EN VUE D'UNE RECHERCHE DE SITE POUR LE STOCKAGE DES DECHETS DE FAIBLE ACTIVITE MASSIQUE A VIE LONGUE) ・ 環境・エネルギー・海洋大臣、2016～2018 年を対象とする「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画」(PNGMDR) に関する 2017 年 2 月 23 日付アレテ¹¹⁾ (1) 	

書類	対象廃棄物	関連法令及び規制機関文書	
安全オプション書類 (地層処分については2016年4月提出エラー!ブックマークが定義されていません)、長寿命低レベル放射性廃棄物の処分については2021年末までに提出予定)	HA、MAVLの地層処分及びFAVLの処分、共通	政令	・ 原子力基本施設及び原子力安全・放射性物質輸送管理に関する2007年11月2日のデクレ(2007-1557) ⁸⁾
	HA、MAVLの地層処分	法的拘束力のない規制機関文書	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾、2008年2月12日 ・ ASN、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針¹⁸⁾、2008年5月5日 ・ ASN、2014年10月9日付書簡「放射性廃棄物の深地層処分プロジェクトー閉鎖地下構造物」¹⁶⁾ ・ ASN、2014年12月19日付書簡「地層処分場(Cigéo)プロジェクトの安全オプション」¹⁹⁾(Options de sûreté du projet Cigéo, CODEP-DRC-2014-039834) ・ ASN、2015年4月7日付書簡「放射性廃棄物深地層処分プロジェクトーCigeo プロジェクトの構想段階における操業リスクの低減」¹⁷⁾
	FAVLの処分	省令	・ 環境・エネルギー・海洋大臣、2016~2018年を対象とする「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画」(PNGMDR)に関する2017年2月23日付アレテ ¹¹⁾
Dossier 2005 ³⁾	HA、MAVLの地層処分	法律	・ 放射性廃棄物管理研究に関する法律(91-1381/1991.12.30) ⁶⁾
Dossier 2009 ⁴⁾		政令	・ 環境法典のL.542-1-2条の適用のために採択され、放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画に関連する規定を定める2008年4月16日付のデクレ第2008-357号 ⁷⁾
長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書 ⁵⁾	FAVLの処分	政令	・ 環境法典の第L.542-1-2条の適用とみなされ、国家放射性廃棄物等管理計画の規定を制定する2013年12月27日のデクレ第2013-1304号 ¹⁰⁾
概念設計段階の技術オプションと安全オプションに関する報告書(2019年6月末予定)		省令	・ 環境・エネルギー・海洋大臣、2016~2018年を対象とする「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画」(PNGMDR)に関する2017年2月23日付アレテ ¹¹⁾

表 2.4-5 安全報告報告書、安全オプション書類等に関する規定内容等

	規定内容等
環境法典 (2000/2018) ¹²⁾ ：法律	<p>法律の部</p> <p>第IV巻：原子力安全と原子力基本施設</p> <p>第 III 章：原子力基本施設</p> <p>第 1 節：許可制度</p> <p>第 1 款：定義と一般原則</p> <p>第 L593-1 条</p> <p>2012 年 1 月 5 日付オールドナンス第 2012-6 号第 3 条により制定</p> <p>第 L. 593-2 条 に掲げる原子力基本施設は、公衆安全、公衆保健、公衆衛生又は自然保護及び環境保護に対して及ぼすおそれのあるリスク又は不都合のため、本章及び本編第 VI 章の規定により定める法的制度に服する。(略)</p> <p>第 L593-2 条</p> <p>2016 年 2 月 10 日付オールドナンス第 2016-128 号の第 25 条により修正</p> <p>原子力基本施設とは、次に挙げるものをいう。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉。 2. コンセユデタのデクレによって定義された特徴に対応し、核燃料の製造準備、濃縮、製造、再処理又は貯蔵を行うか、放射性廃棄物の処理、中間貯蔵又は処分を行う施設。 <p>(略)</p> <ol style="list-style-type: none"> 5. 第 L.542-10-1 条で言及されている地下深部の地層に位置する放射性廃棄物処分センター。 <p>第 L593-6 条</p> <p>2016 年 2 月 10 日付オールドナンス第 2016-128 号の第 26 条により修正</p> <p>(略)</p> <p>II. — 操業者は、1 件の安全報告書(rapport de sûreté)において、その施設が第 L.593-1 条で言及されている利益に対し直接的又は間接的にもたらしうる危険に関する調査報告を、その原因が間接的なものであるか直接的なものであるかを問わず、実施する。この安全報告書は第 L.551-1 条で規定された危険性研究の代わりとなるものである。</p> <p>(略)</p> <p>第 2 款：設置と操業開始</p> <p>第 L593-7 条</p> <p>2016 年 2 月 10 日付オールドナンス第 2016-128 号の第 27 条により修正</p> <ol style="list-style-type: none"> I. — 原子力基本施設の設置は、許認可の対象となる。 <p>(略)</p> <ol style="list-style-type: none"> II. — 申請者は、特に安全報告書の予備版(version préliminaire du rapport de sûreté)を含むだけでなく、予定されている当該施設が第 L.593-1 条で言及されている利益に対してもたらしうる危険に関する詳細な記述に加え、これらの危険を防止するために講じられる措置に関する分析、そして事故の発生確率とそれらが及ぼす効果を限定する上で適切な措置に関する記述を行う 1 件の書類を提出する。 <p>(略)</p>
INB デクレ (2007-	第III編 原子力基本施設の設置及び操業

	規定内容等
1557, 2007/2017) ⁸⁾ : 政令	<p>第 I 章 将来の原子力基本施設の安全オプション(options de sûreté)に関する意見請求</p> <p>第 6 条 <u>原子力基本施設を操業しようとする者は、2006 年 6 月 13 日法律の第 29 条に定められている設置許可手続の開始に先立って、当該施設の安全を確保するために採用したオプションの全部または一部に関する意見を原子力安全機関に請求することができる。</u> 原子力安全機関は、自らが定める条件にしたがって答申し公表する意見書により、その時点における技術的及び経済的な諸事情を勘案のうえ、いかなる措置において申請者によって提出された安全オプションが 2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益に対するリスクを防止しまたは抑制するに適切かを明らかにする。原子力安全機関は、設置許可申請があった場合に当該申請に必要となる追加の研究調査及び理由説明を定めることができる。原子力安全機関は、自らの意見書の有効期間を定めることができる。 この意見書は、申請者に通知し、原子力安全に関する主務大臣に伝達する。</p> <p>第 II 章 原子力基本施設の設置許可</p> <p>第 7 条 原子力基本施設の設置許可申請は、当該施設を操業する任務を負う者が原子力安全に関する主務大臣に提出する。この者は、申請の提出後ただちに操業者としての資格を取得する。 複数の原子力基本施設が同一の者によって同一のサイトにおいて操業される予定であるときは、これらの施設を共通の申請及び共通の許可手続の対象とすることができる。 操業者は、原子力安全機関に申請書一通を、下記第 8 条に定める一件書類及び説明書を添えて提出する。</p> <p>第 8 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 7 条により改訂 I. 申請書には以下を含む一件書類を添付する。 (略) 7° <u>第 10 条で内容を具体的に示す予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)</u> (略)</p> <p>第 10 条 第 8 条の I の 7. に定める予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)は、当該施設の運転開始まで環境法典 L. 551-1 条に定められている危険性評価書に代わる。<u>予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)は、当該計画施設が呈するあらゆる原因のリスクのインベントリ、ならびにこれらのリスクを防止するために講ずる措置の分析及び事故の確率とその影響を低減するための措置の説明を含む。</u>その内容は、当該施設の危険性の大きさ及び災害の場合において 2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益に照らして予見しうるそれらの危険性の影響の大きさに見合うものでなければならない。 特に、放射線によるか否かを問わず、事故の場合において当該施設が呈しうる危険性について説明する。 このため、次の各号の事項を記載する。 1. 原因が内部にあるか外部にあるかの別なく、悪意の行為も含め、発生する可能性のある事故。 2. 事故が発生した場合に生じうる影響の種類及び範囲。 3. これらの事故を防止しまたは発生確率もしくは影響を低減するための検討している措置。 原因が外部にある事故については、操業者は、自らの責任下に置かれているか</p>

	規定内容等
	<p>否かの別なく、当該計画施設に対する近接性の故に、事故リスク及びそれらの効果を加重するおそれのある施設の影響を考慮に入れる。</p> <p>予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)は、当該事業計画が、当該施設の知見、慣行、及び環境脆弱性の現状を踏まえうえて、経済的に受け入れられる条件においてできる限り低いリスクのレベルを達成することができることを証明する。</p> <p>予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)は、サイト内緊急事態計画の規模決定調査(étude de dimensionnement du plan d'urgence interne)」と称する部分を含む。この調査は、サイト内またはサイト外における防護措置を要するか、または 2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益に影響を及ぼすおそれのある前各項にいう事故を対象とする。さまざまな事故シナリオ及びそれらの影響を、施設の安全及び人の防護に照らして記述する。災害発生時の影響に対処するために操業者が設ける独自の救急手段の組織体制について説明する。</p> <p>予備的安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)は、放射線リスク及び汚染リスクに対する作業員、公衆、及び環境の保護を確保するため、原子力基本施設の操業に必要な放射線源の管理に関する規定を、これらの線源の輸送に関する規定も含め、記述し、その理由について説明する。</p> <p><u>当該施設がその安全オプション(options de sûreté)が第 6 条に定める条件において原子力安全機関の意見書の対象となるモデルに該当するときは、予備的安全報告書に、この枠組においてすでに研究した問題、実施した追加調査及び行った追加説明、特に、原子力安全機関が要求した追加調査及び追加説明を明記し、該当する場合には、原子力安全機関の意見書の対象となったオプションについて行った変更または補足について説明する。</u></p> <p>第VI章 原子力基本施設の運転開始 第 20 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 8 条により改訂 I.- 2006 年 6 月 13 日の法律第 29 条の I の許可を必要とする原子力基本施設の操業開始は、施設内で最初に放射性物質あるいは最初の粒子ビームが使用されることを指す。 II.- 施設の操業開始のために、事業主は以下を含む一件書類を原子力安全機関に提出する。 1° <u>予備安全報告書(rapport préliminaire de sûreté)の最新版、ならびに完成した施設の、設置許可デクレの規定内容と第 18 条の建設に関する指示とに対する適合性の判断材料となる情報を含む安全報告書(rapport de sûreté)</u> (略) 環境法典 L. 542-1-1 条のいう放射性廃棄物の処分に特化した原子力基本施設設置の場合は、 a) 1° の文書は、操業の諸段階および閉鎖後の長期間を対象とする (略)</p> <p>第IV編 原子力基本施設の最終停止及び廃止措置 第 I 章 総則 第 37-1 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 3 条による新条項 I. 環境法典 L. 593-27 条の解体の一件書類には、以下が含まれる。 (略) 8° <u>施設解体作業の全部を対象とする改訂安全報告書の予備版(version préliminaire de la révision du rapport de sûreté)</u></p> <p>第 38 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 3 条により改訂 (略)</p>

	規定内容等
	<p>II. 環境法典 L. 593-28 条の解体のデクレは、とりわけ以下のために設置許可のデクレを変更する。</p> <p>(略)</p> <p>事業主は、解体のデクレの定めるそれぞれの段階を開始するにあたり、原子力安全機関に事前にその旨を通知する。原子力安全機関は、自らの合意を、解体のいずれかの段階の開始、あるいは一部の解体作業の実施の条件とすることができる。</p> <p>(略)</p> <p>IV. 解体のデクレの公布から 3 ヶ月の期間内に、事業主は、<u>解体作業に関する安全報告書の改訂版(révision du rapport de sûreté)</u>、ならびに<u>操業一般規則の改訂版を原子力安全機関に提出する</u>。解体のデクレは、原子力安全機関がかかる操業一般規則の改訂版を承認した日をもって、あるいは、遅くともデクレ公布から 1 年後にその効力を発する。</p> <p>(略)</p> <p>第 38-1 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 3 条による新条項 I. 第 38 条の II の最終段落の解体作業ないし段階の実施許可を得るために、事業主は以下を含む一件書類を原子力安全機関に提出する。 1° <u>解体のデクレの規定内容と第 38 条の V により定められた指示とに対する、計画されている作業の適合性の判断材料となる情報を織り込んだ安全報告書の改訂版(révision du rapport de sûreté)</u></p> <p>(略)</p> <p>第二章 放射性廃棄物処分施設に関する特則 第 42 条 2016 年 6 月 28 日のデクレ第 2016-846 号第 3 条により改訂 放射性廃棄物の処分に特化した施設に対して、第 I 章の規定は環境法典 L. 593-31 条の定める条件の下で適用されるが、以下の規定を条件とする。</p> <p>(略)</p> <p>3° <u>第 37-1 条に記す改訂安全報告書の予備版(version préliminaire de la révision du rapport de sûreté)は、解体、閉鎖、監視作業実施の安全と、廃棄物処分にかかる長期間の安全との二つ安全を取り扱う。</u></p> <p>(略)</p>
原子力基本施設に適用される一般的な規則を定める 2012 年 2 月 7 日のアレテ(以下、INB アレテ) ¹³⁾ : 省令	<p>本アレテは、原子力基本施設の許認可等に関わる環境法典第 L. 593-1 条及び同条に続く条項を根拠とし、すべての原子力基本施設に適用される一般規則の策定を目的としている。また、本アレテに含まれる要件は、後日、技術的性格を有し法的拘束力を持った原子力安全機関の決定により補完、明確化されるものとしている。</p>
原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015-DC-0532 号の認可に関する 2016 年 1 月 11 日付アレテ ¹⁴⁾ : 省令	<p>本アレテでは、放射性廃棄物処分場を含む原子力基本施設の安全報告書に記載すべき内容を定めた ASN 決定を承認している。</p> <p>安全報告書に記載すべき内容を示した ASN 決定の付属書の構成について表 2.4-6 に示す。</p>
ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針 ¹⁵⁾ 、2008 年 2 月 12 日: 法的拘束力のない規制機関文書	<p>本文書は、1991 年に当時の安全規制当局により策定された安全基本規則 RFS III.2.f を、ASN が 2008 年に改定し、初の安全指針としたものである。</p> <p>ASN は、本文書が規則の性格を持つ安全目標に加え、目標の達成方法についても説明しているため、安全基本規則ではなく安全指針として位置付けることを決定したとしている。</p> <p>本文書の構成について表 2.4-7 に示す。</p>

	規定内容等
ASN、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針 ¹⁸⁾ 、2008年5月5日：法的拘束力のない規制機関文書	<p>本文書は、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査及び施設設計段階において参照される、安全に関する一般方針として策定されたものである。また、この方針で示された要件や基準は、ASNが今後準備する「安全指針」に取り込まれるものとされている。</p> <p>本文書の構成について表 2.4-8 に示す。</p>
ASN、2014年10月9日付書簡「放射性廃棄物の深地層処分プロジェクトー閉鎖地下構造物」 ¹⁶⁾ ：法的拘束力のない規制機関文書	<p>この書簡は ASN から ANDRA に宛てたものである。2013年に ANDRA から ASN に提出された「取得した知識の進展状況、設計オプション、ならびに「閉鎖地下構造物」に関して自らが設定した補完的試験・作業プログラムについて記載」した中間的性質を持つ書類に関する見解を、安全オプション書類及び回収に関する技術的オプション書類における考慮事項、および設置許可申請時に取り扱うべき事項として示している。</p> <p>見解は以下の事項に関するものである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. さまざまな閉鎖地下構造物に割り当てられた性能目標に関して 2. これらの性能を達成するために選択された概念の妥当性、および閉鎖地下構造物の中・長期的挙動の分析 3. これらの概念の実施についての産業的フィージビリティに関して 4. 可逆性と廃棄体の回収可能性に関して
ASN、2014年12月19日付書簡「地層処分場（Cigéo）プロジェクトの安全オプション」 ¹⁹⁾ ：法的拘束力のない規制機関文書	<p>本文書は ASN から ANDRA に宛てた書簡であり、ASN が ANDRA からの地層処分に関する安全オプション書類提出について承認するとともに、書類への要求事項、安全オプション書類の審査要件を伝達するものである。</p> <p>表 2.4-9 に、これらの事項に関する記載内容を示す。</p>
ASN、2015年4月7日付書簡「放射性廃棄物深地層処分プロジェクトーCigeoプロジェクトの構想段階における操業リスクの低減」 ¹⁷⁾ ：法的拘束力のない規制機関文書	<p>本文書は ASN から ANDRA に宛てた書簡であり、ANDRA が ASN に 2013年12月に提出した「放射性物質の拡散リスク、廃棄体の水素排出に関連する爆発リスク、火災リスク、構想段階にある Cigéo の地下施設と地上ー地下連絡坑道（斜坑・立坑）における共同活動に関連するリスクといったリスクの低減を対象」とした文書への分析結果を示している。</p> <p>また、同文書に示された、処分容器を用いずに一部の一次廃棄体を処分するというオプションへの見解を安全オプション書類への要求事項として示している。</p> <p>さらに、安全オプション書類及び設置許可申請書における記載への要求事項として、施設の安全性実証の一環としてとくに注視する必要がある事項を示している。</p>

表 2.4-6 原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015-DC-0532 号の認可に関する 2016 年 1 月 11 日付アレテ¹⁴⁾、付属書（安全報告書に記載すべき事項）目次

原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015-DC-0532 号の認可に関する 2016 年 1 月 11 日付アレテ ¹⁴⁾ 、付属書（安全報告書に記載すべき事項）目次：省令
第 I 編－定義
第 II 編－安全報告書の目的
第 III 編－安全報告書作成の一般原則
第 I 章－安全報告書作成方法
第 1 節－安全報告書の作成
第 2 節－安全報告書で提示される情報
第 II 章－法規による要件への適合性および手引き、技術規格、基準の適用
第 III 章－複数の INB（原子力基本施設）に共通の要素
第 IV 編－安全報告書の予備版の内容
第 I 章－INB、その環境および機能の説明
第 1 節－INB の環境の説明
第 2 節－INB の概要と設計の主な選択
第 3 節－INB の通常機能とフェイルセーフ機能
第 II 章－組織および人的側面
第 III 章－INB が呈するリスクの管理
第 1 節－連鎖反応（核分裂）の制御
第 2 節－放射性物質と原子核反応に由来する熱出力の排出
第 3 節－放射性物質の封じ込め
第 4 節－電離放射線に対する人と環境の防護
第 5 節－放射線以外のリスクの管理
第 IV 章－原子力安全の証明
第 1 節－原子力安全証明活動
第 2 節－深層防護
第 3 節－トリガー事象、異常事象または事故の分析
第 4 節－個別のトリガー事象：火災
第 V 章－防護のための重要活動と要素
第 1 節－AIP（防護のための重要活動）の特定
第 2 節－EIP（防護のための重要要素）の特定
第 3 節－原子力安全のための重要度に応じた EIP の分類
第 4 節－EIP の性質決定および起動試験
第 VI 章－異常事象および事故状況の管理
第 VII 章－異常事象および事故の潜在的影響の評価
第 VIII 章－PUI（内部緊急計画）の規模調査
第 IX 章－具体的活動
第 1 節－INB の建設
第 2 節－電離放射線源の管理
第 3 節－内部輸送活動
第 X 章－一般規定および特定の INB 固有の規定に対する補足的規定
第 1 節－環境法典第 L. 593-28 条に記載のデクレの対象となっていない 1 基または複数の原子炉を有する INB
第 2 節－放射性廃棄物の処分施設に固有の規定
第 V 編－INB の操業開始を目指した安全報告書の内容

原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015-DC-0532 号の認可に関する 2016 年 1 月 11 日付アレテ¹⁴⁾、付属書（安全報告書に記載すべき事項）目次：省令

- 第 I 章－RGE（一般運営規則）と PUI のための構造的規定
- 第 II 章－AIP の特定
- 第 III 章－組織および人的側面
- 第 IV 章－PUI の規模調査
- 第 V 章－実行の品質
- 第 VI 編－起動完了書類提出時の安全報告書の更新

表 2.4-7 ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾
(2008 年) 目次

ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾ (2008 年) 目次
：法的拘束力のない規制機関文書

- 1. 序文
 - 2. 本規則の目的
 - 3. 本規則の適用範囲と定義
 - 3.1 定義
 - 3.2 対象となる放射性廃棄物
 - 3.3 対象となる地層
 - 3.4 調査対象となる状態
 - 3.5 処分の可逆性
 - 3.6 核物質の管理
 - 4. 基本目標
 - 4.1 目標
 - 4.2 放射線防護基準
 - 4.2.1 リファレンス状態
 - 4.2.2 変動状態
 - 5. 安全に関する設計基礎
 - 5.1 安全の原則と機能
 - 5.2 廃棄物パッケージ
 - 5.3 地質環境 － サイト選定の技術的基準
 - 5.4 人工構築物
 - 5.5 処分概念
 - 5.6 モニタリング [=surveillance] プログラム
 - 6. 処分施設閉鎖後の安全性の立証
 - 6.1 構成要素の性能の有利な特性の確認
 - 6.2 処分システム内で生じる擾乱の評価
 - 6.3 個人被ばくの評価
 - 6.4 考慮の対象とする状態
 - 6.4.1 リファレンス状態
 - 6.4.2 変動状態
 - 6.5 処分システム変遷のモデル化
 - 6.6 生物圏
 - 6.7 不確性の考慮と感度解析
 - 7. 品質保証
- 付属書類 1 廃棄物パッケージ及びサイトで実施すべき調査に関する方針
- A1-1 廃棄物パッケージ
 - A1-1.1 廃棄物パッケージについての知識
 - A1-1.2 処分中の廃棄物の許容性

ASN、深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾（2008年）目次
：法的拘束力のない規制機関文書

- A1-2 サイトで行うべき調査
 - A1-2.1 地質調査
 - A1-2.1.1 長期的地質現象
 - A1-2.1.2 水文地質学的測定
 - A1-2.1.3 熱-水-力学のモデル化
 - A1-2.1.4 地球化学的特性の解析
 - A1-2.2 地表で行うべき調査
 - A1-2.2.1 目標
 - A1-2.2.2 地表からの調査
 - A1-2.2.3 調査ボーリング
 - A1-2.2.4 ボーリングによる採取物質の調査
 - A1-2.3 地下研究所で行うべき調査
 - A1-2.3.1 調査の目標
 - A1-2.3.2 原位置測定及びサンプル測定
 - A1-2.4 処分施設の開発段階における変遷の追跡及び可逆的措置のための測定機器の設置
- A1-3 様々な種類のサイトに関する特殊推奨事項
 - A1-3.1 結晶質岩サイト
 - A1-3.1.1 花崗岩サイトに固有の推奨事項
 - A1-3.1.2 片岩サイトに固有の推奨事項
 - A1-3.2 岩塩層サイト
 - A1-3.3 粘土層サイト
- 付属書類 2 安全解析の枠内で調査対象とすべき状況の選定
 - A2-1 リファレンス状態
 - A2-1.1 処分施設の存在によるシステムの変遷
 - A2-1.2 自然事象によるシステムの変遷
 - A2-1.2.1 気候周期
 - A2-1.2.2 上下変動
 - A2-1.2.3 地震活動
 - A2-2 変動状態
 - A2-2.1 自然事象に関連する変動状態
 - A2-2.1.1 例外的な規模の気候周期
 - A2-2.1.2 例外的上下変動
 - A2-2.1.3 例外的地震活動
 - A2-2.2 人間の活動に関連する変動状態
 - A2-2.2.1 人間の侵入
 - A2-2.2.2 構造物の欠陥

表 2.4-8 ASN、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針¹⁸⁾ (2008年) 目次

ASN、長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針 ¹⁸⁾ (2008年) 目次 ：法的拘束力のない規制機関文書	
長寿命低レベル放射性廃棄物処分のサイト調査に関する安全性の一般方針	
1.	序文
2.	本文書の目的と定義
3.	本文書の適用範囲
3.1.	対象となる放射性廃棄物
3.2.	対象となる地層
3.3.	調査対象となる状態
4.	基本目標
4.1.	目標
4.2.	化学毒性に対する防護基準
4.3.	放射線防護基準
4.3.1.	リファレンス状態
4.3.2.	変動状態
5.	安全に関する設計基礎
5.1.	安全の原則と機能
5.2.	廃棄物パッケージ
5.2.1.	要件
5.2.2.	廃棄物パッケージの特性と特質の把握
5.3.	人工構造物
5.4.	地質環境
5.4.1.	用地選定の技術基準
5.5.	処分概念
6.	処分施設閉鎖後の安全性の立証
6.1.	構成要素の有利性の検証
6.2.	処分施設に対して誘発される擾乱の評価
6.3.	個人被ばくの評価
6.4.	考慮の対象とする状態
6.4.1.	リファレンス状態
6.4.2.	変動状態
6.5.	処分施設変遷のモデル化
6.6.	生物圏
6.7.	不確実性の考慮と感度解析

表 2.4-9 ASN、2014 年 12 月 19 日付書簡「地層処分場 (Cigéo) プロジェクトの安全オプション」¹⁹⁾の記載事項

<p>ASN、2014 年 12 月 19 日付書簡「地層処分場 (Cigéo) プロジェクトの安全オプション」¹⁹⁾の記載事項：法的拘束力のない規制機関連文書</p>
<p>(略) “Cigéo”プロジェクトに関する公開討論——その結論は 2014 年初めに提出された——を踏まえ、ANDRA 理事会は決議[6]により「ANDRA は 2015 年に (中略) Cigéo の設置許可申請の審査の準備として (中略) 安全オプションに関する書類を ASN に提出する」との方針を表明した。</p> <p>この手続きは段階的の開発プロセスの一環であることから、ASN は、2007 年 11 月 2 日のデクレ[7]の第 6 条に規定された意味での安全オプションに関する書類を提出する旨の [ANDRA の] 決定を受諾する。</p> <p>貴殿 (ANDRA CEO, Directeur général) は、回収可能性の技術的オプションに関する資料、廃棄物パッケージの受容に関する予備的仕様書の案、及び特にプロジェクトの設計とスケジュールに係るデータの明確化を目的とする「Cigéo 開発基本計画」を同時に提出する意向を示しておられる。</p> <p>(略)</p> <p>したがって、上述の資料体 (コーパス) の中に 2007 年 11 月 2 日のデクレ[7]の第 8 条 II に定められた説明書の案、すなわち処分場の建設と操業に係る 2012 年 2 月 7 日のアレテ[8]の 2.1.1 条に規定されたような ANDRA の技術的能力を示す情報を含めるべきである。</p> <p>これらの資料はそれぞれ、Cigéo プロジェクトの安全オプションに関する整合性のある書類を作成する上で必要なものである。</p> <p>貴殿が提示される安全オプションについて ASN が適切な判断を示すことができるように、この書類の内容に係る幾つかの要件を以下にお知らせする。</p> <p>まず、それらの安全オプションは、すべての施設、すなわち概略設計 (APS) の検討段階での地上施設、地下施設、及び地上 - 地下のアクセスをカバーするものでなければならない。特に、ASN の安全指針[9]に規定された処分システム¹の基本概念に鑑みた文書の充足性に留意しなければならない。</p> <p>提出される書類は完結性を具備していなければならない、長期にわたる開発の各段階、すなわち設計、建設、操業、停止、廃止措置または閉鎖、維持及びモニタリング [=surveillance] を通じて、施設の構成要素ごとに、安全を確実に [=assurer] する上で採用される目標、概念及び原則が明確に示されていないなければならない。その詳細さの度合いは、問題となるリスクと有害性の重大さに見合ったものでなければならない。</p> <p><u>以上の要求事項は、附属書に示した安全オプションに関する書類の審査要件に関する詳細リストにより補完される。</u></p> <p>さらに環境法典では、地層処分場の可逆性を担保しなければならないと定められている。将来的に法令により規定されるであろう可逆性に関する要件に抵触しない限りにおいて、可逆性の原則 (le principe de réversibilité) には次の 2 つの要素が含まれると ASN は考えている。</p> <ul style="list-style-type: none"> — 施設の適応性 [=adaptabilité] に関する要件。(略) — 回収可能性 [=récupérabilité] に関する要件。(略) <p>このような理由から、貴殿は、Cigéo プロジェクトの安全オプションにおいて、施設の柔軟性 [=flexibilité] を正当化する基本的な要素、特に地層処分の対象となり得るが現行計画のインベントリでは想定されていない廃棄物を受け入れる必要が生じた場合の施設の対応力 [=capacité] に係る要素を提示しなければならない。そのために、貴殿は、Cigéo 開発基本計画において確定することを予定しておられるインベントリを基準とすべきであろう。</p> <p>最後に、回収可能性の技術オプションに係る資料には、APS (基本設計) の検討段階で予測できる限りで、可逆性を行使できる能力 [=capacité] を制限し得る要素に関する考慮が含まれていなければならない。それらの要素には主に次のようなものがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> — 特に処分空間やアクセス坑道が埋め戻された後は、廃棄物パッケージへのアクセスが困難になること。 — 廃棄物容器の閉じ込め能力の健全性が損なわれた場合、放射線防護の点で大きな不都合が生じ、作業の可能性が制限される可能性があること。 — 構造物の経年劣化や損傷 (たとえば処分空間の変形) により作業が困難になること。

ASN、2014年12月19日付書簡「地層処分場（Cigéo）プロジェクトの安全オプション」¹⁹⁾の記載事項：法的拘束力のない規制機関文書

付属書

安全オプションに関する書類の審査要件

安全オプションに関する書類は、以下の項目についての評価を可能にするものでなければならない。

- － 採用される安全目標
- － 処分場の設計に用いられる安全アプローチの根拠
- － APS の検討段階で処分場の設計と建設に採用される技術オプション。この項目については、処分場の開発（閉鎖を含む）、可逆性及びモニタリング [=surveillance] の主なオプションへの潜在的な影響を評価することが目的となる。提出される安全性評価では、それらの概念に関する APS 検討段階での様々な不確実性を示し、検討することになる。
- － 設計上の選択において将来の介入 [=intervenants] の必要性和組織体制を考慮するために履行された手続き
- － 採用される安全目標の達成を正当化する基本的な要素
- － 補完的安全性評価（ECS）の手順に関する考察
- － APS の検討段階で考慮する主なシナリオについての、想定し得る限りでの操業状況の全体をカバーした、環境及び人間への処分場の放射線影響に関する最初の評価

上述のような理由から、この安全オプションに関する書類は以下の内容を示すものでなければならない。

- － 採用される規制的・規範的・技術的レファレンスや国内外の経験のフィードバック
- － 特に ASN の安全指針[9]及び地層処分に関する国際機関の研究成果に鑑みた長期的な操業における安全目標。採用される安全目標が、特に ASN の安全指針[9]に示された安全目標と相違する場合は、その相違を正当化しなければならない。
- － 処分される廃棄物のインベントリ、コンディショニングの手法、及び長期的な時間枠での変更に関する想定
- － 建設、操業、停止、廃止措置または閉鎖、維持及びモニタリングの期間を通じて施設の構成要素ごとに考慮すべき、安全性を左右する操業範囲と主要なパラメータの最初の定義
- － 安全機能に係る処分システムの構成要素の性質が個別に（廃棄物パッケージ、充填材を含む構造材、母岩）、またシステム全体として、安全確保にとって望ましいものであることの正当化
- － 特に建設作業と操業を（場合によっては部分的な閉鎖も）同時並行的に行う状況を考慮した、内部事象と外部事象——2017年2月7日のアレテ[8]の3.5条と3.6条で言及されている悪意のある行為[10]を含む——のリスト、それらの事象への対策、及び発生リスクの軽減ないし影響緩和のために想定されているオプション
- － 事象の同時発生に対応するための原則
- － 施設設計において採用した状況
- － 施設設計（特に設備のサイジング）への ECS の最初の成果の反映
- － 人員のための放射線防護目標（その最適化手法を含む）の正当化
- － 操業フェーズにおける施設（廃棄物パッケージを含む）のモニタリング [=surveillance] ・プログラムの確定のために採用した原則と目標
- － 将来の人員や組織体制のニーズを考慮するために、施設の建設 - 操業フェーズを想定して設計段階で採用した原則（特にヒューマン - マシンインターフェースの有用性ならびに人間工学、環境条件、及び特定の区域や設備へのアクセス可能性を考慮に入れる方法）

2.4.3 地層処分に関する安全オプション書類の文書体系

フランスでは、事業者が公開しているセーフティケースに類似する文書のうち最新のものとして、下記の2つが挙げられる。

- ①地層処分に関する「安全オプション書類」²⁾
- ②長寿命低レベル放射性廃棄物の処分に関する「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書」

2.4.3では、①を対象として、文書体系を整理し、②については2.4.7で取扱うものとする。

(1) ANDRA、ASN 及び IRSN による構成の説明

安全オプション書類の構成については、ANDRA 及び ASN による説明と IRSN による説明に一部違いがみられる。

ANDRA は ASN の要求に対応するため以下の8文書を提出したとしている【安全オプション書類 閉鎖後編 第1巻 1-3-1】が、上位文書、下位文書というような文書体系は示されていない。

- ・ 安全オプション書類 操業編 (Dossier d'options de sûreté relatif à la phase exploitation, DOS-Expl)²⁰⁾
- ・ 安全オプション書類 閉鎖後編 (Dossier d'options de sûreté relatif à la phase d'après fermeture, DOS-AF)²¹⁾
- ・ 操業基本計画案 (Proposition de plan directeur d'exploitation de Cigéo, PDE)²²⁾
- ・ 回収可能性技術オプション報告書 (Dossier d'options techniques de récupérabilité, DORec)²³⁾
- ・ Cigéo への廃棄体受入基準 予備版 (la première version des spécifications préliminaires d'acceptation des colis primaires à Cigéo)
- ・ Cigéo 操業者の技術的能力及び操業戦略への反映に関する通知書 (l'esquisse de la notice limitée aux capacités techniques de l'exploitant)
- ・ 実施対象となる可能性のある使用済燃料の処分への Cigéo の適応性 (le document relatif à l'étude l'adaptabilité de Cigéo à l'éventuel stockage des combustibles et les éléments techniques associés)

- ・ 実施対象となる可能性のある備蓄された廃棄物の処分への Cigéo の適応性 (le document relatif à l'adaptabilité de Cigéo à la prise en charge de déchets en réserve et les éléments techniques associés)

なお、安全オプション書類のうち ANDRA により公開されているものは、以下の 4 文書である。

- ・ 安全オプション書類 操業編 (DOS-Expl) ²⁰⁾
- ・ 安全オプション書類 閉鎖後編 (DOS-AF) ²¹⁾
- ・ 操業基本計画案 (PDE) ²²⁾
- ・ 回収可能性技術オプション報告書 (DORec) ²³⁾

ASN は、ASN 常設専門家グループに安全オプション書類の審査を要請した 2016 年 8 月 2 日付の書簡²⁴⁾ (SAISINE ASN CODEP-DRC-2016-021886 DU 2 AOUT 2016, Projet de stockage Cigeo - Examen du Dossier d'Options de Surete) において「DOS (安全オプション書類) には、操業基本計画の提案書、操業の安全オプション書類、閉鎖後の安全オプション書類、回収可能性技術オプション文書、操業事業者の技術能力を示す概要、一次パッケージ受入予備仕様書、使用済み核燃料の処分とインベントリで予定されている廃棄物への Cigéo の適応可能性に関する 2 つの注記が含まれる」としており、上記の 8 文書が安全オプション書類 (DOS) と呼ばれる一連の関係書類 (Dossier) を構成しているとの認識を示している。

一方で、安全オプション書類の技術的審査を行った IRSN は、2017 年 5 月 18 日付報告書²⁵⁾ (Projet de stockage Cigéo — Examen du Dossier d'Options de Sûreté, RAPPORT IRSN N° 2017-00013) において、上記の 8 文書が ANDRA による 2016 年 4 月 6 日付書簡及び 2016 年 5 月 13 日付書簡と共に提出されたこと、これらに加え、後述する文書が安全オプション書類 (DOS) を構成しており、レビューの対象となったことを述べている【第 1 巻 1-2】。

ANDRA が 2016 年 4 月 6 日付書簡と共に提出した文書：

- ・ Cigéo2015 提出書類用語集 (Glossaire des livrables CIGEO 2015)

ASN が 2016 年 6 月 16 日付書簡にて ANDRA に提出を要求した文書：

- ・ Cigéo の環境影響に関する取組状況 (l'Andra apporte des compléments sur l'impact de Cigéo sur l'environnement)
- ・ 技術的試験に関する取組状況 (les essais technologiques réalisés)
- ・ 人的要因の役割のリスク管理への統合に関する取組状況 (l'approche de l'Andra pour intégrer le rôle des facteurs humains dans la maîtrise des risques)
- ・ 選択されたアーキテクチャの正当化 (la justification de l'architecture retenue)
- ・ 操業期間中の廃棄体の回収可能性の実証 (la démonstration de la possibilité du retrait de colis au cours de la phase d'exploitation)
- ・ 事故状況からの各種機能の復旧 (rétablissement des différentes fonctions du stockage à la suite d'une situation accidentelle)
- ・ 「Cigéo への廃棄体受入基準 予備版」の完成版 (une version complétée)
(要求に対し ANDRA は廃棄体受入基準の開発の方法論を提出)
- ・ 参考文献 (33 文書)

ANDRA が 2017 年 5 月 18 日までに提出した文書：

- ・ ANDRA から IRSN への回答

IRSN はこれらの文書のうち下記の 2 文書を第 2 レベルの文書と位置付けている。

- ・ 参考文献 (33 文書)
- ・ ANDRA から IRSN への回答

以上の文書について表 2.4-10 に概要、位置付け、提出の経緯を示す。

表 2.4-10 IRSN が 2017 年 5 月 18 日付報告書²⁵⁾にて
安全オプション書類 (DOS) として示した文書 (第 1 巻 1-2)

名称	説明	位置付け	提出経緯
安全オプション書類 操業編 (DOS-Expl)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 操業時の安全に関する目標、安全機能、技術オプション、リスク管理に関連する安全オプション、初期環境評価を説明 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASN が 2016 年 8 月 2 日付書簡にて安全オプション書類 (DOS) とした書類 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2014 年 5 月 5 日 ANDRA 理事会にて提出を決定 ・ 2014 年 12 月 19 日付書簡にて ASN が提出決定を受諾 ・ 2016 年 4 月 6 日付 ANDRA 書簡と共に提出
安全オプション書類 閉鎖後編 (DOS-AF)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉鎖後安全性に関する目標を達成するための安全オプションについて以下を説明 ・ 閉鎖後目標、原則及び安全機能、これらの設計及びサイト選定作業での考慮 ・ 閉鎖構造物に関する技術的解決策 ・ 不確実性の設計・安全解析での考慮 ・ 安全解析シナリオと放射線学的影響 		
操業基本計画案 (PDE)	<ul style="list-style-type: none"> ・ パイロット操業フェーズを含むさまざまなフェーズの設定を説明、可逆性によりプロジェクト管理面でもたらされる可能性を説明 		
回収可能性技術書類 (DORec)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物パッケージの回収のための主要な技術オプションを説明 		
Cigéo への廃棄体受入基準 予備版	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo における一次パッケージの受け入れに関する予備仕様の第 1 版 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2014 年 12 月 19 日以前に ANDRA が提出の意向を ASN に提示 ・ 2016 年 4 月 6 日付 ANDRA 書簡と共に提出 	
Cigéo 操業者の技術的能力及び操業戦略への反映に関する通知書	<ul style="list-style-type: none"> ・ INB デクレ第 8 条 II に定められた説明書の案、INB アレテ 2.1.1 条に規定されたような公衆安全、環境保護等に関する技術的能力を示す文書 		
実施対象となる可能性のある使用済燃料の処分への Cigéo の適応性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地層処分場の可逆性を担保するため、地層処分の対象となり得るが現行計画のインベントリでは想定されていない廃棄物を受け入れる必要が生じた場合の、施設の対応力を示す文書 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 2014 年 12 月 19 日付書簡にて ASN が ANDRA に提出を要求 ・ 2016 年 4 月 6 日付 ANDRA 書簡と共に提出
実施対象となる可能性のある備蓄された廃棄物の処分への Cigéo の適応性			
Cigéo2015 提出書類用語集	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上記書類のレビューのため用語、略語を説明 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上記書類の用語集 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2016 年 4 月 6 日付 ANDRA 書簡と共に提出
Cigéo の環境影響に関する取組状況	(IRSN 報告書での直接的説明なし。INB デクレ第 8 条 I にて設置	<ul style="list-style-type: none"> ・ 審査過程にて ASN の要求に 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2016 年 6 月 16 日付 ASN 書簡にて ASN

名称	説明	位置付け	提出経緯
	許可申請時に環境影響調査書の提出を要求)	基いて提出された書類	が提出を要求
技術的試験に関する取組状況	(IRSN 報告書では、直接的説明なし。地下研究所で実施された技術的な実証試験等についてレビュー)		
人的要因の役割のリスク管理への統合に関する取組状況	(IRSN 報告書での直接的説明なし。INB デクレ第 8 条 I にて設置許可申請時にリスクマネジメント研究報告書の提出を要求)		
選択されたアーキテクチャの正当化	・ASN2014 年 10 月 9 日付書簡による要求事項「2014 D2」 ¹ への対応状況の説明		
操業期間中の廃棄体の回収可能性の実証	・ASN2015 年 4 月 7 日付書簡における要求事項「2015 D10」 ² への対応状況の説明		
事故状況からの各種機能の復旧	・ASN2015 年 4 月 7 日付書簡における要求事項「2015 D11」 ³ への対応状況の説明		
Cigéo への廃棄体受入基準の開発の方法論の説明文書	・ASN による「Cigéo への廃棄体受入基準 予備版」を補完した完全版の 2016 年 7 月までの提出要求に対して ANDRA が提出した文書		
参考文献 (33 文書)	・ANDRA が ASN に提出した文書にて引用している文献	・審査過程にて ASN、IRSN からの要求に基いて提出された「第 2 レベルの文書」	・2016 年 6 月 16 日付 ASN 書簡にて ASN が提出を要求
ANDRA から IRSN への回答	・安全オプション書類の審査過程で IRSN より ANDRA にもたらされた質問への回答を示した文書		・審査過程での IRSN の質問に対応して 2017 年 5 月 18 日までに提出

- ASN2014 年 10 月 9 日付書簡による要求事項「2014 D2」:「各種の閉鎖構造物に割り当てられる性能目標について:また、作成されたバリアに不具合がある場合に、処分場の一般構造(坑道の長さ、地上・地下連絡通路の位置など)によって余裕をもたせることができることに言及しておく。従って、貴所の安全性実証は、処分場の諸段階において様々なオプションの安全性と放射線防護の観点からメリットとデメリットを提示しつつ、採用した構造の正当性を証明しなければならないと考える。」
- ASN2015 年 4 月 7 日付書簡による要求事項「2015 D10」:「施設の運転について:廃棄体の撤去:処分の可逆性の条件に明確な方向性がないため、ANDRA は、セルのシーリングがその充填時に為されるかその後に行われるかにかかわらず、Cigéo の操業段階中のパッケージの撤去の可能性を証明することを旨とした慎重なアプローチを守らなければならない。行われる調査はさらに、操業中及び長期的な安全性と放射線防護に関する様々のオプションのメリットとデメリットの評価を可能にしなければならない。」
- ASN2015 年 4 月 7 日付書簡による要求事項「2015 D11」:「事故状況後の処分場の各種の機能の復旧について:安全オプション書類は、深層防護原則の適用に基づき、事故状況後の処分場の各種の機能の復旧に関する操業中及び長期的な安全性の課題を提示するように努めなければならない。その際、とりわけ以下を区別する。
 - 処分場の運営の継続可能性
 - 事故状況に巻き込まれた、又は巻き込まれていないパッケージの回収可能性
 - 処分場の閉鎖作業の実施可能性
提示されたアプローチは、この主題に関する既存の経験のフィードバックの解析を取り入れなければならない。」

(2) 安全オプション書類のうち、公開文書の構成

安全オプション書類のうち、公開されている文書についてその構成と目次を示す。

「安全オプション書類 操業編」²⁰⁾は 4 巻に分かれており、全体で 520 ページの分量を持つ。

- 第 I 巻 背景、プロジェクト、安全戦略
- 第 II 巻 廃棄物パッケージ、施設、環境の記述
- 第 III 巻 廃棄物パッケージの運搬と定置作業に関する安全オプション
- 第 IV 巻 閉鎖作業に関する安全オプション
- 付属書
- 参考文献

「安全オプション書類 閉鎖後編」²¹⁾は 4 巻に分かれており、全体で 468 ページの分量を持つ。

- 第 I 巻 背景、目的及び安全戦略
- 第 II 巻 処分システムに関する記述
- 第 III 巻 安全評価
- 第 IV 巻 得られた成果 — 重要な構成要素 — 設計フェーズから実施されている活動
- 付属書
- 参考文献

「操業基本計画案 (PDE)」²²⁾の構成は以下の通りであり、101 ページの分量である。この文書は、環境法典第 L542-10-1 条の規定により、市民参加を確実にするため、全てのステークホルダとの協議を踏まえ、5 年毎に見直すこととなっている。このため、他の書類と比べ、より一般向けに記述されている。

- 第 1 章 序文
- 第 2 章 Cigeo プロジェクトの基準進捗度
- 第 3 章 パイロット操業フェーズ
- 第 4 章 可逆性がもたらすプロジェクト管理の選択肢
- 付属書
- 参考文献

「回収可能性技術オプション報告書 (DORec)」²³⁾ の構成は以下の通りであり、108 ページの分量である。この文書では、廃棄物パッケージの回収に関する主要技術オプションを紹介している。

第 1 章 序文

第 2 章 Cigéo プロジェクトの提示

第 3 章 Cigéo における回収可能性のアプローチ

第 4 章 研究された回収シナリオ

付属書

参考文献

これらの文書の構成と記載内容について、表 2.4-11～表 2.4-13 に示す。

表 2.4-11 「安全オプション書類 操業編」²⁰⁾の構成と記載内容

セクション	記載内容
第I巻 背景、プロジェクト、安全戦略	
第1章 序文	
1.1 必要性	<ul style="list-style-type: none"> ・ HA 及び MAVL を収容する Cigeo 地層処分施設の目的は、環境法典の第 L542-1 条に従い、将来の世代が担う負担を取り除くか、低減するために、安全な放射性廃棄物の処分を可能にすることにある。 ・ 閉鎖後の Cigeo は、廃棄物を人間及び生物圏から隔離するものとして、また廃棄物をそれに含まれる放射性核種の放出を防止する地下深部の地層内に閉じ込めるものとして、設計されている。これらの機能は ASN の安全指針(2008)に示されるように、受動的に、保守及びモニタリングが必要とされない方法によって達成される。 ・ 「安全オプション書類 閉鎖後編」第I巻 1.1 と同内容
1.2 Cigeo プロジェクト—段階的プロセス	<ul style="list-style-type: none"> 1.2.1 プロジェクト着手からの安全に関する繰返し 1.2.2 鍵となるマイルストーン ・ 「安全オプション書類 閉鎖後編」第I巻 1.2 と同内容
1.3 範囲と本書類の目的	<ul style="list-style-type: none"> 1.3.1 プロジェクトの範囲 1.3.2 目的
第2章 Cigeo プロジェクトの概要提示	
2.1 どのようなタイプの廃棄物が Cigeo に処分されるのか？	<ul style="list-style-type: none"> 2.1.1 高レベル放射性廃棄物(HA) 2.1.2 長寿命中レベル放射性廃棄物 (MAVL)
2.2 Cigeo 処分施設	<ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 地表施設 2.2.2 地表—地下接続部 2.2.3 地下施設
2.3 Cigeo 施設の立地	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo 地層処分施設が建設される場所は、フランス東部のムーズ県とオート＝マルヌ県の県境に位置している。 ・ 2009 年に ANDRA は、地下研究所の母岩層と類似した諸特性を持つ約 250km² の区域から、約 30 km² の区域を「詳細調査で関心の対象となる区域」(ZIRA) として特定し、2010 年に ASN は、ZIRA が安全性の観点から納得でき、ANDRA が計画する調査活動に異論はないとする見解を示した。 ・ 「安全オプション書類 閉鎖後編」第I巻 2.2 と同内容
2.4 Cigeo の段階的開発	<ul style="list-style-type: none"> 2.4.1.1 連続的段階 2.4.1.2 制約のない設計と段階的開発 (項番号は原文ママ)
第3章 安全戦略	
3.1 規制の枠組みと基準	<ul style="list-style-type: none"> 3.1.1 参照される規制 3.1.2 原子力基本施設に適用される ASN 決定のドラフト 3.1.3 ASN 指針及び基本安全規則 3.1.4 産業基準 3.1.5 ANDRA によるリファレンス書類 3.1.6 国際的基準及び事例(IAEA、ICRP、NEA 他)
3.2 安全原則及び安全への取組み	<ul style="list-style-type: none"> 3.2.1 原則 3.2.2 操業安全への深層防護の適用 3.2.3 操業時の状況に関する研究 3.2.4 防護にとり重要な要素及び活動(EIP/AIP)の確立 3.2.5 安全性実証の方法及びツール
3.3 安全機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下記の安全機能は操業段階を通じて適用される。内部または外部に起因するインシデントや事故状況においても適用され、少なくとも公衆と環境の保護に関して Cigeo プロジェクトのため決められた制限時間までに復旧される。

セクション	記載内容
	<ul style="list-style-type: none"> - 放射性物質を拡散のリスクから保護するため封じ込める - 公衆を電離放射線への被ばくから保護する - 臨界リスクに関する安全のマネジメント - 廃棄物由来の熱の除去 - 爆発リスクのマネジメントのための放射線分解によるガスの除去
3.4 放射線防護目標	<ul style="list-style-type: none"> ・ ANDRA のアプローチは放射性廃棄物処分場に適用可能な ICRP の勧告に基づいている。 ・ 被ばくの制限に基づき、制限付きの最適化の原則は、経済的、社会的要因を考慮したものであり (ALARA)、操業段階を通じて人員と公衆の電離放射線に関する保護に適用される。 ・ 放射線量の定義は公衆衛生法典 R.1333-8 条及び R. 1333-10 条に基づく。
3.5 安全管理	<p>3.5.1 統合管理システム(IMS)の一部としての安全管理組織</p> <p>3.5.2 要件の管理</p> <p>3.5.3 内部及び外部レビュー・プロセス</p> <p>3.5.4 組織及び人的要因(OHF)の統合</p>
第 II 巻 廃棄物パッケージ、施設、環境の記述	
第 1 章 MAVL 及び HA 廃棄物パッケージ	
1.1 廃棄物の発生源と廃棄物ファミリーのタイプ	<p>1.1.1 廃棄物インベントリに用いられた仮説</p> <p>1.1.2 MAVL 及び HA 廃棄物パッケージ・ファミリーの区分</p> <p>1.1.3 パッケージ・ファミリーに関する Cigeo への入力データ</p> <p>1.1.4 暫定配送条件</p>
1.2 MAVL 廃棄物パッケージ・ファミリー	<p>1.2.1 使用済燃料の再処理により発生する構造廃棄物パッケージのファミリー</p> <p>1.2.2 原子力発電炉の運転と解体により発生する廃棄物パッケージ・ファミリー</p> <p>1.2.3 燃料サイクル施設の操業 (ビチューメン固化廃棄物以外) と解体により発生する廃棄物パッケージのファミリー</p> <p>1.2.4 CEA の研究施設の操業 (ビチューメン固化廃棄物以外) と解体により発生する廃棄物パッケージのファミリー</p> <p>1.2.5 ビチューメン固化廃棄物パッケージ・ファミリー</p> <p>1.2.6 新規施設の操業、維持管理、解体により発生する廃棄物パッケージ・ファミリー</p> <p>1.2.7 MAVL 廃棄物パッケージ・ファミリーの要約</p>
1.3 HA 廃棄物パッケージのタイプ	<p>1.3.1 ガラス固化廃棄物パッケージのタイプ</p> <p>1.3.2 他の HA (使用済密封線源、技術的廃棄物他)</p> <p>1.3.3 HA 廃棄物パッケージ・ファミリーの要約</p>
1.4 MAVL 処分パッケージ	<p>1.4.1 MAVL 処分パッケージのモデル (処分コンテナ内の 1 次パッケージ)</p> <p>1.4.2 MAVL 処分パッケージの機能</p> <p>1.4.3 MAVL 処分コンテナの設計オプション</p> <p>1.4.4 MAVL 処分コンテナの組立</p>
1.5 HA 処分パッケージ	<p>1.5.1 HA 処分パッケージのモデル</p> <p>1.5.2 HA 処分パッケージの機能</p> <p>1.5.3 HA 処分コンテナの設計オプション</p> <p>1.5.4 HA 処分パッケージの組立</p>
1.6 設計と安全研究に用いられるパッケージの特性－操業範囲	<p>1.6.1 アプローチ</p> <p>1.6.2 入力データ：パッケージに関する知見</p> <p>1.6.3 設計特性</p>
第 2 章 サイト	
2.1 一般的概観	2.1.1 サイトの特性調査のため長年にわたり行われた科学研究
2.2 地理及び地形	<ul style="list-style-type: none"> ・ ムーズ/オート＝マルヌ地域はバリ盆地東部に位置し、地形的にはケスタ (傾斜した地層の差別侵食による波状の地形) に特徴づけられる。

セクション	記載内容
	<ul style="list-style-type: none"> 処分場地下施設が配置される予定の区域は、海拔 300m～400m のパロア石灰岩台地の登り斜面に位置している。
2.3 地質及び地震学	2.3.1 地質学的及び地質構造的背景 2.3.2 露頭を持つ地層 2.3.3 地表－地下接続構造が交差する地層 2.3.4 Cigeo の母岩層－カロボ・オックスフォーディアン層 2.3.5 地震活動
2.4 水理学及び水文地質	2.4.1 地表の水理学的ネットワーク 2.4.2 カロボ・オックスフォーディアン層の上位に位置する水文地質学的ユニットの構造と作用
2.5 天候と気候	2.5.1.1 気温と相対湿度（項番号は原文ママ） 2.5.2 降水（雨と雪） 2.5.3 他の現象 2.5.4 地滑りと落石
2.6 天然資源と食料	2.6.1 鉱物及び炭化水素資源 2.6.2 地熱資源 2.6.3 水資源
2.7 サイト周辺の他の活動	2.7.1 産業活動 2.7.2 陸上コミュニケーション経路（*運輸、通信、電力、ガス等） 2.7.3 航空コミュニケーション経路
第3章 施設と設備	
3.1 斜坑ゾーンの地表原子力施設	<ul style="list-style-type: none"> 斜坑ゾーンには EP1 と EP2 の 2 つの地表原子力施設が建設予定である。 EP1 は廃棄物パッケージの受け取り施設から、斜坑の入口に続いており、部分的に地下に建設されている。 EP2 は EP1 と同様の機能とリスクを持つが、2070 年頃に運用開始を予定しており、本文書では詳細を記述していない。
3.2 地表施設の機能と体裁	<ul style="list-style-type: none"> 斜坑ゾーンの施設は以下の機能を満たす。 <ul style="list-style-type: none"> 輸送コンテナ中の廃棄物の受取り 一次廃棄物パッケージ（CP）の荷下ろし 処分コンテナ内に廃棄物パッケージを入れる場合の処分パッケージ（CS）の作成 処分パッケージのキャスク内定置エリアへの搬送 処分パッケージのキャスク内への定置 検査の実施 二次的廃棄物及び廃液の管理 回収可能性の原則に則った廃棄物パッケージの取扱い
3.3 地表での作業の一般的記述	3.3.1 工程による組織 3.3.2 工程 F1: 車両からの荷下ろし（輸送コンテナ及び 1 次パッケージ） 3.3.3 工程 F 2: パッケージの処分コンテナ内への定置 3.3.4 工程 F 3: 処分パッケージの調整／逆調整（Conditioning/deconditioning） 3.3.5 工程 F 4: 処分パッケージのキャスク内への定置 3.3.6 工程 F 5: 抜き取り検査 3.3.7 工程 F 6: 核及び従来型廃棄物の管理 3.3.8 工程 F 7: プロセスのサポート 3.3.9 キャスクへの装荷までのハンドリング装置群 3.3.10 斜坑輸送システムまでのキャスクの管理と輸送 3.3.11 EP1 地表レベルキャスク管理ゾーン 3.3.12 地表施設補助システム
3.4 地下施設	3.4.1 設計の原則と地下構造の選択 3.4.2 処分施設の漸進的開発
3.5 地下施設とパッケージ輸送工程	3.5.1 地表－地下接続 3.5.2 斜坑ゾーンの地表－地下接続

セクション	記載内容
の記述	<p>3.5.3 斜坑内の傾斜輸送システム</p> <p>3.5.4 立坑ゾーンの地表ー地下接続</p> <p>3.5.5 立坑の機能と装置（基本設計段階終了時）</p> <p>3.5.6 地下施設物流サポートゾーン</p> <p>3.5.7 操業物流サポートゾーンから HA 及び MAVL 処分セルへの輸送</p> <p>3.5.8 MAVL 処分ゾーン</p> <p>3.5.9 MAVL 処分セルへの輸送と処分</p> <p>3.5.10 HA 処分ゾーン</p> <p>3.5.11 HA 処分セルへの輸送と処分</p> <p>3.5.12 パイロット操業フェーズ、試験用構造、実証施設、リファレンス処分セル、構造の調査と承認</p> <p>3.5.13 地下施設補助システム</p>
3.6 Cigeo 施設の補助システム	<p>3.6.1 産業情報システム</p> <p>3.6.2 コミュニケーションとセキュリティシステム</p> <p>3.6.3 原子力工程の計装と管理システム</p>
3.7 センターからの廃液と廃棄物の管理	<p>3.7.1 廃液の管理</p> <p>3.7.2 廃棄物の管理</p>
第 4 章 Cigeo の操業	
4.1 センターの操業の基本原則	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo の操業は下記事項に責任を持つサイトマネジャーの下で行われる。 <ul style="list-style-type: none"> - 原子力基本施設とその操業、即ち廃棄物パッケージの受領と処分、新規処分セルの建設、施設のメンテナンスと環境モニタリングに関わる全ての活動、適用される全ての技術上及び規制上の要件の順守 - 施設内に存在する人および財産の安全性; - 組織的及び人的要因に関わるリスクの考慮 - 地方レベルの当局との関係
4.2 操業の機能	<p>4.2.1.1 生産機能 (production)</p> <p>4.2.1.2 操業のサポート</p> <p>4.2.1.3 メンテナンス</p> <p>4.2.1.4 ユーティリティの制御 (項番号は原文ママ)</p>
4.3 顧客とのインターフェース機能	<p>4.3.1 廃棄物パッケージの管理</p> <p>4.3.2 受入システム</p>
4.4 工学／建設機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 工学／建設機能は作業と機器の技術的仕様を定め、供給者の技術的マネジメントを保証し、作業が期日とコストを守って完了するよう制御する。 ・ 同機能は新規施設の試運転と操業者への引き渡しを、操業見込みと要件に沿ったものとなるよう保証する。
4.5 品質、健康衛生、安全保障、安全性、環境(QHSSE)機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ QHSSE 機能は下記活動を結び付けている。 <ul style="list-style-type: none"> - 品質：ANDRA の品質部局と連動した Cigeo の品質ポリシー等 - 安全：事故の防止と影響軽減を考慮したリスク制御と技術的対策、組織的方策の管理 - 健康衛生：被雇用者の医学的監督、サイト周辺での健康衛生モニタリング等 - 安全保障：建設中及び操業中の ANDRA の安全保障方針の開発、労働者安全方針の設定と管理、核物質の追跡と計数 (comptabilité) 等 - 環境：環境方針の管理、建設、操業期間中の環境影響の制御等 - 放射線防護：放射線学的制御と人員のモニタリング環境サンプリングと分析等
4.6 サポート機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ サポート機能は ANDRA の様々な管理部門、会計部門からなる。
第 III 卷 廃棄物パッケージの運搬と定置作業に関する安全オプション	
第 1 章 廃棄物パッケージの移送及び定置作業の概要	
1.1 廃棄物パッケ	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo の原子力プロセスの中心となる施設は、斜坑区域の地上施設、廃棄物

セクション	記載内容
ージに関連する作業の概要	<p>パッケージ移送用斜坑、地下施設である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力プロセスは、発生者から引き渡された廃棄物パッケージが収納された輸送容器の受領から、処分セル及び処分坑道での処分パッケージの定置に至る。 原子力プロセスにおいて放射性廃棄物を含む貨物は次に示す形態をとる。 <ul style="list-style-type: none"> 発生者からの廃棄物パッケージを収納した輸送容器（ET） 一次廃棄物パッケージまたは処分パッケージ 処分パッケージを収納した移送キャスク
1.2 地上における作業	<ul style="list-style-type: none"> 斜坑区域内の原子力地上施設と、放射性廃棄物を含む貨物（廃棄物パッケージ、キャスク、容器）が通過するエリアで実施される全てのプロセスの概要を図表で提示。
1.3 地上から処分セル及び坑道での定置に至るまでの廃棄物パッケージの移送	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物パッケージ用斜坑内、さらにはその後の地下施設内での廃棄物パッケージの移送作業（連絡横坑、アクセス横坑及び処分セル及び坑道における定置）の概要を図表で提示。
第2章 リスクのインベントリとリスク管理規定	
2.1 内部原子力リスク	<ul style="list-style-type: none"> 2.1.1 外部被ばくと内部被ばく 2.1.2 放射性物質の分散 2.1.3 臨界 2.1.4 熱 2.1.5 廃棄物の放射線分解
2.2 内部ハザード	<ul style="list-style-type: none"> 2.2.1 ハンドリングのリスク 2.2.2 火災のリスク 2.2.3 爆発のリスク 2.2.4 電源喪失に関連するリスク 2.2.5 流体の喪失に関連するリスク 2.2.6 換気の喪失と関連するリスク 2.2.7 モニタリングの喪失に関わるリスク 2.2.8 計装及び制御の喪失に関わるリスク 2.2.9 内部冠水に関連するリスク 2.2.10 有害物質の排出に関連するリスク 2.2.11 飛翔体や加圧された設備に関わるリスク 2.2.12 経年劣化に伴うリスク
2.3 外部ハザード	<ul style="list-style-type: none"> 2.3.1 航空機墜落に関わるリスク 2.3.2 産業環境とコミュニケーション・チャンネルに関わるリスク 2.3.3 地震に関わるリスク 2.3.4 外部の洪水のリスク 2.3.5 極端な天候又は気候条件に関わるリスク 2.3.6 落雷と電磁氣的干渉に関わるリスク 2.3.7 外部の火災に関わるリスク
2.4 災害の組合せ	
2.5 並行活動に関するハザード	<ul style="list-style-type: none"> 2.5.1 リスク要因 2.5.2 予防措置 2.5.3 モニタリング・システム 2.5.4 緩和措置
2.6 悪意のある行為のリスク	<ul style="list-style-type: none"> 悪意ある行為のリスクは、Cigeo の組織内部または外部の個人による十分な考慮に基づく攻撃に関係しており、下記の脅威が検討されている。 <ul style="list-style-type: none"> 熱核装置の製造を目的とした放射性物質の窃盗や横領 放射性物質の拡散、放射線照射、核関連活動に関係した毒物の放出を引き起こす活動やサボタージュ 施設の操業を妨害し、国家の経済的側面に害をもたらす活動
2.7 閉鎖を待つ「完	2.7.1 MAVL 処分セル

セクション	記載内容
全な」セルに関わるリスク	2.7.2 HA 処分セル
2.8 回収作業に関わるリスク	2.8.1 地表に輸送する処分パッケージの回収 2.8.2 他のセルに移動するパッケージの除去
2.9 操業経験のフィードバックの考慮	2.9.1 地下環境内での火災に関するフィードバック 2.9.2 経年劣化に関するフィードバック 2.9.3 地下研究所からのフィードバック 2.9.4 技術的試験からのフィードバック
第3章 設計基準状態の研究	
3.1 設計基準状態の研究	3.1.1 インシデント状況の提示 3.1.2 事故状況の提示 3.1.3 境界（仏：enveloppe, 英：bounding）シナリオの研究
3.2 内部緊急計画（PUI）における設計基準状態の研究	3.2.1 内部緊急計画（PUI）における設計基準状態の提示 3.2.2 シナリオの研究
3.3 除外された状況の提示	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計段階（APS）においては、証明済みの頑健性が組み合わせられ、多数の防止手段が取られた事故状況は設計基準状態から除外された。これらは非常に高い確信を持って極度に起こりそうにないとされる事故状況または物理的に不可能な事故状況である。 該当する状況を表にて提示。
第4章 事故／事故後状況の管理	
4.1 設計基準事故状況	4.1.1 状況のレビュー 4.1.2 採用された原則
4.2 内部緊急計画（PUI）における設計基準事故状態	4.2.1 状況のレビュー 4.2.2 採用された原則
第5章 補完的安全性評価またはストレステストの統合	
5.1 原則	<ul style="list-style-type: none"> ストレステストの目的は、施設の頑健性を極端な自然事象を考慮して評価することである。 下記の極端なハザードの結果として起こる状況を検証。 <ul style="list-style-type: none"> 安全停止地震より強い地震 設計における最大の洪水位より大きな洪水 他の極端な自然事象（安全停止地震により引き起こされた洪水を含む） 内部及び外部電源の仮想的喪失 冷却システムの仮想的喪失 上記2つの喪失の組合せ 上記の極端な状況下における操業マネジメント
5.2 懸念された状況の同定	5.2.1 集結され得る物質の同定 5.2.2 クリフエッジ効果の恐れのある状況とリスク
5.3 採用された方策	<ul style="list-style-type: none"> 方策の目標は、施設からの放射性物質の拡散の制限にある。 安全停止地震を上回る地震による火災や落盤に関する方策：廃棄物パッケージの処分セルからの取り出しに関する土木作業、処分セルの力学的安定性、放射性物質の浸出速度の制御 安全停止地震を上回る地震または長期の電源喪失による MAVL 処分セルにおける爆発に関する方策：排気立坑の土木設計、ガスが爆発加減濃度に達する前に修復を可能とする予備電源、内部緊急計画（PUI）へのストレステスト・タイプの緊急事態の管理方策の統合
第6章 防護に関する重要事項（関係要件及び活動）	<ul style="list-style-type: none"> 基本設計段階（APS）における防護上重要な要素（EIP）と関係要件を安全機能との関係で表記。
第IV巻 閉鎖作業に関する安全オプション	

セクション	記載内容
第1章 閉鎖戦略	
1.1 原則	<ul style="list-style-type: none"> ・ 段階的閉鎖プロセス全体を通じて以下の目標が追及される。 <ul style="list-style-type: none"> - 処分場を閉鎖後も安全に保つことを保証するよう規定された目的と機能を維持する。 - 第一に、廃棄物パッケージの取扱と処分を実施中の期間における原子力活動と、閉鎖構造の建設活動の同時活動におけるリスクを低減することで、安全な作業を保証する。 - 閉鎖作業による廃棄物処分の流れの途絶を制限する。 - 処分セルと処分区域のモニタリング設備を長期間（数10年間）維持する。 - 閉鎖作業に関する経験を得るため、段階的な取り組みを実施する。 - 高いレベルの回収可能性を長期間（数10年間）維持する。 - より効果的な閉鎖作業を分断することなく推進することで、技術的、経済的側面の最適化をはかる。
1.2 解体作業	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo の地表施設は使用されなくなった後、解体される。Cigeo 地表施設等の原子力基本施設の解体は以下の2つの本質的活動を含む。 <ul style="list-style-type: none"> - 放射化及び表面汚染された設備を解体し、対応する廃棄物のフローを管理する（収集、分類、放射線学的測定、処理及びコンディショニング、適切な経路による排出） - 放射化または表面汚染されたコンクリート構造物の除染。本作業は通常、設備の解体後に実施。 ・ 解体廃棄物の量の見積は部分的に「原子力ゾーニング」の定義に基づく。
1.3 地下施設閉鎖作業	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地下施設の閉鎖は、設備の除去による「解体」作業とコンクリート構造物の建設や埋戻し材の設置等の「土木」作業を含む。 ・ 坑道の埋戻しには粘土を含む掘削土が用いられる。 ・ 各処分区画は、全ての処分セルのプラグの建設と坑道の埋戻しとシーリングからなる一度の作業にて閉鎖される。
1.4 最終閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo は流通サポート区画の最後の坑道の埋戻しと立坑と斜坑の埋戻しとシーリングにより最終閉鎖される。 ・ 最終閉鎖作業では、立坑と斜坑がカロボ・オックスフォーディアン層上部を通過する部分において、コア部分に膨潤性粘土を用いたシールが設置され、これらの坑道は地表まで埋め戻され、その後地表施設が解体される。
第2章 閉鎖作業	
2.1 閉鎖構造	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉鎖構造は埋戻しとシールからなる。 ・ 地下施設と地表施設を接続する立坑及び斜坑にはそれぞれ垂直シールと傾斜シールが設置される。 ・ 処分区画のシールには水平シールが設置される。 ・ MAVL 処分セルの空気孔のシールも研究された。 ・ HA 処分セルでは閉鎖システムは、処分セル内にて最後に定置された廃棄物パッケージと連絡坑道の間位置し、以下の部位から構成される。 <ul style="list-style-type: none"> - 放射線遮蔽プラグ（廃棄物パッケージ側） - 粘土プラグ：ガラス固化体周辺の物理化学的環境を維持し、処分セル内の残留空間を最小化するために設置 - 閉鎖構造が設置される、十分な長さを持つ処分セルのスリーブ
2.2 MAVL セルの閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> 2.2.1.1 MAVL 処分セルの閉鎖前の予備的作業 2.2.1.2 廃棄物パッケージ処分セルとドッキングエリアのプラグと埋戻し 2.2.1.3 処分セル両端の坑道断面部分の埋戻し (項番号は原文ママ)
2.3 HA セルの閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> 2.3.1.1 HA 処分セルの閉鎖前の予備的作業 2.3.1.2 閉鎖作業：処分セル入口のプラグと埋戻し (項番号は原文ママ)
2.4 区画及び接続坑道の閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> 2.4.1.1 閉鎖前の予備的作業 2.4.1.2 坑道の埋戻しとシーリング (項番号は原文ママ)

セクション	記載内容
2.5 立坑及び斜坑の閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> 立坑底部にはコンクリートを充填し、母岩層上部に設置する粘土コアを持つシールの支えとする。 斜坑底部には水平坑道と同様の粘土質岩からなる埋戻し材を充填、傾斜部は斜面に応じた方法で圧密した埋戻し材を使用。 地表－地下接続部のうち、最も炭酸質な粘土層に低透水性を確保するため膨潤性粘土を用いたシールを設置し、閉鎖後安全要件を満たす。
2.6 シール構造に関する経験のフィードバック	<ul style="list-style-type: none"> ANDRA は、水平坑道のシールに関する欧州共同研究 DOPAS (Demonstration Of Plug And Seal) において、実規模シール (FSS) 試験を地表試験施設にて実施。 FSS 試験におけるプロトタイプのシールは Cigeo に設置するに足る信頼性を持ったシールの代表としての位置付け。
第3章 閉鎖作業のインベントリ関係するリスクとリスク管理方策	
3.1 内部原子力リスク	3.1.1 MAVL エリアに関連するリスク 3.1.2 HA0 エリアと HA1/HA2 エリアに関連するリスク
3.2 内部及び外部の危険に関連するリスク	3.2.1 衝撃/衝突のリスク 3.2.2 火災のリスク 3.2.3 換気喪失のリスク 3.2.4 活動が並行して行われる場合のリスク 3.2.5 地震
第I巻付属書	付属書1 規制文書と指針のリスト 付属書2 ANDRA リファレンス文書 付属書3 国際的文書 付属書4 社会的、組織的、人的要因 (SOHF) 及び人間工学分野の情報源及び文書
第II巻付属書	付属書5 MAVL 廃棄体パッケージ・ファミリーの要約 付属書6 HA 廃棄体パッケージのタイプの要約 付属書7 MAVL の同時処分 (* 処分時のカテゴリー) 付属書8 斜坑ゾーンの水の管理に関する概略図 付属書9 立坑ゾーンの水の管理に関する概略図 付属書10 掘削土集積所近傍の立坑ゾーン内の水の管理に関する概略図 付属書11 EP1 施設の断面図 付属書12 C5 管理及び1次パッケージの2次パッケージへの積み込み用のセル (APS 終了時の説明図) 付属書13 C7 管理及びHA、MAVL キャスク積み込み用のセル (APS 終了時の説明図)
第III巻付属書	付属書14 落下事象における浮遊率に関する仮定 付属書15 EP1 施設の高さ 0.00 m における放射線学的ゾーンニング 付属書16 EP1 施設の高さ 6.00 m における放射線学的ゾーンニング 付属書17 EP1 施設の高さ 12.00 m における放射線学的ゾーンニング 付属書18 火災事象における表面汚染の浮遊フラクションに関する仮定 付属書19 火災事象におけるパッケージの放射能の浮遊フラクションに関する仮定
参考文献	<ul style="list-style-type: none"> 関係法令、報告書等を提示

表 2.4-12 「安全オプション書類 閉鎖後編」²⁾の構成と記載内容

セクション	記載内容
第 I 巻 背景、目的及び安全戦略	
第 1 章 背景及び目的	
1.1 必要性	<ul style="list-style-type: none"> ・ HA 及び MAVL を収容する Cigeo 地層処分施設の目的は、環境法典の第 L542-1 条に従い、将来の世代が担う負担を取り除くか、低減するために、安全な放射性廃棄物の処分を可能にすることにある。 ・ 閉鎖後の Cigeo は、廃棄物を人間及び生物圏から隔離するものとして、また廃棄物をそれに含まれる放射性核種の放出を防止する地下深部の地層内に閉じ込めるものとして、設計されている。これらの機能は ASN の安全指針(2008)に示されるように、受動的に、保守及びモニタリングが必要とされない方法によって達成される。 ・ 「安全オプション書類 操業編」第 I 巻 1.1 と同内容
1.2 Cigeo プロジェクト：ステップバイステップ方式で進められるプロセス	<ul style="list-style-type: none"> 1.2.1 プロジェクト開始時からの安全面での反復作業 1.2.2 年代順のマイルストーン ・ 「安全オプション書類 操業編」第 I 巻 1.2 と同内容
1.3 文書の範囲及び目的	<ul style="list-style-type: none"> 1.3.1 範囲 1.3.2 目的
第 2 章 Cigeo に関する一般的な説明	
2.1 処分施設の閉鎖後	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASN の安全指針 (2008) に従い、閉鎖後の処分場システムの構成要素は、次に示す 3 つの主要カテゴリにまとめられる。 <ul style="list-style-type: none"> - カロボ-オクスフォーディアン層：Cigeo 地下施設が設置される母岩層。 - 廃棄物処分パッケージ。 - 閉鎖後の廃棄物処分施設。これは、廃棄物パッケージ処分セルと連絡アクセス水平坑道によって構成される。 ・ 廃棄物処分施設は、高レベル廃棄物 (HA) の処分区域と長寿命中レベル廃棄物 (MAVL) の処分区域が個別に設置される。 ・ HA に関しては、中程度の発熱性を伴う廃棄物パッケージを対象とする「HA0」セクションがパイロット操業フェーズから使用され、2075 年頃から高度な発熱性を伴う廃棄物パッケージに使用する HA1/HA2 セクションが使用される。 ・ MAVL の処分区域はパイロット操業フェーズから使用される。
2.2 Cigeo の立地場所	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo 地層処分施設が建設される場所は、フランス東部のムーズ県とオート=マルヌ県の県境に位置している。 ・ 2009 年に ANDRA は、地下研究所の母岩層と類似した諸特性を持つ約 250km²の区域から、約 30 km²の区域を「詳細調査で関心の対象となる区域」(ZIRA) として特定し、2010 年に ASN は、ZIRA が安全性の観点から納得でき、ANDRA が計画する調査活動に異論はないとする見解を示した。 ・ 「安全オプション書類 操業編」第 I 巻 2.3 と同内容
2.3 最終閉鎖後の Cigeo のフェーズ設定とタイムスケール	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo の最終閉鎖は専用の法律を制定することで認可され、現行スケジュールでは最終的な閉鎖は 2150 年頃を予定する。 ・ ASN の安全指針 (2008) に従い、ANDRA は制度的なモニタリング又は管理が限定された期間を超えて維持できるという確証が存在しないため、人間の健康及び環境の保護をこれらに基づくものとしなないことを原則とする。制度的なモニタリング及び管理を Cigeo に関する記憶 (mémoire) の保存と組み合わせることで、ロバスト性が強化される可能性がある。 <ul style="list-style-type: none"> - 操業者によるモニタリング期間：施設の原子力基本施設としてのクラス分類の解除まで (環境法典第 L.593-33 条)。 - 制度的管理が実施される期間：公用地役権の維持期間 (2007 年 INB デクレ第 43(ii)項)。 - 処分場の記憶 (mémoire) が保存される期間： 500 年間を想定 (2008

セクション	記載内容
	<p>年 ASN 安全指針)。</p> <ul style="list-style-type: none"> 閉鎖後数万年間に処分施設に影響を及ぼす内部及び外部現象、処分場構成要素の設計と安全機能が発揮される期間に基づく閉鎖後期間を設定。
第3章 規制の枠組み及び基準	
3.1 Cigeo プロジェクトに適用される規制	<ul style="list-style-type: none"> Cigeo に適用される規制には、2006 年放射性廃棄物等管理計画法、原子力安全性に関する透明性に関する 2006 年 6 月 13 日付の法律 (TSN 法) に加え、法典、デクレ、命令及び決定が含まれる。 ASN は現在、2012 年の INB アレテを複数の決定に置き換えている。 付属書 3 の表に、Cigeo との関連性の高いテキストがまとめられている。
3.2 指針及び技術規格	<p>3.2.1 指針及び基本安全規則：2008 年の ASN 指針の具体的なケース</p> <p>3.2.2 ANDRA の追加的な参照基準</p>
3.3 国際基準及び実践	<ul style="list-style-type: none"> 安全オプションは、IAEA 特別安全要件「No.SSR-5」の原則に従っている。 OECD/NEA(2004)「地層処分場に関する閉鎖後セーフティケース」や IAEA(2012)「放射性廃棄物の処分に関するセーフティケース及び安全評価」のセーフティケースの概念に対応して、また論拠を明確に示すために ANDRA が導入した評価手順には、次に示す中核的な構成要素が含まれる。 <ul style="list-style-type: none"> 機能面での分析 処分場のさまざまな状況に関する現象論的分析 不確実性に関する定性的分析と、それを補足するシナリオの定量化 ANDRA は、線量限度及び拘束値を設定するため、ICRP の現行テキストを参照し、防護目標は ICRP 勧告に従ったものとなっている。 シナリオに関して ANDRA が採用したアプローチは、処分システムの通常変遷シナリオからの逸脱に対応する複数のシナリオの特定を可能にしており、複数の基準及び国際的な実践、特に 2014 年 12 月の WENRA 文書「DI-36」に適合している。
3.4 国及び国際レベルの参照基準の検討	<ul style="list-style-type: none"> ASN 安全指針(2008)に示された 3 つの安全機能は、本文書の第 II 巻で下位機能及び関連要件として取り扱われている。 さまざまな国際活動への参加によっても、安全戦略の国際的参照基準及び実践への適合に関する保証がもたらされる。
第4章 安全戦略	
4.1 基本的な原則	<ul style="list-style-type: none"> Cigeo の安全アプローチは、ASN 安全指針(2008)に示された勧告に従う。 閉鎖後安全機能及び関連する諸要件が特定、設計段階から考慮、建設及び操業期間を通じてチェック。 処分システムは特に天然バリアと地上-底部連絡構造の閉鎖構造物に依存。 処分システムの安全機能の履行は、指標を用いてチェックされ、防護目標は線量面での影響評価を用いて検証。 受動的な閉鎖後安全機能の保護及び保全を確実にを行うため、建設時からモニタリング及び検査が適用。 科学及び技術の進歩を考慮し、処分概念は進化してゆく可能性がある。 閉鎖後安全評価へのアプローチは、安全機能及び関連する諸要件の実用的な表現、構成要素の性能に関する分析、設計の裏付けとなる科学的及び技術的な知識に伴う不確実性の分析に基づく。
4.2 閉鎖後安全機能、一般的な設計原則及び適用される要件	<p>4.2.1 主な機能</p> <p>4.2.2 「生物圏への移送を限定する」機能の実用的な表現</p> <p>4.2.3 一般的な設計原則</p> <p>4.2.4 Cigeo の設計に適用される要件</p>
4.3 防護目標	<p>4.3.1 放射線防護目標</p> <p>4.3.2 有毒物質からの防護に関する目標</p>
4.4 全体的なアプローチ	<p>4.4.1 操業安全性と閉鎖後安全性の間の協調的アプローチ</p> <p>4.4.2 閉鎖後安全性に対する深層防護原則の適用</p>
第5章 安全評価	
5.1 目的	<ul style="list-style-type: none"> ASN 安全指針(2008)に従い、処分システムの安全機能の履行と、防護目標

セクション	記載内容
	<p>の達成を確認するため、安全評価作業を以下の目標を中心として構成。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 処分システム構成要素の性能が適格なものであることをチェックすること。人工構成要素の1つが機能しなくなった場合でも、処分システムが依然としてその防護目標を満たすことを示すこと。 - 構成要素間の相互作用による擾乱の評価と、安全機能の履行面から擾乱の結果的影響の見積りを、設計による予防的措置及び改善措置を考慮に入れた上で行うこと。 - 一連のシナリオを対象として処分システムの時の経過とともに生じる挙動をモデル化し、これらのシナリオの影響を見積ること。
5.2 国際的事例との整合性	<ul style="list-style-type: none"> • ANDRA による以下のシナリオ分類等の国際的実践との整合が、NEA の MeSa プロジェクトにより、チェックされた。 - 処分システムに予想される変遷の表現を目的としたシナリオで、確度が高いか起こる見込みの高いプロセスを考慮したもの。 - 比較的発生の見込みは低い、説得力のある事象又はプロセスを表現する「代替変遷」シナリオ。処分システム構成要素が機能しなくなるシナリオを含む。 - 処分システム全体のロバスト性を明示するため、発生する見込みがほとんどない事象の選択に基づき、1件又は複数の安全機能が失われるケースを検討する「What-if」シナリオ。 - 偶発的な人間侵入シナリオ。
5.3 評価のステップ	<ul style="list-style-type: none"> • 安全評価には次に挙げるものが含まれる。 - あらゆる種類の不確実性及びリスクに関する定性的な解析。その目的は、関連するシナリオとそれらの分類を決定することにある。 - 選択されたシナリオの定量的な評価。 • 定性的な解析により次のことが明示される。 - 構成要素の機能喪失で説得力のあるものは、それ自体において処分場の閉鎖後の安全性を損なうことはない。 - 選択された設計措置と Cigéo の設計に適用される諸要件により、この種の機能喪失の発生とその結果的影響とが限定されることになる。 • 各シナリオの定量的評価により、処分場の安全機能とシステムの全体的なロバスト性、閉鎖後安全性が制御下に置かれ、人間及び環境の防護要件が満たされていることがチェックされる。
5.4 不確実性とリスクの定性的評価	<ul style="list-style-type: none"> • 定性的な安全解析における評価対象として、次のものが挙げられる。 - 長期的な変遷を考慮に入れた上での構成要素の挙動に関する不確実性と結び付くリスク。 - 外部に原因がある将来の事象と結び付くリスク。 • 閉鎖後安全との関連で解析される不確実性は、ASN 安全指針(2008)に示された次のものが挙げられる。 - 処分場プロジェクトの入力データに関する不確実性 (処分パッケージの放射能インベントリ、地層媒体関連等)。 - 処分場構成要素に本来備わっている諸特性に関する不確実性。 - 処分場の変遷で支配的な役割を果たすさまざまなプロセスに関する不確実性。この中には閉鎖時の初期状態も含まれる。 - 技術的な不確実性。
5.5 シナリオ	<p>5.5.1 通常変遷シナリオ</p> <p>5.5.2 代替変遷シナリオ及び What-if シナリオ</p> <p>5.5.3 意図的でない人間侵入シナリオ</p>
5.6 シナリオの定量的評価	<p>5.6.1 計算に用いる一般的システム</p> <p>5.6.2 処分システムに関する作業指標</p> <p>5.6.3 人間への影響評価に関する指標</p>
第6章 安全管理	
6.1 総合マネジメントシステムにお	<ul style="list-style-type: none"> • ANDRA のマネジメントシステムは環境法典第 L.593-1 条による原子力基本施設としての公衆安全や環境保護等の要件に加え、ISO 9001 (品質マネ

セクション	記載内容
る安全管理	ジメントシステム)、ISO 14001 (環境マネジメントシステム) 及び OHSAS 18001 (労働安全衛生マネジメントシステム) の要件を満足。
6.2 要件管理	<ul style="list-style-type: none"> ANDRA は、Cigeo プロジェクトに適用される諸要件についてまとめた文書を作成、更新している。 設計オプションの選択に当たり、指定された諸要件と要件作成の基礎となった機能的要件をも満たすことが確認される。
6.3 適用される諸要件の遵守	<ul style="list-style-type: none"> 環境法典の第 L.593-1 条に記載の利益の保護に関する諸要件の順守のチェックが、設計管理プロセスの一環として行われる。 設計管理プロセスは、プロジェクト性能管理の一環であり、設計管理は、プロジェクト進捗会合でも実施され、フェーズごとのプロジェクト・レビューによって裏付けられる。
6.4 設計及び建設面でのマネジメント	<p>6.4.1 請負業者及び科学分野のパートナーとの連携に関するマネジメント</p> <p>6.4.2 Cigeo の革新的な性質と結び付いた研究のマネジメント：TRL スケール</p>
6.5 ツール・マネジメント	<p>6.5.1 大きな時間的及び空間的なスケールにおけるマルチフィジックス数値シミュレーションの実行が可能な一連のツール</p> <p>6.5.2 一連のツールの範囲における単純化されたシミュレーション・プラットフォーム</p> <p>6.5.3 統合的なシミュレーション・チェーン</p>
6.6 入力データ管理	<p>6.6.1 データ処理チェーン：未加工データから総合データまで</p> <p>6.6.2 安全評価のためのデータ及び科学知識の選定プロセス</p>
6.7 内部及び外部レビュー・プロセス	<ul style="list-style-type: none"> 6.2 で記述した諸要件のレビュー・プロセスに加え、安全評価に使用するデータ、モデル及び安全オプションに関する内部レビューのシステムを設定し、選択されたオプションの妥当性を確認。 外部レビューとして、国家評価委員会 (CNE) による毎年の評価、ASN による中間報告書の評価等を実施。
第 II 巻 処分システムに関する記述	
第 1 章 立地サイトの諸特性	
1.1 多大な地質調査作業により得られた単純な地質学的背景	<p>1.1.1 サイト特性の地質調査と科学的研究の継続的キャンペーン</p> <p>1.1.2 ムーズ/オート=マルヌ地域の地史</p>
1.2 カロボ・オックスフォーディアン層の好ましい特性と Cigeo の位置の正当化	<p>1.2.1 相当な深度に位置する非常に厚い地層</p> <p>1.2.2 相当な水平的継続性を持つ地層</p> <p>1.2.3 構造的不均質性を持たない地層</p> <p>1.2.4 核種の良好な固定化と保持特性</p> <p>1.2.5 水の循環を制限する水理学的特性</p> <p>1.2.6 核種移行を制限する拡散特性</p> <p>1.2.7 岩相層序单元による力学的特異性：損傷の欠如及び/または水理学的自己修復性</p>
1.3 カロボ・オックスフォーディアン層周辺の地層内の制御された地下水流動の説明	<p>1.3.1 バロス石灰岩の表層水系</p> <p>1.3.2 オックスフォーディアン石灰岩</p> <p>1.3.3 ドガー層</p>
1.4 限定された形でゆっくりと進む内部での地球力学的な変化	<ul style="list-style-type: none"> ムーズ/オート=マルヌ・サイトは、安定した、きわめて低い地震活動度を特徴とする地質領域の一部を構成する。 過去 200 万年間に石灰岩台地で生じた谷の穿入による広域的な隆起 (ムーズ/オート=マルヌ地域では 60~80 m/100 万年) が存在し、これに伴うきわめて長い再発周期を伴う地震が生じる可能性がある。
1.5 今後数百万年間にわたりほとんど	<p>1.5.1 次の 100 万年間に関する地球規模で制約された地理力学的な変遷</p> <p>1.5.2 ZIRA より下の位置では、カロボ・オックスフォーディアン層は今後</p>

セクション	記載内容
変化を起こさない環境内にある安定地層	100 万年間に地表で起こる変化の影響を受けない 1.5.3 カロボ・オックスフォーディアン層の上下に位置する帯水層における水の流動は今後 100 万年間にわたり顕著な修正を受けることはない
1.6 天然資源を利用不能としないこと	1.6.1 鉱物及び炭化水素資源 1.6.2 地熱資源 1.6.3 水資源
1.7 安全評価に関わる他のサイト特性	1.7.1 カロボ・オックスフォーディアン層周辺の地層 1.7.2 地震災害の定量化 1.7.3 生物圏の変化
第 2 章 処分場における HA 及び MAVL 廃棄物パッケージ	
2.1 廃棄物ファミリーの発生源と性質	2.1.1 発生源 2.1.2 廃棄物インベントリの仮定 2.1.3 MAVL 及び HA 廃棄物ファミリー
2.2 閉鎖後の定量的安全評価に用いられる放射線学的インベントリ	2.2.1 インベントリの構築と不確実性の取扱の手法 2.2.2 廃棄物パッケージの放射線学的インベントリ 2.2.3 有害化学物質のインベントリ
2.3 Cigeo の安全機能に関連する 1 次廃棄物パッケージの特性	2.3.1 HA 廃棄物の 1 次パッケージ 2.3.2 MAVL 廃棄物の 1 次パッケージ 2.3.3 閉鎖後の定量的安全評価に用いる放出モデル
2.4 HA 処分コンテナ	2.4.1 HA 処分コンテナの安全機能への寄与 2.4.2 HA 処分コンテナに選択された設計オプション 2.4.3 応力腐食のリスクに関する要件 2.4.4 放射線腐食のリスクに関する要件 2.4.5 他の腐食プロセスのリスクに関する要件 2.4.6 力学的挙動とコンテナの耐久性の評価
2.5 MAVL 処分コンテナ	2.5.1 MAVL 処分コンテナの設計オプション 2.5.2 MAVL 処分コンテナの閉鎖後安全機能への寄与
第 3 章 閉鎖後の Cigeo 処分場	
3.1 全体構造	3.1.1 「水循環の阻害」機能に関する設計オプション 3.1.2 「移行遅延と減衰」機能に関する設計オプション 3.1.3 擾乱の管理
3.2 HA 廃棄物処分区画とセル	3.2.1 設計オプション：閉鎖後安全機能への寄与 3.2.2 操業経験からのフィードバック 3.2.3 カロボ・オックスフォーディアン層内の核種移行の遅延と減衰への温度影響 3.2.4 スリーブに適用される特定要件 3.2.5 スリーブ外部表面の埋戻し材に関する特定要件と性能パラメータ 3.2.6 鉄/粘土 岩盤反応の管理
3.3 MAVL 廃棄物処分区画とセル	3.3.1 設計オプション 3.3.2 閉鎖後安全機能への寄与 3.3.3 操業経験からのフィードバック 3.3.4 物理科学的反応の管理
3.4 閉鎖構造物	3.4.1 安全機能及びシール材設計オプション 3.4.2 シール材の性能に関する経験のフィードバック 3.4.3 HA セル頂部の閉鎖用粘土プラグ 3.4.4 埋め戻し材
第 III 卷 安全評価	
第 1 章 リスクと不確実性の管理	
1.1 序文	・ 本章では閉鎖後の定量的安全解析の結果を提示。閉鎖後のリスクと不確実性のマネジメントに適用した手法は以下を狙いとしている。

セクション	記載内容
	<ul style="list-style-type: none"> - 処分場設計の選択はシステムの不確実性への感度を下げる評価基準に基づく。解析は限度を特定し、設計基準の記述後に残る不確実性に焦点を当てる。 - 以下の事象の可能性に依存するシナリオによる処分場の安全解析の不確実性を統合する仮定： <ol style="list-style-type: none"> 1) リファレンス状態と境界状態（英：bounding、仏：enveloppe）における通常変遷シナリオ（NES） 2) 代替変遷シナリオ（AES） 3) “What-if”シナリオ ・ 閉鎖後安全との関連で解析される不確実性は、ASN 安全指針(2008)に示された次のものが挙げられる。 <ul style="list-style-type: none"> - 処分場プロジェクトの入力データに関する不確実性（処分パッケージの放射能インベントリ、地層媒体関連等）。 - 処分場構成要素に本来備わっている諸特性に関する不確実性。 - 処分場の変遷で支配的な役割を果たすさまざまなプロセスに関する不確実性。この中には閉鎖時の初期状態も含まれる。 - 技術的な不確実性。 ・ 解析では以下の内部及び外部の事象も考慮する。 <ul style="list-style-type: none"> - 自然由来の将来の事象（気象現象や内部での地球力学的事象等）または人間活動（意図的でない人間侵入、気象や環境への人間による影響）に關係するリスクと不確実性 - 地震リスク - 臨界リスク
1.2 入力データに基づく不確実性の同定と管理：定置された廃棄物パッケージと地質媒体	<ul style="list-style-type: none"> 1.2.1 放射線学的インベントリと完成後の構造における分布 1.2.2 放射性核種と有害元素の放出モデル 1.2.3 カロボ・オックスフォードイアン層 1.2.4 カロボ・オックスフォードイアン層周辺の地層 1.2.5 地表環境：生物圏
1.3 処分場の構造的構成要素の持つ本質的特性	<ul style="list-style-type: none"> 1.3.1 粘土をベースとした構造の特性 1.3.2 コンクリートをベースとした構造の本質的特性 1.3.3 埋戻し材料の特性
1.4 処分場内部の変化で支配的な役割を果たす現象	<ul style="list-style-type: none"> 1.4.1 処分場構造物の周囲の粘土岩盤における力学的な擾乱 1.4.2 熱過渡状態 1.4.3 流体-ガス過渡状態 1.4.4 化学的擾乱
1.5 技術的な不確実性	<ul style="list-style-type: none"> 1.5.1 HA セルで使用される技術に伴う不確実性 1.5.2 横坑に使用される技術に伴う不確実性
1.6 将来の事象及び外的要因に基づくリスクと不確実性	<ul style="list-style-type: none"> 1.6.1 気候変動 1.6.2 地球力学的進化 1.6.3 処分場内における閉鎖後の臨界リスク
1.7 選定されたシナリオのリスト	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常変遷シナリオ <ul style="list-style-type: none"> - リファレンス状態：科学的かつ技術的に最も実証された特徴とプロセスを考慮し、最善の知識に基づき選択。MAVL 処分セルのシールに関し 2 通りの計算。 - 境界状態：構成要素の特性に関する要件とされる値を採用、要件が指定されていない場合は保守的な値を採用。リファレンス状態と同様の計算。 ・ 代替変遷シナリオ、What-if シナリオ <ul style="list-style-type: none"> - 処分場構成要素の性能の著しい低下、または処分システムを通常変遷の範囲から外す機能の喪失につながる可能性のある構成要素の機能不全の原因が、ありそうもない (unlikely) 場合、代替変遷シナリオに分類、非常にありそうもない (very unlikely) 場合、What-if シナリオに分類。 - リファレンス状態と境界状態にて計算。

セクション	記載内容
	- 「閉鎖構造の機能不全」及び「HA 処分容器の機能不全」に関するシナリオ。
第2章 通常変遷シナリオ (NES)	
2.1 通常変遷シナリオの記述と概念化	2.1.1 目的と選定された計算ケース 2.1.2 選定された処分場構造 2.1.3 カロボ・オックスフォーディアン層内の処分場の説明 2.1.4 放射線学的インベントリ 2.1.5 放射性核種と有害元素の放出 2.1.6 カロボ・オックスフォーディアン層 2.1.7 処分場閉鎖時の粘土質岩への力学的損傷 2.1.8 熱過渡状態 2.1.9 化学的擾乱 2.1.10 MAVL 処分区画 2.1.11 HA d 処分区画 2.1.12 水平坑道閉鎖システム 2.1.13 地表-地下接続部閉鎖構造 2.1.14 地表-地下接続構造の埋戻し 2.1.15 溶質の水理学及び移動に関するパラメータの要約 2.1.16 周囲の地層 2.1.17 生物圏
2.2 通常変遷シナリオ (NES) の分析	2.2.1 移行経路の定義 2.2.2 選定された指標
2.3 通常変遷シナリオ (NES) の結果	2.3.1 「水循環の阻害」機能に関する NES の結果 2.3.2 「放射性核種と有害元素の放出を制限し、処分場内に留める」機能に関する NES の結果 2.3.3 「移行遅延と減衰」機能に関する NES の結果
2.4 NES からの教訓	2.4.1 NES の構造に関する選択の分析 2.4.2 閉鎖後安全機能の分析 2.4.3 放射線学的影響の分析
第3章 代替変遷シナリオ(AES)	
3.1 シールの機能不全に関する代替変遷シナリオ	3.1.1 選定されたシナリオ 3.1.2 シールの接触面における機能不全 AES 3.1.3 シールの接触面における機能不全 AES の分析 3.1.4 シールの機能不全に関する AES の結果 3.1.5 閉鎖構造の機能不全に関する AES の所見
3.2 HA 処分コンテナに関する代替変遷シナリオ	3.2.1 選定されたシナリオ 3.2.2 HA 処分コンテナの故障シナリオの記述 3.2.3 HA 処分コンテナの故障 AES の分析 3.2.4 HA 処分コンテナの故障 AES の結果 3.2.5 HA 処分コンテナの故障 AES の所見
第4章 意図的でない人間侵入シナリオ	
4.1 意図的でない人間侵入シナリオの同定	4.1.1 方法論 4.1.2 「ボーリング掘削状況」の分析 4.1.3 適用シナリオの選定
4.2 ドIGGER層への調査ボーリング	4.2.1 シナリオ分析 4.2.2 結果 4.2.3 教訓
4.3 コア・サンプリング・シナリオ	4.3.1 シナリオ分析 4.3.2 結果 4.3.3 教訓
4.4 人間侵入に関する What-if シナリオ	4.4.1 シナリオ分析 4.4.2 結果

セクション	記載内容
	4.4.3 教訓
第5章 What-ifシナリオ	
5.1 閉鎖構造の機能不全に関するWhat-ifシナリオ	5.1.1 選定されたシナリオ 5.1.2 閉鎖構造の機能不全に関するWhat-ifシナリオの記述と概念化 5.1.3 シールの機能不全に関するWhat-ifシナリオの分析 5.1.4 シールの機能不全に関するWhat-ifシナリオの結果 5.1.5 閉鎖構造の機能不全に関するWhat-ifシナリオからの教訓
5.2 処分コンテナの故障に関するWhat-ifシナリオ	5.2.1 選択されたシナリオに関する注意喚起 5.2.2 全てのHAコンテナ(HA0, HA1/HA2)の故障に関するWhat-ifシナリオの記述と概念化 5.2.3 HAコンテナの故障に関するWhat-ifシナリオの分析 5.2.43 HAコンテナの故障に関するWhat-ifシナリオの結果 5.2.5 教訓
第IV巻 得られた成果 — 重要な構成要素 — 設計フェーズから実施されている活動	
第1章 基本工学設計段階において得られた成果と今後の安全面での反復作業	
1.1 基本工学設計段階における処分場の閉鎖後のロバスト性にとって重要な構成要素	1.1.1 カロボ-オックスフォーディアン層：処分場閉鎖後の安全性の柱 1.1.2 追加的な役割を担う建築面での措置と人工的な構成要素 1.1.3 処分場の操業において比較的限定された役割を果たす人工的な構成要素
1.2 閉鎖後の処分場のロバスト性はCigeoプロジェクトの適合可能性にとって重要な要素の1つである	<ul style="list-style-type: none"> MAVL 処分区画において廃棄物パッケージ・グループを再分配する方法の開発により、閉鎖後安全評価を、廃棄物パッケージの引き渡しスケジュールの影響から開放することが可能になる。 Cigeo の建築構造の組織化により、追加処分セルの設置を自由に行える状態が維持され、特定のシナリオにおいて閉鎖後安全性に対する影響がゼロとなる状態が確保される。
1.3 建設許認可申請とともに提出される詳細な工学設計期間において行われる将来の閉鎖後安全面での反復作業の課題	<ul style="list-style-type: none"> 反復作業の目的として、安全解析で得られた成果をより確固たるものにするのが、またより具体的に、鍵となるパラメータに等級を設定し、一部の人工構成要素の設計を示すことが挙げられる。 安全面での反復作業では、安全オプション書類で使用された構造物の水理学的性能等の裕度の検証が行われる。
1.4 設計変更と最適化の方法をCigeoプロジェクトに漸進的に統合する	<ul style="list-style-type: none"> Cigeo 施設が漸進的に展開され、知識が増加するため、プロジェクトの開発は、数十年にわたって継続される。このため、設計において、最適化及び技術的なバリエーションが継続的に考慮される。 プロジェクト開発の各段階において、最適化研究の進展と、安全性や費用面の影響分析により、どれを組み込めるか、どの研究を継続すべきか、期限がいつに設定されるべきかの定義が可能となる。
第2章 処分場の設計と閉鎖にとって重要な活動	
2.1 建設段階からパイロット操業フェーズの開始時まで継続される検査及びモニタリング活動	<ul style="list-style-type: none"> 初期建設フェーズには斜坑、立坑及び最初のMAVL処分セル等が建設される。これらの検査とモニタリングの対象となるパラメータのリストは、設置許可申請時に確定されるが、現段階において以下に関する項目が示されている。 <ul style="list-style-type: none"> カロボ-オックスフォーディアン層によって確保される閉鎖後安全機能に関わるもの シール材によって確保される閉鎖後安全機能に関わるもの
2.2 パイロット操業フェーズの期間とその後における平常操業に伴う活動	2.2.1 全体的なプロセス 2.2.2 閉鎖構造物の実証設備 2.2.3 レファレンス処分セル 2.2.4 建築構造の検査及びモニタリング 2.2.5 パッケージの検査及びモニタリング

セクション	記載内容
	2.2.6 予備的な報告書
2.3 閉鎖後の検査及びモニタリング	<ul style="list-style-type: none"> 施設閉鎖後にモニタリング装置が現場に残される場合、数は限定され、操業フェーズ中に設置される。 受動的安全性を確保するため、モニタリング装置が処分施設や母岩に擾乱を引き起こしてはならない。 地下施設に対して地上からの非侵入型的手法（地球物理学など）の使用や、処分構造物内における測定結果の地上への地中無線伝送が検討されている。 岩盤内の水圧モニタリングにより、地上-底部連絡構造のシール材が適切に機能していることの間接的検証が可能と考えられている。
2.4 観察：補足的なモニタリング手段	<ul style="list-style-type: none"> ANDRA は規制に対応したモニタリングの他に、以下を目的とした観察プログラムを計画。 <ul style="list-style-type: none"> 地下施設の開発や段階的閉鎖に当たり、意思決定者に情報を提供する。 現象論的なプロセスのモニタリングを行い、その変化の初期段階を確認し、長期安全性の評価に適用される知識に対する信頼を高める。 将来のフェーズの設計を最適化するために、設計裕度に関する評価を行い、適切なものとする。
第 I 巻付属書	付属書 1 記憶 (mémoire) の管理 付属書 2 適用される一般的規則 付属書 3 国際基準及び文書 付属書 4 モデリング・ツール 付属書 5 ANDRA による「生物圏」アプローチ
第 II 巻付属書	付属書 1 MAVL ファミリーのリスト 付属書 2 Cigeo 向けに検討されている HA ファミリーのリスト 付属書 3 HA0、HA1、HA2 及び MAVL ファミリーの放射線学的インベントリ 付属書 4 基本工学設計段階の MAVL 処分容器のモデル 付属書 5 基本工学設計段階の HA 処分容器のモデル 付属書 6 ASN2008 年安全指針から抽出したサイトの技術基準 付属書 7 ガラス固化体高レベル放射性廃棄物 (HA) の性能 付属書 8 長寿命中レベル放射性廃棄物 (MAVL) の性能 付属書 9 物理化学的観点から同時処分に適した廃棄物ファミリー
第 III 巻付属書	付属書 1 廃棄物処分システムの代表的特性に関する建設における選択の要約表 付属書 2 人間侵入に関する地層処分に関する安全指針における勧告及び国際的事例 付属書 3 侵入シナリオの計算に用いられた放射性核種のリスト (半減期 20 年以上)
第 IV 巻付属書	付属書 1 TRL (Technological Readiness Level) による各要素の技術的準備レベル 付属書 2 HA 処分容器への (TRL) 適用例 付属書 3 閉鎖後安全機能/処分システム構成要素 対応表
参考文献	<ul style="list-style-type: none"> 関係法令、報告書等を提示

表 2.4-13 「操業基本計画案 (PDE)」²²⁾の構成と記載内容

セクション	記載内容
要約	<ul style="list-style-type: none"> ・ PDE 作成の経緯と目的、処分対象廃棄物の概要、処分スケジュールの説明 ・ パイロット操業フェーズの位置付け、目的 ・ 可逆性に対する取組み
用語集	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本文書における専門用語の解説
第1章 序文	
1.1 背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ 公開討論会の開催、安全オプション書類提出の経緯 ・ この文書が 2014 年の ANDRA の理事会会合で決定された計画案であり、基本工学設計研究 (APS) をベースとしていることの説明
1.2 Cigeo の原則と目的	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高レベル (HA) および中レベル長寿命 (MAVL) 廃棄物が、地上施設や浅地中施設では処分できないこと ・ 地層処分施設の閉鎖後は人間の介入が不要な状態で廃棄物が防護され、将来世代が管理負担を負うことはないこと
1.3 操業基本計画案 (PDE) の目的	<ul style="list-style-type: none"> ・ 操業基本計画案 (PDE) は、Cigeo プロジェクトの基準進捗度を記述。 ・ 操業基本計画案 (PDE) は、可逆性の点で、また供用期間全体で、現世代の選択に将来世代が拘束されないようにする方法について記述。 ・ 操業基本計画案 (PDE) は、ASN によって審査される。
第2章 Cigeo プロジェクトの基準進捗度	
2.1 Cigeo で処分される廃棄物のインベントリ	<ul style="list-style-type: none"> 2.1.1 はじめに 2.1.2 主な想定 2.1.3 定量データ 2.1.4 暫定引き渡し条件 2.1.5 Cigeo で定置される廃棄物インベントリのまとめ
2.2 Cigeo の概観	<ul style="list-style-type: none"> ・ 可逆性のある地層処分場である Cigeo は単一の原子力基本施設 (INB) ・ 地上施設：廃棄物を受け入れる斜坑施設、地下作業支援活動のための立坑施設 ・ 地下施設：斜坑、立坑、処分場区域、ロジスティクス支援区域
2.3 Cigeo プロジェクトの主要フェーズ	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo プロジェクトは、初期設計、初期建設、操業、法律の制定による最終閉鎖とその後の監視という連続するフェーズで構成される。 ・ 回収可能性技術オプション報告書 (DORec) の第 2.2 節と同様の内容
2.4 設計	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2010 年に初期設計フェーズ開始、2013 年初頭に施設の概要研究が終了、工学設計研究を開始、2018 年に設置許可申請を提出する予定 ・ Cigeo プロジェクトのコンポーネントの技術的進歩の評価に TRL (技術成熟度) 尺度を利用 ・ コンポーネントの開発と評価について、設置許可申請書に記載
2.5 初期建設	<ul style="list-style-type: none"> ・ 初期建設フェーズとは、設置許可の取得後、地上施設で最初の廃棄物パッケージを受け入れ、処分することを可能にする最初の施設、構造物、機器、およびシステムの建設作業が開始される期間である。 ・ 2025 年頃開始予定のパイロット操業フェーズの前半部分を含む。
2.6 操業	<ul style="list-style-type: none"> 2.6.1 Cigeo の操業と処分場区域の同時建設 2.6.2 段階的閉鎖 ・ 2030 年頃—操業許可の付与。パイロット操業フェーズは、アクティブ試験により継続、その後に最初の廃棄物パッケージの定置 (MAVL 及び HA0: 低発熱の HA)。施設はフル稼働状態に入り、地下構造物の第 2 フェーズ建設。 ・ Cigeo の操業期間を通じて、処分場区域を拡張。 ・ 2035 年頃—通常操業 ・ 2070 年頃—地上施設と HA1/HA2(高発熱の HA)向け処分場区域建設、HA0 処分場区域閉鎖 ・ 2100 年頃—MAVL 処分場区域閉鎖 ・ 2145 年頃—HA1/HA2 処分場区域閉鎖

セクション	記載内容
2.7 最終閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> 2006年計画法により、Cigeoの最終閉鎖には法律の制定が必要。 最終閉鎖は2150年頃を予定。 最終閉鎖では、Cigeoのロジスティクス支援区域の最後の立坑が埋め戻され、その立坑と傾斜路が密閉、埋め戻し。地上施設は解体。
2.8 基準進捗度のまとめ	<ul style="list-style-type: none"> 2.1~2.7のまとめ
第3章 パイロット操業フェーズ	
3.1 背景	<ul style="list-style-type: none"> ANDRAの理事会が2014年5月5日に、地層処分施設の設計措置を確認するため、操業開始から施設の完全な操業許可取得までの期間にパイロット操業フェーズが行われることを示した。
3.2 パイロット操業フェーズの定義	<ul style="list-style-type: none"> パイロット操業フェーズは、Cigeoプロジェクトの1つの期間であって、それ自身が「目的」ではない。 パイロット操業フェーズの期間はおよそ10年を予定。 2025年頃、初期建設フェーズ中にパイロット操業フェーズを開始、インアクティブな試験を開始 2030年頃、廃棄物の定置許可を取得後、アクティブな試験を実施
3.3 パイロット操業フェーズの目的	<ul style="list-style-type: none"> 3.3.1 操業条件下でのリスク管理 3.3.2 産業用機器の性能 3.3.3 定置したパッケージを回収する能力 3.3.4 処分場の構造物を監視する能力 3.3.5 セル、水平坑道、および傾斜路を閉鎖し、密閉する能力 3.3.6 最適化の方法
3.4 パイロット操業フェーズのまとめ	<ul style="list-style-type: none"> 3.1~3.3のまとめ
第4章 可逆性がもたらすプロジェクト管理の選択肢	
4.1 可逆性	<ul style="list-style-type: none"> 現代は自らが行う選択に将来世代を拘束しないようにする責任を負うため、ANDRAは、可逆性のある処分施設プロジェクトを開発。 可逆性の実現のための統治手段は以下の通り。 <ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物管理に関する知識の持続的向上 情報と知識の透明性と移転 社会の関与、評価、および議会による監督 ASNによるモニタリング 可逆性の実現のためのプロジェクト管理手段は、以下の通り。 <ul style="list-style-type: none"> Cigeoの施設の追加開発と段階的建設 操業面の柔軟性 施設の適応性 廃棄物パッケージの回収可能性
4.2 プロジェクトの追加開発	<ul style="list-style-type: none"> Cigeoプロジェクトの建設は、約10年間の12のフェーズからなるが、これは、操業基本計画案(PDE)の更新時に見直される可能性がある。 廃棄物パッケージ引き渡し計画の変更や、処分場開発の経験等のフィードバックによる、処分場開発計画の変更の可能性がある。
4.3 操業面の柔軟性	<ul style="list-style-type: none"> 操業面の柔軟性は、廃棄物パッケージ引き渡し計画の変更に対し、インフラ施設や既設機器の改造及び新規構造物の建設を行わずに適応するCigeoの能力と定義される。 Cigeoは、その安全性がパッケージの引き渡し順序に左右されないよう設計される。 操業面の柔軟性の確保により、処分完了後の処分セルの早期閉鎖が可能となるが、現時点では、高いレベルのモニタリングと回収可能性を維持するため、採用されていない。
4.4 Cigeoの施設の適応性	<ul style="list-style-type: none"> Cigeoの施設の適応性は、新たな設計想定に対応するために施設を改造する能力と定義される。適応性には、既設機器の大幅な改造または新規構造物の建設が含まれる。

セクション	記載内容
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物に関する国家計画の変更により、廃棄物インベントリが変化すると、処分場の施設の大幅な変更が必要となる可能性がある。 ・ 当初予定したもの以外の廃棄物を Cigeo に定置する旨の決定が下された場合には、ANDRA は、ASN の審査を受けるために個別の許可申請書を提出しなければならない。
4.5 定置されるパッケージの回収可能性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 回収可能性は、深地層施設に定置される廃棄物パッケージを回収する能力と定義されている。 ・ Cigeo に定置される廃棄物パッケージの回収可能性の確保のための技術オプションは、回収可能性オプション・ファイル (DORec) に説明されている (未公開)。
4.6 可逆性のまとめ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 4.1~4.5 のまとめ
付属資料	<p>付属資料 1 Cigeo での定置に付される廃棄物を発生する原子力施設 付属資料 2 Cigeo 向け廃棄物パッケージのインベントリ (AREVA 社、CEA、EDF 社が作成した各施設の産業操業シナリオがベース) 付属資料 4 国際回収可能性尺度 付属資料 6 可逆性の体系 付属資料 7 ANDRA が予測する Cigeo についての重要な決定と技術的時期 (基本工学設計をベースとし、規則の変更を条件付けられる)</p>
参考文献	<ul style="list-style-type: none"> ・ 関係法令、報告書等を提示

表 2.4-14 「回収可能性技術オプション報告書 (DORec)」²³⁾の構成と記載内容

セクション	記載内容
第1章 序文	
1.1 背景	<ul style="list-style-type: none"> 2013～2014年の公開討論会を踏まえた、2014年5月5日のANDRA理事会による回収可能性技術オプション報告書(DORec)を含む安全オプション書類提出の方針決定を説明 DORecが2015年までの基本設計段階(APS)に基づいており、今後の最終的なプロジェクト前段階(APD)に向け内容の進展があることを説明
1.2 定義	1.2.1 処分(Stockage)と貯蔵(Entreposage) 1.2.2 可逆性(Réversibilité)と回収可能性(Récupérabilité) 1.2.3 回収可能性に関する国際スケール
1.3 回収可能性技術オプション報告書(DORec)の目的	<ul style="list-style-type: none"> 2014年5月5日のANDRA理事会において、Cigéoの設計は100年間に及ぶ操業期間中の廃棄物パッケージの回収可能性を許容したものとすることが確認された。DORecは、このための主要な技術オプションを示す。 第2章では、Cigéoの概要と回収に関連する作業と機器について説明する。 第3章では、回収に関する技術オプションを示す。これには、処分構成要素と機器の頑健性、モニタリング等に関する操業設備を含む。 第4章では、幾つかの回収シナリオの検討結果を示す。これにより回収シナリオに必要な基本作業等が示される。
1.4 DORecの研究範囲	1.4.1 安全に関する条件 1.4.2 最適化 1.4.3 考慮されていない状況 1.4.4 回収可能性の持続期間
1.5 提出書類	<ul style="list-style-type: none"> DORecがASNに提出された一連の書類の一つであり、この書類には、DORec以外に、安全に関するものとして、以下の書類が含まれる。 <ul style="list-style-type: none"> 安全オプション書類 操業編(DOS-Expl) 安全オプション書類 閉鎖後編(DOS-AF) Cigéoへの廃棄体受入基準 予備版 Cigéo操業者の技術的能力及び操業戦略への反映に関する通知書 可逆性に関するものとして、以下の書類が含まれる。 <ul style="list-style-type: none"> 操業基本計画案(PDE) 実施対象となる可能性のある使用済燃料の処分へのCigéoの適応性 実施対象となる可能性のある長寿命中レベル放射性廃棄物(FA-VL)の処分へのCigéoの適応性
第2章 Cigéoプロジェクトの提示	
2.1 Cigéo向けの廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> Cigéoに処分される高レベル放射性廃棄物(HA)及び長寿命中レベル放射性廃棄物(MA-VL)に関する説明 廃棄物発生者のもとで一次パッケージに封入された廃棄物は処分前に処分コンテナに封入されるが、MA-VL廃棄物の一部は処分コンテナに入れられず、一次パッケージのまま処分される可能性がある。
2.2 Cigéoプロジェクトの諸段階	<ul style="list-style-type: none"> Cigéoプロジェクトは、初期設計、初期建設、操業、法律の制定による最終閉鎖とその後の監視という連続するフェーズで構成される。 操業基本計画案(PDE)の第2.3節と同様の内容
2.3 処分センターの説明	2.3.1 斜坑ゾーンの地上施設 2.3.2 立坑ゾーンの地上施設 2.3.3 地表-地下接続 2.3.4 地下施設
第3章 Cigéoにおける回収可能性のアプローチ	
3.1 Cigéoにおける回収可能性の目的	<ul style="list-style-type: none"> Cigéoは、部分的な閉鎖(埋戻し)のレベルに拘わらず、最終的な閉鎖までは処分された廃棄物パッケージの回収を許容するよう設計される。 回収可能性には処分セルから廃棄物パッケージを回収し、地上又は他の処分セルに運ぶことが含まれる。回収は処分と逆向きのプロセスであり、処分と

セクション	記載内容
	<p>同様の安全に関する目標や制限が適用される。</p> <ul style="list-style-type: none"> 地上に回収された廃棄物パッケージは、再度処分されるか、別のサイトに運ばれる。
3.2 Cigéo における回収可能性の基礎	<ul style="list-style-type: none"> Cigéo における回収可能性に関し、ANDRA は以下の原則に基づくアプローチを採用している。 <ul style="list-style-type: none"> 回収に関わる主要な要素（処分コンテナ、処分セル、充填後に処分セル内に残置された機器）の頑健性と耐久性 回収に用いる機器の頑健性と試験による性能の検証 回収に関わる条件のモニタリング 回収可能性を考慮した Cigéo の部分的閉鎖構造の解体と地下施設の回復と操業再開に関する能力の試験による検証 維持方策（dispositions conservatoires）の設計への組み込み 回収の可能性がある場合に役立つ特定の操業方策（Dispositions d'exploitation）（試験操業、検査（Contrôles）、知識管理）の実施 回収可能性に関する条件の定期的な再評価
3.3 処分コンテナ、処分セル、充填後に処分セル内に残置された機器の頑健性	<p>3.3.1 定義</p> <p>3.3.2 長寿命中レベル放射性廃棄物（MA-VL）処分コンテナの頑健性</p> <p>3.3.3 高レベル放射性廃棄物（HA）処分コンテナの頑健性</p> <p>3.3.4 処分セルの頑健性</p> <p>3.3.5 充填後に処分セル内に残置された機器</p>
3.4 モニタリング（Surveillance）	<p>3.4.1 定義</p> <p>3.4.2 MA-VL 処分セル</p> <p>3.4.3 HA 処分セル</p>
3.5 除去装置	<p>3.5.1 MA-VL 処分パッケージ除去装置</p> <p>3.5.2 HA 処分パッケージ除去装置</p> <p>3.5.3 除去テストプログラム</p> <p>3.5.4 テストベンチにおける MA-VL 処分パッケージ除去試験</p>
3.6 Cigéo の処分セル及び坑道の閉鎖作業の廃止措置及び再試験操業への適応性	<p>3.6.1 序文</p> <p>3.6.2 坑道の再開（Réouverture）</p> <p>3.6.3 MA-VL 処分セルの再開</p> <p>3.6.4 HA0 処分セルの再開</p> <p>3.6.5 閉鎖作業のための廃止措置試験プログラム</p>
3.7 維持方策（Dispositions conservatoires）	<p>3.7.1 定義</p> <p>3.7.2 MA-VL 処分セル（alvéoles）作業室（cellule）における維持方策</p> <p>3.7.3 HA 処分セルにおける維持方策</p> <p>3.7.4 地上施設</p> <p>3.7.5 維持方策のまとめ</p>
3.8 操業方策（Dispositions d'exploitation）	<p>3.8.1 序文</p> <p>3.8.2 産業的状況におけるパッケージの取り出し能力の検証</p> <p>3.8.3 検査（Contrôles）</p> <p>3.8.4 知識管理</p> <p>3.8.5 回収可能性に関する操業方策のまとめ</p>
3.9 回収可能性の定期的な再評価	<ul style="list-style-type: none"> パイロット操業フェーズ中の Cigéo の操業許可及びその後の定期安全レビューのため、ANDRA は回収可能性に関する条件を分析する。 分析には、回収に関わる機器の操業経験、モニタリング結果、Cigéo 外での回収に関する実証試験の結果が反映される。 分析結果は関係者に送られ、回収可能性に関する最善の知識を提供する。
第4章 研究された回収（retrait）シナリオ	
4.1 定義	<p>4.1.1 シナリオの概念</p> <p>4.1.2 回収シナリオのカテゴリ</p>
4.2 操業回収シナリオ	<p>4.2.1 序文</p> <p>4.2.2 処分パッケージの地表への回収</p> <p>4.2.3 パッケージの回収と他のセルへの移送</p>

セクション	記載内容
4.3 仮想的シナリオ	4.3.1 汚染された MA-VL パッケージの回収 4.3.2 パイロット操業フェーズ後の Cigeo プロジェクトの継続中止 4.3.3 MA-VL 処分セルからの全パッケージの完全回収と再発送 4.3.4 HAO ファミリーの完全回収と再発送 (réexpédition) 4.3.5 閉鎖済み坑道及び処分セルの開口と MA-VL ファミリーの回収と再発送 4.3.6 閉鎖済み坑道及び処分セルの開口と HAO 処分パッケージ・ファミリーの回収と再発送
付属資料	付属資料 1: Cigéo の操業前試験の一般的段階 付属資料 2: パッケージの回収について試験された一連の作業
参考文献	<ul style="list-style-type: none"> • 関係法令、報告書等を提示

2.4.4 地層処分にに関する安全オプション書類の概要

フランスでは、事業者が公開しているセーフティケースに類似する文書のうち最新のものとして、下記の2つが挙げられる。

- ①地層処分にに関する「安全オプション書類」²⁾
- ②長寿命低レベル放射性廃棄物の処分にに関する「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書」

2.4.4では、①を対象として、概要を整理し、②については2.4.7で取扱うものとする。

地層処分場の安全オプション書類の概要

安全オプション書類はその全体が公開されておらず、また、全体を総括した書類はない。このため、ここでは公開されている書類である以下の4つの文書について、それぞれの概要を整理した。

- ①「安全オプション書類 操業編」²⁰⁾、
- ②「安全オプション書類 閉鎖後編」²¹⁾、
- ③「操業基本計画案」²²⁾、
- ④「回収可能性技術オプション報告書 (DORec)」²³⁾

(1) 安全オプション書類 操業編

以下では、「安全オプション書類 操業編」²⁰⁾の概要が記述されている第I巻より要点を記述する。

背景及び目的

Cigeo 地層処分施設の目的は、環境法典¹²⁾の第L542-1条に従い、将来の世代が担う負担を取り除くか、低減するために、安全な放射性廃棄物の処分を可能にすることにある。閉鎖後の Cigeo は、廃棄物を人間及び生物圏から隔離するものとして、また廃棄物をそれに含まれる放射性核種の放出を防止する地下深部の地層内に閉じ込めるものとして、設計されている。これらの機能は ASN の安全指針¹⁵⁾に示されるように、受動的に、閉鎖後の保守及びモニタリングが必要とされない方法によって達成される【第I巻 1.1】。

「安全オプション書類 操業編」の目的は、操業段階中の地層処分施設において、内部及

び外部に由来するリスクを妨げるために発揮される機能、主要な技術オプション及び安全オプションを提示すること。また、通常操業状態、インシデント及び事故状態に於ける人間の健康及び環境への影響についての予備的な見積りを提示することである【第 I 巻 1.3.2】。これらの目的を達成するため、以下の事項が記述されている。

- ・ 安全機能及び規制テキストを含む、安全に関する原則、アプローチ及びマネジメント【第 I 巻】
- ・ 処分施設的设计及び操業に関する基盤となる、廃棄物パッケージに関する情報【第 II 巻】
- ・ 処分施設の場所の適切性を示し、処分施設的设计の基盤となる、サイトの主要特性【第 II 巻】
- ・ 処分施設が操業可能であることを示す、構造及び設備に関する主要な技術オプション【第 II 巻】
- ・ 廃棄物パッケージの取扱いや組織的及び人的な要素、施設からの排出物に関する主要なオプション【第 II 巻】
- ・ 約 100 年に及ぶ処分場の操業期間にわたって開発が継続されることから予見される、安全オプション書類作成時の技術的解決策の改良の可能性【第 II 巻】
- ・ 廃棄物パッケージが地上の受入施設に到着し、地下の処分セルに定置されるまでの工程【第 III 巻】
- ・ 深層防護原則が適応され、技術オプションの選択と処分場設計に用いられる境界（英：bounding、仏：enveloppe）シナリオに関連する、内部及び外部に由来するリスクのインベントリ【第 III 巻】
- ・ 境界シナリオに於ける人間の健康及び環境への影響【第 III 巻】
- ・ 処分施設の閉鎖におけるオプションと作業、関連するリスクの予備的インベントリ【第 IV 巻】

処分対象廃棄物及び処分施設の概要

Cigeo 地層処分施設には、高レベル放射性廃棄物（HA）及び長寿命中レベル放射性廃棄物（MAVL）が処分される【第 I 巻 2.1】。HA はガラス固化体であり、比較的発熱量の小さな HA0 と発熱量の大きな HA1 及び HA2 に区分される【第 I 巻 2.1.1】。

HA0 は HA1 及び HA2 とは別の区画に処分される。また、MAVL は HA とは別の区画に

処分される。地上施設は作業員の移動や物資の搬送に用いる立坑入口を配置する施設と、廃棄物を受取り、地下に搬入する斜坑入口を配置する施設に分かれている【第I巻 2.2】。

Cigeo 地層処分施設が建設される場所は、フランス東部のムーズ県とオート＝マルヌ県の県境に位置している。2009年に ANDRA は、地下研究所の母岩層と類似した諸特性を持つ約 250km²の区域から、約 30 km²の区域を「詳細調査で関心の対象となる区域」(ZIRA)として特定し、2010年に ASN は、「ANDRA が提案した位置決定は、安全性の観点からみて満足のいくものであると考え、この区域で ANDRA が計画した調査作業を実施することに反対しない」とする見解を示した²⁶⁾。地層処分場の地下施設の建設が予定される ZIRA の中心部における地下施設構造物の設置深度は約 525 m とされており、また ZIRA 中央部のカロボ・オクスフォーディアン層の厚さは約 148 m となっている【第I巻 2.3】。

Cigeo の開発は初期設計、初期建設、操業段階に区分されている。操業段階の地下施設においては、建設と廃棄物の定置が並行して行われる【第I巻 2.4.1】。

規制、基準

地層処分に適用される規制については、2006年の放射性廃棄物等管理計画法²⁷⁾(Loi no 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative a la gestion durable des matieres et dechets radioactifs)、2006年の原子力安全性に関する透明性に関する法律²⁸⁾(Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire、以下 TSN 法)、環境法典¹²⁾等の法典、デクレ、アレテ、ASN による決定、安全指針、安全基本規則が含まれる【第I巻 3.1】。このうち、TSN 法と INB アレテ¹³⁾に定められた事項については、幾つかの ASN 決定にて詳細が規定されるが、安全オプション書類の作成時点ではドラフト段階にある【第I巻 3.1.1】。

Cigeo には ASN による深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針¹⁵⁾が適用され、ASN の安全基本規則の多くは地上施設に対して適用される【第I巻 3.1.3】。

また、ANDRA は Cigeo が地下施設であることを考慮した火災に関する安全基準を整備している【第I巻 3.1.5】。

この他、地層処分に関して適用される規制等について、「安全オプション書類 操業編」の付属書 1~4 にてリストが示されている【第I巻 3.1】。

処分施設の安全の原則には、以下に述べるような処分場特有の特性を考慮した安全アプローチとプロセスを、設計段階から実装することが含まれている【第I巻 3.2.1】。

- ・ 地下施設は深度 500m に位置し、縮小された(reduite)幾何学形状と長い接続坑道を持ち、特有の操作、介入、避難条件を必要とする。
- ・ 操業段階は約 100 年にわたり、処分施設が連続的に開発されており、地下における建設作業と放射性廃棄物を扱う作業 (exploitation nucléaire) を並行して行うことに関連するリスクを考慮する必要がある。
- ・ 作業安全性と閉鎖後安全性を包含する調整されたアプローチ。 このアプローチは、Cigeo プロジェクトの開発サイクル全体を通して、閉鎖後の安全性を確保しながら設計の変更を組込むものである。

深層防護

Cigeo は原子力基本施設 (INB) であり、深層防護の概念が適用される。この概念は設計段階から適用される安全原則であり、公衆、労働者、環境に関するリスクという観点から実施され、安全と放射線防護に関する目標に適合するための安全と保障のレベルを保証するものである。Cigeo に適用される深層防護のレベルは表 2.4-15 に示すものであり、INB アレテ¹³⁾及び IAEA の INSAG-10²⁹⁾に基づいたものである【第 I 巻 3.2.2】。

表 2.4-15 深層防護のレベル【安全オプション書類 操業編 第 I 巻 3.2.2】

レベル	目標	重要な手段
1	異常な操業と人的、技術的な失敗の防止	保守的設計と高品質な建設と操業
2	異常な操業の制御と人的、技術的な失敗の検知	設計と操業に関する規定：制御、検知システムと他の監視手段
3	安全装置と保護システム及び手段による設計基準内の事故の制御	安全装置システムと特定的手段
4	事故マネジメントを通じた事故の進行の防止と放射線影響の緩和を含む、プラントの深刻な事態の制御	内部緊急計画 (PUI) にて定義された手段、特定の装置、放射能放出を制限するための緊急手段
5	緊急対応による放射線影響の緩和	外部緊急計画 (PPIS) にて定義された手段、緊急対応組織、汚染リスクや公衆やメディアへの情報提供に関連する状況において取るべき手段

操業状況の区分

INB アレテによれば、原子力基本施設の操業状況は以下のカテゴリに区分される。ANDRA は、安全オプション書類において、処分場の操業における個々の状況がどのカテゴリに該当するかを分析する手法を提示し、また、各カテゴリでの放射線影響及び非放射線影響について評価している【第 I 巻 3.2.3】。

- ・ 通常及び劣化した操業状況
- ・ インシデント及び事故状況
- ・ 内部緊急計画（PUI）における設計基準状況
- ・ 除外された状況
- ・ 極限状況

防護上重要な要素（EIP）及び防護上重要な活動（AIP）

INB アレテ¹³⁾では、原子力基本施設（INB）における利益の保護に関するリスクと障害を考慮した規則を定めている。リスクは、放射線及び非放射線リスクを意味する事象下での操業に関連しており、障害は通常及び劣化した操業モードについて定義される。安全オプション書類では、リスクと障害の制御のため、下記の3タイプの防護上重要な要素（EIP）が定義されている【第I巻 3.2.4】。

- ・ INB に関する安全報告書の研究に基づいて特定された放射線事故に関連する EIP
- ・ INB に関する安全報告書の研究に基づいて特定された非放射線事故に関連する EIP
- ・ 影響研究に基づいて特定された、または放出に関するアレテや（ASN）決定より要求された、障害に関連した EIP

また、安全オプション書類では、以下の防護上重要な活動（AIP）を示している【第I巻 3.2.4】。

- ・ EIP に関連する AIP：全ての EIP の資格に関連する設計、試験、操業中のモニタリング、定期検査および試験、および保守のための手段が含まれる。
- ・ EIP には関連しないが、利益の保護の実証に係る AIP。例として、環境モニタリング、逸脱の処置、施設の変更の管理等に関する活動が含まれる。

安全機能

下記の安全機能は Cigeo の操業期間を通じて適用され、内部または外部に起因するインシデントや事故状況においても維持され、また少なくとも公衆と環境の保護の目標に整合する、Cigeo のために定められた限られた時間内に復旧されなければならない【第I巻 3.3】。

- ・ 放射性物質の拡散リスクからの防護のための、放射性物質の閉じ込め
- ・ 電離放射線による被ばくからの公衆の保護

- ・ 臨界リスクに関する安全の管理
- ・ 廃棄物から発生した熱の除去
- ・ 爆発リスクの管理のための、放射線分解で発生するガスの除去

安全オプション書類では、これらの安全機能を実現するため ANDRA が採用している規則や基準について記載されている【第 I 巻 3.3】。

放射線防護目標

ANDRA のアプローチは放射性廃棄物処分場に適用可能な ICRP の勧告に基いている。被ばくの制限に基づく、制限付きの最適化の原則は、経済的、社会的要因を考慮したものであり (ALARA)、操業段階を通じて人員と公衆の電離放射線に関する保護に適用される。放射線量の定義は公衆衛生法典³⁰⁾ (Code de la santé publique) R.1333-8 条及び R. 1333-10 条に基づいている【第 I 巻 3.4】。

表 2.4-16 放射線リスクに対する防護目標【安全オプション書類 操業編 第 I 巻 3.4】

	制限区域に分類された労働者	公衆／リファレンスグループ及び環境
通常及び劣化した状況	ALARA 線量 < 5 mSv / 年	非計画的放出が無いこと 計画的放出は放出許可により制限 線量 < 0.25 mSv / 年
インシデント状況	ALARA 線量 < 20 mSv / 年	規制値以下の線量 (< 1mSv / 年)
事故状況	事故後の状況に関連した制約を考慮した労働者の線量の制限	線量 < 10 mSv (50年を上回る期間の積算) 公衆の防護措置の必要が無いこと
内部緊急計画 (PUI) における設計基準状況	クリフエッジ効果が無いこと	時間と空間の面で制限された公衆の防護措置

安全管理

ANDRA は、環境法典第 L.593-1 条に記載の利益保護に関する要件を満たす以下のマネジメントシステムを設定し、地層処分プロジェクトにも適用している【第 I 巻 3.5.1】。

- ・ ISO 9001 (品質マネジメントシステム)
- ・ ISO 14001 (環境マネジメントシステム)
- ・ OHSAS 18001 (労働安全衛生マネジメントシステム)

ANDRA は Cigeo に対する要件 (処分、安全、可逆性、モニタリング等) に関して、2011

年に、Dossier2005³⁾及び Dossier2009⁴⁾のフィードバックと潜在的な改良の可能性に基づいて統合化している【第 I 巻 3.5.2】。

ANDRA は、安全評価に使用するデータ、モデル及び安全オプションに関する内部レビューに関して以下の枠組みを整備している【第 I 巻 3.5.3】。

- ・ デクレによって設立された ANDRA の「科学評議会」は、ANDRA が実施する研究の優先順位に関する見解及び勧告を示し、その成果の評価を行う。
- ・ Cigeo の開発では、概念設計、基本工学設計、詳細工学設計の各段階に設計レビュー・プロセスが設けられた。このプロセスに外部から安全分野の専門家を組み込むため、2012 年に安全委員会が設立された。

また、外部レビューとして以下のものが挙げられている【第 I 巻 3.5.3】。

- ・ 1991 年 12 月 30 日付の法律⁶⁾によって設定された国家評価委員会 (CNE) による、ANDRA の活動の品質に関する評価
- ・ 1991 年以降の ANDRA から ASN への中間報告書の提出に対する、ASN からの設置許可申請書の作成を念頭に置いた見解及び勧告。ASN によるムーズ/オート=マルヌ・センター (ビュール地下研究所) に関する「モニタリング検査」。
- ・ 国際的な実践との整合性のチェックを目的とした ANDRA の要請に基づく OECD/NEA による 2002 年と 2005 年のピアレビュー。ASN の要請に基づく、IAEA の国際レビューチームによる、安全オプション書類に関する 2016 年のレビュー³¹⁾ (INTERNATIONAL PEER REVIEW ON THE “SAFETY OPTIONS DOSSIER” OF THE PROJECT OF DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE IN DEEP GEOLOGICAL FORMATIONS: CIGÉO, PEER REVIEW REPORT)。

(2) 安全オプション書類 閉鎖後編

以下では、「安全オプション書類 閉鎖後編」²¹⁾の概要が記述されている第 I 巻より要点を記述する。

背景及び目的

地層処分の目的について、操業編第 I 巻 1.1 と同様の記述を行うとともに、受動的安全性は、特にカロボ-オクスフォーディアン層 (粘土層) の諸特性に著しく依拠しており、こ

の点に関する研究は、特に地下研究所において長年実施されていることを記述している【第 I 巻 1.1】。

安全面での取り組みは、設計と取得された知識と安全評価の間の密接なつながりに基づく反復的作業として実施されていることを記述している【第 I 巻 1.2.1】。

「安全オプション書類 閉鎖後編」の目的は、以下の通りである【第 I 巻 1.3.2】。

- ・ Cigeo の閉鎖後目標、原則及び安全機能について記述し、これらがプロジェクト設計及びサイト選定作業でどのように考慮に入れられるのかについて、特にカロボ・オクスフォーディアン粘土層の有利に働く諸特性がどのように寄与するのかについて、重点的に取り扱う。
- ・ 閉鎖構造物に関する技術的解決策がすでに存在していることを示す。
- ・ 何らかの不確実性が特定されている場合、それらが設計及び安全解析で考慮に入れられていることを示す。
- ・ 安全解析のために選定されたシナリオのリストを作成し、その分類を地層処分場に関する安全指針に基づき、また国際的な実施方法に従って示す。
- ・ 検討される主要シナリオに関して、処分施設がその完成時に環境及び人間に及ぼす放射線学的な影響について説明する。

Cigeo の概要

閉鎖後の処分システムの構成要素は、ASN の地層処分に関する安全指針 (2008) に従い、次に示す 3 つの主要カテゴリに分類される【第 I 巻 2.1】。

- ・ カロボ・オクスフォーディアン層：Cigeo 地下施設が設置される母岩層
- ・ 廃棄物処分パッケージ
- ・ 閉鎖後の廃棄物処分施設：廃棄物パッケージ処分セルと連絡アクセス水平坑道によって構成

処分対象廃棄物、処分施設の概要については、操業編第 I 巻 第 2 章と同様の内容について記述している【閉鎖後編 第 I 巻 2.1 及び 2.2】。

処分場閉鎖後の安全については、ASN の安全指針 (2008) に従い、「制度的なモニタリング又は管理が限定された期間を超えて維持できるという確証が存在しないため、人間の健康及び環境の保護をこれらに基づくものとしなない」ことを ANDRA の原則としていること

に加え、制度的なモニタリング及び管理と記憶 (mémoire) の保存を組み合わせることにより、ロバスト性が強化される可能性があるとしている【第 I 巻 2.3】。

また、処分施設に影響を及ぼす以下の内部及び外部現象に基づき、閉鎖後の期間が幾つかに区分される可能性があるとしている。

- ・ 内部における地球力学的及び気候学的な現象
- ・ 熱現象
- ・ 地質媒体における天然水の流動と結びつく水理現象、処分構造に影響を及ぼす脱飽和/再飽和現象、処分場内でのガス発生現象
- ・ 主として構造部分の掘削によって引き起こされる力学的現象
- ・ 処分施設構成要素を形成するさまざまな物質における変化に関する化学現象
- ・ 地質媒体における、さらには処分構造物から潜在的な出口に向けた放射性核種及び有毒物質の移行

規制枠組み及び基準

地層処分に適用される規制については、操業編第 I 巻 3.1 と同様の記述がなされているが【第 I 巻 3.1】、ASN による基本原子力施設に関する基本安全規則及び指針は、「深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針」¹⁵⁾を除き、地上の原子力施設に関するものであり、地層処分場の操業フェーズには関連するが、閉鎖後フェーズに適用可能であるとは見なされていないことを記述している【第 I 巻 3.2.1】。

国際基準との整合について、地層処分場のために選択された安全オプションは、IAEA の特定安全要件 SSR-5 ³²⁾ (Safety Standards, Disposal of Radioactive Waste, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS No. SSR-5) にて設定された原則に従っているとしている。また、IAEA の特定安全指針 SSG-23 ³³⁾ (The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste for protecting people and the environment, Specific Safety Guide No. SSG-23) や OECD/NEA の「地層処分場に関する閉鎖後セーフティケース」³⁴⁾ においては「安全評価」だけでなく「セーフティケース」の概念が強調されており、セーフティケースには表 2.4-17 に示す要素が含まれていることを記述し、ANDRA はこれらに対応して、また論拠を明確に示すため表 2.4-17 に示す構成要素を安全オプション書類の評価手順の中核的な構成要素としていることを記述している【第 I 巻 3.3】。

表 2.4-17 ANDRA によるセーフティケースの説明と安全オプション書類における評価手順の中核的な構成要素（安全オプション書類 閉鎖後編、第 I 巻 3.3 より作表）

セーフティケースの特徴に関する ANDRA の説明	ANDRA が導入した評価手順の中核的な構成要素
<ul style="list-style-type: none"> ・ 規制の遵守に関するチェックを目的としてリスク分析及び影響評価の延長上に位置する。 ・ 処分場の安全性に対する信頼の確立に寄与するさまざまな論拠の統合という形をとる。 ・ 処分場プロジェクトにとっての「入力データ」や、これらのプロジェクトの設計に関して入手された知識が含まれる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 機能面での分析(機能、構成要素及び関連する性能)：これにより、設計との強い結びつきが設定される。 ・ 処分場のさまざまな状況に関する現象論的な分析（選択された設計オプションを考慮に入れた現時点での知識）。 ・ 不確実性に関する定性的な分析（最初の 2 件の分析に基づくもの）と、それを補足する分析の結果として選択されたシナリオの定量化。

放射線防護については、線量限度及び拘束値を設定するため ICRP の現行テキストを参照し、ANDRA が選択した防護目標は、ICRP 勧告に従ったとしている【第 I 巻 3.3】。

性能評価のシナリオについて、ANDRA が採用したアプローチは、処分システムの通常変遷シナリオからの逸脱に対応する複数のシナリオの特定を可能にするものであり、このアプローチは、WENRA 文書³⁵⁾の要件 DI-36「許認可取得者は、閉鎖後の処分システムの通常変遷と、処分システムの通常変遷を擾乱させる可能性のある事象及びプロセスを伴うシナリオの両方にしかるべき配慮を行う形で処分施設の設計を行わなければならない」に適合するものと記述している。なお、人間の行為については IAEA のドラフト安全指針「DS 355」³⁶⁾ (The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal, DRAFT SAFETY GUIDE No. DS 355,) (現 SSG-23³³⁾) に従った評価を行ったとしている【第 I 巻 3.3】。

安全戦略

人間及び環境を廃棄物に含まれる放射性物質及び有毒物質の分散に伴うリスクから保護するという基本目標を達成するために、ANDRA は、地層処分システムの閉鎖後安全機能を表 2.4-18 のように特定している。このうち、「廃棄物に含まれる放射性物質及び有毒物質の生物圏への移行を限定すること」については、水による移行経路とガスによる移行経路がある【第 I 巻 4.2.1】。

表 2.4-18 地層処分システムの閉鎖後安全機能（安全オプション書類 閉鎖後編、第 I 巻
4.2.1 より作表）

安全機能	説明
地上におけるさまざまな現象や人間の行為から <u>廃棄物を隔離すること</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場サイト及びそれが位置する深度が、処分場を地上でのさまざまな現象、浸食、そして日常的な人間の活動から保護する役割を果たす。数十万年間での、これらの事象の影響は 200 m 未満の深度に留まると考えられている。 ・ ASN の地層処分場に関する安全指針では、人間の保護は、「限定された期間よりも長い期間にわたり何らかの確度をもって信頼することのできない制度的管理に左右されることなく」確保されなければならないとされており、処分場に関する記憶 (mémoire) の保存により、500 年後までは意図的でない人間侵入の可能性の検討を行う必要はないことになっている。
<u>廃棄物に含まれる放射性物質及び有毒物質の生物圏への移行を限定すること</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物、パッケージ及び工学的な構成要素の物理・化学的な劣化を制御し、放射性物質及び有毒物質をその発生源にできるだけ近い場所に閉じ込め、長期的に見てこれらが生物圏に移動する可能性のある以下の移行経路を制御すること。 <ul style="list-style-type: none"> - 水経路：物質が水に溶解し、地表へと移動する可能性 - ガスの経路：一定の放射性核種がガス形態で移動する可能性 ・ 水による放射性物質及び有毒物質の移行を限定することは、次に示す 3 つの安全機能の目的となっている。 <ul style="list-style-type: none"> - 水の循環を防止する機能。 - 放射性核種及び有毒物質の放出量を限定し、処分場内に固定化する機能。 - パッケージから、さらには処分セルから放出される有毒物質の移動を遅延させ、低減させる機能。 ・ この 3 つの安全機能は、主としてカロボ・オックスフォーディアン層の有利に働く諸特性に依存している。パッケージ及び処分場の人工的な構成要素、特に完成時の地下施設及び閉鎖構造物も、廃棄物の閉じ込めに、また施設を通じた水の流動がきわめてゆっくりとしたものとなる条件を維持するために寄与する。 ・ 廃棄物に含まれる核分裂性同位体の存在に伴う臨界リスクを制御する。パッケージ 1 体当たりの核分裂性物質の質量、セル内の廃棄物パッケージの配置、核分裂可能同位体が移動したり、集合/離散して異なる濃度を形成したりする可能性の限定に基づき、さらにはセル内での物質の変遷や隙間の変化を考慮に入れ、制御を実施。

放射線防護について ANDRA は主要放射線防護指標として、出口における実効預託線量を採用している。この預託線量は「ICRP 81」³⁷⁾ (ICRP Publication 81, Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste) に従って影響を示すものであるが、予測的値ではないとしている。また、その他の指標も、処分システムの性能をチェックするために使用される。影響の評価においては、被ばくに関連した状況の発生見込み、被ばくが慢性的なものであるか偶発的なものであるか、評価に用いられた仮説がどの程度悲観的なものであるかが考慮される。影響の評価については、ASN による地層処分に関する安全指針¹⁵⁾に従い、処分場設計者が、個人

被ばくが経済的及び社会的な要素を考慮に入れた上で達成可能な限り低いものとするために行っている努力に関する分析に基づいて行われる。ANDRA は、ASN による地層処分に
関する安全指針に従い¹⁵⁾、次に示す防護目標を設定している【第 I 巻 4.3.1】。

- ・ ANDRA は、通常変遷シナリオ（SEN）において、1 年当たり 0.25 mSv という線量拘束値を使用すべきである。
- ・ 代替変遷シナリオ（SEA）及び意図的でない人間侵入シナリオに関して、ANDRA は、その結果的影響が、それによって決定論的影響を引き起こすことが見込まれる水準を下回る水準に留まることをチェックすべきである。

ANDRA は、地層処分場の閉鎖までの期間には、技術的な進歩や操業経験の蓄積、また国内及び国際的な規制の変化等が想定されるとし、閉鎖後安全性を確保した上で処分システムの設計変更を行うため、図 2.4-2 に示すように閉鎖後安全性と操業安全性に関して反復的な検証を行うアプローチを示している【第 I 巻 4.4.1】。

また、ANDRA は閉鎖後安全性に対する深層防護原則の適用に関し表 2.4-19 の防護レベルと防護原則を示している。ここでは、地層処分場の閉鎖後安全性が受動的システムに基づくことを考慮し、また安全評価シナリオを各防護レベルに当てはめている【第 I 巻 4.4.2】。

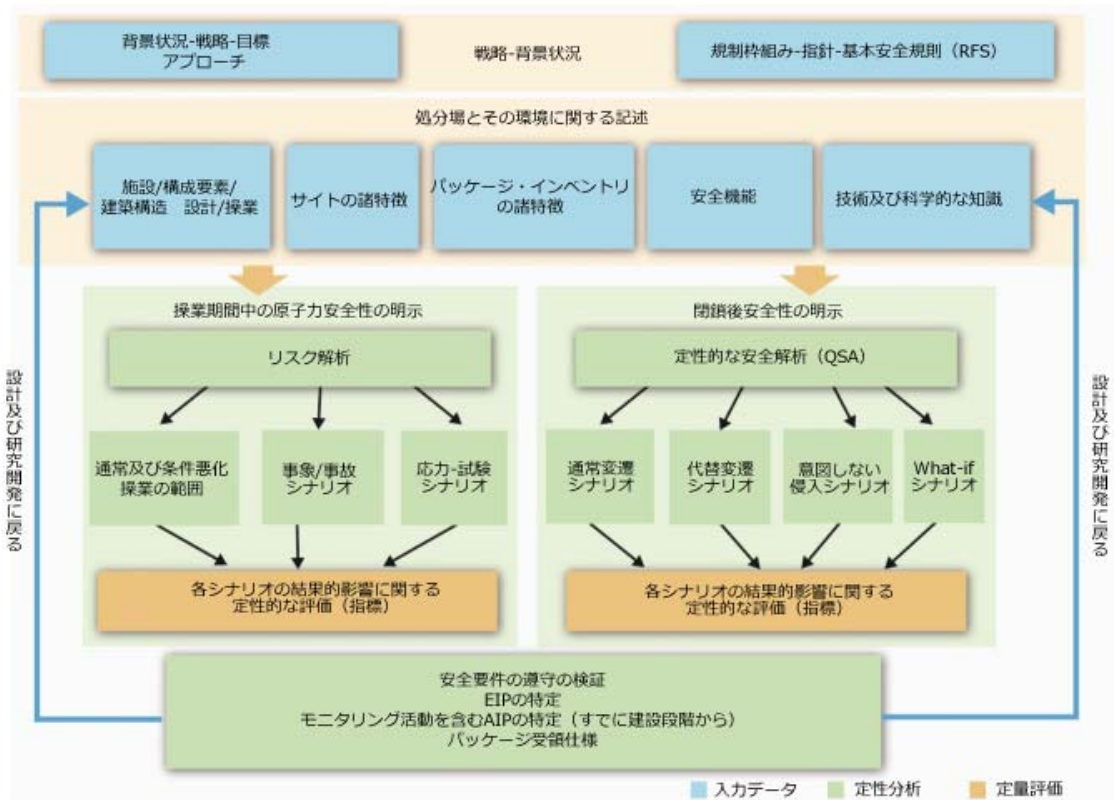


図 2.4-2 操業安全性と閉鎖後安全性の間の協調的アプローチの具体例を示すダイアグラム【安全オプション書類 閉鎖後編第 I 巻 4.4.1】

表 2.4-19 閉鎖後安全性に対する深層防護原則の適用（安全オプション書類 閉鎖後編、
第 I 巻 4.4.2 より作表）

レベル	防護原則
<p>レベル 1： 予防措置に 関して。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・さまざまな追加安全機能が、安全機能に一定量の冗長性が確保されるように異なるシステム構成要素クラスに割り当てられる。その目的は、何らかの説得力のある構成要素の破損が起きた場合であっても、それ単独で施設の安全性が損なわれることがないようにすることにある。 ・これらの機能は、処分施設の全体的な安全性におけるそれぞれの役割と廃棄物に含まれる放射性核種の放射性崩壊を考慮に入れた上で十分なものと判断される期間にわたり保証される。閉じ込めの継続期間及び基準は、廃棄物の性質に基づいて定義される。 ・<u>カロボ・オックスフォーディアン層、すなわち処分システムの主要構成要素の諸特性に基づく安全機能は、発生する可能性のある地質学的事象が及ぼす効果にかかわらず維持されるが、その一方で、廃棄物に残存する放射能の分散は依然としてこの種の事象に伴って容認しがたい個人被ばくを引き起こす可能性がある。カロボ・オックスフォーディアン層は、それが相当大きな深度に位置することから、人為的な危険性（航空機の墜落、建設工事、地上からのボーリング孔の掘削など）又は自然に起因する危険性（浸食、気候など）といった外的危険性から保護されている。また地震の観点から見ても安定した地層である。</u> ・<u>選定される技術的解決策は、実証済の技術に基づくものである。したがって現段階で選択されているさまざまなオプションは、慎重なアプローチに基づくものである。これらの解決策は、現在から廃棄物処分場の閉鎖時まで、その他の原子力施設の操業や鉱山業界の活動、ムーズ/オート=マルヌ・センターの実証装置で得られる経験、パイロット操業フェーズからのフィードバック、操業期間に得られる経験などに基づき、また今後の科学的及び技術的な進歩の恩恵を受けて変化する（たとえば改善される）可能性がある。</u> ・<u>さまざまな処分システム構成要素の時の経過にわたる性能は、これらの要素が果たさなければならない安全機能との関連においてチェックされる。</u>
<p>レベル 2： 閉鎖後の処分システムの通常変遷に関する理解を深めること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・閉鎖後安全性にとって重要な要件及びパラメータの特定は設計段階から行われるが、<u>建設及び操業期間にわたりこれらを対象とした管理及びモニタリングを実施する必要がある。</u> ・<u>閉鎖前に何らかの逸脱が観察された場合、これらの逸脱の分析が行われ、それらが閉鎖後安全性にとって必要な構成要素の性能に及ぼす影響に関する、さらにはそれらの線量面での全体的な影響に関する、評価が行われる。</u>
<p>レベル 3： 多機能システム及び処分システム構成要素の寄与を試験すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・処分施設の設計段階から、破損が生じる可能性の検討が行われる。設計では、この種の破損の発生を可能な限り、また合理的な範囲で限定することが目指される。処分場に関する閉鎖後安全性調査には、その設計段階から、<u>代替変遷シナリオの一環として地上-底部連絡構造の閉鎖構造物で破損が生じる可能性に関する調査が含まれており、その目的は、その結果的影響に関する評価を行うことに、またこれらの構造物が防護目標の観点から依然として受け入れ可能な状態に留まっていることをチェックすることにある。</u>
<p>レベル 4： 処分システムのロバスト性に関する評価を行うこと。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・事態を悪化させる要素は、「<u>What-if</u>」シナリオの一環として考慮に入れられ、その結果的影響の評価が行われる。

安全評価

ANDRA は、ASN による地層処分場に関する安全指針に従い、処分システムがその安全機能を履行し、防護目標を満たすことを確認するための安全評価作業の目標として表 2.4-20 の内容を示している【第 I 巻 5.1】。

表 2.4-20 安全評価作業の目標（安全オプション書類 閉鎖後編、第 I 巻 5.1 より作表）

<ul style="list-style-type: none">• 安全性の観点から、安全機能面で個別に（すなわちパッケージ、人工構成要素、カロボ・オックスフォーディアン層）、また全体として寄与するよう設計された処分システム構成要素の性能が適格なものであることをチェックすること。さまざまな処分システム構成要素の補完的な役割に関する評価は、特に当該施設の人工構成要素の 1 つが機能しなくなった場合でも、処分システムが依然としてその防護目標を満たすことを明示することによって行われる。• さまざまな構成要素の間の相互作用によって処分システム内部で引き起こされる擾乱に関する評価と、安全機能の履行面からこの種の擾乱の結果的影響に関する見積りを、処分システムに組み込まれているこれらの擾乱又はそれによる効果を最小限に抑えるよう設計された予防的措置及び改善措置を考慮に入れた上で行うこと。• 一連のシナリオを対象として処分システムの時の経過とともに生じる挙動をモデル化し、これらのシナリオのそれぞれと結び付く影響に関する見積りを行うこと。この点に関して、個別の被ばくの評価にはさまざまな事象グループ、事象のつながり又は事象の組み合わせを代表する限られた数の状況に関する研究が含まれ、結び付く結果的影響が想定可能なあらゆる状況のうちで最も過酷なものになるようにされる。このアプローチでは、合理的な説得力を伴い、リスク及び不確実性を代表していると見なされる諸事象を選定することが求められる。地層処分場に関する 2008 年の安全指針を遵守するために、代替状況、とりわけ例外的なスケールでの自然事象（気候サイクル、鉛直方向の移動、地震）及び人為的な事象（ボアホールの掘削、設計面での欠陥又は知識の欠如など）の発生も考慮に入れられる。
--

ANDRA による閉鎖後安全性の評価に関するシナリオについて、各評価シナリオと ASN による安全指針との対応、シナリオの特徴を表 2.4-21 に示す【第 I 巻 5.5 及び第 III 巻】。

表 2.4-21 安全評価シナリオの種類と特徴（安全オプション書類 閉鎖後編、第 I 巻 5.5
及び第 III 巻より作表）

シナリオ	特徴
<p>通常変遷シナリオ （NES：normal evolution scenario、ANDRA による防護目標「線量拘束値 0.25 mSv/年を採用」が ASN 安全指針「リファレンス状態」に該当）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 閉鎖後に生じる確率が高い処分場変遷を集めたものであり、定義された安全機能の全てが履行されると考えるシナリオ ・ リファレンス状態と境界状態（英：bounding、仏：enveloppe）を設定 ・ リファレンス状態 <ul style="list-style-type: none"> - 科学的かつ技術的に最も実証された特徴とプロセスを考慮し、最善の知識に基づき選択 - MAVL 処分セルのシールに関し 2 通りの計算、流体・ガス過渡状態に関し未計算 ・ 境界状態 <ul style="list-style-type: none"> - 構成要素の特性に関する要件とされる値を採用、要件が指定されていない場合は保守的な値を採用 - リファレンス状態と同様の計算
<p>代替変遷シナリオ （AES：altered evolution scenarios、ANDRA による防護目標「結果的影響が、それによって確定的影響を引き起こすことが見込まれる水準を下回る水準に留まることをチェック」が ASN 安全指針「変動状態」に該当）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場構成要素の性能の著しい低下、または処分システムを通常変遷の範囲から外す機能の喪失につながる可能性のある構成要素の機能不全の原因が、ありそうもない（unlikely）場合、代替変遷シナリオに分類される。 ・ 処分場システムの逸脱の結果について分析し、防護ラインの検証を行うことを目的としたシナリオ。 ・ リファレンス状態と境界状態にて計算 ・ 「閉鎖構造の機能不全」に関する変動シナリオ <ul style="list-style-type: none"> - 地表-地下間の坑道のシールの粘土コア-母岩接触部分の欠陥 - 水平坑道のシールの粘土コア-母岩接触部分の欠陥 - 地表-地下間の坑道及び水平坑道の全シールの粘土コア-母岩接触部分の欠陥 ・ 「HA 処分容器の機能不全」に関する変動シナリオ：通常変遷シナリオと同等の結果と記載、線量計算値未提示 <ul style="list-style-type: none"> - HA0(低発熱、初期に処分)の処分セル(水平処分孔に複数の廃棄体を処分)毎に 2 つの処分容器に欠陥 - HA0 処分区画の全処分容器に欠陥
<p>What-if シナリオ （ANDRA による検討内容が ASN 安全指針の「変動状態」に該当）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場構成要素の性能の著しい低下、または処分システムを通常変遷の範囲から外す機能の喪失につながる可能性のある構成要素の機能不全の原因が、非常にありそうもない（very unlikely）場合、What-if シナリオに分類される。 ・ 処分場システムのロバスト性の検証を目的としたシナリオ ・ リファレンス状態と境界状態にて計算 ・ 「閉鎖構造の機能不全」に関する What-if シナリオ：「閉鎖構造の機能不全」に関する変動シナリオの各ケースにおいて、シールの粘土コア-母岩接触部分の欠陥に粘土コア内の欠陥が重畳 ・ 「HA 処分容器の機能不全」に関する What-if シナリオ：全処分容器の欠陥 ・ 処分場母岩層に関する What-if シナリオ：検出されていなかった不連続面
<p>意図的でない人間侵入シナリオ（防護目標が ASN 安全指針「変動状態」に該当）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ボーリング孔の廃棄体貫通等の確率を考慮して検討

安全管理

マネジメントシステムについては操業編 第 I 巻 3.5 と同様の内容が記述されている【閉鎖後編 第 I 巻 6.1】。

ANDRA は、Cigeo プロジェクトに適用される諸要件について技術仕様としてまとめた文書を作成している。この文書は環境連帯移行省エネルギー気候総局 (DGEC) の支援を受けて作成されている。ANDRA は地層処分場の設計オプションの選択に当たり、この文書で指定された諸要件を考慮に入れることを重視している。その上で、提案された設計オプションがこれらの指定要件を満たすだけでなく、これらの要件の作成の基礎となった機能的要件をも満たすことが確認される。このため ANDRA は、新規設計オプションに関して、特に処分場の建築構造の面で、通常変遷又は代替変遷における処分場の長期的な性能に対する影響のチェックを行っている【第 I 巻 6.2】。

地層処分プロジェクトやその構成要素に関連する技術の進歩の評価を行うための指標としては、国際的な「TRL」(技術成熟度レベル) を使用している【第 I 巻 6.4.2】。

閉鎖後安全性の定量評価に使用されるシミュレーション・ツールは、厳格な選択、開発、適格性確認及び承認プロセスを経て、専用のプラットフォーム内で組織、構築されている【第 I 巻 6.5】。

科学及び技術データは、厳格なマネジメント及びトレーサビリティ・プロセスの適用対象とされている。トレーサビリティ・プロセスにおいて、データは、処理状態に応じて未処理データ、参照データ、体系化された／解釈されたデータ、総合データに分類されている【第 I 巻 6.6.1】。ANDRA は、モデル及びパラメータのタイプの特定と、それらの不確実性の面での状況に関するクラス分類を行っており、それらが定量的な安全評価にどのような影響を及ぼすのかに基づいて「現象論的」、「保守的」又は「悲観的」なモデル及び値として定義している【第 I 巻 6.6.2】。

内部及び外部レビューの枠組みについては、操業編第 I 巻 3.5.3 と同様の内容が記述されている【閉鎖後編 第 I 巻 6.7】。

(3) 操業基本計画案 (PDE)

操業基本計画案 (PDE) ²²⁾の概要については、同文書冒頭に「要約」として記載されている。以下に「要約」の一部を抜粋する。

操業基本計画案 (PDE) の目的は、基本工学設計の終了時点で ANDRA が予想する、Cigeo プロジェクトの基準進捗度を記述し、パイロット操業フェーズの目的を説明し、Cigeo プロジェクトの管理に関して回収可能性によってもたらされる選択肢を提示することである。操業基本計画案 (PDE) は、協議を行うため利害関係者に提出され、Cigeo の操業期間中に定期的に更新される。

PDE では Cigeo の基準インベントリを示しており、これは、MAVL については 7 万 3,600m³、HA については 1 万 100m³である。

また、PDE では、予想される建設・操業期間と Cigeo 完成までの到達目標として、各構造物の完成について、必要な許可の取得を前提とした暫定スケジュールが示されている。

- ・ 2025 年頃－パイロット操業フェーズの開始
- ・ 2030 年頃－MAVL と HA0 の最初のパッケージの定置
- ・ 2035 年頃－通常操業
- ・ 2070 年頃－HA1 および HA2 パッケージ向けの地上施設と処分場構造物の建設
- ・ Cigeo の部分的閉鎖は、おおよそ以下の時期に行われる予定である。
 - － 2070 年 (HA0 の処分場区域)
 - － 2100 年 (MAVL の処分場区域)
 - － 2145 年 (HA1/HA2 の処分場区域)
- ・ Cigeo の最終閉鎖は、2150 年までに行われる予定である。

パイロット操業フェーズは、施設の試験操業とともに始まり、Cigeo が通常操業に移行したときに終了する。これは、4 年間のインアクティブ試験と、最初の廃棄物パッケージの定置後およそ 6 年間続く操業を合わせて合計 10 年間になると予想されている。その目的は、実際の条件下で以下の項目を確認することである。

- ・ 操業条件下でのリスク管理
- ・ 産業用機器の性能
- ・ 処分セルから廃棄物パッケージを回収する能力
- ・ 処分場構造物をモニタリングする能力
- ・ 処分セルおよび水平坑道を閉鎖し、密閉する能力
- ・ 技術的・経済的最適化の方法

PDE では可逆性の実現のための統治手段とプロジェクト管理手段について示しており、このうち可逆性の実現のための統治手段は以下の通りである。

- ・ 放射性廃棄物管理に関する知識の持続的向上
- ・ 情報と知識の透明性と移転
- ・ 社会の関与、評価、および議会による監督
- ・ ASN によるモニタリング

また、可逆性の実現のためのプロジェクト管理手段は、以下の通りである。

- ・ Cigeo の施設の追加開発と段階的建設
- ・ 操業面の柔軟性
- ・ 施設の適応性
- ・ 廃棄物パッケージの回収可能性

(4) 回収可能性技術オプション報告書 (DORec)

「回収可能性技術オプション報告書 (DORec)」²³⁾について、各章の概要を以下に記述する。

第 1 章 序文

回収可能性技術オプション報告書 (DORec) に関する背景としては、2013～2014 年の公開討論会を踏まえた、2014 年 5 月 5 日の ANDRA 理事会により、安全オプション書類の一部として提出が決定されたこと等が記載されており【1.1】、DORec は、同理事会にて確認された、Cigeo の設計が 100 年間に及ぶ操業期間中の廃棄物パッケージの回収可能性を許容するための、主要な技術オプションを示すものであることが述べられている【1.2】。

また、DORec に関わる主要な用語である「処分 (Stockage)」、「貯蔵 (Entreposage)」、「可逆性 (Réversibilité)」、「回収可能性 (Récupérabilité)」の定義及び回収可能性に関する国際スケールの定義が示されるとともに【1.3】、DORec の対象とする回収に関わる、安全に関する条件、最適化、考慮されていない状況、回収可能性の持続期間について記載されている【1.4】。さらに、DORec と同時に提出された安全オプション書類の構成について記載されている【1.5】。

安全に関する条件については、廃棄物コンテナの経年劣化に関して、処分場への搬入時期

に応じた頑健性についての対処が求められること、回収に関わる機器に関しても必要に応じて回収作業の前に機器の更新等が行われること、また、これらを回収シナリオにて検討していることが記載されている[1.4.1]。最適化については、DORec に記載された技術オプションは、基本操業計画案に記載された追加的研究の一部として行われる最適化研究の結果を見込んだものではないことが記載されている[1.4.2]。DORec にて考慮されていない状況については、以下の事項が記載されている[1.4.3]。

- ・ 回収可能性は可逆性のツールであり、Cigeo の操業者に柔軟性を与え、将来世代に廃棄物管理のオプションを与えることに関連する。可逆性の原則は、処分施設の予測された変化ではないインシデント状況や事故状況のマネジメントを目的としていない。
- ・ DORec はインシデント状況や事故状況または事故後の状況に関する回収シナリオを取り扱っていない。インシデント状況や事故状況または事故後の状況については安全オプション書類（操業編）にて取り扱っている。

回収可能性の持続期間については、回収可能性は技術的方策が検証されている約 100 年間の処分場の操業期間を対象としており、処分場の最終的な閉鎖後の廃棄物パッケージの回収は DORec では取り扱わないことを述べている[1.4.4]。

第 2 章 Cigéo プロジェクトの提示

本章では Cigéo プロジェクトの概要が示されている。Cigeo に処分される廃棄物については、高レベル放射性廃棄物（HA）及び長寿命中レベル放射性廃棄物（MA-VL）について説明されるとともに [2.1]、Cigeo プロジェクトの時間的な流れについては、初期設計、初期建設、操業、法律の制定による最終閉鎖とその後の監視という連続するフェーズで構成されることが説明されている[2.2]。

Cigeo の施設については、地上施設が廃棄物の搬入を行う斜坑の入口周辺の区画と人員の入坑や掘削土の搬出を行う立坑周辺の区画に分かれていること、地下施設には放射性廃棄物の処分を行う区画の他に、操業や建設に関する物流支援を行う区画からなっていること、処分区画が、比較的発熱量の小さな高レベル放射性廃棄物である HA0 用の区画、発熱量の大きな高レベル放射性廃棄物である HA1 及び HA2 用の区画、長寿命中レベル放射性廃棄物（MAVL）用の区画に区分されていること等が説明されている[2.3]。回収可能性に関連した事項としては、斜坑入口周辺の地上施設にて処分コンテナに封入された廃棄物は、運搬用

キャスクに入れられ、斜坑、操業用の物流支援区画を経て地下施設の処分セル入口まで運搬されるが、この運搬用キャスクと斜坑、操業用の物流支援区画が処分コンテナを回収し、地上に運搬する際にも用いられることや[2.3.1, 2.3.4]、ある MAVL 用の処分セル内で用いられた機器は、その処分セルの入口の閉鎖後、他の処分セルに用いることはせず、解体又は将来の回収可能性に備えて安全に保管されること[2.3.4.3]、HA0 用の処分セルでは、廃棄物パッケージはロボットにより処分セルに押し込まれ、回収時には別のロボットにより引き出されること[2.3.4.5]等が記載されている。なお、HLW1/HLW2 用の処分セルについては、処分セルの閉鎖作業が HA0 用の処分セルと基本的に同様であることが記述されている[2.3.4.5]。

第 3 章 Cigeo における回収可能性のアプローチ

Cigeo は最終的な閉鎖までは処分された廃棄物パッケージの回収を許容するよう設計されること、回収可能性には処分セルから廃棄物パッケージを回収し、地上又は他の処分セルに運ぶことが含まれ、地上に回収された廃棄物パッケージは、再度処分されるか、別のサイトに運ばれることが記載されている [3.1]。また、ANDRA は回収可能性に関し、以下の原則に基づくアプローチを採用しており [3.2]、これらの技術的、組織的詳細について記載されている[3.3~3.9]。

- ・ 回収に関わる主要な要素（処分コンテナ、処分セル、充填後に処分セル内に残置された機器）の頑健性と耐久性
- ・ 回収に用いる機器の頑健性と試験による性能の検証
- ・ 回収に関わる条件のモニタリング
- ・ 回収可能性を考慮した Cigeo の部分的閉鎖構造の解体と地下施設の回復と操業再開に関する能力の試験による検証
- ・ 維持方策（dispositions conservatoires）の設計への組み込み
- ・ 回収の可能性がある場合に役立つ特定の操業方策（Dispositions d’exploitation）（試験操業、検査（Contrôles）、知識管理）の実施
- ・ 回収可能性に関する条件の定期的な再評価

第 4 章 研究された回収シナリオ

DORec にて検討された回収シナリオは、操業回収シナリオ（Scénario de retrait

d'exploitation) と仮想的回収シナリオ (Scénarios hypothétiques de retrait) に区分されている[4.1.1]。

操業回収シナリオは、処分セルに定置されたばかりの、もしくは定置されようとする、限られた個数の廃棄物パッケージを回収するシナリオであり、例えば定期的な査察等にて実施される。操業回収シナリオには、廃棄物パッケージを地表まで回収するシナリオと、別の処分セルに移動するシナリオが含まれている。操業回収シナリオに関わる基本的な作業は、処分場の設置許可の申請に含まれる。また、操業回収シナリオに関する安全評価は、廃棄物パッケージの定置作業に関わる安全評価と同様であり、このための安全オプションについては「安全オプション書類 操業編」に記述されている[4.1.2.1]。なお、HA1/HA2 については 2075 年以降の処分が予定されているため、現時点では廃棄物パッケージの回収に関わる操業シナリオについて研究されていないとしている[4.2.1]。

仮想的回収シナリオは、Cigeo の設計上は実施可能であるが、基本操業計画案 (PDE) におけるリファレンスとなる操業計画には含まれていない回収シナリオである。仮想的回収シナリオには、地層処分以外の廃棄物管理手法が選択され、全て又は一部の廃棄物が Cigeo から運び出される場合が含まれている。ANDRA は、現世代は処分場からの廃棄物の回収の意図を持たないため、このような仮想的回収シナリオについては、処分場の設置許可申請書類に含めないとしている。また、仮想的回収シナリオには、MAVL 処分パッケージに予期しない汚染が生じた場合が含まれているが、HA0 については処分コンテナが頑健であるため、閉じ込めの喪失や汚染は想定されないとしている[4.1.2.2]。

2.4.5 地層処分に関する安全オプション書類に対するレビューの概要

フランスでは、事業者が公開しているセーフティケースに類似する文書のうち最新のものとして、下記の2つが挙げられる。

- ①地層処分に関する「安全オプション書類」²⁾
- ②長寿命低レベル放射性廃棄物の処分に関する「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015年段階報告書」

2.4.5では、①を対象として、規制機関等によるレビューについて概要を整理し、②については2.4.7で取扱うものとする。

(1) 安全オプション書類のレビューの流れ

ANDRAは地層処分場の安全オプション書類を2016年4月にASNに提出した。

ASNはANDRAが提出した地層処分場の安全オプション書類について、審査の一環としてIRSNに加え、国際原子力機関（IAEA）にレビューを要請した。

IRSNはレビュー結果を報告書²⁵⁾に取りまとめるとともに、重要な点を意見書³⁸⁾（Avis relatif au dossier « Projet Cigéo – Dossier d’Options de Sûreté », Avis/IRSN N° 2017-00190）として取りまとめ、これらはASNの委員長（合議体の長）に送られた。

IRSNによる報告及び後述するIAEAによる報告³¹⁾は、ASNより、ASNの諮問委員会である廃棄物常設専門家グループ（GPD）及び研究所・プラント常設専門家グループ（CPU）に送られ、これらを基に常設専門家グループの意見書³⁹⁾（Avis et Recommandations relatifs au dossier d’options de sûreté du projet Cigéo）が作成された。IAEAによる報告書³¹⁾、常設専門家グループの意見書³⁹⁾、さらには別途実施された国家評価委員会（CNE）によるレビュー結果⁴⁰⁾（ANALYSE DES DOCUMENTS CIGEO 2016 ET RECOMMANDATIONS）等を基に、ASNとしての意見書⁴¹⁾（Avis n° 2018-AV-0300 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 11 janvier 2018 relatif au dossier d’options de sûreté présenté par l’Andra pour le projet Cigéo de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde）が作成された。意見書の公表にあたり、ASNは、まず意見書のドラフト版を公開し、これに対する意見を2017年8月1日～9月15日までの期間募集し、この結果を踏まえ、最終的な意見書を取りまとめている。ASNは2018年1月15日に、ANDRAによる地層処分場の安全オプション書類に関する意見書⁴¹⁾を公表した。

(2) ASN 専門家常設グループへのレビューの要請

専門家常設グループへのレビューの要請にあたっては、ASN の事務局の副局長から上述の 2 つの常設グループの委員長に 2016 年 8 月 2 日付の書簡²⁴⁾が送られている。

この書簡では、レビューの目的や解析すべき項目の他に、解析で考慮すべき要素、これらの要素に関係する、これまでの ASN の意見書や書簡における要求事項、ANDRA から ASN への書簡における約束事項が示されている。

表 2.4-22 2016 年 8 月 2 日付 ASN 書簡における常設専門家グループへの安全オプション書類のレビュー依頼²⁴⁾の概要

項目	記載の概要
レビューの目的	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全オプション書類を構成する文書全体の解析 ・ ANDRA による施設の開発が、施設の安全性実証のための「深地層における放射性廃棄物の最終処分に関する安全指針」に定める反復アプローチに準拠しているかの確認 ・ 操業中の安全性に関する主題と閉鎖後の安全性に関する主題の相互の統合に留意しながら、「原子力基本施設に適用される一般的な規則を定める 2012 年 2 月 7 日のアレテ」及び「安全報告に関する 2015 年 11 月 17 日付 ASN 決定」に記載の要件を、ANDRA が施設の安全性実証の作成手順に組み入れる方法の検証 ・ プロジェクトのこの開発段階において求められる、過去の審査の際に表明された要求及び約束（書簡付属書 C に記載）への ANDRA の考慮、並びに次段階にて求められることに関する進捗状況の検証
レビューの基盤となる文書	<ul style="list-style-type: none"> ・ IRSN による安全オプション書類の技術審査結果 ・ IAEA によるプロジェクト開発、監視、操業中の安全性及び長期の安全性に関するシナリオの定義と関連する研究開発プログラム等に関するレビュー結果
解析すべき項目	<ul style="list-style-type: none"> ・ ANDRA が採用する規制、規格及び参考技術並びに国内外の経験のフィードバックの検討についての解析 ・ 施設とその環境について、処分システムの構成要素をそれぞれ個別にとらえたとき、また全体としてとらえたときの性能の検討。特に下記項目に注意。 <ul style="list-style-type: none"> - 採用される構造と基準概念の設計及び最適化のアプローチ、建設・操業原則 - 採用される安全目標、操業範囲の確定アプローチ、安全性に関与する処分システムの構成要素に関連した重要パラメータ - ANDRA が採用する廃棄体群の放射性物質及び化学物質のインベントリ及びこれらのパッケージに割り当てられる機能と性能基準。ビチューメン（アスファルト）固化廃棄体の場合はさらに、その反応性と耐火性に関する評価 ・ 操業段階における処分場の安全性に関して、ANDRA により提案される施設の建設及び閉鎖の選択、地下施設の操業に関する特殊リスク（とりわけ老朽化、換気、荷役、同時活動の管理に関するリスク）、内因性及び外因性のリスクの解析、DOS 段階において提出される補完的安全性一次評価などの検証 ・ 設計や人間活動の特定アプローチに FOH（組織的・人的ファクター）を組み入れるために事業者が設置する機関の妥当性の検証 ・ モニタリング（surveillance）プログラム作成のために採用される原理と目標の検証 ・ 操業中と閉鎖後の安全性実証に関するシナリオの検証

項目	記載の概要
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「放射性廃棄物の深地層処分の可逆性に関する 2016 年 5 月 31 日付 ASN 意見書 n° 2016-AV-0267」で ASN により定義された、施設の様々な操業状況における処分場の適応可能性と廃棄体の回収可能性の要件に照らした、可逆性に関してこの段階で採用するオプションの妥当性の検証 ・ 安全性実証の補強に厳格に求められるインベントリの作成活動を含む、パイロット操業フェーズに対して、現在採用されている定義要素の検証
<p>解析で考慮すべき要素 (付属書 B)</p>	<p>1. 基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ○ (「安全報告に関する 2015 年 11 月 17 日付 ASN 決定」の第 III 編第 II 章などに照らして) 採用される (規則、規格、技術) 基準及び (国内外の) REX (経験フィードバック) <p>2. 施設とその環境の説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 処分システムの構成要素 (サイト、パッケージ、シーリングを含む人工構造物、構造、その配置・インベントリ配分・傾斜の管理) の個別、または全体の性能 ・ とりわけ放射性廃棄体に関して： <ul style="list-style-type: none"> § インベントリ、特に： <ul style="list-style-type: none"> - 適用される余裕 - 廃棄物とパッケージの生産の進捗レベルに応じた群のカテゴリ分類 - 採用された放出モデル § パッケージ化、とりわけ <ul style="list-style-type: none"> - 一次パッケージ及び処分コンテナに割り当てられる機能と関連する性能基準 - 直接処分の対象となる群の提案 ・ ビチューメン (アスファルト) 固化パッケージ、とりわけその耐火性と発熱反応が過剰に進行する可能性に特に注意するものとする。 ・ 採用される安全目標、操業範囲と重要パラメータの確定アプローチ (提供された一次資料に基づく) ・ とりわけ安全性実証の作成のために求められる要件 (2012 年 2 月 7 日付アレテ [18] 第 III 編及び安全報告に関する決定 [19] の第 3.1.6 条及び第 4.1.4 条) に照らした、施設の設計及び最適化アプローチと建設・操業原則 <p>3. 操業中の安全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ パッケージ回収シナリオを含むシナリオ (シナリオの差別、妥当性、考慮される侵害、不確実性レベル)、安全性補完評価 (ECS)、累算 ・ 放射線防護の目的 (労働者、住民、目標値) 及び最適化アプローチ ・ 建設：掘削方法、土留め、操業範囲に関する一次資料及び進捗調査 ・ 特殊な技術的主題： <ul style="list-style-type: none"> § 内的及び外的侵害とその累積の考慮 (「原子力基本施設に適用される一般的な規則を定める 2012 年 2 月 7 日のアレテ」第 3.5 条及び第 3.6 条) § 運転開始前試験及び産業ベースでの操業前試験 § 老朽化とメンテナンス § 閉じ込め－換気 § 臨界 § ケーブルカー (基準など) を含む荷役 § 共同活動など ・ 閉鎖： <ul style="list-style-type: none"> § 文書「閉鎖構造物」及び「操業中のリスク低減」の審査結果の考慮 § 「最も遅い場合」の閉鎖の提案 (共同活動との関係を含む) ・ とりわけ回収可能性に関して、事象/事故後 (「原子力基本施設に適用される一般的な規則を定める 2012 年 2 月 7 日のアレテ」第 3.1 条に定める深地層防護原則に準拠) ・ 組織的・人的ファクター (FOH) <ul style="list-style-type: none"> § 下請 (活動の分類を含む) § 設計における介入者と組織の必要性の考慮 § 操業中の安全性における FOH の考慮 (マンマシンインターフェイス、リスク管理への人間の影響など)

項目	記載の概要
	<p>4. 閉鎖後の安全性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ シナリオ（シナリオの差別、妥当性、採用された不確実性レベル） ・ 放射線防護の目的（基準グループ、目標値）及び最適化アプローチ ・ 内因性及び外因性リスクの解析 ・ 放射線学的及び化学的影響（採用された基準の妥当性） <p>処分システムのモデル化（仮説、ツール、現象学、余裕、不確実性など）に特に注意する。 また、以下の主題を検証する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 決定論的アプローチと確率的アプローチをより体系的に組み合わせることについての ASN の申請及び ANDRA の約束への回答 <p>5. モニタリング (surveillance)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ モニタリング (surveillance) プログラムの定義のために採用された原理と目標 <p>6. 可逆性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 適応可能性 § 「放射性廃棄物の深地層処分の可逆性に関する 2016 年 5 月 31 日付 ASN 意見書 n° 2016-AV-0267」で ASN が定めた適応可能性要件等に照らして、施設の適応可能性のために DOS 段階で ANDRA により定められる規定 ・ 回収可能性（操業中の安全性に関連して） § 撤去シナリオ § 構造物及び廃棄体の劣化の場合を含む、安全及び放射線防護条件の制御、とりわけ モニタリング (surveillance) するパラメータ及び実施する手段 設備の解体 再開放に関する作業 <p>7. パイロット操業フェーズ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全性実証の補強に必要な資料の定義 ・ この実証に厳格に求められるインベントリの作成アプローチ
解析で考慮すべき要素と関連する要求、推奨、約束	<ul style="list-style-type: none"> ・ 付属書 C において、これまでの ASN からの意見書及び書簡における要求事項や推奨事項、ANDRA から ASN への書簡における約束事項を、付属書 B に示された項目別に分類し、番号を付与して整理 ・ 全 17 ページ

(3) IAEA によるレビューの概要

ASN は ANDRA が提出した地層処分場の安全オプション書類について、審査の一環として IRSN に加え、国際原子力機関 (IAEA) にレビューを要請した。ASN の委託を受けた IAEA は、9 名で構成される国際レビューチーム 2 を組織し、2016 年 11 月にレビューを実施し、レビュー報告書を取りまとめた。

ASN は、2016 年 12 月 1 日に IAEA による国際レビューチームの報告書³⁰⁾を公表した。国際レビューチームは、研究・開発戦略、知見の取得、操業及び閉鎖後の安全評価のためのシナリオ設定に関するアプローチ、福島第一原子力発電所事故を踏まえた対応という観点からレビューを実施し、表 2.4.5 6 のような評価・勧告を示している。

表 2.4-23 IAEA、「放射性廃棄物の深地層処分プロジェクト CIGEO に関する安全オプション書類(DOS)の国際ピアレビュー報告書」の要約

原子力安全機関(ASN)の要求で、IAEA は 2016 年 11 月 6 日から 15 日まで、ムーズ／オート＝マルヌのカロボ・オックスフォーディアン粘土質岩 (COX)層における中レベル及び高レベル放射性廃棄物の処分に関する Cigéo プロジェクトの「安全オプション書類」を検討するために国際専門家のチームを招集した。この戦略的文書は、Cigéo の安全の確保のために選ばれた目標、概念及び原則を設定している。

レビューは、研究開発と知識習得の戦略、操業中と閉鎖後安全評価用のシナリオの決定に関する手法、そして福島第一原子力発電所の事故後の活動に関する手法を重視した。

主な結論は以下の通りである。:

Cigéo の開発に関する段階的かつ反復的プロセスは、数冊の安全及び実現可能性に関連した書類の公開、規制当局の検討、地元の利害関係者との交流、そして国の公開討論を含んでいる。国際レビューチーム (IRT) は、操業パイロット段階を導入する決定、及び安全オプション書類の準備が、賞賛すべきであると考えられる。公の協議に対する ANDRA の応答性を確認し、Cigéo 開発プログラムにおける公衆の関心と提案を考慮した良い事例である。

Cigéo プロジェクトの管理に関連して、IRT は、操業基本計画が、安全当局、公衆及び他の利害関係者との将来の活動についての ANDRA の計画の連絡と協議において重要な役割を演じることができる良好なプロジェクトマネジメントツールであると認識した。IRT は、マネジメントを強化し、規制者や利害関係者との間の信頼を構築することに関して、ANDRA が実施すべき事項は以下であると考えられる。

- ・ 地層処分場開発のフェーズが次フェーズへと移行する際に、それまでに得られた新たな知見の活用方法、前フェーズとのつながりや一貫性を明示すること。
- ・ 100 年超の地層処分場の供用期間にわたって、操業や閉鎖後の安全確保のために重要なデータや情報が更新・維持され、適切に理解されることを担保すること。
- ・ 研究開発について、その内容、意図、地層処分場開発の各フェーズとの関連性を特定し、優先順位を検討することにより、地層処分場開発と研究開発計画間の整合性を明確にすること。
- ・ 操業中のモニタリング計画内容の検討をさらに進める:モニタリングのパラメータと処分場閉鎖後の安全性の関連、モニタリング機器の保守・交換等も含めた操業期間中を通じたモニタリング活動のフィージビリティ等を検討すること。
- ・ さらに ANDRA が、廃棄物製作者との意見交換を強化する。そして廃棄物の処分前管理及び廃棄物の処分の総括的最適化に関する実現性を求める。

安全オプション書類及び検討任務の間の議論に基づき、処分概念の頑健性についての合理的確信が存在する。多くの領域において、安全の例証もしくは確認に関して、研究が進行中であることに留意して、IRT は、研究が安全ケースでの信頼をさらに強化することを継続すべきであるような領域において、他の数個の領域を確認した。一ガス発生と移行、操業期間に劣化する処分施設構成要素の記述、処分セルの再飽和時間に関連する不確定性、そして廃棄物パッケージの劣化の影響、微生物の役割そして操業期間中の生物膜に関する可能性、そして未検出の断層の関係である。

IRT は、ANDRA が、安全シナリオを系統的に定義し、調査するために良好な総括的マネジメントプロセスを実行すると考える。ANDRA が極端な状態下での処分施設システム挙動の良好な理解を得ること、そして処分システム頑健性を例証することを可能にするので、IRT は what-if シナリオの使用に評価している。しかしながら、IRT は処分システムの頑健性をさらに例証するために、ANDRA が以下をすべきという意見がある。

- ・ 処分システムの頑健性さらに例証するために、what-if 計算の枠組みにおいて COX の中での地下水の挙動に関わる特徴 (割れ目など) を考慮すべきである。
- ・ 標準シナリオにおいて、高レベル放射性廃棄物の処分容器に当初から欠陥があること、あるいは定置後の早い段階で不備が発生することが考慮されていない理由の妥当性について説明すること。
- ・ セーフティケース及び安全評価において、必要に応じて微生物活動に関する研究により支援された、スリーブ／埋戻しの界面での微生物活動を含める。

ANDRA は、人間侵入シナリオを徹底的に取り扱った。変動進展シナリオもしくは what-if シナリオのグループに対して、人間侵入シナリオを割り当てた。国際的に、プロセスの予想もしくは可能性がある故意ではない人間侵入に関する科学的に信頼できる基礎がないことが理解された。国際的な慣例に従い、ANDRA は、発生確率における如何なる判断もなく、人間侵入を他のシナリオグループから分け

て扱うべきである。

IRT は、操業安全の評価に関する ANDRA の方法論が包括的かつ系統的であると考えている。福島第一原子力発電所の事故後の活動に関して、ANDRA は、Cigéo の設計へ安全評価を補完し統合することに関するガイドラインとして、原子力施設における「ストレステスト」に関する ASN の要件を使用した。IRT は、ANDRA が地下施設からの排気ガスについてエアフィルタの使用を考慮すべきであり、そしてトンネル／斜坑区間からの大量の水侵入の除去に関する設計の頑健性を評価すべきであるという意見である。

2018 年までの Cigéo 許認可申請を準備するための日程は挑戦的なものである。Cigéo の開発及び許認可申請の準備に適している主要な観点を、戦略的レベルで評価する基礎を提供しているため、安全オプション書類は、許認可申請前の価値のある予備的段階である。それ故、IRT は、ASN、IRSN 及び ANDRA に、許認可申請に期待される事項を扱うために、今回の一連の書類に対するレビューを使用するように奨励している。これは特に計画された Cigéo 施設が独自のものであるために重要である。

(4) IRSN によるレビューの概要

前述の通り、安全オプション書類の審査における IRSN のレビューは、ASN の委員長(合議体の長)が廃棄物に関する専門家常設グループ (GPD) および研究所と工場に関する専門家常設グループ (GPU) の委員長に意見を求めた際に、常設グループによる検討を裏付けるものとして実施されたものである。このため、IRSN によるレビューでは、上述の常設グループへの書簡²⁴⁾に示された解析項目や関係要素等が検証されている。

IRSN によるレビューの方法や評価基準等について、「平成 29 年度安全規制及び安全基準に係る内外の動向調査 成果報告書」では IRSN への聞き取り調査の結果として、表 2.4-24 の事項を示している。

表 2.4-24 「平成 29 年度安全規制及び安全基準に係る内外の動向調査 成果報告書」に
おける、IRSN への安全オプション書類のレビューに関する聞き取り調査結果

評価基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地層処分場は、これまでに無い種類の施設であるため、これに関する安全オプション書類の評価に関し、具体的な基準 (Criteria) をリスト化した書類はない。 ・ IRSN によるレビューでの判断基準は国内外の施設におけるレビューに於いて用いられた手法と経験のフィードバックによるものである。
レビュー方法	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地層処分施設の安全オプション書類の審査過程では IRSN は ANDRA との面談や質問を行っている。 ・ 安全オプション書類のレビューの手順等に関し、IRSN の非公開の内部書類 (RAPPORT PSN-SRDS N° 2015-00003) が存在する。
レビューの視点	<ul style="list-style-type: none"> ・ 以下の事項の長所・短所の研究を通じた、既存の指示における強い要求やアドバイスに対する ANDRA の回答の検証 <ul style="list-style-type: none"> - 処分に関する構造物及び処分セルのコンセプトの安全性及び放射線防護面での正当化 - 危険性の制御の実証に関する要素： <ul style="list-style-type: none"> 長寿命低レベル放射性廃棄物処分セルのコンセプト (例：火災の危険性、放射性物質の処分場内部及び外部への拡散) 高レベル放射性廃棄物処分セルのコンセプト (例：腐食 vs 水素発生) - 処分セルのモニタリング (技術及び戦略) に依拠する、操業中の処分セルの閉鎖に関して可能な戦略 ・ 短所または設置許可申請において実施される可能性のある設計やコンセプトの重要な変更の見込み ・ 安全オプション書類 = 設置許可申請書類の最終的なリハーサル

IRSN は 2017 年 7 月 4 日、安全オプション書類に関する意見書³⁸⁾及び意見書の作成にあたって行った技術的評価に関する報告書²⁵⁾を公表した。IRSN は、安全オプション書類の技術的評価を、地層処分場の設計を固める最終ステップと位置づけ、安全オプション書類の内容について、原子力安全や放射線防護の観点から、ANDRA が採用した設計オプションの適切性について評価を行ったとしている。

安全オプション書類のレビュー結果による意見書³⁸⁾について、表 2.4-25 に概要を示す。

表 2.4-25 IRSN による「2017 年 6 月 17 日付意見書 (Avis/IRSN N° 2017-00190) Cigeo プロジェクトー安全オプション書類」³⁸⁾の概要

IRSN による「2017 年 6 月 17 日付意見書 (Avis/IRSN N° 2017-00190) Cigeo プロジェクトー安全オプション書類」 ³⁷⁾ の概要	
レビューの目的	<ul style="list-style-type: none"> ASN の常設専門家グループによる安全オプション書類の検討を裏付けるものとして実施。
廃棄体に関する意見、指摘	<ul style="list-style-type: none"> 処分すべき廃棄物に関するデータについては、処分場の設計基準の根拠を定め、および施設の安全性評価を実施するために十分に特定されている。 インベントリに関する基準シナリオが時間とともに変化する可能性への注意喚起として、EDF 社による原子炉に関する戦略（原子炉の操業期間、装荷する燃料のタイプなど）により、廃棄物の特性とインベントリが変更されることがあることを指摘。 廃棄体の全インベントリのおよそ 20%のコンディショニングについては、この段階では安定していないが、不確実性は処分場の全体的設計を大幅に検討し直すほどのものではない。 保存中の廃棄物または使用済み燃料の処分については、このようなインベントリの経時変化を考慮した完全な安全実証を行わなければ（処分場の設置が）許可できないと考えられるため、設置許可申請（DAC）の審査の枠組みに含まれない。
パイロット操業フェーズに関する意見、指摘	<ul style="list-style-type: none"> 実施される試験に欠かせない廃棄物のインベントリと処分スケジュールが、明確にされていないため、これらを DAC の枠組みの一部として組み込まなければならない。
処分サイトに関する意見、指摘	<ul style="list-style-type: none"> サイトの特性は安全オプション書類（DOS）の段階で選定された概念を実施するための障害にはならないという ANDRA の見解を裏付けるものとして提示された要素は妥当であるが、それにもかかわらず、安全実証を強化するには、ANDRA が以下の点にとくに注意を払うことが必要になる。 <ul style="list-style-type: none"> 水文地質学モデルの代表性、および処分場から発生する廃液の排出口の候補の位置決定を明確にするための将来の経時変化に関する改善 地球物理学調査で特定された撓曲と垂直をなすホスト地層の均質性の確認 岩石の損傷および損傷区域の流体力学特性の経時変化の抑制 岩石の損傷に関する点については、密封を目的とした構築物の周囲に存在する母岩の許容損傷を定める基準を、遅くとも操業段階が終了するまでに定める必要がある。さらに、安全解析において、とくに母岩における放射性核種移動の特性を考慮して、既存の知識にさらに適合する保守的な仮説とパラメータ値を選択しなければならない。 ANDRA は母岩に影響を及ぼし得る擾乱（アルカリ、有機物、塩水など）を、過渡状態のときに発生する現象とともに正しく特定した。提示された結果は、こうした擾乱の拡大が母岩の厚さに比べて制限されることを示す傾向があるが、ANDRA は、処分の経時変化シナリオにおいて保守的に考慮しなければならない。
処分場の構成要素に関する意見、指摘	<ul style="list-style-type: none"> IRSN は、廃棄体のほか鋼製、コンクリート製、または粘土を主成分とする構築物などの構成要素の経時変化を特徴付けるために ANDRA が実施した数多くの研究の質を強調し、サイトの場合と同様に、知識の重要な基準枠が設定されたと考える。 廃棄体外部への放射性核種の放出モデルについて満足できるものであると評価している。 環境物質（腐食生成物、高レベル放射性廃棄物（HA）の処分セルのライニングの外輪の補填材料等のセメント材料）がガラスの変質に及ぼす影響に関して、より正確な分析を実施すべきである。 建設とモニタリング（surveillance）のフィージビリティという観点から、HA 処

IRSN による「2017年6月17日付意見書 (Avis/IRSN N° 2017-00190) Cigeo プロジェクトー安全オプション書類」 ³⁷⁾ の概要	
	<p>分セルの概念の妥当性を補強する実規模原位置試験を実施し、腐食現象に対する HA 処分セルの廃棄体と構成要素の鋼製容器の適切な設計基準を確認しなければならない。この試験の初期的な結果は DAC を裏付ける材料として期待される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガス（主に鋼材料の腐食によって生成される水素）に関して、性能を低下させることなく密封構築物を横断する可能性を確認しなければならない。 ・密封構築物の支壁ならびにガラス固化された長寿命中レベル放射性廃棄物 (MAVL) を含有する処分セルの被覆への低 pH コンクリートの使用については、力学的耐性を確保できる期間に関する不確実性のため、現在の知識状況では正当化されない。
<p>操業時の安全アプローチに関する意見、指摘</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ANDRA の原則は ASN の安全指針文書に準拠しているものの、施設の設計基準およびその安全実証のためのシナリオを補強する補完的手段が必要である。 ・ 安全オプション書類にて除外された状況の正当性を DAC の書類で証明し、事象が同時発生する可能性をより適切に考慮しなければならない。 ・ Cigeo の設計に関するアプローチに、事故的状況が処分場の操業に及ぼす影響の管理にかかわる側面を組み込んでいない。特に、設計時に定めた手段で事故を受けた廃棄体を取り出すことの可能性が研究されていない。 ・ Cigeo の長期的な不稼働は、処分対象廃棄物の管理手順の上流施設や手順全体の安全性に影響を与える可能性があるため、事故防止のほか、インフラが汚染された場合に施設に介入し、施設を回復させる措置の定義が、安全実証の最優先事項とならなければならない。従って、設計において事故的状況と事故後の状況を考慮することは、DAC 書類に期待される重要事項である。
<p>モニタリング (surveillance) に関する意見、指摘</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ Cigeo の安全性の重要パラメータのモニタリング (surveillance) に関して、DOS は、モニタリング戦略の定義と実施手段の特定において重大な欠落を示している。 ・ 処分セルの操業および挙動に関するパラメータのモニタリングは施設の安全実証の重要な構成要素である。 ・ Cigeo の特色（地下施設、操業期間、アクセスが困難な構築物、モニタリングすべきパラメータの種類など）から考えると、経験フィードバックが常に入手可能であるとは限らない措置の実施が求められるため、ANDRA が選定した設計において、処分場におけるリスクの抑制に適応したモニタリングを操業段階で実施できるというのは既定事項ではない。
<p>閉鎖後の安全アプローチに関する意見、指摘</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ANDRA は、さまざまな状況を総合的に考慮した一連のシナリオを選択しており、現段階では満足できるものである。 ・ DAC においては、長期的な影響を抑制する措置を定めるという目的から、シナリオの取扱を定めること、及び母岩の健全な保護の厚さの縮小につながり得る処分場の建設中または操業中の崩落のシナリオを提起することが適切である。
<p>操業中の安全性に関する意見、指摘 (火災リスク以外)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全体的に、操業時のリスクの抑制に関する ANDRA の進捗は顕著である。 ・ (処分場建設と廃棄体定置の)同時活動と廃棄体の取り扱いに関連する、臨界リスクについて、ANDRA は総合的に適切な抑制措置を選択した。 ・ 人員の体内被ばくと体外被ばくに関連するリスクへの配慮、および操業中の放射性物質の閉じ込め措置は、原則として満足できるものである。 ・ 爆発リスク、FOH、処分セルの閉鎖、および経年劣化に関連するその他の内因性の攻撃リスクに関しては、抑制することができると評価している。 ・ 地震、洪水、気候・気象の不測事態などの外因性の攻撃リスクについては、地上施設と地下施設の設計基準のために選択した不測事態のレベルの保守的な性格を評価できる。 ・ 細かい割れ目状またはカルスト状の石灰岩を通過する立坑の設計は、事前調査と坑道の掘削過程でさらに明確にする必要があり、これらの構築物の気密性に関連して、外部洪水リスクを排除する可能性について最終的に判断を下す必要がある。
<p>火災リスクに関</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 火災に関連するリスクに関して、地上施設および地下施設を対象に計画されてい

IRSN による「2017年6月17日付意見書 (Avis/IRSN N° 2017-00190) Cigeo プロジェクトー安全オプション書類」 ³⁷⁾ の概要	
する意見、指摘	<p>る防火措置は適切であるが、区画化、検知、および消火措置では、アクセス可能性の低下、および Cigéo が地下に存在することに伴う困難を考慮しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ DAC 書類における地上施設の設計基準の火災シナリオでは、火災に最も敏感な一次廃棄体の健全性を問題にしなければならない。 ・ 以下に基づき、火災が発生した場合には、ビチューメン（アスファルト）固化廃棄物の発熱反応の暴走により環境中に大量の放射能を放出するという結果を招くリスクが除外できないと考える。 <ul style="list-style-type: none"> - 温度上昇時のビチューメン固化廃棄物の挙動に関する ANDRA/AREVA 社/CEA/EDF 社の四者研究プログラムの結果 - ANDRA が提示した防火措置と消火措置、および MAVL 処分セルの廃棄体定置部分で火災が発生した場合に介入するのに要する時間 - この段階で提示された影響の抑制措置の検討 ・ 現在の処分場設計ではビチューメン固化廃棄物の安全な処分が可能ではないため、処分の開始に先立ってビチューメン混合物の反応性の中和という解決策を優先させなければならない。ANDRA は DAC 書類の提出時期までに、このような解決策の実施可能性の判断材料を提供しなければならない。これが達成できなければ、MAVL 処分セルの主要設計の改善計画を立てなければならない。
閉鎖後の安全性 関する意見、指摘	<ul style="list-style-type: none"> ・ 臨界にかかわるリスクについては正しく評価されている。 ・ 地震の影響の評価について、仮説の包括範囲を DAC 書類に提示し、物理的に起こり得る最大地震に関連する不測事態の予想を再検討する必要がある。また、地震を受けた構築物の挙動に関して選択した要件、要件が満たされたことを検証できる基準と方法を提示すべきである。 ・ 処分場の閉じ込め能力の評価に関して、ANDRA が試算による放射性影響の規模は小さいと考えているが、次の点に関して補完すべきである。 <ul style="list-style-type: none"> - 母岩の帯水層に排出口がある事例の、通常の経時変化シナリオでの検討。 - 廃棄物の種類に応じて、⁷⁹Se が可溶性と移動性を有する Se (VI) という形態になる可能性を検討することによる、処分場の長期的な放射線影響の評価 ・ 処分場のアーキテクチャの最適化オプション（地上と地下の連絡路の位置決め、坑道の長さ、密封構築物の数と性能など）について、選択されたオプションの妥当性を証明するための十分な解析が提示されていない。 ・ 密封構築物について、地上・地下連絡路を通過する放射性核種の移動の抑制のため、損傷の可能性や、性能に関する不確実性を考慮しながら、とくにアーキテクチャ要素によって、機能の冗長性を確保することが重要である。
結論	<ul style="list-style-type: none"> ・ 多くのテーマに関し、とくに操業段階でのリスクを考慮した処分場の設計、処分場の長期的および短期的挙動の解析を裏付ける、安全要件の定義と考慮に関し、長足の進歩がみられる。 ・ 地層処分プロジェクトについて、全体的に、特に操業段階と処分場の閉鎖後に関して検討すべきリスクの特定、同時活動の管理に関する設計基準の選択の妥当性、および関連する取り扱い方法と安全措置の詳細設計について DOS の段階で満足できる技術的成熟に到達している。 ・ 地上施設の設計も進展を遂げ、処分作業に必要な施設の全体像の構想を得ることができ、選択した安全オプションについて重大な障害は特定されなかった。 ・ 操業段階に関連するリスク、可逆性のリスク、および長期的リスクの解析に関して、これらの大部分のリスクの抑制の実証要素を DAC 書類作成の枠内で結集させることができると考えている。 ・ 次の4つの重要事項に関して、処分場設計の大幅な変更を生じさせる可能性がある。DAC 書類における、これらの点に関する対応策の提示は必須であるため、実証に必要な期限（即ち DAC 書類の完成期限）は予告していない。 <ul style="list-style-type: none"> - ビチューメン固化廃棄体の処分セルの火災に関連するリスクの抑制 - 地下施設の操業に対するある種の事故的状況の影響を考慮すること - Cigeo プロジェクトの安全面で重要となるパラメータのモニタリング

IRSN による「2017年6月17日付意見書 (Avis/IRSN N° 2017-00190) Cigeo プロジェクトー安全オプション書類」 ³⁷⁾ の概要	
	(surveillance) の実現可能性 - 処分場アーキテクチャの安全性の観点からのポイントの最適化
勧告	<ul style="list-style-type: none"> ・ 勧告 1 : IRSN は、DAC 書類において、地上施設的设计基準の火災シナリオは、火災に最も敏感な一次廃棄体の内容の健全性を問題にすることを勧告する。処分オプションが維持された場合には、ビチューメン固化廃棄体が該当する。 ・ 勧告 2 : IRSN は、ANDRA ができるだけ早く、いずれにしても遅くとも DAC 書類を提出する時期までに、処分開始に先立つビチューメン固化廃棄物の反応性の中和を可能にする方法を実施する可能性について判断を下すことができる一連の要素を提供することを勧告する。 ・ 勧告 3 : IRSN は、ANDRA が DAC 書類の中で、提示された 2 つの仮説 (地域構造モデルと浮動地震モデル) の地震の包括的不測事態の範囲を選択することを勧告する。 ・ 勧告 4 : IRSN は、ANDRA が DAC 書類の中で、少なくとも次の防御ラインとその組み合わせを考慮しながら、地上・地下連絡路の密封機能について明らかな冗長性をもたらす処分アーキテクチャを選択することを勧告する。すなわち、(i) 坑道の高性能密封、(ii) 処分地区と地上・地下連絡基盤の距離、および (iii) 処分地区の水力学的上流の地上・地下連絡路の位置決め——である。これは、操業中の安全性と長期安全性に対するさまざまなオプションの長所と短所の研究によって証明される。

表 2.4-25 に示した IRSN の意見書を裏付ける形で、約 580 ページにわたるレビュー報告書²⁵⁾が作成されている。本報告書では、処分サイト、廃棄体インベントリ、処分場構成要素の変化、安全面での取り組み、操業段階及び閉鎖後の安全評価について詳細にレビューを行っているが、報告書に示された最終的な勧告は、意見書における勧告と同様である。IRSN によるレビュー報告書の目次を表 2.4-26 に示す。

IRSN によるレビュー報告書では、ANDRA による安全オプション書類の各事項について、最初に ANDRA による記載の概要を示し、次に必要に応じて ANDRA による取組が関係法令、ASN による要求事項または ANDRA による約束事項を履行しているかどうかの評価を示し、IRSN による見解や指摘内容を示している。この後、ANDRA による処分場の設置許可申請に向けた新たな約束事項がある場合にはこれを示している。この ASN による要求事項または ANDRA による約束事項は、過去の ASN の意見書、書簡または ANDRA の書簡に記載された事項であり、ASN が常設専門家グループに送った書簡²⁴⁾にて番号を付けて整理されているため、IRSN によるレビュー報告書では、この番号を引用して評価を示している。

ANDRA による安全オプション書類での記載が、規制要求や ANDRA による約束を満たしていないことを IRSN が指摘した事項や、IRSN が見解を示した事項については、多くの場合、ANDRA が処分場の設置許可申請時に対応する予定の新たな約束事項の番号が示さ

れている。この ANDRA による新たな約束事項は、IRSN がレビューの過程における ANDRA との意見交換にて指摘した事項であり、ANDRA は ASN に向けた 2017 年 4 月 27 日付けの書簡⁴²⁾ (LETTRE DG/17-0097 DU 27 AVRIL 2017 Projet de stockage Cigéo - Instruction du dossier relatif aux « options de sûreté - livrables Cigéo 2015 ») にて、処分場の設置許可申請時に対応する新たな約束事項として番号を付けて整理されている。

なお、上記の ASN が常設専門家グループに送った書簡²⁴⁾及び ANDRA による書簡⁴²⁾は、IRSN による安全オプション書類のレビュー報告書²⁵⁾の添付書類として公開されている。

表 2.4-26 IRSN、安全オプション書類に関するレビュー報告書²⁵⁾ 目次

IRSN、Cigéo 処分プロジェクト安全オプション書類、RAPPORT IRSN N° 2017-00013 ²⁴⁾ 目次
第 1 巻
要約
1 序文
1.1 本報告書の目的
1.2 書類 (Dossier) の紹介
1.3 背景
2 Cigéo の記述
2.1 ムーズ/オート=マルヌ・サイト
2.2 処分場の建造物
2.2.1 地表施設
2.2.1.1 立坑区画の地表施設
2.2.1.2 斜坑区画の地表施設
2.2.2 地表-地下接続
2.2.2.1 斜坑
2.2.2.2 立坑
2.2.3 地下施設、処分コンセプト
2.2.3.1 MAVL (長寿命中レベル放射性廃棄物) の処分区画と処分セル
2.2.3.2 HA0 及び HA1 / HA2 (HA : 高レベル放射性廃棄物) の処分区画と処分セル
2.3 パッケージ
2.3.1 HA 廃棄物パッケージ
2.3.2 MAVL 廃棄物パッケージ
2.4 Cigéo のスケジュール
2.4.1 初期建設
2.4.2 パイロット段階
2.4.3 通常操業
2.5 処分場の閉鎖
2.5.1 閉鎖作業
2.5.2 閉鎖工事
2.5.2.1 HA 処分セルのプラグ
2.5.2.2 MAVL 処分セルの閉鎖
2.5.2.3 水平坑道のシール
2.5.2.4 地表-地下接続のシール
2.6 施設内で実行されるプロセス
2.6.1 地上の原子力施設 EP1 におけるプロセス

- 2.6.1.1 プロセスに関する記述
- 2.6.1.2 換気
- 2.6.2 パッケージ用斜路における手順
- 2.6.3 地下施設における手順
- 2.6.4 「操業」プロセスと「工事」プロセスの分離
- 2.7 インベントリの変化に対する Cigéo の適応性 (保管廃棄物及び使用済燃料)
 - 2.7.1 保管廃棄物及び使用済燃料の廃棄物パッケージ
 - 2.7.1.1 保管廃棄物
 - 2.7.1.2 使用済燃料
 - 2.7.2 保管廃棄物への Cigéo の建築構造物の適応性
 - 2.7.3 使用済燃料への Cigéo の建築構造物の適応性
- 2.8 安全機能
 - 2.8.1 操業段階
 - 2.8.2 閉鎖後段階
 - 2.8.3 安全評価への統合
- 3 廃棄物パッケージのインベントリ
 - 3.1 パッケージのインベントリ
 - 3.1.1 PIGD (廃棄物管理産業プログラム) のインデックス A に関する変化
 - 3.1.2 PIGD のインベントリに関する仮定
 - 3.1.2.1 取り出される燃料集合体の特性
 - 3.1.2.2 原子力発電炉の運転寿命と将来の総発電量
 - 3.1.3 パッケージの記述
 - 3.1.4 マージン
 - 3.1.5 設計基準 (dimensionnantes)
 - 3.1.6 一次パッケージの受入仕様
 - 3.2 放射線学的リファレンスインベントリ
 - 3.2.1 知識の状態—基本データ
 - 3.2.2 放射線学的インベントリの構築手順
 - 3.3 化学的リファレンスインベントリ
 - 3.4 処分のスケジュール (chroniques)
 - 3.4.1 MAVL パッケージの処分オプション
 - 3.4.2 一次パッケージの搬入スケジュールの原則
 - 3.4.3 一次パッケージ搬入のスケジュールリング
 - 3.5 保管廃棄物
 - 3.5.1 廃棄物のコンディショニングとパッケージのインベントリ
 - 3.5.2 放射線学的インベントリ
 - 3.5.3 化学的インベントリ
 - 3.6 使用済燃料
 - 3.6.1 使用済燃料のタイプとシナリオ
 - 3.6.2 パッケージのコンセプトとインベントリ
 - 3.6.3 パッケージの熱出力
 - 3.6.4 放射線学的及び化学的インベントリ
 - 3.7 結論
- 4 ムーブ/オート=マルヌ・サイトに関する知見
 - 4.1 地質学的背景
 - 4.2 天然資源
 - 4.2.1 地熱資源
 - 4.2.2 炭化水素資源
 - 4.3 サイトの地球力学的変化
 - 4.4 地表の地質工学的特性
 - 4.5 母岩

- 4.5.1 地質学的特性
- 4.5.2 水力学的パラメータ
- 4.5.3 輸送特性
- 4.5.4 力学的特性
 - 4.5.4.1 カロボ・オックスフォーディアン層の地質工学的挙動
 - 4.5.4.2 カロボ・オックスフォーディアン層の地質工学的特性の解析
- 4.6 帯水層の水文地質学
 - 4.6.1 ムーズ/オート＝マルヌ区域の帯水層の特性解析と概念化
 - 4.6.1.1 バロア層
 - 4.6.1.2 オックスフォーディアン層
 - 4.6.1.3 ドッガー層
 - 4.6.1.4 三疊紀層
 - 4.6.2 帯水層の水文地化学
 - 4.6.3 水文地質学的概念モデル
 - 4.6.4 地下水流動の数値モデル化
 - 4.6.4.1 現時点での地下水流動の数値モデル化
 - 4.6.4.2 地質学的将来の地下水流動の数値モデル化
- 5 処分構成要素の変化
 - 5.1 処分場閉鎖後の構成要素の挙動
 - 5.1.1 処分コンテナ
 - 5.1.2 放出モデルを確立するためのアプローチ
 - 5.1.3 ビチューメン固化体以外の塩を含む廃棄物
 - 5.1.3.1 ビチューメン以外の塩を含む廃棄物の変質に関する現象論
 - 5.1.3.2 放出モデルと関連パラメータ
 - 5.1.4 ビチューメン固化された塩を含む廃棄物
 - 5.1.4.1 ビチューメン固化された塩を含む廃棄物の変質に関する現象論
 - 5.1.4.2 放出モデルと関連パラメータ
 - 5.1.5 ビチューメン固化及びそれ以外の塩を含む廃棄物における膨張の問題
 - 5.1.6 金属廃棄物のパッケージ
 - 5.1.6.1 金属廃棄物の変質に関する現象論
 - 5.1.6.2 放出モデルと関連パラメータ
 - 5.1.7 HA ガラス固化体廃棄物パッケージ
 - 5.1.7.1 ガラス固有の挙動
 - 5.1.7.2 HA ガラス固化体廃棄物の変質に関する現象論
 - 5.1.7.3 放出モデルと関連パラメータ
 - 5.1.8 MAVL ガラス固化体廃棄物パッケージ
 - 5.1.8.1 ガラス固有の挙動
 - 5.1.8.2 MAVL ガラス固化体廃棄物の変質に関する現象論
 - 5.1.8.3 放出モデルと関連パラメータ
 - 5.1.9 他の廃棄物パッケージ
 - 5.1.10 保管廃棄物
 - 5.1.11 使用済燃料
 - 5.1.11.1 瞬時放出段階
 - 5.1.11.2 遅延放出段階
 - 5.2 鋼の変化
 - 5.2.1 鋼の腐食
 - 5.2.2 処分コンテナの事前寸法設計
 - 5.2.3 ライナーの事前寸法設計
 - 5.3 コンクリートの変化
 - 5.3.1 低pH コンクリート
 - 5.3.2 MAVL 廃棄物パッケージの塩による擾乱
 - 5.4 粘土質材料の変化

- 5.4.1 熱-水力学的過渡状態
- 5.4.2 水-ガス過渡状態
- 5.4.3 化学的過渡状態
 - 5.4.3.1 コンクリートによるアルカリ擾乱
 - 5.4.3.2 MAVL 廃棄物の塩による擾乱
 - 5.4.3.3 MAVL 廃棄物の有機物による擾乱
 - 5.4.3.4 腐食及び放射線分解による水素の反応性
 - 5.4.3.5 微生物の影響

第2巻

6 安全面での取り組み

- 6.1 操業フェーズにおける安全面での取り組み
 - 6.1.1 電離放射線防護に関して定められた目標
 - 6.1.2 安全面での取り組みの原則
 - 6.1.3 設計基準、内部緊急時計画（PUI）設計基準及び除外に関する状況
 - 6.1.3.1 さまざまに異なる機能状況の定義
 - 6.1.3.2 さまざまな状況の特定及び分類の方法論
 - 6.1.4 複合シナリオ及び ECS（補完的な安全評価）
 - 6.1.5 EIP（防護面で重要な要素）及び AIP（防護面で重要な活動）
 - 6.1.5.1 EIP
 - 6.1.5.2 AIP
 - 6.1.5.3 EIP の適格性確認
 - 6.1.5.4 定義された要件
 - 6.1.6 事故後の状況
 - 6.1.7 モニタリング
- 6.2 閉鎖後段階のための安全措置
 - 6.2.1 シナリオの特定及び分類の方法
 - 6.2.2 通常変遷領域の定義
 - 6.2.3 代替変遷シナリオ
 - 6.2.4 生物圏の制定に関する方法

7 操業段階の安全評価

- 7.1 放射線に由来する内部リスク
 - 7.1.1 内部被ばくと外部被ばく
 - 7.1.1.1 内部被ばく
 - 7.1.1.2 外部被ばく
 - 7.1.1.3 最適化の取組み
 - 7.1.1.4 使用済燃料及び保管廃棄物への Cigéo の適応性
 - 7.1.1.5 環境放射線モニタリング及び非汚染検査に関する措置
 - 7.1.2 放射性物質の拡散
 - 7.1.2.1 一次閉じ込め系
 - 7.1.2.2 二次閉じ込め系
 - 7.1.2.3 動的な閉じ込め
 - 7.1.2.4 閉じ込めモニタリング措置
 - 7.1.3 臨界
 - 7.1.3.1 地上施設、地上-地下連絡部分及び地下施設
 - 7.1.3.2 保管廃棄物に対する Cigéo の適応性
 - 7.1.3.3 使用済燃料に対する Cigéo の適応性
 - 7.1.4 熱
- 7.2 内部起源の侵害
 - 7.2.1 火災
 - 7.2.1.1 取組み
 - 7.2.1.2 設計基準に関するエンベロープ状況

- 7.2.1.3 内部緊急時計画 (PUI) に関する設計基準の状況
- 7.2.1.4 除外状況
- 7.2.1.5 火災対策措置
- 7.2.1.6 火災状況での換気操作
- 7.2.1.7 MAVL 処分坑道におけるピチューメン固化体に特有のケース
- 7.2.2 爆発
 - 7.2.2.1 作業時の放射線分解による水素に関わる爆発のリスク
 - 7.2.2.2 MAVL 処分坑道の閉鎖及び再掘削時の放射線分解によって発生した水素に関わる爆発のリスク
 - 7.2.2.3 腐食に伴って生じる水素に関わる爆発のリスク
 - 7.2.2.4 その他の爆発リスク
- 7.2.3 パッケージの輸送及び取り扱い
 - 7.2.3.1 地上建屋の外部における廃棄物パッケージの輸送作業
 - 7.2.3.2 施設内での取り扱い作業
- 7.2.4 パッケージの取り出し及び再掘削作業
 - 7.2.4.1 閉鎖前又は閉鎖後のパッケージの取り出し
 - 7.2.4.2 再掘削に関わる作業と閉鎖戦略
- 7.2.5 内部由来の洪水
- 7.2.6 人間活動
- 7.2.7 同時活動
- 7.2.8 補助装置の喪失
- 7.2.9 経年劣化及び保守
- 7.3 外部起源の侵害
 - 7.3.1 地震
 - 7.3.1.1 作業段階での地震ハザードの判定
 - 7.3.1.2 地震に関する Cigéo の設計基準
 - 7.3.2 外部の洪水
 - 7.3.2.1 地表施設
 - 7.3.2.2 地下施設
 - 7.3.3 気象ハザード (地表施設)
 - 7.3.4 産業環境、コミュニケーション経路及び航空機の墜落 (地表施設) に関するリスク
- 7.4 作業期間中の流出物及び廃棄物
 - 7.4.1 流出物及び廃棄物の管理
 - 7.4.2 地表水及び地下水のモニタリング
- 7.5 影響評価
 - 7.5.1 設計基準状況
 - 7.5.1.1 作業者へのインシデント及び事故状況の影響の評価
 - 7.5.1.2 設計基準状況における健康への影響の評価
 - 7.5.1.3 設計基準状況における環境影響の評価
 - 7.5.2 内部緊急時計画 (PUI) の設計基準
- 8 閉鎖後の安全評価
 - 8.1 地下施設のリスク分析
 - 8.1.1 内部由来のリスク：臨界
 - 8.1.2 外部由来のリスク：地震
 - 8.1.2.1 決定論的分析
 - 8.1.2.2 地震ハザードの確率論的分析
 - 8.1.2.3 閉鎖後の地震発生の影響
 - 8.2 全体的な閉じ込め能力の評価
 - 8.2.1 通常変遷領域
 - 8.2.1.1 閉鎖時 (terminaison) の放射線学的インベントリ
 - 8.2.1.2 通常変遷シナリオの主要パラメータ
 - 8.2.1.3 カロボ・オックスフォーディアン層内の移行と排出箇所を検証

IRSN、Cigéo 処分プロジェクト安全オプション書類、RAPPORT IRSN N° 2017-00013 ²⁴⁾ 目次
8.2.1.4 通常変遷シナリオに関する性能及び影響分析からの教訓
8.2.2 代替変遷シナリオ及び What-if シナリオ
8.2.3 処分建築構造に関する感度解析
8.2.4 処分建築構造に関する感度解析の概要
8.2.5 意図的でない人間侵入シナリオ
8.2.6 使用済燃料及び保管廃棄物に関する検討
9 全体の結論
勧告
参考文献
略語表

(5) CNE によるレビュー

ANDRA は 2016 年 12 月 6 日に、安全オプション書類に関して、国家評価委員会 (CNE) が行ったレビューの結果を取りまとめた報告書「Cigeo2016 年書類に関する分析と勧告」⁴⁰⁾ を公表した。CNE は 2006 年の放射性廃棄物等管理計画法 ²⁷⁾ に基づいて、ANDRA が予定する地層処分場の設置許可申請に関する評価報告書を議会科学技術選択評価委員会 (OPECST) に提出することになっている。また、この CNE による報告書は、後述の ASN による意見書 ⁴¹⁾ の作成にあたって参照されている。

表 2.4-27 CNE、「Cigeo2016 年書類に関する分析と勧告」⁴⁰⁾ の結論と要約

<p>2006 年法令は、委員会が、許認可申請 (DAC) を開始するために Cigéo に関して意見すべきと規定している。その結果、委員会は、意見を準備する目的で Cigéo2016 年文書を分析した。20 年以上の間の R&D を考慮した。そして高レベル核廃棄物処分場についての可逆性を規定する 2006 年 6 月 28 日と 2006 年 6 月 25 日の法律によりルールが制定された。委員会のために、長期間の受動的安全を確保するために、最後に閉鎖されるように設計された頑丈で、可逆の処分施設として Cigéo を設計すべきである。; 回収可能性を保証している間、その閉鎖は、漸進的である。廃棄物は最終的なものであるため、現在のところ、Cigéo の機能不全を引き起こすような場合にだけ、1 個もしくは数個のパッケージの回収が考慮されている。</p> <p>可逆性は意思決定の潜在的な可能性を進展するので、委員会は、一旦満たしたセルを開けたままにすることは望ましくないと考える。委員会は、Cigéo の開発段階の間に、地質環境に関する受動的なモードで変遷するために、水排除の絶縁構造、例えば隔離、を各坑道に可能とする構造を勧告する。; これらのセルは連続的モニタリング・プログラムの主題である。可逆性に関する検討は、特に、セルを隔離するか否かを決定する根拠となるであろう。それ故、操業基本計画 (EDP) は、この隔離戦略の手順を詳細に分析する必要がある。ANDRA は、セルの密封した隔離構造が、偶発的もしくは予想外の状況、特に火事事象で防護機能を全て満たすことを例証しなければならない。確かに、Cigéo の漸進的閉鎖の全ての段階は、廃棄物パッケージの回収をより複雑にさせる。しかし受動的安全を増加する。</p> <p>委員会は、公の文書になることを意図する EDP の次の版が、より教訓的で、プロジェクトの目標とガイドラインを明確に定義し、そして、その進展に影響を及ぼしうる不確実性を考慮することを望んでいる。</p> <p>Cigéo はそのサイズ、地上と地下の二重の場所、長期的な期間にわたる操業、そして建設と操業の間</p>

の共通の活動のために複雑な施設である。委員会は、地層処分場の操業に関わる作業員の訓練や、操業手順を決定するために、3次元のインタラクティブなシミュレーションを実施することを勧告する。操業において、廃棄物パッケージの追跡性を、長期間に確保しなければならない。そして文書化が運転者に速やかにアクセス可能にならねばならない。技術オプションを検証し、達成されるべき公称の操業を可能にするのに必要な時間を取らねばならない。

工事中の区域と操業中の区域の間の連絡部分の管理は、必須である。安全に関する書類は、工事中の区域と操業中の区域における作業員の安全を同時に確保する措置を明確化し、事故が発生した場合の状況分析を行うべきである。また、Cigéoの保守プロセスの統合、操業スケジュールに関する影響そして特に、計画的な保守の間の破損もしくはシャットダウンの事象における安全に関する影響を扱う。

委員会は、ANDRAに、高レベル放射性廃棄物の処分坑、長寿命中レベル放射性廃棄物の処分坑道、さらにはニアフィールドで生じる現象について、処分場の閉鎖前後に着目した経時変化ダイアグラムを示すことを望む。地層処分場の安全性の立証は、地層処分場の構造物及び地質環境における放射性化学種の放出と移行のモデルに基づいているため、異なるレベルの現象を再現する様々なモデルを明確に区別することを勧告する。また、放射性物質のパラメータの変動がシミュレーション結果に与える影響を評価する感度解析を行うことを要請する。地層処分場の建設によって影響を受けた岩盤に関するパラメータを、より適切に根拠づけて選択できるようにするため、カロボ・オックスフォーディアン粘土質岩層の過剰な圧力上昇や熱-水-応力連成現象等に関する理解を深め、岩盤の長期的な応力挙動に関する包括的な定量化を行う必要がある。熱-水-応力連成メカニズム及び複雑な化学メカニズムによって、処分場の閉鎖後にその構成要素が影響を受けるおそれがある。特に、水とガスによる影響が生じる過渡的なフェーズに特に注意すべきである。

2018年におけるDACの申請を視野に入れて、委員会は、ANDRAが、現在規定されているような最終的な廃棄物に関する予備的研究に十分に集中すべきと考える。ANDRAは、DACで提案するであろう解決策の頑健性を証明しなければならない。

(6) 安全オプション書類に関するASNの意見書の概要

安全オプション書類に関するASNの2018年1月11日付の意見書⁴¹⁾では、関係法令やこれまでのASN意見書の他、安全オプション書類に関するIAEAのレビュー報告書³¹⁾(表2.4-23)、CNEによる分析報告書及び勧告⁴⁰⁾(

表2.4-27)、IRSNによる報告書²⁵⁾(表2.4-26)に基づくASNの常設専門家グループの意見と勧告³⁹⁾、さらにはASNの意見書案に対する公衆の意見聴取の結果、ANDRA代表者の意見聴取、CEA代表者の意見聴取に基づいて意見を表明している。

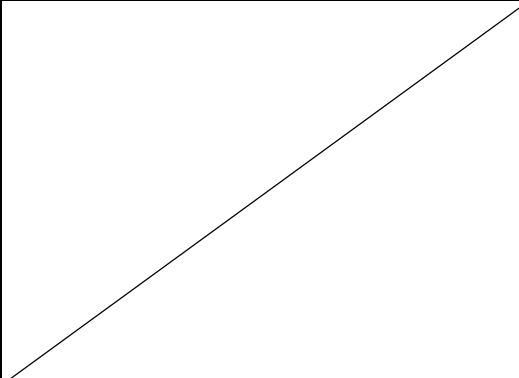
ASNの意見書は、ANDRAの地層処分プロジェクトが、安全オプション書類の段階としては技術的に十分に高いレベルに達しており、過去にANDRAが提出したプロジェクトの進捗報告書に比べ、大きな進展が見られたと評価している。しかし、一方でASNはビチューメン(アスファルト)固化体の発熱反応への対策や事故後の対応など、処分場の設計に変更をもたらす可能性のある課題を指摘している。ASNの意見書の概要を表2.4-28に示す。

表 2.4-28 安全オプション書類に関する ASN の意見書 41)の概要

分野	意見	根拠、考慮事項
<p>廃棄物インベントリ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ CIGEO 施設内で処分すべき廃棄物のインベントリ作成のために ANDRA が安全オプション書類 (DOS) の段階において考慮している方法は、申し分のないものである。 ・ このインベントリは、2011 年の産業シナリオに基づきつつ、同時に変化に対応すべきものであって、将来の施設設置許可申請書で示されることになる施設設計において考慮される廃棄物インベントリは、PNGMDR の枠組みにおいて実施された作業、並びに上述の 2013 年 5 月 16 日付 ASN 意見書(放射性廃棄物の深地層処分の可逆性に関する意見書 n° 2016-AV-0267)を考慮した上で、最新の状態に改定されるべきである。とりわけ後者の意見書においては、「このインベントリには、原子炉の操業期間や出力などをはじめとする、生産者側が現在考えている産業戦略の全て、並びに CEA の使用済み燃料 (使用済み燃料処理の結果発生した廃棄物、及び、もしある場合には再処理されない燃料も含む) の管理が考慮されるべきである」と記載されている。 ・ ANDRA は施設設置許可申請の段階において、上述の 2016 年 5 月 31 日付 ASN 意見書に基づいて、考慮した予備インベントリを提示し、その予備インベントリの廃棄物の処分を不可能とする要素がないことを証明する必要がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 環境法典第 L. 542-1-2 条「原子力の安全性ないし放射線防護上の理由により、地表ないし浅深度の地中で処分することのできない最終放射性廃棄物は、地層処分の対象となる」 ・ 環境法典第 L. 542-10-1 条「可逆性は、技術進歩を取り込み、とくにエネルギー政策の変更に起因する廃棄物インベントリの変化に対応できるような、放射性廃棄物地層処分場の建設の段階性、設計の対応力、運営の柔軟性によって実現する。可逆性には、処分場の運営・閉鎖戦略に従った方法及び期間で、処分済みの廃棄物パッケージを回収する可能性も含まれる」 ・ 環境法典第 D. 542-90 条「第 L. 542-10-1 条が規定する処分場設計のために実施される調査や研究において、放射性廃棄物管理機関が考慮すべきインベントリには、基準インベントリと予備インベントリとが含まれる」、「予備インベントリには、廃棄物管理のための新たなルートの設定、あるいはエネルギー政策の変化に伴う不確定要素が考慮される」、「処分場は、基準インベントリの廃棄物を受け入れるために設計される」、「同様に放射性廃棄物管理機関は、経済的に許容可能な費用で、施設操業中に処分場の設計を変更する可能性を留保した上で、予備インベントリに記載された物質の受け入れが可能になるよう、予備インベントリ物質の所有者と連携して処分場の設計を行う」 ・ 設置許可申請書類の審査において考慮されるべき放射性廃棄物インベントリに関し、上述の 2013 年 5 月 16 日付意見書で表明した諸原則が、現在でも有効である ・ CIGEO 施設に貯蔵すべき廃棄物総量は、2010 年までに発生した廃棄物のインベントリに、同期以降に発生する廃棄物の概算量を加えた上で見積もられる
<p>安全オプション書類の全般的所見</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本計画全体は、安全オプション書類の段階として、十分な技術的成熟度に達した。 ・ 安全オプション書類は、資料等による裏付けがなされており、上述の 2006 年 2 月 1 日及び 2011 年 7 月 26 日の各 ASN 意見書の対象となった書類である「粘土 2005」(Dossier2005)及び「マイルストーン 2009」(Dossier2009)との比較において、著しい前進があった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ANDRA による安全オプション書類の ASN への提出が、2008 年 2 月の ASN 安全指針の推奨内容と整合し、段階的な施設開発プロセスの一部を成している ・ ムーズ県/オート=マルヌ県の用地について詳細な知見を獲得し、それによって処分場立地として選択された地域の妥当性を追認することができた。 ・ 処分場の各種構成要素 (パッケージ、金属、セメント、粘土等) の変化特性の解析に向けて多くの研究を実施し、このテーマに関する

分野	意見	根拠、考慮事項
		<p>膨大な知見をとりまとめた。</p> <ul style="list-style-type: none"> 母岩に影響を与えるおそれのある（細菌、有機物、塩などによる）障害、並びに処分場の設置に起因する（熱、水理、力学などの）過渡変化中に発生しうる現象を正しく特定し、研究した。この研究により、母岩が厚いため障害・現象の増大を抑えられる可能性がある」と結論付けられた。 操業中及び閉鎖後の処分場の安全に対する取り組みについては、2008年2月のASN安全指針並びに国際機関の作業と整合した、総じて十分な方針が考慮されている。 開発段階につきものの不確実性はいまだ払拭されていないため、とりわけ水文地質学モデルの代表性、腐食現象、低pHコンクリート、岩の許容可能な損傷基準、水・気体の相転移中の粘土の変化等の様々な分野において、追加的な調査や立証が望まれる。
ビチューメン（アスファルト）固化体	<ul style="list-style-type: none"> ASNは、ビチューメン固化廃棄物パッケージの化学反応性を中和する研究が優先されるべきであると考ええる。 並行して、発熱反応の暴走リスクを排除するための設計変更に向けた研究も実施する必要がある。 いずれにせよ、かかるビチューメン固化廃棄物パッケージの特性が、パッケージ生産者によって早急に明確化されること、が、必須前提条件である。 	<ul style="list-style-type: none"> 処理場の基準インベントリのパッケージ数の18%をビチューメン固化体パッケージが占めているが、事故ないしインシデントが発生し温度が上昇した場合の処分場に処分されているビチューメン固化体パッケージの物理化学的、熱的な挙動についての不確実性がいまだ払拭されていない ANDRAが現段階で考慮している設計オプションでは、ビチューメン固化体パッケージ内で発熱反応が発生した場合のリスクを予防することも、許容可能なレベルに抑制することもできない ビチューメン固化体を既にコンディショニング済みのパッケージを管理するための方策として、現段階において(1)パッケージの化学的反応性を中和する方法を開発する、(2)処分場の設計オプションを根本的に変更して、火災や温度上昇が発生した場合に発熱反応が暴走するリスクを排除できるようにするという2つの主要方策が特定されている (2)の方策の対象となり得るのは、ビチューメン固化廃棄物パッケージが処分場で処分されている間にどのような挙動をするかのモデル化が可能になるまでに特性が明確化できているパッケージに限られる ビチューメン固化廃棄物パッケージの管理は、2017年2月23日付アレテ（2016-2018年放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画に関連する規定を定めるアレテ）第46条、第47条、第48条が規定する研究要請の対象である 2017年3月23日付決定（放射性廃棄物のコンディショニングと処分用原子力基本施設への放射性廃棄物パッケージの受入条件に関するASN決定）第2.3条「放射性廃棄物のコン

分野	意見	根拠、考慮事項
		<p>デシヨニング工程は、適切な物理化学的安定性を持ち、含有する放射性物質や危険物質の閉じ込めを確実にを行う放射性廃棄物最終パッケージの製造を実現する工程である。かかる工程は、放射性廃棄物の性質や特性、並びにパッケージ仕向け先の処分施設に対応する工程であって、とりわけ容器内の化学的因子や生物学的因子の作用、廃棄物の分散の不均一性、熱発生によるリスクを考慮した工程でなければならない」</p>
<p>処分場アーキテクチャの裏付け</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ASN は、ANDRA が少なくとも次の防御線及びその組み合わせを考慮に入れ、処理場全体としての閉じ込め能力が強化された施設アーキテクチャを研究する必要があると考える：坑道シーリングの数と性能、処分区画と地上・地下連絡構造物底部との距離、地上・地下連絡構造物に対する処分区画の配置。 ・施設設置許可申請書において選択されるアーキテクチャは、施設操作中及び長期の原子力安全性と放射線防護という側面を考慮に入れた、異なる複数のオプションの長所・短所分析によって裏付けられていなければならない。 	
<p>有害な外的作用に対する施設設計</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ASN は、施設設置許可申請書において、ANDRA が考慮している施設が有害な外的作用に晒されるリスクレベル、また、かかる作用に晒された設備と構造物の施設操作中と閉鎖後の挙動を分析するための要件、基準、方法を ANDRA が示し、これらの妥当性を裏付ける必要がある、とりわけ処分場閉鎖後の地震に対する原子力安全性の証明においてそれが求められると考える。 ・ASN は、施設設置許可申請書において、ANDRA が、その必要性がないことを証明できる場合を除き、少なくとも最も損傷しやすい一次パッケージの内容物全体に波及する火災を、地上施設の設計にあたり考慮する必要があると考える。 	
<p>施設のモニタリング</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ASN は、施設設置許可申請書にて、施設のモニタリング計画と実施手段が示され、それらの妥当性が裏付けられる必要があると考える。 	<ul style="list-style-type: none"> ・検討を実施した書類に、施設の操業フェーズ及び閉鎖後の原子力安全性の要求事項に適合するモニタリングを、ANDRA がどのような方法で保証しようと考えているのかについて、情報がほとんど記されていない
<p>事故後の対応</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ASN は、ANDRA が施設設置許可申請書において、事故後の処分場の諸機能回復に関連する施設操作中及び長期の原子力安全性についての主要課題を提示し、さらにかかる課題の施設設計への織り込みと展開を、とりわけ以下の項目を区別して示す必要があると考える。 <ul style="list-style-type: none"> - 処分作業継続の可能性 	<ul style="list-style-type: none"> ・CIGEO を唯一の出口とする高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物の管理ルートを永続させるためには、施設の不具合を処置し、必要であれば施設を改修する可能性が優先されなければならない ・安全オプション書類に示された情報が、事故発生後の処分場諸機能の回復に関する上述 2015 年 4 月 7 日付 ASN 書簡（「放射性廃棄

分野	意見	根拠、考慮事項
	<ul style="list-style-type: none"> - 事故との関連の有無を問わないパッケージ回収の可能性 - 処分場閉鎖作業実施の可能性 ・とくに施設の崩落を想定した従来型のシナリオを示す必要がある。提示する取り組みには、とりわけこのテーマに関する現有経験のフィードバック分析を織り込む必要がある。 	<p>物深地層処分プロジェクト「Cigeo プロジェクトの構想段階における操業リスクの低減」に関する見解) に記された ASN の要求に必ずしも十全に対応していない</p>
<p>施設設置許可申請について</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ASN は、可逆性の原則並びに予定される施設の開発を考慮し、施設設置許可申請書の詳細レベルとしては、上述の 2015 年 11 月 17 日 ASN 決定 (原子力基本施設の安全報告書に関する 2015 年 11 月 17 日付原子力安全機関決定第 2015・DC-0532 号) 第 3.1.6 条に従い、原子力基本施設の対象部分の操業開始許可申請のために作成される安全報告書のバージョンの提出時に、原子力安全性の論拠が追認されることを合理的に確信できるほどのレベルが必要とされると考える。 	

2.4.6 セーフティケースに関する事業者及び規制機関等の今後の予定

ここでは、「高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベル放射性廃棄物の地層処分」に関する事業者及び規制機関等の今後の予定を記載し、「長寿命低レベル放射性廃棄物の処分」に関する事業者及び規制機関等の今後の予定については、2.4.7で取扱うものとする。

地層処分に関しては、2016年にANDRAがASNに提出した安全オプション書類の審査結果が2018年1月11日意見書⁴¹⁾として公表された。ANDRAはこのASNの意見書における指摘事項への対応について、INBデクレ⁸⁾第10条に従い、処分場の設置許可申請時に提出される予備安全報告書にて示す必要がある。

また、これに加え、ANDRAは安全オプション書類の審査過程において実施されたIRSNとの意見交換における指摘事項に対し、ANDRAからASNへの2017年4月27日付け書簡⁴²⁾にて、処分場の設置許可申請時における対応を一連の約束事項として示している。これらのANDRAによる約束事項は、IRSNによる安全オプション書類のレビュー報告書²⁵⁾において、IRSNによる指摘事項と対応した形で示されており、ANDRAはIRSN報告書による指摘事項にも設置許可申請時に対応する形となっている。

ANDRAは2019年末頃に処分場の設置許可申請を予定しており、その際には申請書類の一部として予備安全評価書がASNに提出される。

2.4.7 長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書

(1) 長寿命低レベル放射性廃棄物の処分プロジェクト 2015 年段階報告書の文書体系

ANDRA が取りまとめた「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書」⁵⁾は単一の冊子による報告書であり、表 2.4-29 に示すように、廃棄物の特性、将来の処分場建設を想定する地域の地質や水理、処分場の設計に関する安全原則、設計オプション、予備的安全評価を示している。

長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書⁵⁾の構成

文書の目的

FA-VL プロジェクトー2015 年段階報告書の総括

第 1 章 研究された廃棄物の説明

第 2 章 スーレーヌ市町村共同体に対して実施した地層調査の結果

第 3 章 FA-VL 廃棄物処分場の設計に関する安全原則

第 4 章 研究すべき設計オプション

第 5 章 処分場の安全の予備評価

第 6 章 研究の結果に関する指針

第 7 章 参考文献

表 2.4-29 ANDRA、「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書」⁵⁾ 目次

文書の目的
FA-VL プロジェクトー2015 年段階報告書の総括
第 1 章 研究された廃棄物の説明
1.1 ラジウム含有廃棄物
1.1.1 起源
1.1.2 主な特徴
1.2 黒鉛廃棄物
1.2.1 起源
1.2.2 主な特徴
1.2.3 黒鉛廃棄物に関する調査研究プログラムの進捗状況
1.3 マルクーールの FA-VL アスファルト固化廃棄物
1.3.1 起源
1.3.2 主な特徴
1.4 その他の廃棄物
第 2 章 スーレーヌ市町村共同体に対して実施した地層調査の結果
2.1 調査区域と地質調査の目的
2.2 一般的な地質学の枠組み
2.3 <i>tégulines</i> 粘土層
2.4 排水の組織化
2.5 サイトの未来の進化
2.6 環境的制約
第 3 章 FA-VL 廃棄物処分場の設計に関する安全原則
3.1 一般安全指針
3.2 閉鎖後の安全機能
3.2.1 廃棄物を人間および生物圏から隔離する
3.2.2 水の循環を制限する
3.2.3 放射性核種と化学毒物の放出を制限し、廃棄物に最も近い場所で不動化する
3.2.4 水中経路による放射性核種と化学毒物の移動を遅延させ、減衰させる
3.2.5 放射性ガスの地表への排出を制限する
3.3 操業安全性の機能
第 4 章 研究すべき設計オプション
4.1 処分の深さと関連掘削技術
4.2 地上からの土工事で進める処分
4.2.1 一般的事項
4.2.2 FA-VL 処分区域の基本計画
4.2.3 建設のために検討された措置
4.2.4 操業のために検討された措置
4.2.5 閉鎖のために検討された措置
4.2.6 設計の重要ポイント
4.3 地下坑道での処分
4.3.1 FA-VL 処分区域の基本計画
4.3.2 建設のために検討された措置
4.3.3 操業のために検討された措置
4.3.4 閉鎖のために検討された措置
4.3.5 設計の重要ポイント
第 5 章 処分場の安全の予備評価
5.1 閉鎖後安全性の解析
5.1.1 閉鎖後の廃棄物の閉じ込め性能の評価
5.1.2 意図しない人間侵入の状況の評価
5.2 操業安全性の解析
第 6 章 研究の結果に関する指針
第 7 章 参考文献

(2) 長寿命低レベル放射性廃棄物の処分プロジェクト 2015 年段階報告書の概要

長寿命低レベル放射性廃棄物の処分プロジェクト 2015 年段階報告書⁵⁾について、各章の概要を以下に記述する。

第 1 章 研究された廃棄物の説明

長寿命低レベル放射性廃棄物（以下、FAVL）の発生源と特徴、ANDRA と廃棄物発生者が実施した廃棄物、処分場におけるその挙動、事前処理及び処分容器についての研究開発活動を説明している【第 1 章 総括】。

FAVL はラジウム含有廃棄物、天然ウラン黒鉛ガス（UNGG）型原子炉の解体によって発生する黒鉛廃棄物、原子力・代替エネルギー庁（CEA）のマルクールのアスファルト混合物ドラム缶の一部、AREVA 社（現 Orano 社）ラ・アークの運転廃棄物の一部、ある種の使用済み密封線源、およびある種の強化自然放射性廃棄物であり、これらの廃棄物の処分体積は約 18 万 m³である【第 1 章 総括】。

第 2 章 スーレーヌ市町村共同体に対して実施した地層調査の結果

総合的な地質状況を概説し、調査に至る背景を説明し、粘土基層が、その性質及び層厚（最大 80 m）から見て潜在的な処分場の受入れ地層として説明されている。また、主な地下水流動の傾向及びサイトの今後の変化について記述されている【第 2 章 総括】。

第 3 章 FAVL 処分場の設計に関する安全原則

FAVL 処分施設の設計は、2008 年の ASN による一般安全方針¹⁸⁾に基いている。この一般安全方針は、(i) 浅地中処分場の地球力学的進化と気候学的進化に対する感受性、および(ii) 検討する廃棄物の放射能毒性の減衰——を考慮しながら、安全目標と関連する時間尺度を定めている。また、FAVL 処分施設の設計に関する検討は、INB アレテ¹⁹⁾に従って、すべての原子力基本施設に適用する深層防護の原則も考慮に入れている。サイトの変化に関する研究結果を考慮して、処分場は、以下に関して少なくとも 5 万年間の閉鎖後安全性の機能を満たすように設計された。すなわち、(i) 一般的な人間活動および浸食現象から廃棄物を隔離する、(ii) 水の循環を制限する、(iii) 放射性核種および化学毒物の放出を制限し、廃棄物から最も近い場所で不動化する、および (iv) 処分場のボルトから外部に放出された物質の移動を遅延させ、減衰させる——である。また、操業段階での安全機能は、FA-VL の

特徴を考慮しながら、その他の原子力施設の安全機能とほぼ同じである【第3章 総括】。

第4章 研究すべき設計オプション

調査サイトの特性に基づき、廃棄物の処分ボルトは、tégulines 粘土層の深度約 20 メートルの地点に設置される。設置深度は、研究の終了後に廃棄物の分類に応じて修正される。設置深度は、ホスト層の全厚、放射性核種の閉じ込めを確保するために必要な、処分場底部から帯水層までの距離、酸素欠乏状態を促進するための最小深度、サイトの地形学的進化、水力学的作用、および意図しない人間侵入シナリオなどに照らして分析される【第4章 総括】。

浅地中構築物の建設のために産業的に証明された掘削技術に基き、2 つの設計オプションが検討された。

- ・ 第1 の設計オプションでは、地上からの土工事によって設置レベルに到達する。廃棄体は、ホスト粘土層に掘削されたボルトで処分され、廃棄体間の空隙はセメントペーストで埋められる。操業の終了後に、処分ボルトは、掘削粘土で再生された低透過性の均質被覆層（再生被覆層）によって閉鎖される。
- ・ 第2 の設計オプションでは、地下坑道で廃棄体を処分する。操業が開始されると、坑道は掘削した tégulines 粘土層で埋め立てられ、処分場は密封材で閉鎖される。

第5章 処分場の安全の予備評価

研究のこの段階では、予備安全評価から、当該廃棄物の特徴は調査サイトの tégulines 粘土層における浅地中処分の研究を継続する上で重大な障害とならないことが判明した【第5章 総括】。

閉鎖後安全性の評価【第5章 総括】

放射性核種の水による移動に対して、ホスト粘土と被覆層の水理学的な出口におけるモル流量を計算し、上述の2 つの設計オプションに関して処分場の構成要素（廃棄物、セメント構築物、tégulines 粘土層、再生被覆層）の性能を検討しながら評価が行われた。

地下坑道で処分する場合、下降動水勾配は、下降対流に支配される粘土層において溶質の移動を促進することにつながる。

再生被覆層（露天掘削による）で処分する場合は、既存の tégulines 粘土層と掘削された

tégulines 粘土層を主成分とする再生被覆層の間に透過性の相違が存在する。従来型処分場の被覆層の透過レベル（およそ 10^{-9}m/s ）を仮定すると、被覆層による上昇移動経路は拡散が支配的な状況で重要になることがある。ホスト粘土層の動水勾配は下降であり、下降対流が支配する粘土の処分場底部から帯水層までにおいて溶質の移動を招く。

生物圏に向けた 3 つの排出口が検討された。すなわち、家庭用の水開発のための tégulines 粘土層の下に位置する緑砂の帯水層におけるポンプ汲み上げ井戸タイプの通常排出口と、2 つの地上排出口（河川排出口と汚染土壌排出口）である。

個人放射線被ばくの計算は、農業活動と食物慣行に関する地域習慣ならびにそれぞれの排出口での水資源の利用可能性を考慮しながら、仮説的基準グループの定義に基づいて行われた。流量（モル流量）と生物圏の変換係数（1 万年にわたる連続累積期間で緩和された生物圏に対して評価される）から、摂取、吸入、および体外被ばくによる到達経路の効果を累積しながら、さまざまな排出口での個人実効線量の計算が実施された。

予期しない人間侵入シナリオに関して、通常シナリオ、地質工学調査のボーリングのタイプ、道路現場、および被覆層の完全浸食後の処分場での住居の設置を考慮しながら、安全解析が実施された。研究した 2 つの設計オプションに関して、これらの修正シナリオの放射線学的影響は、決定論的影響を誘発する可能性があるレベルよりも十分に低いことが評価によって明らかになった。他方で、ある種の建設的措置（廃棄体を同じボールドに分配する、処分プラットフォームのアーキテクチャ）は、これらの影響を抑制することに寄与することができる。これらの措置については、研究を続ける中でさらに検討する。

操業安全性の評価【第 5 章 総括】

操業安全性の予備解析から、設計基準を満たす廃棄物として、ラ・アーク工場のある種の技術廃棄物（CBF-C'2）、アスファルト固化廃棄物を収容したドラム缶、およびラ・アークの UNGG 廃棄物が特定された。これらの系列については、具体的な設計措置が策定される。ラジウム含有廃棄物と黒鉛廃棄物は、これらの元素は、操業時のガス排出物の管理方法に関して設計基準を満たすが、今後のラドンとトリチウムおよび炭素 14 の脱ガスに関する廃棄物の特性評価の焦点となる。

第 6 章 研究の結果に関する指針

2016～2018 年には、調査研究プログラムは以下の方針を中心に構成される。すなわち、

サイトの知識、廃棄物の知識、設計の開発、および地域住民の取り組み活動と対話の継続などである【第6章】。

- ・ 10km² 区域の規模でより詳細なレベルの知識を取得するために、補完的地質調査を実施する。
- ・ 廃棄物の特性評価プログラムは継続される。黒鉛廃棄物に関して EDF 社と CEA が実施する作業プログラムは、2018 年ごろのインベントリの強化を目的とする。
- ・ 2 つの処分オプションの解析は継続され、とくに産業的性能と安全性に関連する焦点を組み込みながら、多基準解析に基づく最適な施工技術を選択することを目指す。
- ・ これらの開発に基づいて安全性に関する新たな反復作業が実施される。この反復作業は、調査サイトの浅地中処分場における廃棄物の受け入れ基準の作成に寄与する。

(3) 長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書に対するレビュー

ASN は ANDRA による「長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクト 2015 年段階報告書」⁵⁾を含む、2013～2015 年の放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画に基いた長寿命低レベル放射性廃棄物 (FAVL) に関する調査研究全体に関する見解を、2016 年 3 月 29 日付意見書⁴³⁾ (Avis no 2016-AV-264 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 29 mars 2016 sur les études relatives à la gestion des déchets de faible activité à vie longue (FA-VL) remises en application du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2013-2015, en vue de l'élaboration du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2016-2018) として示している。表 2.4-30 にその概要を示す。

表 2.4-30 ASNによる長寿命低レベル放射性廃棄物処分プロジェクトに関する2016年3月29日付意見書(2016-AV-264)⁴³⁾の概要

項目	事業者等による取り組みの現状	ASNの見解
FA-VL 廃棄物インベントリに関する項目		
アレヴァ NC 社のラ=アーク・サイトで生じる操業廃棄物	操業廃棄物の中でも特にアレヴァ NC 社のラ=アーク・サイトで生じる CBF-C' 2 (雑固体セメント固化廃棄物)は、Cigéo のレファレンス・インベントリで考慮に入れられている。その一方で AREVA 社は、浅地中処分場でのこれらの廃棄物の一部の受け入れに関する分析を実施することを ANDRA に要請した。	ASN は、アレヴァ NC 社のラ=アーク・サイトで生じる CBF-C' 2 廃棄物の浅地中処分のロバストな安全性が明示される可能性について、強い疑念を表明する。したがって ASN は、これらの廃棄物を地下深部の地層における処分の対象とすべきであると判断する。
UNGG 炉の炉心に由来する黒鉛廃棄物	CEA と EDF によれば、黒鉛廃棄物の当初の放射能インベントリは、特性調査に関する不確実性のために過大評価される性質がある。EDF による調査では、UNGG 炉の炉心内に存在する黒鉛ブロックの放射化生成物の濃度には大きなばらつきが見られることが確認され、 ³⁶ Cl インベントリは引き下げられることになった。また、CEA も同様の取り組みを行っている。	<ul style="list-style-type: none"> 黒鉛廃棄物の放射能インベントリをより信頼できるものとするため、EDF 及び CEA は、2019 年 6 月 30 日までに ³⁶Cl のインベントリの過大評価に関する確認を完了させ、研究報告書を提示すべきである。 CEA 及び EDF は、ANDRA と連携し、黒鉛廃棄物に含有される ¹⁴C の処分場条件のもとでの挙動について、知識を深める必要がある。 ANDRA が実施する安全研究では、廃棄物の放射線学的及び化学的なインベントリに関する不確実性が考慮に入れられるだけでなく、感度解析が提示されるべきである。
AREVA NC 社のマルヴェシ・サイトにおけるウラン転換作業に伴って生じる廃棄物	脱水された状態でサイトに中間貯蔵され、蓄積されてきたスラッジと、今後 AREVA NC 社のマルヴェシ工場のウラン転換工程で生じる石膏は、放射線学的な諸特性を考慮すると、TFA ではなく、浅地中処分が可能な別の管理系統に属する。しかし、ANDRA の FA-VL 廃棄物に関する報告書及び Cigéo に関する報告書において、検討対象とされたインベントリに含まれていない。	<ul style="list-style-type: none"> AREVA NC 社のマルヴェシ・サイトにおける現行操業に伴う脱水スラッジ及び 2019 年操業開始の新たな廃棄物管理工程に伴って生じる石膏は、FA-VL 廃棄物と見なすべきである。 2019 年半ばまでに FA-VL 系統において管理戦略が定義されることが必須である。
ANDRA が提示した進捗状況報告書の分析に関する項目		
報告書の詳細さ	<ul style="list-style-type: none"> FA-VL 廃棄物を対象とする浅地中処分施設をスレーヌ・コミュニケーション共同体の領域内に設置するプロジェクトを記載 同コミュニケーション共同体は、地質学的な調査が実施されている唯一の候補地。 処分が計画されている廃棄物インベントリ、地質学調査の概括、処分場設計のための安全原則、設計オプション、予備的安全評価を記載。 	<ul style="list-style-type: none"> 進捗状況報告書は依然としてさほど詳細なものとはなっていない。 ASN は、ANDRA に対して以下の研究継続のための要請及び勧告を提示することになっている。 <ul style="list-style-type: none"> 処分場が設置される予定の粘土層の性能（特に透水係数、水理地質学的な状況、母岩の厚さ） 操業期間及び閉鎖後に関する予備的な安全評価（化学毒物の影響、通常変遷シナリオにおいて処分場全体が及ぼす影響、ラドンによる被ばく、侵入シナリオ）
調査対象サ	ANDRA の設計要件によれば、処	粘土層の厚さの要件が遵守される場所はスレーヌ・

項目	事業者等による取り組みの現状	ASNの見解
イトの地質	分施設の母岩となる粘土層の厚さは50m以上となる必要がある。 ・ANDRAが調査対象としたサイトは現地の灌漑に利用される緑砂帯水層の上に位置している。この帯水層はパリ都市圏の飲用水の戦略的予備水源であるアルピアン帯水層に属し、その涵養に寄与している。	・コミュニケーション共同体の北西部の面積が数平方キロメートルの区域に限定されている。 ・調査対象サイトへの処分場立地の検討が可能となるためには、緑砂帯水層への放射性元素の放出量の限定を確認するため、粘土層の下部分の厚さ、均一性、透水性の低さなどの掘り下げた分析を行うべきである。 ・粘土層内の処分場より上部及び下部の保護層の厚さが十分であることを確認すべきである。 ・粘土層の深度と厚さ、FA-VL廃棄物の不均質な諸特性等を考慮すると、全てのFA-VL廃棄物を処分する施設を設置する計画の実現可能性の明示は難しいため、調査対象サイトでの処分が可能な部分を明示する必要がある。
今後作成すべき書類		・概要段階に対応する技術オプションと安全オプションを示すとともに、決定論的方法を用いた、侵入リスク及び帯水層への放射性及び化学物質の分散の評価を可能にする予備的安全評価を提示するべき。 ・2019年半ばまでに、次に挙げるものを作成する必要がある。 - FA-VL廃棄物のコンディショニングに係わる必須要件の一覧表 - 調査対象サイトに関するFA-VL廃棄物の処分費用の暫定的評価
安全オプション書類、設置許可申請等のスケジュール	ANDRAは、安全オプション書類(DOS)を2020年に、設置認可申請書は2023年に、そして操業開始認可申請書は2028年に提出できるものと考えている。	・PNGMDRでは次に示すような慎重な目標を設定することを提案する。 - 2021年末までにDOSを提示 - 2025年末までに設置認可申請書を提出 - 2035年末までに操業を開始
FA-VL廃棄物の補足的な管理策に関する項目		
処理工程の開発	・黒鉛廃棄物の処理に関してEDFとCEAが行っている研究により、処分場内で最も移動性が高い元素である ³⁶ Clのより高度な抽出と ¹⁴ Cの部分抽出が検討に耐えるものであることが示されている。 ・CEAは、ピチューメン固化体の焼却/ガラス固化法を用いた処理に関し、技術面で重要な障害が複数存在することから、直接処分オプションに比べて有益なものではないという結論に至っている。しかし、技術的な障害に関する詳細は示されていない。	・EDF及びCEAが黒鉛廃棄物の処理に係わる研究活動を継続し、2017年末までに進捗状況報告書を提示すべきである。この方策が有益なものであることが示された場合、EDF及びCEAは、黒鉛廃棄物の処理施設の基本設計段階での技術オプション及び安全オプションについて説明する文書を提示するべきである。 ・CEAがピチューメン固化体の焼却/ガラス固化法による処理の可能性に係わる研究で得られた結論が正当なものであることについて包括的な説明を行う必要がある。
第2処分サイトを設置する可能性	スレーヌ・コミュニケーション共同体での調査及び研究活動の結論とは係わりなく、現在調査対象となっているサイトがFA-VL廃棄物の全てを、特にアレヴァNC社のマルヴェシ・サイトで生じる廃棄物を受け入れることはできないはずである。	ANDRAは2017年半ばまでに、特に2011年10月7日付のHCTISNの勧告及び関連するインベントリに基づき、第2のFA-VL廃棄物処分サイトの調査の実施に用いる方法を提示するべき。
一定のFA-VL廃棄物の地下深部の地層における処分		・ASNは、保守的な立場に立ち、またスレーヌ・コミュニケーション共同体サイトに関する調査結果と、FA-VL廃棄物の第2処分サイトに関する研究の調査結果を待つ現段階において、次に示すことを考慮に入れる必要があると判断する。

項目	事業者等による取り組みの現状	ASNの見解
		<ul style="list-style-type: none"> - Cigéoが適応可能なインベントリにおいて:黒鉛ブロック、ラ=アークの UNGG 廃棄物及びビチューメン固化体 - Cigéoのレファレンス・インベントリにおいて: CBF-C' 2 廃棄物及び黒鉛ジャケット
総合的な産業スキームの実現		<ul style="list-style-type: none"> ・ANDRAはFA-VL廃棄物の発生者と連携して、2019年末までに、下記に示すFA-VL廃棄物の管理に関する産業スキームを提示する必要がある。 <ul style="list-style-type: none"> - FA-VL廃棄物の全て、特に黒鉛廃棄物、FA-VLビチューメン廃棄物、アレヴァNC社のマルヴェシ工場で2019年以降に発生する廃棄物、ラジウム含有廃棄物を対象とするもの。 - 上記管理策の全体と、これらの廃棄物の発生と解決策の実行に関する予備的な予定表を考慮に入れたもの。
中間貯蔵に関する項目		
中間貯蔵量、貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ・現在黒鉛廃棄物に関してEDFが採用している戦略は、一方ではUNGG炉の廃止措置を、FA-VL廃棄物を対象とする処分施設の操業開始に合わせて調整し、もう一方では同施設へ向けた廃棄物の整然とした輸送の実施を想定するものである。 ・一部の廃棄物はサン=ローラン=デ=ゾーのサイロに中間貯蔵されている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・FA-VL廃棄物の発生者及び保持者は以下に示す点を2017年末までにエネルギー担当大臣及び原子力安全機関に提示する必要がある。 <ul style="list-style-type: none"> - 既存の中間貯蔵容量 - 既存の中間貯蔵容量の終了予測に加えて、INBの廃止措置作業を考慮に入れた、今後30年間に必要とされる新規容量。 - 新規中間貯蔵容量の操業開始に必要な期間。 ・EDFは2019年6月30日までに、下記を対象とする黒鉛廃棄物の中間貯蔵施設に関するプロジェクトの概略を提示すべきである。 <ul style="list-style-type: none"> - サン=ローラン=デ=ゾーのサイロに中間貯蔵されている廃棄物 - FA-VL処分センターの操業開始及び廃棄物受け入れ予定と合わない場合、UNGG炉の最初の廃止措置に伴って生じる廃棄物

(4) 長寿命低レベル放射性廃棄物の処分に関する事業者及び規制機関等の今後の予定

2016～2018年を対象とする「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画」(PNGMDR)に関するアレテ¹⁾では、ANDRAに対して、長寿命低レベル放射性廃棄物の安全オプション書類等について以下の事項を要求している。

- ・ 2018年6月末までに、処分場の安全要件を設定するための設計研究の中間報告書をASN及び防衛関連原子力規制機関(ASND)に提出する。ASNはエネルギー及び原子力安全担当大臣にこの報告書に関する意見を提出する。
- ・ 2019年6月末までに、概念設計段階の技術オプションと安全オプションをエネルギー担当大臣に提出する。ASNは本研究に関する意見を求められる。

2021年末までに、基本設計段階の安全オプション書類をASNに提出する。

2.4 参考文献

- 1) OECD/NEA, Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, Outcomes of the NEA MeSA Initiative, NEA No.6923, 2012 年
- 2) 例えば、ANDRA, DOSSIER D' OPTIONS DE SÛRETÉ PARTIE APRÈS FERMETURE (DOS-AF), 2016 年 4 月 8 日
- 3) 例えば、ANDRA, La version definitive du dossier 2005, Synthèse Argile : Evaluation de la faisabilité du stockage géologique en formation argileuse, 266B, 2005 年 12 月
- 4) 例えば、ANDRA, Stockage réversible profond, Étape 2009, Proposition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie et de scénarios d'implantation en surface, 391, 2010 年 9 月
- 5) ANDRA, PNGMDR 2013-2015, PROJET DE STOCKAGE DE DÉCHETS RADIOACTIFS DE FAIBLE ACTIVITÉ MASSIQUE À VIE LONGUE (FA-VL) RAPPORT D'ÉTAPE 2015, Identification FRPADPG150010, 398.B, 2015 年 6 月
- 6) Loi No. 91-1381 du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, 1991 年 12 月 30 日/2007 年 3 月 22 日
- 7) Decret n° 2008-357 du 16 avril 2008 pris pour l'application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et fixant les prescriptions relatives au Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, 2008 年 4 月 16 日
- 8) Décret no 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives , 2007 年 11 月 2 日/2017 年 4 月 25 日
- 9) ASN, Avis n° 2018-AV-0300 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 janvier 2018 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par l'Andra pour le projet Cigéo de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde, 2018 年 1 月 11 日
- 10) Decret no 2013-1304 du 27 décembre 2013 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, 2013 年 12 月 27 日
- 11) MINISTÈRE DE L'ENVIRONNEMENT, DE L'ÉNERGIE ET DE LA MER, EN CHARGE DES RELATIONS INTERNATIONALES SUR LE CLIMAT, Arrêté du 23 février 2017 pris en application du décret no 2017-231 du 23 février 2017 pris pour application de l'article L. 542-1-2 du code de l' environnement et établissant les prescriptions du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs, NOR : DEVR1635310A, 2017 年 2 月 23 日
- 12) Code de l'environnement, 2000 年/2018 年 3 月 2 日
- 13) La ministre de l'écologie, du développement durable, des transports et du logement, le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie et le ministre auprès du ministre de l'économie, des finances et de l'industrie, chargé de l'industrie, de l'énergie et de l'économie numérique, Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, NOR: DEVP1202101A , 2012 年 2 月 7 日
- 14) MINISTÈRE DE L'ÉCOLOGIE, DU DÉVELOPPEMENT DURABLE ET DE L'ÉNERGIE, Arrêté du 11 janvier 2016 portant homologation de la décision no 2015-DC-0532 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 17 novembre 2015 relative au rapport de sûreté des installations nucléaires de base, NOR : DEVP1600309A, 2016 年 1 月 11 日
- 15) ASN, Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde, 2008 年 2 月 12 日
- 16) ASN, Dossier « projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique

- profonde - ouvrages, CODEP-DRC-2014-039040, 2014 年 10 月 9 日
- 17) ASN, Dossier "projet de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde maîtrise des risques en exploitation au niveau esquisse du projet Cigeo", CODEP-DRC-2015-004834, 2015 年 4 月 7 日
 - 18) ASN, ORIENTATIONS GÉNÉRALES DE SÛRETÉ EN VUE D'UNE RECHERCHE DE SITE POUR LE STOCKAGE DES DÉCHETS DE FAIBLE ACTIVITÉ MASSIQUE À VIE LONGUE", 2008 年 5 月 5 日
 - 19) ASN, Options de sûreté du projet Cigéo, CODEP-DRC-2014-039834, 2014 年 12 月 19 日
 - 20) ANDRA, DOSSIER D' OPTIONS DE SÛRETÉ PARTIE EXPLOITATION (DOS-EXPL), 2016 年 4 月 8 日
 - 21) ANDRA, DOSSIER D' OPTIONS DE SÛRETÉ PARTIE APRÈS FERMETURE (DOS-AF), 2016 年 4 月 8 日
 - 22) ANDRA, Proposition de plan directeur d' exploitation de Cigéo (PDE), 2016 年 4 月
 - 23) ANDRA, Dossier d'options techniques de récupérabilité (DORec), 2016 年 4 月
 - 24) ASN, SAISINE ASN CODEP-DRC-2016-021886 DU 2 AOUT 2016, Projet de stockage Cigeo - Examen du Dossier d'Options de Sûreté, 2016 年 8 月 2 日
 - 25) IRSN, Projet de stockage Cigéo – Examen du Dossier d' Options de Sûreté, RAPPORT IRSN N° 2017-00013, 2017 年 5 月 18 日
 - 26) ASN, Avis n° 2010-AV-0084 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 janvier 2010 sur le dossier de l'agence nationale de gestion des déchets radioactifs (ANDRA) relatif à la proposition d'une zone d'intérêt pour la reconnaissance approfondie et de scénarios d'implantation en surface pour un stockage réversible en formation géologique profonde, 2010 年 1 月 5 日
 - 27) Loi no 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative a la gestion durable des matières et déchets radioactifs, 2006 年 6 月 28 日/2016 年 7 月 25 日
 - 28) Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, 2006 年 6 月 13 日/2012 年 1 月 5 日
 - 29) IAEA, INSAG-10: Defence in Depth in Nuclear Safety, 1996 年
 - 30) Code de la santé publique, 2000 年/2018 年
 - 31) IAEA, INTERNATIONAL PEER REVIEW ON THE "SAFETY OPTIONS DOSSIER" OF THE PROJECT OF DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE IN DEEP GEOLOGICAL FORMATIONS: CIGÉO, PEER REVIEW REPORT, November 2016, Paris, France, 2016 年 11 月
 - 32) IAEA, Safety Standards, Disposal of Radioactive Waste, SPECIFIC SAFETY REQUIREMENTS No. SSR-5, 2011 年 5 月 5 日
 - 33) IAEA, Safety Standards, The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste for protecting people and the environment, Specific Safety Guide No. SSG-23, 2012 年 9 月
 - 34) OECD/NEA, Post-closure Safety Case for Geological Repositories, NEA No. 3679, 2004 年
 - 35) WENRA, Radioactive waste disposal facilities Safety reference levels, 2014 年
 - 36) IAEA, The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal, DRAFT SAFETY GUIDE No. DS 355, 2010 年
 - 37) ICRP, ICRP Publication 81, Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, 1998 年
 - 38) IRSN, Avis relatif au dossier « Projet Cigéo - Dossier d' Options de Sûreté », Avis/IRSN N° 2017-00190", 2017 年 6 月 17 日
 - 39) Groupe permanent d'experts pour les déchets , Groupe permanent d'experts pour

- les laboratoires et usines , Avis et Recommandations relatifs au dossier d'options de sûreté du projet Cigéo, 2017 年 5 月 19 日
- 40) CNE, ANALYSE DES DOCUMENTS CIGEO 2016 ET RECOMMANDATIONS, 2016 年 11 月
 - 41) ASN, Avis n° 2018-AV-0300 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 11 janvier 2018 relatif au dossier d'options de sûreté présenté par l'Andra pour le projet Cigéo de stockage de déchets radioactifs en couche géologique profonde, 2018 年 1 月 11 日
 - 42) ANDRA, LETTRE DG/17-0097 DU 27 AVRIL 2017 Projet de stockage Cigéo - Instruction du dossier relatif aux « options de sûreté - livrables Cigéo 2015 », 2017 年 4 月 27 日
 - 43) ASN, Avis no 2016-AV-264 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 29 mars 2016 sur les études relatives à la gestion des déchets de faible activité à vie longue (FA-VL) remises en application du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2013-2015, en vue de l'élaboration du Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2016-2018, 2016 年 3 月 29 日

2.5 米国におけるセーフティケースの概要

米国におけるセーフティケースについて、特に長半減期の放射性核種が含まれる廃棄物の埋設を対象としたものの検討状況と規制機関等によるレビューの状況について概要を調査する。米国での長半減期の放射性核種が含まれる廃棄物の埋設としては、地層処分施設であるユッカマウンテン処分場、廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP、Waste Isolation Pilot Plant）やクラス C を超える低レベル放射性廃棄物（GTCC、Greater-than-Class C）も調査対象とする。

米国のセーフティケースの概要としては、セーフティケースが作成された埋設事業の概要、規制制度、事業の実施体制をまとめる。また、セーフティケースの位置づけや作成の背景、規制機関によるレビューに関して、法的根拠、法制度の概要などを取りまとめる。

2.5.1 米国の調査対象文書

米国の長半減期の放射性核種を含む放射性廃棄物として、高レベル放射性廃棄物（ユッカマウンテン処分場）、TRU 廃棄物（廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP））、クラス C を超える低レベル放射性廃棄物（GTCC）について、処分に係る現状、根拠法、連邦規則（CFR、Code of Federal Regulation）、規制指針（レビュープラン）、セーフティケース関連文書、安全審査文書を表 2.5-1 に示す。すべての文書が整備され、有効な調査が可能なのは、高レベル放射性廃棄物の処分場であるユッカマウンテン処分場に関するものとなっている。

そこで、長寿命放射性廃棄物処分に係るセーフティケースの調査対象としては、ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書のうちの安全解析書（SAR）とし、以降の調査・整理を行う。

なお、米国ではセーフティケースの用語はほとんど使用されていないが、2002 年の「性能確認計画（Performance Confirmation Plan）」¹⁾においては、閉鎖後セーフティケースは閉鎖後の安全性に関する複数の証拠が利用されるため、以下のような構成を含んだものの考え方が示されている【1.2.6】。

- ・ 性能評価
- ・ 安全裕度及び深層防護
- ・ 潜在的な破壊的事象の明示的な考慮
- ・ ナチュラルアナログからの洞察

- ・性能確認

「性能確認計画」は、閉鎖後の処分場性能に関して、許認可申請書の中で用いられる情報の精度及び妥当性を評価するために実施されるモニタリング、試験及び解析活動を規定するものとされている。【EXECUTIVE SUMMARY】

表 2.5-1 米国の長寿命放射性廃棄物の処分の現状・法令・関連文書

廃棄物の種類	高レベル放射性廃棄物 (使用済燃料)	TRU 廃棄物	クラス C を超える低レベル放射性廃棄物 (GTCC)
処分に係る現状	ユッカマウンテン処分場の安全審査はほぼ終了 許認可発給に必要な手続きが残っている	廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) が操業中	処分概念の検討段階
根拠法	1982 年放射性廃棄物政策法 (1987 年修正)	1992 年 WIPP 土地収用法	1987 年低レベル放射性廃棄物政策修正法 2005 年エネルギー政策法
連邦規則 (CFR)	10 CFR Part 63 40 CFR Part 197	40 CFR Part 191 40 CFR Part 194	—
レビュープラン	NUREG-1804 「ユッカマウンテン・レビュープラン」	—	—
セーフティケース関連文書	ユッカマウンテン処分場の許認可申請書	適合性 (再) 認定申請書	—
安全審査文書	安全性評価報告 (SER)	適合性 (再) 認定の決定文書	—

なお、米国の高レベル放射性廃棄物 (ユッカマウンテン処分場) 計画の実施体制を下図に示す。高レベル放射性廃棄物処分の実施主体については、連邦政府が責任を有しており、エネルギー省 (DOE) が実施主体となっている。放射性廃棄物処分の安全規制については、高レベル放射性廃棄物については、原子力規制委員会 (NRC) が行っている。

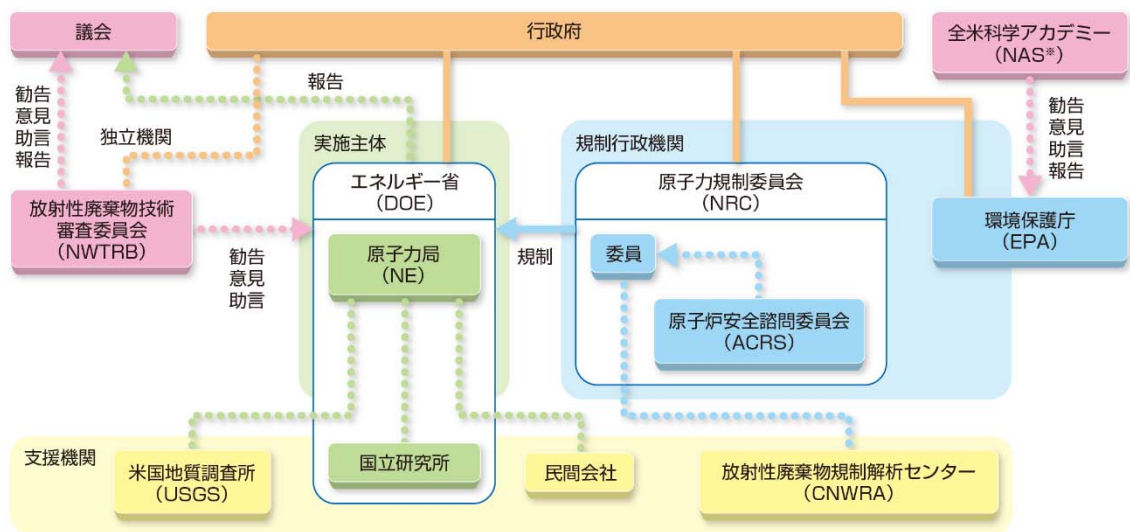


図 2.5-1 米国の高レベル放射性廃棄物処分実施体制

高レベル放射性廃棄物処分に関しては、法律によってネバダ州のユッカマウンテンが処分場として決定しているが、オバマ政権が 2009 年に、ユッカマウンテンは実行可能なオプションではないとして、ユッカマウンテン計画を中止して代替案を検討するとの方針を示す一方、2017 年に誕生したトランプ政権は、ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可手続きを進める方針を示したものの、連邦議会上下院の足並みが揃わない状況から、有効な対策が行われていない状況が継続している。

2.5.2 セーフティケースに関する要求事項

米国の長寿命放射性廃棄物処分に係るセーフティケースは、ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書を調査対象とし、規制機関等の要求事項を調査する。具体的には、以下の文書を調査する。

- ・原子力規制委員会（NRC）「10 CFR Part 63：ネバダ州ユッカマウンテン地層処分場での高レベル放射性廃棄物の処分（10 CFR Part 63: Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada）」（2009年）²⁾
- ・原子力規制委員会（NRC）「ユッカマウンテン・レビュープラン（Yucca Mountain Review Plan）」（2003年）³⁾

10 CFR Part 63 では、§ 63.21 に許認可申請書の内容が規定されており、申請書は一般情報（GI、General Information）と安全解析書（SAR、Safety Analysis Report）とで構成することとなっている。ここで対象としているセーフティケースは、安全解析書（SAR）の構成要素となる（表 2.5-2 参照）。

閉鎖後の安全性に係る性能評価に関しては、以下が主要な規定と考えられる。

- ・特徴、事象及びプロセス（FEP、Features, Events, and Processes）－ § 63.21(9)；それが地層処分場の性能にとって有利に働くか潜在的に不利になるかにかかわらず、§ 63.113 の順守に重要な影響を与えると想定されるサイトの特徴、事象及びプロセスに関する特性調査がどの程度進んでいるのかを明らかにすると共に、これらが廃棄物隔離にどの程度の影響を与えるのかを明らかにすることを目的とした評価。これらの調査は、地表から必要とされる深度（地下施設を出た放射性核種が移行する主要経路を明らかにする上で必要な深度）までの範囲で実施されなければならない。サイト外部の地質環境に関する具体的な特徴、事象及びプロセスも、これらが地層処分場の性能に影響する場合には、調査されなければならない。
- ・個人防護基準の遵守評価－ § 63.21(11)；§ 63.113(b)における要求に従って、永久閉鎖の後の期間を対象に提案されている地層処分場に認められる、合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくを制限する能力の評価。
- ・人間侵入に関する基準の遵守評価－ § 63.21(13)；§ 63.113(d)における要求に従って、永久閉鎖の後の期間を対象に提案されている地層処分場に認められる、人工バリアシ

システムへの人間侵入が起こった場合に合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばく量を制限する能力の評価。

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
サブパート A: 一般規定	
§ 63.2 定義	<p>性能評価とは、次のような分析のことをいう。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) ユッカマウンテン処分システムに影響する可能性のある特徴、事象、プロセス（人間侵入を除く）と、事象とプロセスのシーケンス（人間侵入を除く）及びそれらの発生確率を特定する解析を意味する。 (2) これらの特徴、事象及びプロセスに加えて、事象やプロセスのシーケンスがユッカマウンテン処分システムの性能に与える影響を検討する。及び、 (3) 重要なすべての特徴、事象及びプロセスに加えて、事象やプロセスのシーケンスによって引き起こされた放出の結果として合理的な範囲で最大の被ばくを受ける個人に生じる線量の見積りを、それぞれの特徴、事象及びプロセスやそのシーケンスの発生確率を考慮し、さらには関連する不確実性を含めた形で、実施する。
サブパート B: 許認可	
§ 63.21 申請の内容	<ol style="list-style-type: none"> (a) 申請は一般情報と安全解析書によって構成される。また環境影響報告書が、1982年放射性廃棄物政策法（修正後）に従って作成され、申請書に添付されなければならない。何らかの機密データまたは国家安全保障情報が含まれている場合、これらは機密扱いされない情報と区別しなければならない。また、申請書は、ドケットへの収録の時点で合理的に入手可能な情報に照らして、可能な限り完全なものでなければならない。 (b) 一般情報には、次のものが含まれなければならない。 <ol style="list-style-type: none"> (1) ユッカマウンテン・サイトに提案されている地層処分場に関する全般的な記述（地層処分場操業エリアの所在地の特定を含む）、提案される活動の一般的な性格、NRCの許認可発給権限の行使にとっての根拠。 (2) 提案された地層処分場操業エリアにおける建設、廃棄物の受け入れ、廃棄物の定置活動のスケジュール案。 (3) 本章の§ 73.51に従った高レベル放射性廃棄物の物的防護を実現するための詳細なセキュリティ措置に関する記述。この計画の中には、物的防護措置の設計、許認可保持者の安全保障面での緊急時対策、さらにはセキュリティ組織要員の訓練及び資格認定計画が含まれていなければならない。さらに、この計画では、この種の要件の順守を立証するために用いられる試験、点検、監査及びその他の手段が列記されるものとする。 (4) § 63.78の諸要件を満たすための核物質管理及び計量管理計画の説明。 (5) ユッカマウンテン・サイトの特性調査のために実施される作業の説明。 (c) 安全解析書には、次のものが含まれなければならない。 <ol style="list-style-type: none"> (1) <u>ユッカマウンテン・サイトの記述。この中には、当該サイトの特徴、事象及びプロセスで、地層処分場操業エリアの設計及び地層処分場の性能に影響を与える可能性のあるものに関する記述が含まれる。また当該サイトの記述には、サイト外部の特徴、事象及びプロセスに関する情報が、当該情報が地層処分場の安全性または性能に関して重要なものである範囲において、含まれなければならない。本パラグラフで言及した情報には次のものが含まれる。</u> <ol style="list-style-type: none"> (i) <u>地層処分場操業エリアの所在地。この所在地は当該サイトの境界との関連において示される。</u> (ii) <u>当該サイトの地質学的、水理学的、地球化学的な状況に関する情報。この中には母岩の地力学的な特性及び条件も含まれる。</u> (iii) <u>当該サイトの地表水の水理学的状況や、サイトの気候学的及び気象学的な状況に関する情報。及び、</u> (iv) <u>合理的な範囲で最大の被ばくを受ける個人の所在地に関する情報や、現地の人間の挙動及び特徴に関する情報で、参照生物圏及び合理的な範囲で最大の被ばくを受ける個人に関して使用される概念モデル及びパラメータの選定に裏付けを与える上で必要なもの。</u>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>(2) 地層処分場操業エリアの建設材料に関する情報（地質媒体、全体的な配置及びおおよその寸法）、さらに DOE が地層処分場操業エリアの設計及び建設への適用を提案する条例及び基準。</p> <p>(3) 地層処分場操業エリアの様々な構成要素及び人工バリアシステムの設計に関する記述及び検討。この中には次のものが含まれる。</p> <p>(i) 適用される条例及び基準に従って使用された寸法、物質の諸特性、仕様、分析及び設計方法。</p> <p>(ii) 使用された設計基準及びこれらの基準と § 63.111(b)、§ 63.113(b)及び § 63.113(c)で指定された閉鎖前及び閉鎖後の性能目標との関係。及び、</p> <p>(iii) 設計基礎（design bases）及び、これらの設計基礎と設計基準との関係。</p> <p>(4) ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアで受領及び所有することが提案されている放射性物質の種類、量及び仕様の記述。</p> <p>(5) § 63.111(c)における要求に従って、§ 63.111(a)の順守を確保するために永久閉鎖に先立つ期間を対象に実施される、地層処分場操業エリアの閉鎖前安全解析。この解析のためには、地層処分場の操業エリアにおける操業が最大限のキャパシティ及び申請書に示された放射性廃棄物の受け入れペースをもって実施されるものと仮定する。</p> <p>(6) 放射性流出物及び職業的な放射線学的被ばくを、この種の流出物及び被ばくを § 63.111 の諸要件に従ったレベルに維持するために管理及びモニタリングするための計画に関する記述。</p> <p>(7) 回収が必要となった場合に備えて設定される、放射性廃棄物の回収及び代替貯蔵に関する計画の記述。</p> <p>(8) 永久閉鎖や、地上施設の除染あるいは除染・解体を容易にするために設定される設計上の配慮に関する記述。</p> <p>(9) <u>それが地層処分場の性能にとって有利に働くか潜在的に不利になるかにかかわらず、§ 63.113 の順守に重要な影響を与えると想定されるサイトの特徴、事象及びプロセスに関する特性調査がどの程度進んでいるのかを明らかにすると共に、これらが廃棄物隔離にどの程度の影響を与えるのかを明らかにすることを目的とした評価。これらの調査は、地表から必要とされる深度（地下施設を出た放射性核種が移行する主要経路を明らかにする上で必要な深度）までの範囲で実施されなければならない。サイト外部の地質環境に関する具体的な特徴、事象及びプロセスも、これらが地層処分場の性能に影響する場合には、調査されなければならない。</u></p> <p>(10) <u>現在設計において考慮されている熱負荷の範囲に対して地力学的、水理地質学的及び地球化学的な体系が示すと想定される反応の評価。この評価では、断裂及びその他の不連続のパターンと、岩塊及び水の熱伝導特性が考慮される。</u></p> <p>(11) <u>§ 63.113(b)における要求に従って、永久閉鎖の後の期間を対象に提案されている地層処分場に認められる、合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくを制限する能力の評価。</u></p> <p>(12) <u>§ 63.113(c)における要求に従って、提案されている地層処分場に認められる、接近可能な環境への放射性核種の放出量を制限する能力の評価。</u></p> <p>(13) <u>§ 63.113(d)における要求に従って、永久閉鎖の後の期間を対象に提案されている地層処分場に認められる、人工バリアシステムへの人間侵入が起こった場合に合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばく量を制限する能力の評価。</u></p> <p>(14) <u>§ 63.115 における要求に従って、廃棄物の隔離にとって重要なバリアとみなされる地質学的な環境に自然に存在する特徴と人工バリアシステムの設計上の特徴の評価。</u></p> <p>(15) <u>本セクションのパラグラフ(c)(9)から(c)(14)で要求された情報を提供するために用いられるモデルの裏付けを得るために利用される措置の説明。地層</u></p>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p><u>処分場の性能評価に用いられる分析及びモデルに関する裏付けは、現場試験、原位置試験、現場条件を再現した室内試験、モニタリングデータ及びナチュラルアナログ研究などの方法を適宜に組み合わせて提示されなければならない。</u></p> <p>(16) 地上部分と地下の部分を含む地層処分場の構造物、システム及び構成要素で、設計の適切性を確認するための研究開発が必要とされるものの特定。安全性にとって重要な構造物、システム及び構成要素、さらには廃棄物隔離にとって重要な人工及び天然バリアに関して DOE は、安全面での問題を解決するために設計された計画の詳細な記述を提示するものとする。この中には、これらの問題がいつ解決されるのかについて示すスケジュールが含まれる。</p> <p>(17) 本パートのサブパート F の諸要件を満たす性能確認プログラムの記述。</p> <p>(18) 許認可仕様の対象になる可能性が高いと判断された変数、条件またはその他の項目の特定及びその選択の正当化。この際に、最終的な設計に著しい影響を与える可能性のある項目に、特別な注意が払われなければならない。</p> <p>(19) 専門家の論理的判断が使用される方法の説明。</p> <p>(20) 安全性にとって重要な構造物、システム及び構成要素、また廃棄物隔離にとって重要な人工及び天然バリアに対して適用される品質保証計画の記述。この品質保証計画の記述には、§ 63.142 に示された適用される要件がどのように満たされるかに関する検討が含まれていなければならない。</p> <p>(21) § 63.161 において要求されている、永久閉鎖、地上施設の除染または除染・解体以前のいずれかの時点で起こり得る放射線学的な緊急事態への対応策及び復旧計画に関する記述。</p> <p>(22) 地層処分場操業エリアで実施される様々な活動に関する、次に示す情報。</p> <p>(i) 地層処分場操業エリアの建設及び操業に関連する DOE の組織構成。この中には、何らかの権限委任及び責任の割り当て（規制、行政指導、契約規定またはその他の形でのもの）に関する記述が含まれる。</p> <p>(ii) 地層処分場操業エリアの安全性及び操業に関する責任が割り当てられた主要なポストの特定。</p> <p>(iii) 人員の資格及び訓練要件。</p> <p>(iv) 操業開始活動に関する計画と操業開始試験に関する計画。</p> <p>(v) 通常活動の実施に関する計画。この中には、地層処分場操業エリアの構造物、システム及び構成要素の保守、サーベイランス及び定期試験が含まれる。</p> <p>(vi) 永久閉鎖に関する計画と、様々な地上施設の除染または除染・解体に関する計画。</p> <p>(vii) ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアを、放射性廃棄物の処分以外の目的に使用する計画がある場合に、その計画。この中には、この種の利用が安全性にとって重要な、また廃棄物隔離にとって重要な人工及び天然バリアにとって重要な構造物、システム及び構成要素の操業に与え得る影響の分析が含まれる（この種の影響が存在する場合）。</p> <p>(23) § 63.71 及び § 63.72 において記述された記録を維持するために用いられる計画に関する記述。</p> <p>(24) DOE がユッカマウンテン・サイト及び隣接区域においてアクセスを制限したり、土地利用を規制したりする目的で適用する管理に関する記述。この中には、永久閉鎖後のサイトの特定に使用される標識の概念設計も含まれる。</p>
サブパート E: 技術基準	
§ 63.101 目的及び認定の性格	(a)(1) サブパート B では、線源、特定核物質または副産物質をユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアに受け入れ、所有するための許認可の発給に関する基準を規定する。とくに § 63.41(c) では、許認可の発給が公衆衛生及び安全に対して過度のリスクをもたらすことがない点に関する認定が求められ

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>ている。本サブパートの目的は、それに適合した場合には過度のリスクが存在しないという認定の裏づけとなる地層処分場の閉鎖後性能に関する性能目標及びその他の基準を設定することにある。地層処分場に関する閉鎖後性能目標の中には、合理的に最大の被ばくを受ける個人にとっての放射線学的な被ばくを制限する要件、地下水を保護するために接近可能な環境への放射性核種の放出量を制限する要件、そして人間侵入が起こった際に合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくを制限する要件が含まれる（それぞれ、§ 63.113 の(b)、(c)及び(d)を参照）。</p> <p>(2) § 63.113 で指定された閉鎖後の性能目標は一般に絶対的な条件として述べられているが、要件に適合するという完璧な保証の提示が可能だとは考えられていない。ここで要求される一般基準は、NRC に提示された記録に基づいて閉鎖後性能目標が達成されることに関してもたらされる合理的な保証である。地層処分場が閉鎖後性能に関する目標に適合することの証拠は、地質環境、生物圏及び人工バリアシステムの変遷に関する理解につきものの不確実性のために、言葉の通常の意味においては得ることはできない。ここで問題となるような長期的な性能に関して求められるのは、関連する期間、危険性及び不確実性を考慮した上で、結果が地層処分場の閉鎖後性能目標に適合したものとなることに関する合理的な見込みである。この適合性の立証には、複雑な予測モデルの利用が含まれる。このモデルは、現地及び研究室における試験、サイト固有のモニタリング、ナチュラルアナログ調査などから得られる限定的なデータにより支えられるものであり、これらが広く行き渡っている専門家の判断により補足される場合もある。順守の立証では、かなりの信頼性をもって正確な定量化を行うのが困難であるというだけの理由によって、重要なパラメータが評価及び解析から除外されることがあってはならない。性能評価及び解析は、極端な物理学的に状況またはパラメータ値だけに基づくのではなく、正当化でき、かつ合理的なパラメータ分布の範囲全体に焦点を絞ったものでなければならない。さらに、この合理的な見込みを明らかにする上で、NRC は数値解析を定性的な判断によって補う場合がある。この中には、地層処分場の回復能力の尺度の一つである多重バリアの多様性の度合いに関する考察などが含まれる。</p> <p>(b) サブパート B では、ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアを対象とする建設認可の裏づけとして行うべき認定がリストアップされている。閉鎖以前には、§ 63.31(a) (1)によって、申請書に記載された放射性物質のタイプ及び量が、公衆衛生及び安全に対する過度のリスクを引き起こさずに、提案されている設計の地層処分場操業エリアにおいて受け入れ、所有及び貯蔵できる点について合理的な保証が存在することに関する認定が要求されている。永久閉鎖の後では、§ 63.31(a)(2)によって、当該サイト及び設計が閉鎖後性能目標に適合したものであるという合理的な見込みが存在するかどうか NRC によって判断されることが要求されている。ここでも、基準が絶対的な条件の形で書かれている場合があるが、NRC が § 63.31 のパラグラフ(a)(2)において指定された認定を行えるよう、順守の立証において不確実性及び知識の欠如が考慮に入れられなければならない。</p>
§ 63.102 概念	<p>(h) 多重バリア：セクション 63.113(a)において、地層処分場には、天然バリアと人工バリアの両方を含む多重バリアが設定されるよう要求されている。HLW の地層処分は、地質環境の一つあるいは複数の側面が放射性廃棄物の隔離に寄与することができ、したがって廃棄物隔離にとっての重要なバリアの一つになるという公算に基づくものである。十億年単位という広範な地質学的記録が存在するとはいえ、この記録には解釈が必要であり、多くの不確実性が伴うものである。さらに人工バリアの隔離能力及び性能にも不確実性が存在する。人工構造物（バリア）の構成及び形状は天然バリアでは行えないほどの精度で定義することができるが、それぞれのバリアの特性調査及びモデル化に伴う不確実性を考</p>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>慮して、ごく少数の考古学的及びナチュラルアナログ（類似物）を除き、数百年よりも長い期間にわたり複雑な人工建造物の性能に関する経験はごく限られたものであることが認識されている。これらの不確実性への対処は、多重バリア・アプローチの採用を要求することによってなされている。具体的には、地質環境がもたらす天然バリアに加えて、一つの人工バリアシステムを採用することが求められている。性能評価は、信頼性の高いモデル及びパラメータに基づいた処分場性能の評価をもたらすものであり、この中には処分場システムの挙動に関する不確実性への配慮も含まれる。したがって性能評価の結果は、様々な課題（個別のバリア及び様々なバリアの組み合わせの性能の低下につながるようなパラメータの組み合わせなど）に対処する上での各バリアの能力を反映したものとなる。それぞれのバリアの能力（飽和帯における放射性核種の遅延、廃棄物パッケージの寿命、不飽和帯における基質拡散など）に関する記述は、性能評価にも反映されているように、天然バリア及び人工バリアシステムがその組み合わせによって地層処分場の回復能力の強化に向けてどのように寄与するかに関する理解をもたらすものである。NRC は、こうした理解によって、§ 63.113(b) 及び(c)において規定された閉鎖後性能目標が達成されることに関する、さらには DOE の設計に多重バリアシステムが含まれていることに関する信頼感が高まるものと考えている。</p> <p>(i) 参照生物圏及び合理的に最大の被ばくを受ける個人：性能評価では、様々な場所及び将来の様々な時点において水または大気に放出される放射性物質の量が見積られる。ユッカマウンテン地層処分場から放出される放射性物質によって将来の人間が被ばくを受ける可能性を見積るためには、合理的に最大の被ばくを受ける個人が生活する場所及びこれらの個人の特徴について、一定の仮定を採用する必要がある。合理的に最大の被ばくを受ける個人が生活する環境が、それに関連する人間の被ばく経路及びパラメータと共に、§ 63.305 において記述された参照生物圏を形成する。アマルゴサ・バレーの町に特徴的な社会に居住する仮定の個人としての合理的に最大の被ばくを受ける個人は、§ 63.312 において記述されたような放射性核種の平均濃度を伴う水を用いて生活する代表的な個人の一人である。この合理的に最大の被ばくを受ける個人は、ユッカマウンテン地層処分場から放出される放射性物質によって最も高い被ばくを受けると合理的に予測されるユッカマウンテン近辺に住む人々を代表するものとして選定される。参照生物圏及び合理的に最大の被ばくを受ける個人の特徴は、§ 63.305 及び § 63.312 において記述されているように、現在の人間の行動や当該地域の生物圏条件に基づくものとする。</p> <p>(j) 性能評価：§ 63.113(b)で規定された閉鎖後性能目標への適合を立証するためには、<u>順守期間内のいずれの時点においても合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的被ばく定量的に見積る性能評価を実施する必要がある。この性能評価は系統立った分析であり、これによって地層処分場の性能に影響を与える可能性のある特徴、事象及びプロセス（すなわち、地質環境の具体的な条件または特性、人工バリアの機能低下、劣化または変質プロセス、天然バリアと人工バリアの相互作用）が特定され、それらが性能に与える影響が検討され、合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的被ばくが見積られる。この性能評価において検討される特徴、事象及びプロセスは、性能にとって有利なものと悪影響を及ぼす可能性のあるものの両方を含む広範なものでなければならない（例えば、有利に働く放射性核種の収着、悪影響を及ぼす可能性のある断裂内の水流、臨界事象など）。この解析には、§ 63.113(b)の順守に大きく影響すると予測されるか、性能に悪影響を及ぼす可能性がある特徴、事象及びプロセスが含まれるが、<u>発生の確率がきわめて低い（発生の確率が 10,000 年間で 10,000 分の 1 未満）事象（事象クラスまたはシナリオ・クラス）はこの分析から除外することができる。1つの事象クラスは、1つの共通自然プロセスによって引き起こされる想定可能なあらゆる具体的な発端となる事象によって構成される</u>（例えば地震</u></p>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>に関する事象クラスには、ユッカマウンテン・サイトに関する信ずるに足る地震の規模が含まれる。合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくは、選択された特徴、事象及びプロセスを用いて、また見積られた被ばくが起る確率を組み込むことによって、見積られる。さらに<u>性能評価</u>方法は、地下水の保護及び人間侵入に関する閉鎖後性能目標の順守を立証する作業に使用する上で適切なものであり、§ 63.114 及びサブパート L の適用される基準（例えば、地下水の保護及び個人防護基準の順守を評価するための基準など）に指定された<u>性能評価要件</u>の対象となる。</p> <p>(k) 制度的管理：能動的及び受動的な制度的管理を実施することによって、ユッカマウンテン・サイトにおいて維持されると共に、これによって放射性物質の偶発的な放出を引き起こすか放出を加速させる可能性のある人間の活動が実施される可能性が、排除されないまでも、著しく軽減されるものと予測される。しかし、こうした制度的管理の長期的な信頼性に関して科学的に健全な予測を行うことはできず、§ 63.113(b)に示された性能目標を達成する地層処分場の能力を評価する目的で、人間侵入に関する検討を全面的にリスク・ベースの<u>性能評価</u>に含めるのは適切ではない。したがってこの人間侵入への対処には、次のパラグラフ(l)で記述された様式化された方法が使用される。</p> <p>(l) 人間侵入：人間活動が関連しない事象とは異なり、今後何百年または何千年ものうちに起こり得る人間侵入の発生確率及び特徴は、歴史的あるいは地質学的記録の検討を通じて評価できるものではない。したがって将来の侵入の性格及び確率に関する推測を行う方法よりも、地層処分場が人間侵入事象に対抗する能力をどの程度備えているかを評価する方法の方が役に立つ。想定された侵入事象の影響は別の解析対象であろうが、この解析は、§ 63.113(b)で要求されている<u>性能評価</u>と類似したものである一方で、本パートのサブパート L の § 63.321、§ 63.322 及び § 63.342 で指定された人間侵入の評価に関する具体的な要件の対象となる。</p>
閉鎖後性能目標	
§ 63.113 永久閉鎖後の地層処分場の性能目標	<p>(a) 地層処分場には、多重バリアが含まれなければならない。この多重バリアは、天然バリアと人工バリアシステムの両方で構成される。</p> <p>(b) 人工バリアシステムの設計は、天然バリアと共に働く形で、合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくが、本パートのサブパート L の § 63.311 において指定された限度内に収まるようにするものでなければならない。また本パラグラフの順守は、本サブパートの § 36.114、さらには本パートのサブパート L の § 63.303、§ 63.305、§ 63.312 及び § 63.342 において指定された諸要件に適合する<u>性能評価</u>を通じて立証されなければならない。</p> <p>(c) 人工バリアシステムの設計は、天然バリアと共に働く形で、接近可能な環境への放射性核種の放出量が、本パートのサブパート L の § 63.331 において指定された限度内に収まるようなものでなければならない。また本パラグラフの順守は、本サブパートの § 36.114、さらには本パートのサブパート L の § 63.303、§ 63.332 及び § 63.342 において指定された諸要件に適合した<u>性能評価</u>を通じて立証されなければならない。</p> <p>(d) 人工バリアシステムへの人間侵入が起こった場合に合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばく量を制限する地層処分場の能力は、本パートのサブパート L の § 63.321 及び § 63.322 の諸要件に適合する解析を通じて立証されなければならない。合理的に最大の被ばくを受ける個人の放射線学的な被ばくを見積るためには、本サブパートの § 36.114、さらには本パートのサブパート L の § 63.303、§ 63.305、§ 63.312 及び § 63.342 において指定された諸要件に適合する<u>性能評価</u>を実施する必要がある。</p>
閉鎖後性能評価	
§ 63.114 <u>性能評価</u> に関する要件	(a) 処分後 1 万年間に関する § 63.113 の順守を立証するために実施する <u>性能評価</u> は以下の条件に適合しなければならない：

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>(1) ユッカマウンテン・サイトと、必要な範囲の周辺地域の地質学、水文学、及び地球化学（破壊的なプロセスや事象を含む）に関するデータと、評価で使用する処分後 1 万年間に関するパラメータと概念モデルを定義するための人工バリアシステムの設計についての情報を含む。</p> <p>(2) 処分後 1 万年間に関するパラメータ値の不確実性と可変性を考慮し、性能評価で使用するパラメータの範囲、確率分布、バウンディング値の技術的根拠を規定する。</p> <p>(3) 入手可能なデータ及び現在の科学的理解と一致する、処分後 1 万年間に関する特徴及びプロセスの代替概念モデルを考察し、代替概念モデルが地層処分場の性能に及ぼす影響を評価する。</p> <p>(4) § 63.342 に明記された性能評価に関する制限と一致する特徴、事象、プロセスだけを考察する。</p> <p>(5) 特徴、事象、プロセスの性能評価への包含または除外の技術的根拠を規定する。処分後 1 万年間に関し、合理的に最大の被ばくを受ける個人の、結果として生じる放射線被ばくや、接近可能な環境への放射性核種の放出の規模と時期が、それらを除外すると著しく変化する可能性がある特定の特徴、事象、プロセスは、詳細に評価しなければならない。</p> <p>(6) 天然バリアの性能に影響を及ぼすプロセスを含め、人工バリアの機能低下、劣化または変質プロセスの性能評価への包含または除外の技術的根拠を規定する。処分後 1 万年間に関し、合理的に最大の被ばくを受ける個人の、結果として生じる放射線被ばくや、接近可能な環境への放射性核種の放出の規模と時期が、それらを除外すると著しく変化する可能性がある人工バリアの機能低下、劣化または変質プロセスは、詳細に評価しなければならない。</p> <p>(7) 詳細なプロセスレベルのモデルの結果を用いた比較、または、経験による観察など、性能評価で処分後 1 万年間を表すために使用するモデルの技術的根拠を規定する（例、実験施設での試験、現場調査、ナチュラルアナログ）。</p> <p>(b) この項のパラグラフ(a)の要件を満足させるために使用する性能評価の方法は、処分後 1 万年以降から地質学的に安定な期間までの期間に関する性能評価について十分だと考えられる。</p>
§ 63.115 多重バリアに関する要件	<p>§ 63.113(a)に関する順守の立証では、次のことを行わなくてはならない。</p> <p>(a) 人工バリアシステムの設計上の特徴と、地質環境に自然に存在する特徴のうち、廃棄物の隔離にとって重要なバリアと見なされるものを特定する。</p> <p>(b) 廃棄物の隔離にとって重要なものと特定されたバリアの廃棄物隔離能力を、これらのバリアの挙動に関する特性調査及びモデル化に伴う不確実性を考慮した上で、記述する。</p> <p>(c) 廃棄物の隔離にとって重要なものと特定されたバリアの廃棄物隔離能力の記述に関する技術的な根拠を提示する。それぞれのバリアの能力に関する技術的な根拠は、§ 63.113 の(b)及び(c)への順守を立証するために用いられる性能評価にとっての技術的な根拠に基づいたものであると共に、これらに適合したものとす。</p>
サブパート L 閉鎖後の公共衛生基準及び環境基準	
§ 63.303 サブパート L の履行	<p>(a) 順守は、以下の各項とともに、処分後 100 万年間に関する DOE の性能評価における予測線量の算術平均に基づいている：</p> <p>(1) § 63.311 (a)(1)と § 63.311(a)(2)。</p> <p>(2) 性能評価がこれらの各項のいずれか、または両方の順守を立証するために実施される場合は、§ 63.321(b)(1)、§ 63.321(b)(2)及び § 63.331。</p>
§ 63.304 合理的な見込み	<p>合理的な見込みとは、NRC に提出されたあらゆる記録に基づいて順守が達成されることを NRC が納得することをいう。この合理的な見込みに関する特徴として、次のことが挙げられる。</p>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p>(1) 絶対的な証拠が要求されるわけではない。これは、長期間にわたる性能の予測には不確実性が不可避であることから、この種の処分に関して絶対的な証拠を得るのは不可能なためである。</p> <p>(2) ユッカマウンテン処分システムの性能に関する長期予測を行う上で、比較的大きな不確実性が不可避であることが考慮に入れられる。</p> <p>(3) 高い水準の信頼性をもって正確な定量化を行うのが困難だという理由だけによって、評価及び分析から重要なパラメータが排除されることはない。及び、</p> <p>(4) <u>性能評価</u>及び分析の焦点は、極端な物理的状況あるいはパラメータ値だけでなく、正当化でき、かつ合理的なパラメータ分布の範囲全体に置かれる。</p>
<p>§ 63.305 参照生物圏に要求される特徴</p>	<p>(a) <u>参照生物圏の記述に用いられる特徴、事象及びプロセスは、ユッカマウンテン・サイト周辺域の様々な条件に関する現時点での知識に適合したものでなければならない。</u></p> <p>(b) DOE は、<u>社会、生物圏（気候以外のもの）、人間に関する生物学的状況または人間の知識あるいは技術の増減についての変化を予測するべきではない。</u>本パートの順守を立証するために行われるあらゆる解析において、DOE は、<u>これらの要素のすべてが許認可申請を提出する時点と同じ状態にとどまるものと想定しなければならない。</u></p> <p>(c) DOE は § 63.342 に明記された<u>性能評価要件と一致した、地質学的に安定な期間中にユッカマウンテン処分システムに影響を及ぼす可能性のある要素における変化の慎重かつ妥当な仮定に基づき、地質学、水文学及び気候に關係する要素を変化させなければならない。</u></p> <p>(d) <u>生物圏経路は、乾燥あるいは半乾燥条件と適合したものでなければならない。</u></p>
<p>閉鎖後の個人防護基準</p>	
<p>§ 63.311 永久閉鎖後の個人防護基準</p>	<p>(a) DOE は、合理的に最大の被ばくを受ける個人が、<u>擾乱を受けていない状態のユッカマウンテン処分システムから放出される以下の年間線量を超過して被ばくしないことが妥当に予測できることを、性能評価を用いて立証しなければならない：</u></p> <p>(1) <u>処分後 1 万年間に関しては 0.15mSv (15 mrem)。</u></p> <p>(2) <u>処分後 1 万年以降から地質学的に安定な期間までの期間に関しては 1.0mSv (100 mrem)。</u></p> <p>(b) DOE の<u>性能評価には放射性核種の全ての潜在的な移行及び被ばく経路を含めなければならない。</u></p>
<p>§ 63.312 合理的に最大の被ばくを受ける個人に必要な特徴</p>	<p><u>合理的に最大の被ばくを受ける個人とは、次に示す基準に適合する一人の仮想人物である。</u></p> <p>(a) <u>汚染プルーム内の放射性核種濃度が最も高い場所の上に位置する接近可能な環境に居住している。</u></p> <p>(b) <u>ネバダ州アマルゴサ・バレー町に現在居住している人々の代表的な食習慣及び生活習慣を備えている。</u> DOE は、<u>現在の食習慣及び生活習慣を明らかにするためにネバダ州アマルゴサ・バレー町に現在居住している人々を対象とした調査に基づいた予測を利用すると共に、§ 63.311 及び § 63.321 に関連して実行される評価におけるこれらの要素の平均値を利用しなければならない。</u></p> <p>(c) <u>3,000 エーカー・フィートという水の年間需要量に基づき、放射性核種の濃度が平均的な井戸水を使用している。</u></p> <p>(d) <u>本セクションのパラグラフ(a)において指定された場所の地下水を得るために掘削された井戸から、1 日当たり 2 リットルの水を飲用する。</u></p> <p>(e) <u>現在の大人に関する知識と適合した代謝及び生理学的な条件を伴う一人の大人である。</u></p>
<p>人間侵入に関する基準</p>	

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
<p>§ 63.321 人間侵入に関する個人防護基準</p>	<p>(a) DOE は、廃棄物パッケージが十分に破損し、掘削者が認識せずに、人間侵入（§ 63.322 参照）が発生する処分後の最も早い時期を決定しなければならない。</p> <p>(b) DOE は、合理的に最大の被ばくを受ける個人が、人間侵入の結果、以下の年間線量を超えて被ばくしないことが妥当に予測できることを立証しなければならない：</p> <p>(1) 処分後 1 万年間に関しては 0.15mSv (15 mrem)。</p> <p>(2) 処分後 1 万年以降から地質学的に安定な期間までの期間に関しては 1.0mSv (100 mrem)。</p> <p>(c) DOE の解析には、§ 63.322 の要件に従って、放射性核種の移行と被ばくの全ての考え得る環境中の経路を含めなければならない。</p>
<p>§ 63.322 人間侵入シナリオ</p>	<p>人間侵入の分析に関しては、DOE は次のような仮定を設定しなければならない。</p> <p>(a) 地下水探査のためのボーリングの結果として 1 回の人間侵入が起こる。</p> <p>(b) 侵入者はボーリング孔を、すでに劣化した廃棄物パッケージを直接貫通し、ユッカマウンテン処分場の下にある帯水層の最上部に至る形で掘削する。</p> <p>(c) 掘削者は、現在ユッカマウンテン周辺地域で地下水の探査ボーリングのために使用されている一般的な手法及びやり方を使用する。</p> <p>(d) ボーリング孔の注意深い密封は行われず、その代わりに自然の劣化プロセスによってボーリング孔が次第に変化してゆく。</p> <p>(e) ボーリング孔内には粒子状の廃棄物質は入れられない。</p> <p>(f) 被ばくシナリオの中には、水によって飽和帯に運ばれた放射性核種だけが含まれるものとする（例えば廃棄物パッケージの中に水が浸入し、放射性核種を放出させ、ボーリング孔を通じて飽和帯にまで放射性核種を移行する）。</p> <p>(g) 発生の確率が低い自然のプロセス及び事象によって引き起こされる放出は考慮されない。</p>
<p>地下水防護基準</p>	
<p>§ 63.331 地下水防護のための独立した基準</p>	<p>(性能評価から独立した評価のため省略)</p>
<p>§ 63.332 代表的な地下水量</p>	<p>(性能評価から独立した評価のため省略)</p>
<p>§ 63.342 性能評価に関する限定</p>	<p>(a) § 63.311(a)(1)、63.321(b)(1)及び 63.331 の順守を示すために実施される DOE の性能評価には、年間の発生確率が 1 億分の 1 以下と推定されるような、極めて発生確率の低い特徴、事象、プロセスに関する考察を含めてはならない。また、DOE の性能評価では、性能評価結果が処分後 1 万年間大幅に変化しない場合、発生確率がそれ以上の、特徴、事象、プロセス、または事象及びプロセスのシーケンスに起因する影響を評価する必要はない。</p> <p>(b) § 63.321(b)(1)、63.331 の順守を示すために実施される性能評価に関し、DOE の性能評価では、発生確率が低い、すなわち、年間の発生確率が 10 万分の 1 以下、最小で 1 億分の 1 の特徴、事象、プロセス、または事象とプロセスのシーケンスを除外しなければならない。</p> <p>(c) § 63.311(a)(2)、63.321(b)(2)の順守を示すために実施する性能評価に関し、DOE の性能評価では、処分後 1 万年以降から地質学的に安定な期間までの期間における、この項のパラグラフ(a)に記載される特徴、事象、プロセスの継続的な影響を予測しなければならない。DOE はこの項のパラグラフ(a)に含まれる全ての特徴、事象、プロセスを評価しなければならない。また、以下の事項を実施しなければならない：</p> <p>(1) DOE は発生確率が非常に低い特徴、事象、プロセス、または事象及びプロセスのシーケンスに関するこの項のパラグラフ(a)の確率限度に従って、地震及び火成活動のシナリオの影響を評価しなければならない。63.321(b)(2)の順守を示すために実施する性能評価は、発生確率が非常に低い特徴、事象、プロセス、または事象及びプロセスのシーケンスに関するこの項のパラグラフ(b)</p>

表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容（下線はセーフティケース文書で関連する規制要求とされた条文）
	<p><u>の確率の限度の対象である。</u></p> <p>(i) <u>地震解析は、処分場坑道の損傷、廃棄物パッケージの破損、ユッカマウンテンの地下水面の高度の変化（すなわち、ユッカマウンテンの地下水面の上昇の規模）に起因する影響だけに限定してもよい。</u></p> <p>(ii) <u>火成活動の解析は、処分場を直接横切る火山事象の影響に限定してもよい。火成事象は生物圏、大気、地下水への放射性核種の放出の原因となる、廃棄物パッケージの直接的な損傷を発生させるような事象だけに限定してもよい。</u></p> <p>(2) <u>DOE は気候変動の影響を評価しなければならない。気候変動の解析は、気候変動に起因する処分場を通過する水流の増加、及びその結果として生じる放射性核種の接近可能な環境への移行及び放出に限定してもよい。気候変動の性質と程度は、時間的に一定の気候条件で表すことができる。解析は、処分後 1 万年から開始してもよいが、地質学的に安定な期間まで延長しなければならない。気候変動を表すために使用する時間的に一定の数値は、処分場の面積で区切られる地域内の深地層の浸透速度の空間的平均とする。また、気候変動を表すために使用する時間的に一定な深地層の浸透速度は、算術平均値が 41mm/年 (1.6 in./年) で、標準偏差が 33 mm/年 (1.3 in./年) の対数正規分布に基づいていなければならない。深地層の浸透速度は 10~100 mm/年 (0.39 ~3.9in./年) の範囲で変化するため、対数正規分布は切り捨てることとする。</u></p> <p>(3) <u>DOE は人工バリアの一樣腐食の影響を評価しなければならない。DOE は地質学的に安定な期間で一定の代表的な腐食率、または処分場の他のパラメータと相関する腐食率の分布を使用することができる。</u></p>

表 2.5-3 レビュープランでのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容
2 安全解析書に関するレビュープラン	
2.2 永久閉鎖後の処分場の安全	
2.2.1 性能評価	
2.2.1.1 多重バリアのシステムの説明と実証	2.2.1.1.1 レビュー範囲 2.2.1.1.2 審査方法 2.2.1.1.3 承認基準 2.2.1.1.4 評価の所見 2.2.1.1.5 参考文献
2.2.1.2 シナリオ解析と事象の確率	2.2.1.2.1 シナリオ解析 2.2.1.2.1.1 レビュー範囲 2.2.1.2.1.2 審査方法 2.2.1.2.1.3 承認基準 2.2.1.2.1.4 評価の所見 2.2.1.2.1.5 参考文献
2.2.1.2.2 10^{-8} /年以上の確率を持つ事象の特定	2.2.1.2.2.1 レビュー範囲 2.2.1.2.2.2 審査方法 2.2.1.2.2.3 承認基準 2.2.1.2.2.4 評価の所見 2.2.1.2.2.5 参考文献
2.2.1.3 モデルの導出	
2.2.1.3.1 工学的バリアの劣化	2.2.1.3.1.1 レビュー範囲 2.2.1.3.1.2 審査方法 2.2.1.3.1.3 承認基準 2.2.1.3.1.4 評価の所見 2.2.1.3.1.5 参考文献
2.2.1.3.2 工学的バリアの機械的破壊	2.2.1.3.2.1 レビュー範囲 2.2.1.3.2.2 審査方法 2.2.1.3.2.3 承認基準 2.2.1.3.2.4 評価の所見 2.2.1.3.2.5 参考文献
2.2.1.3.3 工学的バリアと廃棄物構成物に接触する水の量と化学的性質	2.2.1.3.3.1 レビュー範囲 2.2.1.3.3.2 審査方法 2.2.1.3.3.3 承認基準 2.2.1.3.3.4 評価の所見 2.2.1.3.3.5 参考文献
2.2.1.3.4 放射性核種の放出率と溶解限度	2.2.1.3.4.1 レビュー範囲 2.2.1.3.4.2 審査方法 2.2.1.3.4.3 承認基準 2.2.1.3.4.4 評価の所見 2.2.1.3.4.5 参考文献
2.2.1.3.5 気候と浸透	2.2.1.3.5.1 レビュー範囲 2.2.1.3.5.2 審査方法 2.2.1.3.5.3 承認基準 2.2.1.3.5.4 評価の所見 2.2.1.3.5.5 参考文献
2.2.1.3.6 不飽和帯	2.2.1.3.6.1 レビュー範囲

表 2.5-3 レビュープランでのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容
内のフロー経路	2.2.1.3.6.2 審査方法 2.2.1.3.6.3 承認基準 2.2.1.3.6.4 評価の所見 2.2.1.3.6.5 参考文献
2.2.1.3.7 不飽和帯内の放射性核種の移行	2.2.1.3.7.1 レビュー範囲 2.2.1.3.7.2 審査方法 2.2.1.3.7.3 承認基準 2.2.1.3.7.4 評価の所見 2.2.1.3.7.5. 参考文献
2.2.1.3.8 飽和帯内のフロー経路	2.2.1.3.8.1 レビュー範囲 2.2.1.3.8.2 審査方法 2.2.1.3.8.3 承認基準 2.2.1.3.8.4 評価の所見 2.2.1.3.8.5. 参考文献
2.2.1.3.9 飽和帯内の放射性核種の移行	2.2.1.3.9.1 レビュー範囲 2.2.1.3.9.2 審査方法 2.2.1.3.9.3 承認基準 2.2.1.3.9.4 評価の所見 2.2.1.3.9.5. 参考文献
2.2.1.3.10 廃棄物パッケージの火山性破壊	2.2.1.3.10.1 レビュー範囲 2.2.1.3.9.2 審査方法 2.2.1.3.10.3 承認基準 2.2.1.3.10.4 評価の所見 2.2.1.3.10.5. 参考文献
2.2.1.3.11 放射性核種の空気中の移行	2.2.1.3.11.1 レビュー範囲 2.2.1.3.11.2 審査方法 2.2.1.3.11.3 承認基準 2.2.1.3.11.4 評価の所見 2.2.1.3.11.5. 参考文献
2.2.1.3.12 地下水中の放射性核種の濃度	2.2.1.3.12.1 レビュー範囲 2.2.1.3.12.2 審査方法 2.2.1.3.12.3 承認基準 2.2.1.3.12.4 評価の所見 2.2.1.3.12.5. 参考文献
2.2.1.3.13 放射性核種の土壌への再分布	2.2.1.3.13.1 レビュー範囲 2.2.1.3.13.2 審査方法 2.2.1.3.13.3 承認基準 2.2.1.3.13.4 評価の所見 2.2.1.3.13.5 参考文献
2.2.1.3.14 生物圏の特徴	2.2.1.3.14.1 レビュー範囲 2.2.1.3.14.2 審査方法 2.2.1.3.14.3 承認基準 2.2.1.3.14.4 評価の所見 2.2.1.3.14.5 参考文献
2.2.1.4 閉鎖後の公衆の健康と環境基準への適合の実証	
2.2.1.4.1 個人の防護基準への適合の実証	2.2.1.4.1.1 レビュー範囲 2.2.1.4.1.2 審査方法 2.2.1.4.1.3 承認基準

表 2.5-3 レビュープランでのセーフティケース（性能評価）に関する規定内容

セクション	規定内容
	2.2.1.4.1.4 評価の所見 2.2.1.4.1.5 参考文献
2.2.1.4.2 人間の侵入基準への適合の実証	2.2.1.4.2.1 レビュー範囲 2.2.1.4.2.2 審査方法 2.2.1.4.2.3 承認基準 2.2.1.4.2.4 評価の所見 2.2.1.4.2.5 参考文献

2.5.3 地層処分事業における性能評価・安全評価の文書体系

米国の地層処分事業では、セーフティケースとの位置付けは取られておらず、性能評価・安全評価となっており、文書構成もきれいな階層構造とはなっていない。そのため、ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書のうち、セーフティケースに相当すると考えられる安全解析書（SAR）を対象として、目次や概要を示し、セーフティケース全体がカバーする範囲として、何が記載されており、何が記載されていないかが分かるように整理する。

(1) 高レベル放射性廃棄物処分のセーフティケースの経緯・概要

米国の高レベル放射性廃棄物の地層処分の実施主体であるエネルギー省（DOE、Department of Energy）は、1982年放射性廃棄物政策法の規定によって、その内部に民間放射性廃棄物管理局（OCRWM、Office of Civilian Radioactive Waste Management）を設置し、1987年放射性廃棄物政策修正法によって処分候補地がユッカマウンテンに絞られた以降、地下調査施設によるサイト特性調査で得られた結果に基づいて、高レベル放射性廃棄物処分場の安全評価・性能評価を実施している。ユッカマウンテンの性能評価は、トータルシステム性能評価（TSPA、Total System Performance Analysis）と呼ばれており、以下のとおり数度にわたってTSPAが作成されている。

- TSPA-1991（1992年）：サンディア国立研究所（SNL、Sandia National Laboratories）が実施した、ユッカマウンテン処分場に関する最初の確率論的安全評価
- TSPA-1993（1994年）：TSPA-1991の改良により、固有のサイト特性と設計情報の相対的重要性に関するフィードバック
- TSPA-1995（1995年）：ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書の準備のための最初のトータルシステム性能評価（TSPA）
- TSPA-VA（Vaiability Assessment）（1998年）：連邦議会の要請に基づいて実施した「実現可能性評価（VA）報告書」（1998年）の一部として実施したトータルシステム性能評価（TSPA）
- TSPA-SR（Site Recommendation）（2000年）：ユッカマウンテンを処分場として大統領へサイト推薦を行うための「ユッカマウンテン科学・工学報告書」（2001年）の一部として実施したトータルシステム性能評価（TSPA）
- TSPA-LA（License Application）（2008年）：ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書の一部として実施したトータルシステム性能評価（TSPA）

上記のように、ユッカマウンテン処分場に係る最新の安全評価・性能評価は、DOE/OCRWM が 2008 年 6 月 3 日に原子力規制委員会（NRC）へ提出した許認可申請書に含まれるトータルシステム性能評価（TSPA）が最新のものとなる。なお、その後、DOE/OCRWM は、許認可申請書の改訂 1 版⁴⁾を作成し、2009 年 2 月 19 日に NRC へ提出している。

表 2.5-4 DOE のユッカマウンテン TSPA の履歴

繰り返された TSPA の各版	目的及び主要結果の概要
ユッカマウンテンの予備性能評価 (Sinnock, Lin and Brannen 1984)	<ul style="list-style-type: none"> DOEのユッカマウンテン環境アセスメントに関する情報を提供した
TSPA-1991 (Barnard, Wilson, et al. 1992, Eslinger, et al. 1993)	<ul style="list-style-type: none"> TSPAアプローチの立証 人間侵入及び火山活動のシナリオを取り入れた 不飽和帯の流路の不確実性が重要であることを特定した
TSPA-1993 (Wilson, Gauthier, et al. 1994)	<ul style="list-style-type: none"> 不飽和帯と飽和帯のモデルを改良した 代替モデルを評価した 熱プロセスと人工バリアシステムの初期モデルを取り入れた 熱水文学、不飽和帯の流れ、及び工学的材料の腐食の不確実性が重要であることを特定した
TSPA-1995 (CRWMS M&O 1995)	<ul style="list-style-type: none"> 新たな科学的知見と設計の取り入れ；パッケージに関する代替のフローモデルを評価した 廃棄物パッケージの劣化、浸出、不飽和帯/飽和帯の輸送に対してプロセスモデルが重要であることを特定した
1998 TSPA-VA (CRWMS M&O 1998, DOE 1998)	<ul style="list-style-type: none"> 1998年の実現可能性評価を裏付けた 最新の最良の情報に基づくモデル 1万年、10万年、100万年の間に起きる各主要要素の不確実性について、その重要度をランク付けした 浸出、水化学、腐食、及び飽和帯に焦点を置く
サイト推薦のための2000 TSPA (TSPA-SR) (CRWMS M&O 2000)	<ul style="list-style-type: none"> モデリングシステムは十分絞り込んだ入力情報を使用した 一部の構成要素に合わせた保守的なアプローチ 火山活動の重要性が特定された 不確実性を保守的に処理したことが、現実的理解を複雑にした
2001会計年度 補足的科学的性能解析(SSPA、Supplemental Science and Performance Analyses) (Bechtel SAIC Company 2001a, 2001b)	<ul style="list-style-type: none"> 代替の熱負荷対策を解析した 不確実性に対して現実寄りの処理を取り入れた TSPA-SR以降の最新情報を取り入れた 潜在的適合性を確認した 1万年間の火山活動及び人工バリアシステムの性能が重要であることを確認した 人工バリアシステム/天然システムがピーク線量に与える影響を洞察
2001年 サイト推薦を裏付ける補足的TSPAモデルの改定	<ul style="list-style-type: none"> 最新情報を取り入れる目的で最終のEPA規制と最終EIS (Bechtel SAIC Company 2001c) 及び最終のNRC規制 (Bechtel SAIC Company 2001d)に関する補足的TSPA-SRモデルを更新し、規制の範囲を改定した
2008 TSPA-LA (SNL 2008c, DOE 2008)	<ul style="list-style-type: none"> NRCの10 CFR Part 63の要件を満たす目的でTSPAを提出し、DOEからNRCへの建設認可を求めた許認可申請に問題がないことを裏付けるため、ユッカマウンテン処分場がEPAの40 CFR Part 197の環境基準を満たしていることを立証した 性能評価対象期間を100万年に拡大してピーク線量を評価した 破壊的な地震事象を追加した 最新情報に合わせてモデルを更新した

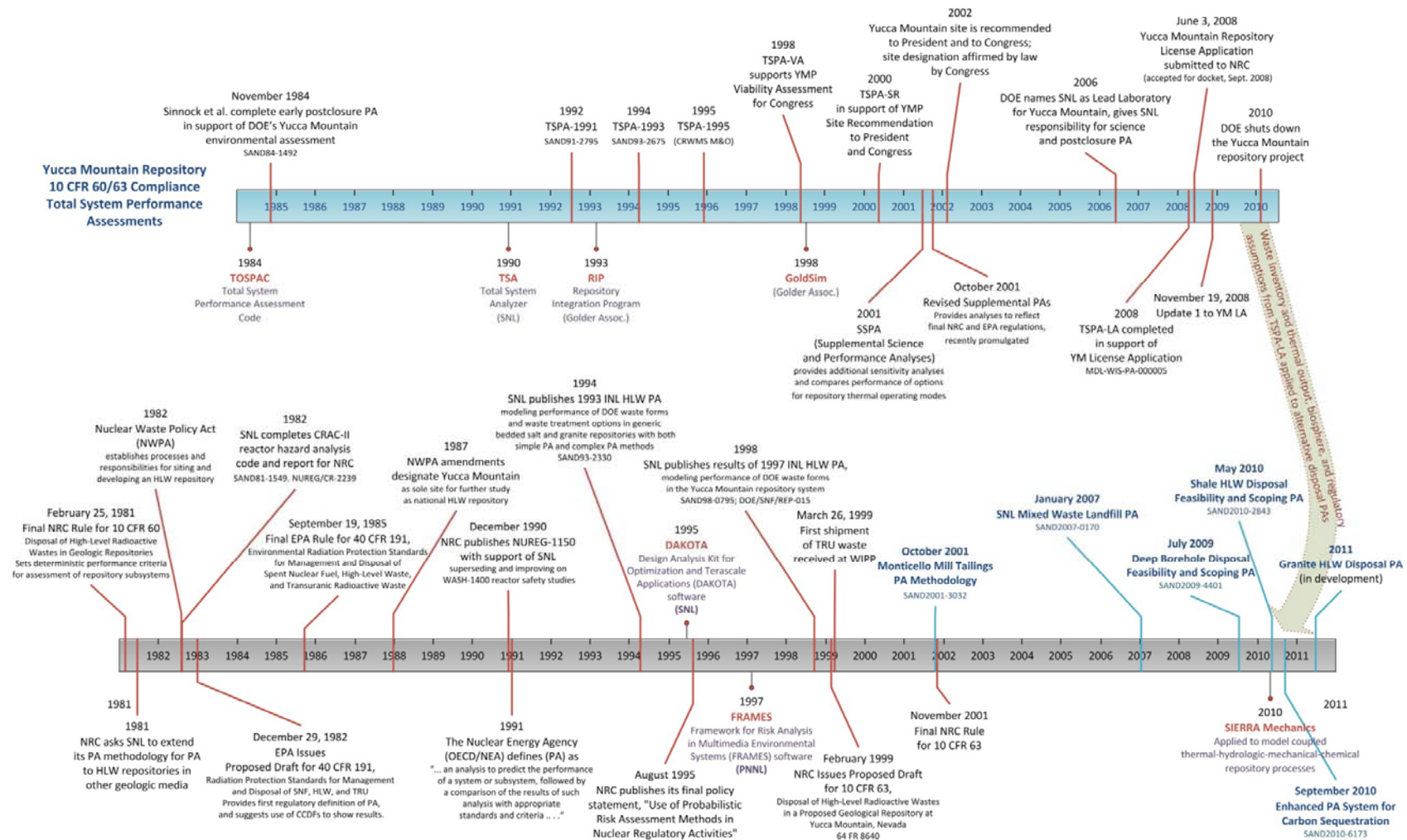


表 2.5-5 ユッカマウンテン処分場プロジェクトの年表

表 2.5-6 1984～2008 年のユッカマウンテンにおける性能評価の変遷；TSPA の特徴のまとめ

	Sinnock et al. 1984	PACE-90	TSPA-1991	TSPA-1993	TSPA-1995	TSPA-VA (1998年)	TSPA-SR (2000-2001年)	TSPA-LA
浸透率	最大 20mm/年	最小: 0.01mm/年 最大: 0.5mm/年	0-39mm/年	乾燥: 0.5mm/年平均 湿潤: 10 mm/年平均	低: 0.01-0.05 mm/年 高: 0.5-2.0 mm/年	乾燥: 7.7 mm/年平均 LTA: 42 mm/年平均 SP: 110 mm/年平均	現在: 4.6 mm/年平均 モンスーン: 12.4 mm/年平均 氷河遷移: 18 mm/年平均	気候状態ごとの4つのシナリオ (10、30、50、90パーセントイル)
放射性核種の数	17	4	10	43(直接) 8(水溶性)	39	9	26	32(アメリカシウム 241 の先駆物質(ソース)としてのみ含まれている2つを含む) バリア解析で使用される12のサブセット
評価対象期間	最大10万年	最大10万年	最大10万年	最大100万年	最大 100 万年	最大 100 万年	10 万年及び 100 万年	1 万年及び 100 万年
廃棄物形態	CSNF	CSNF	CSNF	CSNF/HLW	CSNF/HLW	CSNF/HLW/ DOE SNF(海軍所有のSNFを含む)	CSNF/HLW/DOESNF(海軍所有のSNFを含む)	CSNF/HLW/DOE SNF(海軍所有のSNFを含む)
接近可能な環境までの距離	5km	該当なし	5km	5km	5km 30km	20km	20km(FEIS に関する補足的 TSPA モデルで検討されたのは18km)	18km
飽和帯	Yes	該当なし	単一の複合媒質	多数積層	単一の複合媒質	効果的な連続体、1-D、6つの流管	3-D、3次元粒子追跡輸送モデリングによる効果的な連続流モデル	3-D、単一連続流モデル 移流、分散、収着、マトリックス拡散を伴う3次元粒子追跡輸送モデリング;異方性を含む
不飽和帯の層の離散化	該当なし	19層	5層	10層	5層	28層	32層	32層

	Sinnock et al. 1984	PACE-90	TSPA-1991	TSPA-1993	TSPA-1995	TSPA-VA (1998年)	TSPA-SR (2000-2001年)	TSPA-LA
不飽和帯のフローモデル	1-D、マトリックス	1-D、2-D、5つのコード	1-D、2-D; 等価連続体モデル及び浸出	1-D、2-D; 等価連続体モデル及び浸出	2-D; 等価連続体モデル	3-D; 二重透過率連続体モデル	3-D; 二重透過率連続体モデル	3-D; 二重透過率連続体モデル
放出モデル	該当なし	2つの水接触モード	WPに対する単純破損分布	WPに対する単純破損分布	人工バリアシステムにおける3つの代替概念モデル	液滴のある及びないゾーンからの拡散・移流	液滴のある及びないゾーンからの拡散・移流	液滴のある及びないゾーンからの拡散・移流
炭素14気体放出	なし	なし	2-D定常状態	2-D過渡	なし	なし	なし	あり(生物圏モデルに取り入れられている)
熱的影響	なし	なし	なし	乾燥帯	乾燥帯	山岳/坑道規模の熱水文学的影響	山岳/坑道規模の熱水文学的影響	坑道内の温度・湿度に与える山岳/坑道規模の熱水文学的影響 最初の3000年間に坑道壁の凝縮効果が追加された
ニアフィールドの地球化学	なし	なし	なし	なし	なし	限定的	2-D坑道規模結合THCモデルで予測された水化学の抽象化	母岩に接触して坑道内へ浸出する浸透水の熱化学的進展を代表するニアフィールドの化学モデル
破壊的事象	なし	なし	・火山活動 ・人間侵入	・火山活動 ・人間侵入	なし	・火山活動(2回の噴火シナリオ) ・地震 ・人間侵入 ・核の臨界	・火山活動(噴火/貫入シナリオ) ・人間侵入 ・また、核の臨界及び地下水面上昇も検討の結果、除外された ・ノミナルシナリオに地震を含めた	・火山活動(噴火/貫入シナリオ) ・地震(地動/断層変位シナリオ) ・人間侵入 ・廃棄物パッケージ/ドリップシールドの早期破損をノミナルシナリオの外で検討 ・核の臨界は検討の結果、除外された
破砕帯の流れ	なし	等価連続体モデルにおいて	等価連続体モデル、浸出	等価連続体モデル、浸出	あり	二重透過率モデル	二重透過率アプローチ内での活発な破砕モデル	二重透過率アプローチ内での活発な破砕モデル

	Sinnock et al. 1984	PACE-90	TSPA-1991	TSPA-1993	TSPA-1995	TSPA-VA (1998年)	TSPA-SR (2000-2001年)	TSPA-LA
線量	なし	なし	なし	飲み水/灌漑	飲み水	3つのレセプターがあるシナリオ(自給農家、居住農家、居住者); 火山性のものを含む全経路	規制で定義される1つのレセプター(合理的に最大限曝露される個人など); 火山性のものを含む全経路	規制で定義される1つのレセプター(合理的に最大限曝露される個人など); 火山性のものを含む全経路
気候変動	一定範囲の流束を介して	なし	一定範囲の流束を介して	10万年のランダム周期	10万年のランダム周期	3つの気候サイクル; 乾燥、長期の平均的気候、超多雨気候	3つの気候状態(解析対象期間1万年内で) ・現在(今後600年間) ・モンスーン(600~2,000年) ・氷河遷移(2,000~1万年) 1万年を超えると、氷河遷移気候をモデルは基準ケースのシミュレーションのため延長する; 感度研究に、改定された長期の平均的気候モデルを含めた	3つの気候状態(解析対象期間1万年内で) ・現在(今後600年間) ・モンスーン(600~2,000年) ・氷河遷移(2,000~1万年) 1万年を超えると、10 CFR 63.342(c)(2)で定められた通り、気候は長期の平均的気候の確率分布によって代表される
不確実性	一定範囲の解析パラメータを介して	なし	確率密度関数(PDF)及びフローモデルで	確率密度関数(PDF)及びフローモデルで	確率密度関数(PDF)及びフローモデルで	確率密度関数(PDF)及びフローモデルで	パラメータ分布(TSPAで直接的に使用されるパラメータ)と流れ場または導出された抽象化で代表される	モデルに、偶然起こる地震の不確実性と、パッケージの健全性及び放射性核種の放出に影響を与える認識論的耐震劣化が含まれる。 その他の不確実性は前述の通り、パラメータの分布と流れのモデルで代表された

(2) ユッカマウンテン処分場の許認可申請書の構成

ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書は、10 CFR § 63.21(a)の規定に基づいて、大きく「一般情報」及び「安全解析書」で構成されており、セーフティケースに相当する記述は、安全解析書の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」が当たるものと考えられる。

① 許認可申請書「一般情報」

1. 一般情報

- 1.1 地層処分場操業エリアの構造物、システム及び構成要素の所在地及び配置
- 1.2 地層処分場操業エリアでの活動の一般的な性質
- 1.3 原子力規制委員会の許認可の行使の基礎
- 1.4 参考文献に組み込まれる一般的な参考文献及び資料
- 1.5 一般的な参考文献

2. 建設、廃棄物の受け入れ及び定置に関して提案するスケジュール

- 2.1 段階的建設スケジュール
- 2.2 廃棄物の受け入れ及び定置のスケジュール

3. 物的防護計画（以下略）

4. 核物質管理及び計量管理プログラム（以下略）

5. サイトの特性

- 5.1 サイト特性調査活動
- 5.2 サイト特性調査結果の要約
- 5.3 一般的な参考文献

② 許認可申請書「安全解析書」

1. 永久閉鎖前の処分場安全

- 1.1 閉鎖前安全解析に関連するサイトの記述
- 1.2 地上施設の構造、システム及び構成要素、操業プロセス活動
- 1.3 地下施設の構造、システム及び構成要素、操業プロセス活動
- 1.4 インフラの構造、システム、構成要素及び操業プロセス活動
- 1.5 廃棄物及び廃棄物パッケージ
- 1.6 危険事象及び起因事象の特定
- 1.7 イベントシーケンス解析

- 1.8 影響度解析
- 1.9 安全上重要な構造物、システム及び構成要素；廃棄物隔離に重要な天然バリア及び人工バリア；システム制御；安全システムのアベイラビリティを確保するための方策
- 1.10 通常操業及びカテゴリー I イベントシーケンスへの ALARA (As Low As Reasonably Achievable) 要求への適合
- 1.11 放射性廃棄物の回収及び代替貯蔵の計画
- 1.12 地上施設の永久閉鎖、除染及び解体の計画
- 1.13 機器認定プログラム
- 1.14 核臨界安全
2. 永久閉鎖後の処分場の安全性（以下略）
3. 安全上の疑問を解決するための研究開発
4. 性能確認プログラム
5. マネジメントシステム（以下略）

(3) 安全解析書 (SAR) とトータルシステム性能評価 (TSPA) との関係

ユッカマウンテン処分場の建設に係る許認可申請書の安全解析書 (SAR) とトータルシステム性能評価 (TSPA) との関係について、安全解析書 (SAR) の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」の各目次に対するトータルシステム性能評価 (TSPA) に関連する記述内容を表 2.5-7 に整理する。

安全解析書 (SAR) の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」の目次とトータルシステム性能評価 (TSPA) の記述内容は、概ね以下のようになっている。

- ・システムの説明と多重バリアの立証【2.1】: バリアに関連して TSPA で使用されるモデルを特定する。
- ・シナリオ解析と事象の発生確率【2.2】: TSPA で評価される特性、事象、プロセス (FEP) を特定する。また、重要な FEP を特定するとともに、FEP のスクリーニング、事象の発生確率を整理する。
- ・モデルの抽象化【2.3】: 将来性能を評価するための概念モデル及び数値モデルを説明する。また、TSPA で実際に使用する抽象化モデルを説明する。
- ・閉鎖後の公衆の健康及び環境基準遵守の立証【2.4】: TSPA モデルを使用して個人防護基準、人間侵入基準の遵守を評価する。

また、表 2.5-8 には、安全解析書 (SAR) の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」の記載内容に関して、具体的な目次構成を示す。

さらに、安全解析書 (SAR) の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」の目次構成に対して、10 CFR Part 63 及び「ユッカマウンテン・レビュープラン」(NUREG-1804)³⁾の該当条文を整理したものを表 2.5-9 に示す。なお、「表 2.5-2 10 CFR Part 63 でのセーフティケース (性能評価) に関する規定内容」では、表 2.5-9 において 10 CFR Part 63 の該当条文 (規制要求) として記された箇所に下線を引いている。

表 2.5-7 安全解析書 (SAR) の「2. 永久閉鎖後の処分場の安全性」でのトータルシステム性能評価 (TSPA) に関連する記述内容

安全解析書 (SAR) の目次	トータルシステム性能評価 (TSPA) に関連する記述内容
2. 永久閉鎖後の処分場の安全性	
2.1 システムの説明と多重バリアの立証	<ul style="list-style-type: none"> • DOE がユッカマウンテンを選定するに至った経緯と人工バリア (EBS) の設計、また、処分場の自然の特性と条件を補足するための EBS の特性について説明する。 • 2.1.1 では、天然バリアとバリアの性能に寄与する EBS の特性を特定する。さらに、3 つのバリア (上部天然バリア、EBS、下部天然バリア) の関係と、TSPA で使用されるモデルについても特定する。 • 2.1.2 は、1 つまたは複数のバリア機能を果たすバリア性能について説明するとともに、発生の可能性の高い事象及び低い事象の影響を考察する。バリア性能を裏付ける定量的情報は、TSPA モデルを使って開発し、処分場閉鎖後 1 万年までの期間と、1 万年以降の期間 (すなわち、1 万年後～100 万年後までの地質学的に安定な期間) の両者について記載する。 • 2.1.3 は、バリアの性能と能力の評価に使用され、10 CFR 63.113(b)と(c)の性能目標の遵守を立証するために TSPA で使用する目的で抽出されるモデルの技術的基盤を要約し、相互参照する。 • 2.1.4 は、2.1.1～2.1.3 までの内容を簡単な概要にまとめている。
2.2 シナリオ解析と事象の発生確率	<ul style="list-style-type: none"> • 処分場が閉鎖後性能目標に適合しているかどうか判断するために使用されるトータルシステム性能評価 (TSPA) で評価される包括的な特性、事象、プロセス (FEP) について説明する。 • 処分場閉鎖後に重要な、または重要となる可能性のある関連する FEP を特定する。 • 2.2.1 は、FEP の特定とスクリーニングについて説明する。 • 2.2.2 は、事象の発生確率について説明する。
2.3 モデルの抽象化	<ul style="list-style-type: none"> • 処分場システムの予測挙動を説明するとともに、将来の性能を模擬するために使用する概念モデルと数値モデルの技術的基盤を説明する。 • 上部天然バリア、人工バリアシステム (EBS) 及び下部天然バリアに関連するトータルシステム性能評価 (TSPA) の抽象化モデルの技術的根拠について説明する。 • 一連の概念及びプロセスモデルは、2.3.1～2.3.11 で説明する FEP の数式とそれに関連する不確実性から成る。
2.4 閉鎖後の公衆の健康及び環境基準遵守の立証	<ul style="list-style-type: none"> • ユッカマウンテンの特性調査で収集したデータと情報、ならびにシステムがどのように挙動するかについて考察するための処分場に関するナチュラルアナログや人為的アナログなどから得たその他の情報が含まれる。 • パラメータとモデルの不確実性は、直接定量化して閉鎖後性能評価に含めるか、あるいは予測線量を過小評価しないように保

安全解析書 (SAR) の目次	トータルシステム性能評価 (TSPA) に関連する記述内容
	<p>守的に近似する。TSPA モデルで解析するシナリオに組み込まれる不確実性について説明する。</p> <ul style="list-style-type: none"> • TSPA モデルの確認と検証、ならびにパラメータの不確実性と感度解析を含む TSPA の結果における確からしさと信頼性に関連する情報を提示する。検証研究には TSPA モデルに組み込まれた保守的仮定が結果にどの程度影響するかを評価するために実施した性能裕度解析も含まれる。 • 2.4.1 は、TSPA 手法とアプローチならびに TSPA モデルを要約し、閉鎖後の公衆の健康と環境基準遵守の詳細な定量的立証の背景を示す。2.4.1 は、3つの適用される公衆及び環境の健康基準全部の TSPA 結果に関する要約も提供する。 • 2.4.2 は、10 CFR 63.311 に含まれる閉鎖後の個人防護基準に関連する定量的要件を、処分場の RMEI の放射線被ばくを処分場永久閉鎖後期間制限する能力を立証することによって扱う。 • 2.4.3 は、10 CFR 63.321 の人間侵入の個人防護基準に関する定量的要件を、人工バリアシステム (EBS) 内への人間侵入の場合、処分場の RMEI の放射線被ばくを永久閉鎖後期間制限する能力を立証することによって扱う。 • 2.4.4 は、10 CFR 63.331 に含まれる地下水防護に関する別個の基準に関連する定量的要件を、処分場の接近可能な環境への放射性核種放出を制限する能力を立証することによって扱う。

表 2.5-8 許認可申請書のセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	記載内容
2. 永久閉鎖後の処分場の安全	
2.1 システムの説明と多重バリアの立証	
2.1.1 バリアの特定	2.1.1.1 上部天然バリア 2.1.1.2 人工バリア 2.1.1.3 下部天然バリア
2.1.2 バリア性能の説明	2.1.2.1 上部天然バリア 2.1.2.2 人工バリア 2.1.2.3 下部天然バリア
2.1.3 バリア性能の技術的基盤	2.1.3.1 上部天然バリア 2.1.3.2 人工バリア 2.1.3.3 下部天然バリア 2.1.3.4 バリア性能に影響し得る破壊的事象の技術的基盤 2.1.3.5 バリア性能の技術的基盤の要約
2.1.4 要約	
2.1.5 参考文献	
2.2 シナリオ解析と事象の確率	
2.2.1 FEPとシナリオクラスの解析	2.2.1.1 FEPの特定と分類 2.2.1.3 事象クラスとシナリオクラスの構成 2.2.1.4 シナリオクラスと事象クラスのスクリーニング
2.2.2 1万年間の発生確率が1万分の1以上の事象の特定	2.2.2.1 地震活動 2.2.2.2 火成活動 2.2.2.3 廃棄物パッケージとドリップシールドの早期破損 2.2.2.4 人間侵入 2.2.2.5 参考文献
2.3 モデルの抽出	
2.3.1 気候と浸透	2.3.1.1 要約と概観 2.3.1.2 気候 2.3.1.3 浸透 2.3.1.4 結論 2.3.1.5 参考文献
2.3.2 不飽和帯の流れ	2.3.2.1 要約と概観 2.3.2.2 不飽和帯のフローシステムの概念的説明 2.3.2.3 データとデータの不確実性 2.3.2.4 モデルとモデルの不確実性 2.3.2.5 信頼性の構築とモデルの抽出 2.3.2.6 結論 2.3.2.7 参考文献
2.3.3 坑道内への漏出水	2.3.3.1 要約と概観 2.3.3.2 環境中の漏出 2.3.3.3 熱的漏出 2.3.3.4 坑道への漏出に関するトータルシステム性能評価の実施 2.3.3.5 アナログ観察 2.3.3.6 結論 2.3.3.7 参考文献
2.3.4 人工バリアシステムの力学的劣化	2.3.4.1 要約と概観 2.3.4.2 システムの説明とモデルの抽出 2.3.4.3 地震と断層変位に関する解析

表 2.5-8 許認可申請書のセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	記載内容
	2.3.4.4 落石解析 2.3.4.5 EBS の特性の力学的劣化に対する構造的反応 2.3.4.6 地震シナリオクラスに関する計算アルゴリズム 2.3.4.7 EBS の力学的劣化を促進させる物質の評価 2.3.4.8 結論 2.3.4.9 参考文献
2.3.5 坑道内の物理的及び化学的環境	2.3.5.1 要約と概観 2.3.5.2 結合プロセスに対するアプローチ 2.3.5.3 ニアフィールドの化学的モデル 2.3.5.4 坑道内の熱水力環境 2.3.5.5 坑道内の化学的環境のモデル 2.3.5.6 結論 2.3.5.7 参考文献
2.3.6 廃棄物パッケージとドリップシールドの腐食	2.3.6.1 要約と概観 2.3.6.2 トータルシステム性能評価における廃棄物パッケージとドリップシールドの腐食モデルの実行 2.3.6.3 廃棄物パッケージ外側バリアの一樣腐食 2.3.6.4 廃棄物パッケージの局部腐食 2.3.6.5 廃棄物パッケージ外側バリアの応力腐食割れ 2.3.6.6 廃棄物パッケージの早期破損 2.3.6.7 Alloy22 の長期的な熱による貯蔵への影響と相の安定性 2.3.6.8 ドリップシールドの劣化 2.3.6.9 結論 2.3.6.10 参考文献
2.3.7 廃棄体の劣化と可動化、ならびに人工バリアシステムの流れと移行	2.3.7.1 要約と概観 2.3.7.2 廃棄体の劣化と坑道内の放射性核種移行モデルによる FEP 評価の要約 2.3.7.3 概念モデルの実行 2.3.7.4 放射性核種のインベントリ 2.3.7.5 パッケージ内部の水質 2.3.7.6 商業用使用済燃料の被覆管の劣化 2.3.7.7 商業用使用済燃料の劣化 2.3.7.8 米国エネルギー省所有の使用済燃料の劣化 2.3.7.9 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の溶解 2.3.7.10 溶解した放射性核種の濃度限界 2.3.7.11 コロイド放射性核種の有用性 2.3.7.12 人工バリアシステム内の流れのモデルと移行モデル 2.3.7.13 結論 2.3.7.14 参考文献
2.3.8 不飽和帯における放射性核種の移行	2.3.8.1 要約と概観 2.3.8.2 不飽和帯の移行プロセスに関する概念的説明 2.3.8.3 データとデータの不確実性 2.3.8.4 モデルの開発 2.3.8.5 モデルの抽出 2.3.8.6 結論 2.3.8.7 参考文献
2.3.9 飽和帯の流れと移行	2.3.9.1 要約と概観 2.3.9.2 飽和帯の流れのシステム 2.3.9.3 飽和帯の放射性核種の移行 2.3.9.4 結論 2.3.9.5 参考文献
2.3.10 生物圏の移行	2.3.10.1 要約と概観

表 2.5-8 許認可申請書のセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	記載内容
と被ばく	2.3.10.2 生物圏の移行、受容体、受容体の被ばくに関する概念モデル 2.3.10.3 データとデータの不確実性 2.3.10.4 モデルの不確実性 2.3.10.5 抽出 2.3.10.6 結論 2.3.10.7 参考文献
2.3.11 火成活動	2.3.11.1 要約と概観 2.3.11.2 システムの説明と統合 2.3.11.3 火成活動による侵入のモデル化事例 2.3.11.4 火山噴火のモデル化事例 2.3.11.5 火成シナリオクラスのモデル抽出に関する要約 2.3.11.6 結論 2.3.11.7 参考文献
2.4 閉鎖後の住民の健康と環境基準の遵守の立証	
2.4.1 トータルシステム性能評価モデルと結果の要約	2.4.1.1 TSPA 技法とアプローチ 2.4.1.2 シナリオクラスとモデル化事例 2.4.1.3 TSPA の計算構造 2.4.1.4 TSPA モデルの要約 2.4.1.5 TSPA モデルの結果の要約
2.4.2 閉鎖後の個人防護基準の遵守の立証	2.4.2.1 年間線量計算に使用するシナリオクラスとモデル化ケース 2.4.2.2 閉鎖後の個人防護基準に対する RMEI の年間線量評価 2.4.2.3 TSPA の結果の確実性
2.4.3 人間侵入に関する個人防護基準の遵守の立証	2.4.3.1 TSPA における人間侵入の表現 2.4.3.2 人間侵入事象が発生する最も早い時期の評価 2.4.3.3 人間侵入による RMEI の被ばく線量の評価

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.1	System Description and Demonstration of Multiple Barriers	63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(14) ^a 63.113(a) ^a 63.115(a) ^a 63.115(b) ^a 63.115(c) ^a	Section 2.2.1.1.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3
2.1.1	Identification of Barriers	63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(14) ^a 63.113(a) ^a 63.115(a) ^a	Section 2.2.1.1.3: Acceptance Criterion 1
2.1.2	Barrier Capability Description	63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(14) ^a 63.113(a) ^a 63.115(b) ^a	Section 2.2.1.1.3: Acceptance Criterion 2
2.1.3	Technical Bases for Barrier Capability	63.115(c) ^a	Section 2.2.1.1.3: Acceptance Criterion 3
2.1.4	Summary	Not applicable	Not applicable

NOTE: ^aNot changed by the proposed rule.

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.2	Scenario Analysis and Event Probability	63.21(c)(1) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.102(k) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.322 ^a 63.342	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(6) Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(6) Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(11) Acceptance Criterion 2(5) Acceptance Criterion 3(5) Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 3(7) Section 2.2.1.3.7.3: Acceptance Criterion 3(3) Section 2.2.1.3.9.3: Acceptance Criterion 3(3)
2.2.1	Analysis of FEPs and Scenario Classes	See details in sections below	See details in sections below
2.2.1.1	Identification and Classification of FEPs	63.102(j) ^a	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 1

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.2.1.2	Screening of FEPs	63.21(c)(9) ^a 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.342	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 2 ^b Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 2(5) Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 3(7)
2.2.1.3	Event Class and Scenario Class Formation	63.102(j) ^a 63.114(b)	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 3
2.2.1.4	Screening of Scenario Classes and Event Classes	63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.342	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 4 Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 2 Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(6) Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(6) Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(11) Acceptance Criterion 3(5) Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 3(6) Section 2.2.1.3.7.3: Acceptance Criterion 3(3) Section 2.2.1.3.9.3: Acceptance Criterion 3(3)
2.2.2	Identification of Events with Probabilities Greater Than 1 Chance in 10,000 of Occurring over 10,000 Years	See details in sections below	See details in sections below
2.2.2.1	Seismic Activity	63.21(c)(1) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(4) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342	See details in sections below
2.2.2.1.1	Probability of a Seismic Event	63.21(c)(1) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.114(a)(4) 63.342	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 4
2.2.2.1.2	Technical Bases of Probability Estimates	63.21(c)(1) ^a 63.114(a)(1)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 2
2.2.2.1.3	Adequacy of Probability Model Support	63.114(a)(7)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 3

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.2.2.1.4	Probability Model Parameters	63.21(c)(1) ^a 63.114(a)(1)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 4
2.2.2.1.5	Uncertainty in Event Probability	63.114(a)(2)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 5
2.2.2.2	Igneous Activity	63.21(c)(1) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(4) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342	See details in sections below
2.2.2.2.1	Probability of an Igneous Event Intersecting the Repository	63.21(c)(1) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.114(a)(4) 63.342	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 4
2.2.2.2.2	Technical Bases of Probability Estimates	63.21(c)(1) ^a 63.114(a)(1)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 2
2.2.2.2.3	Probability Model Support	63.114(a)(7)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 3
2.2.2.2.4	Probability Model Parameters	63.21(c)(1) ^a 63.114(a)(1)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 4
2.2.2.2.5	Uncertainty in Event Probability	63.114(a)(2)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 5
2.2.2.3	Early Waste Package and Drip Shield Failures	63.21(c)(9) ^a 63.102(j) ^a 63.114(a)(4) 63.114(b) 63.342	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 4
2.2.2.4	Human Intrusion	63.102(k) ^a 63.322 ^a	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1(1)

NOTE: ^aNot changed by the proposed rule.

^bExclusion justifications are found in *Features, Events, and Processes for the Total System Performance Assessment: Analyses* (SNL 2008a).

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.1	Climate and Infiltration	63.21(c)(1)(iii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.5.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5
2.3.2	Unsaturated Zone Flow	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.6.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.3	Water Seeping into Drifts	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 1(8) Acceptance Criterion 1(9) Acceptance Criterion 1(12) Acceptance Criterion 2(1) Acceptance Criterion 2(2) Acceptance Criterion 2(3) Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.6.3: Acceptance Criterion 1(6)
2.3.4	Mechanical Degradation of the Engineered Barrier System	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 4(4) Acceptance Criterion 5(3)

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.5	In-Drift Physical and Chemical Environment	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(10) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(a) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(6) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 1(8) Acceptance Criterion 1(9) Acceptance Criterion 1(10) Acceptance Criterion 1(12) Acceptance Criterion 2(1) Acceptance Criterion 2(2) Acceptance Criterion 2(3) Acceptance Criterion 2(4) Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5
2.3.6	Waste Package and Drip Shield Corrosion	63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 2 Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(6) Acceptance Criterion 1(10) Acceptance Criterion 2(5)

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.7	Waste Form Degradation and Mobilization and Engineered Barrier System Flow and Transport	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(5) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(6) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 1(8) Acceptance Criterion 1(9) Acceptance Criterion 1(10) Acceptance Criterion 1(12) Acceptance Criterion 2(1) Acceptance Criterion 2(2) Acceptance Criterion 2(4) Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(6) Acceptance Criterion 1(8) Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(5) Acceptance Criterion 3(8) Acceptance Criterion 3(9) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5(1) Acceptance Criterion 5(2) Acceptance Criterion 5(3)

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.8	Radionuclide Transport in Unsaturated Zone	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342(c)	Section 2.2.1.3.7.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(5) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5
2.3.9	Saturated Zone Flow and Transport	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.115(a) ^a 63.115(b) ^a 63.115(c) ^a 63.342(c)	Section 2.2.1.3.8.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.9.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(5) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.12.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.10	Biosphere Transport and Exposure	63.21(c)(1)(iv) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.102(i) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.305(a) ^a 63.305(b) ^a 63.305(c) 63.305(d) ^a 63.311 63.312(a) ^a 63.312(b) ^a 63.312(c) ^a 63.312(d) ^a 63.312(e) ^a 63.342(c)	Section 2.2.1.3.13.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.14.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.11	Igneous Activity	63.21(c)(1)(ii) ^a 63.21(c)(9) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.114(a)(1) 63.114(a)(2) 63.114(a)(3) 63.114(a)(4) 63.114(a)(5) 63.114(a)(6) 63.114(a)(7) 63.114(b) 63.342	Section 2.2.1.2.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(1) Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(3) Acceptance Criterion 1(4) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(6) Acceptance Criterion 1(7) Acceptance Criterion 1(8) Acceptance Criterion 1(12) Acceptance Criterion 2(1) Acceptance Criterion 2(2) Acceptance Criterion 2(4) Acceptance Criterion 3(1) Acceptance Criterion 3(2) Acceptance Criterion 3(3) Acceptance Criterion 3(4) Acceptance Criterion 3(6) Acceptance Criterion 4(1) Acceptance Criterion 4(2) Acceptance Criterion 4(3) Acceptance Criterion 4(4) Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.10.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5 Section 2.2.1.3.11.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.3.11 (Continued)	Igneous Activity (Continued)		Section 2.2.1.3.13.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Acceptance Criterion 4 Acceptance Criterion 5

NOTE: ^aNot changed by the proposed rule.

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.4	Demonstration of Compliance with the Postclosure Public Health and Environmental Standards	63.21(c)(11) ^a 63.21(c)(12) ^a 63.21(c)(13) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.113 ^a 63.114 63.303 63.305 63.311 63.312 ^a 63.321 63.322 ^a 63.331 ^a 63.332 ^a 63.342	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 3 Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 1(5) Section 2.2.1.3.5.3: Acceptance Criterion 1(7) Section 2.2.1.3.6.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.7.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.8.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.9.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.14.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.4.1.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Section 2.2.1.4.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3 Section 2.2.1.4.3.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3
2.4.1	Total System Performance Assessment Model and Summary of Results	63.303 63.113 ^a 63.114 63.311 63.321 63.331 ^a 63.342	Not applicable

表 2.5-9 ユッカマウンテン許認可申請書と規制文書との対応 (つづき)

SAR Section	Information Category	Proposed 10 CFR Part 63 Reference	NUREG-1804 Reference
2.4.2	Demonstration of Compliance with the Postclosure Individual Protection Standard	63.21(c)(11) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.113(b) ^a 63.114 63.303 63.305 63.311 63.312 ^a 63.342	Section 2.2.1.2.1.3: Acceptance Criterion 3 Section 2.2.1.3.1.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.2.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.3.3: Acceptance Criterion 1(2) Acceptance Criterion 1(5) Acceptance Criterion 1(7) Section 2.2.1.3.4.3: Acceptance Criterion 1(2) Section 2.2.1.3.5.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.6.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.7.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.8.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.9.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.3.14.3: Acceptance Criterion 1(3) Section 2.2.1.4.1.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3
2.4.3	Demonstration of Compliance with the Individual Protection Standard for Human Intrusion	63.21(c)(13) ^a 63.21(c)(15) ^a 63.113(d) ^a 63.114 63.303 63.321 63.322 ^a 63.342	Section 2.2.1.4.2.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3
2.4.4	Analysis of Repository Performance that Demonstrates Compliance with the Separate Standards for the Protection of Groundwater	63.21(c)(12) ^a 63.113(c) ^a 63.114 63.303 63.331 ^a 63.332 ^a 63.342	Section 2.2.1.4.3.3: Acceptance Criterion 1 Acceptance Criterion 2 Acceptance Criterion 3

NOTE: ^aNot changed by the proposed rule.

2.5.4 「ユッカマウンテン処分場の安全性」の概要

ユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書の提出に当たって、エネルギー省（DOE）は、「ユッカマウンテン処分場の安全性（The Safety of a Repository at Yucca Mountain）」（2008年6月）⁵⁾と称する36ページの小冊子を作成している。

本冊子は、以下のような目次構成となっており、この中で、閉鎖後の安全性については、「4. 永久閉鎖後の処分場の安全性」で説明を行っている。

1. はじめに
2. 安全性に寄与するサイト、処分される物質及び処分場設計
 - 2.1 サイトの記述及び選定
 - 2.2 処分される物質の性質と使用される廃棄物パッケージ
 - 2.3 処分場設計
3. 操業期間中の安全性
 - 3.1 閉鎖前の安全解析
 - 3.2 閉鎖前の安全解析の結果
4. 永久閉鎖後の処分場の安全性
 - 4.1 長期性能評価で考慮される処分場システムの構成
 - 4.2 トータルシステム性能評価
 - 4.3 閉鎖後トータルシステム性能評価の結果
5. 結論

以下には、閉鎖後の安全性に係る記述部分を抜粋して整理する。

(1) 永久閉鎖後の処分場の安全性【4.】

永久閉鎖の後（閉鎖後）のユッカマウンテン処分場の安全性は、安全確保に関する2件の考え方をを用いて確保されている。まず、人工バリアシステムの設計の開発では、サイトに自然に備わった特性と人工バリアが連携することにより、「合理的に最大の被ばくを受ける個人」（規則に示された記述に従って設定される）に極めて遠い将来に起こり得る放射線量が、NRCの指定する制限値を大幅に下回るようにされる。言い換えれば、処分場の人工的な構成要素は、ユッカマウンテン・サイトに自然に備わった特性を活用するものとして設計されなければならない。

安全確保の第二の考え方は、地層処分場を多重バリア（天然バリアと人工バリアシステムによって構成される）に基づくものとするることである。放射性廃棄物の地層処分は、地質環境の一つ以上の特性が放射性廃棄物の隔離に寄与するという想定に基づいている。このことは、地質環境が処分場からの放射性核種の移動に対するバリアの働きをすることを意味する。数千年から何百万年にわたる広範な地質学的記録が存在するものの、この記録には多くの不確実性が含まれている。さらに、極めて長い時間枠にわたる人工バリアの隔離能力及び性能に関しても、不確実性が存在する。この2つのタイプの不確実性に対処するために、処分場システムに多重バリア構成が採用されるよう要請するやり方が採用されている。これにより、処分場性能が単一のバリアに全面的に依存しないことになる。その結果として得られる処分システムは、機能不全及び外部から影響を及ぼす事象（例えば地震）に対する耐性が高いものとなる。

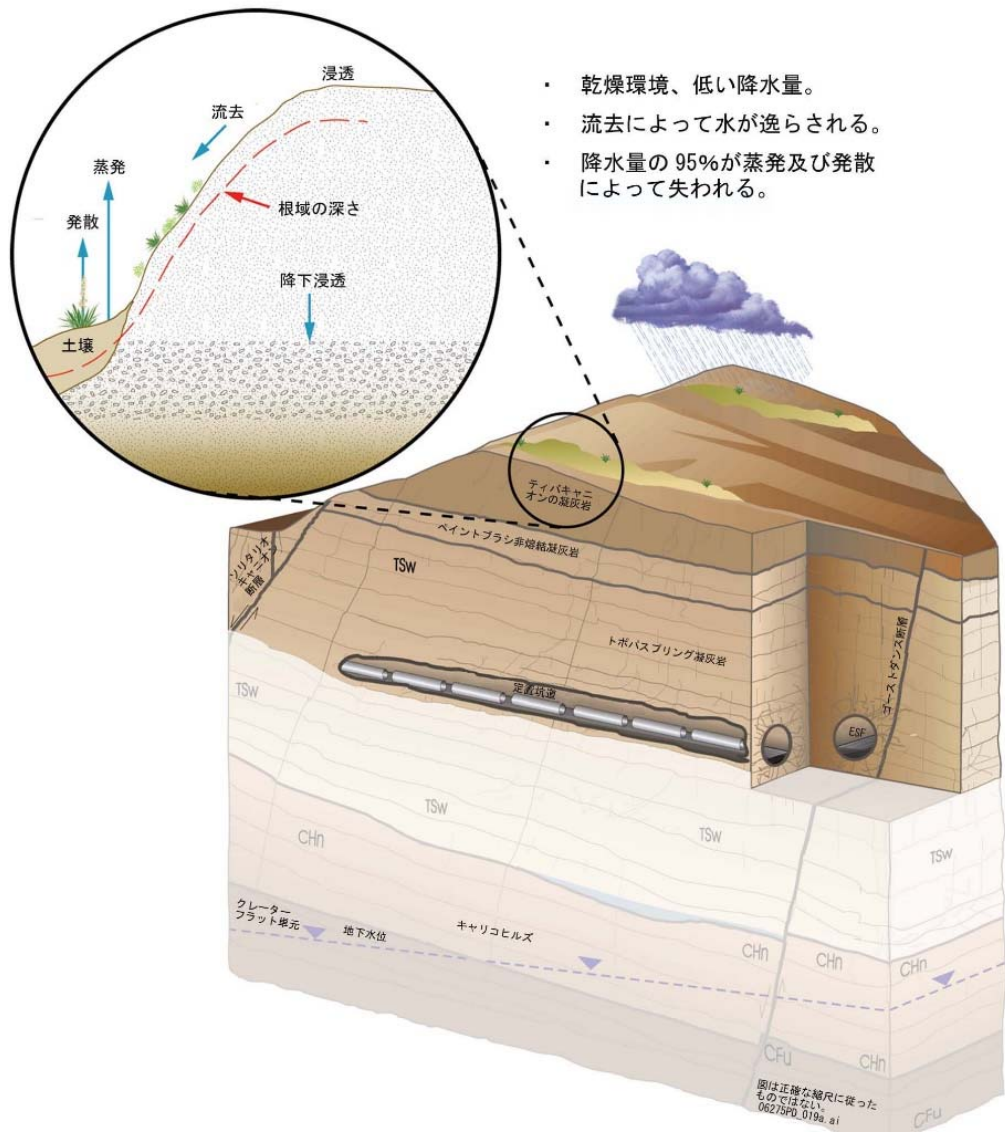
(2) 長期性能評価で考慮される処分場システムの構成【4.1】

閉鎖後の処分場システムを構成する地質特性及び人工構築物は、放射性核種を人間から遠ざけておく上で重要ないくつかの特質を備えている。放射性核種が処分場から放出される際の主要な媒体となるのが水であるため、処分システムにとって有益な特性は主として、水の移動を妨げるか制限するサイト及び設計面での能力にかかわるものである。ここでは処分システムの特性の記述を、一滴の水が地表から「合理的に最大の被ばくを受ける個人」が生活する環境に移動するにつれてこれらの特性に遭遇する順に行うことにする。

処分場より上の部分で重要な特性は、サイトの性質とその地質学な特性である。ユッカマウンテンの地表の地形、岩石及び土壌が、ユッカマウンテンの山の内部に向けた水の移動を制限する最初の特性となる（表 2.5-10 参照）。ユッカマウンテンにおける降水量は極めて低く、北米に再度到来することが想定される氷河環境に伴う将来のより低温かつ湿潤な気候においてさえ、低い水準を維持するものと考えられている。流出、蒸発及び植物の発散が複合的に水を脇にそらし、すでに同サイトに予測される低水準の降水のごくわずかな部分だけが山の内部に浸透する。また、処分場の上に位置する不飽和帯の火山性凝灰岩は、この不飽和帯を通じた水の動きをさらに低減する役割を果たす。これによって降下浸透する水が逸らされ、浸透水の脈動が減衰され、弱められるだけでなく、キャピラリー力

によって定置坑道への浸漏が制限される。処分場が立地される地層は、将来の比較的湿潤な気候条件においても、地下水位よりかなり上に維持されるものと考えられている。

人工バリアシステムの様々な特性は、水の動きを防止または制限するよう、さらには廃棄物からの放射性核種の放出を防止または著しく低減するよう、設計されている。表 2.5-11 に、これらの構造を示した。その例として、定置坑道、ドリップシールド、廃棄物パッケージ、廃棄体、さらにはこの廃棄物パッケージ、廃棄物パッケージ・パレット及び坑道インバートに使用されるその他の材料などが挙げられる。キャピラリー力のために、不飽和帯で移動する大部分の水は定置坑道の周囲に逸らされ、坑道内に浸漏するのはごく一部分だけである。構造的な強度が高く、高度な耐食性を備えるチタン製のドリップシールドは、浸漏水と廃棄物パッケージとの接触を防止する。これらの遮蔽は、数十万年の期間にわたり無傷の状態を維持するものと考えられている。廃棄物パッケージには、Alloy 22 として知られている高度な耐食性を備えるニッケル基合金の外部円筒容器が採用されることになっている。また、廃棄物パッケージが無傷の状態にある間は、それによって水と廃棄物とのいかなる接触も防がれる。また、この期間も、発生の見込みの低い地震または火成事象が起こらない限り、数十万年間わたって継続されるものと考えられている。落盤に伴って生じるか、溶接部に発生する応力腐食割れは、数千年の期間のうちに、ドリップシールド及び廃棄物パッケージに損傷を生じさせる可能性がある。しかし、この種の割れ目のサイズ及び特性は、廃棄物パッケージ内への水の移動を可能にするものとは考えられていない。廃棄物パッケージの開孔によって放射性核種が放出される可能性があるものの、この種の放出は、廃棄体の劣化率が極めて低いことによって妨げられる。廃棄体は硬く、その劣化は空気及び湿気が廃棄体と接触するようになるまで開始されない。



- ・ 乾燥環境、低い降水量。
- ・ 流去によって水が逸らされる。
- ・ 降水量の95%が蒸発及び発散によって失われる。

表 2.5-10 廃棄物と接触する可能性のある水の量を制限する定置地層の上に位置する処分場の様々な特性

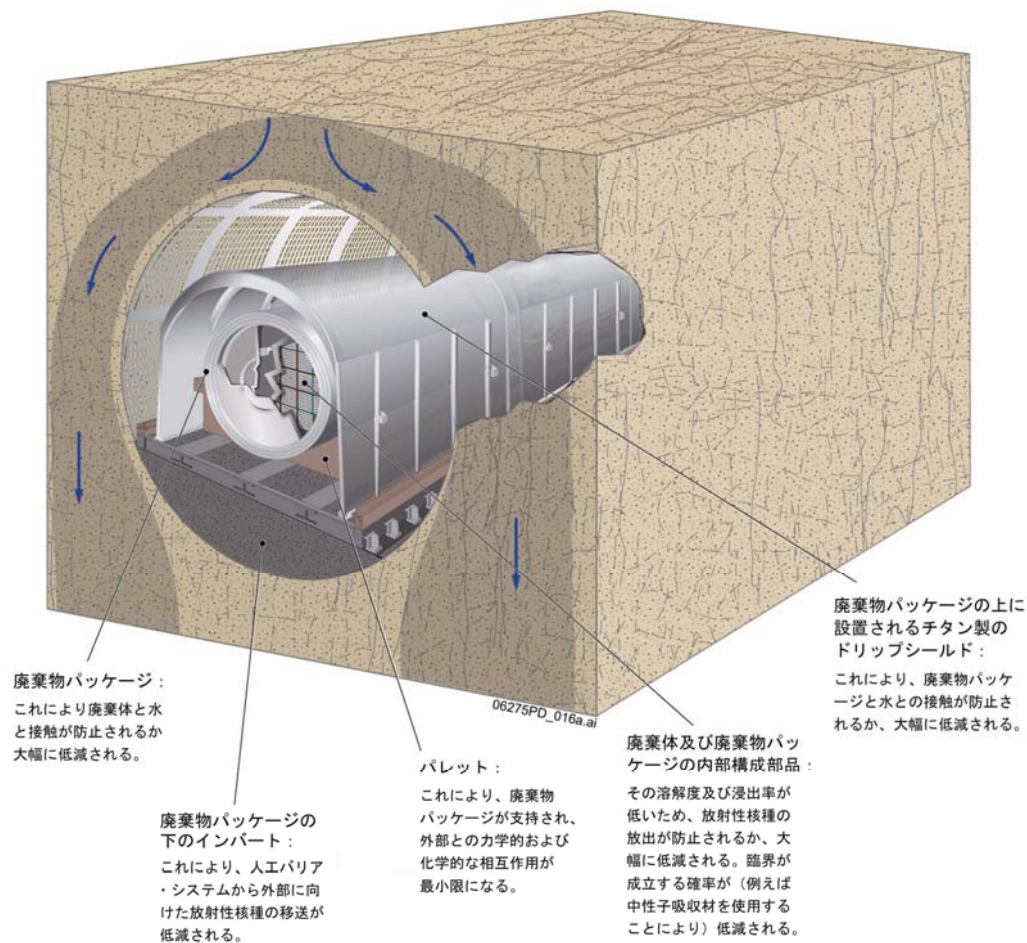


表 2.5-11 水の移動を妨げるか制限すると共に、廃棄物からの放射性核種の放出を防止するか大幅に低減させる人工バリアシステムの構造。

放射性核種の有意の放出が起こる可能性があるケースとして挙げられるのは、放射性核種が水中で溶解するか、コロイドと呼ばれる極めて小さい粒子に付着する場合、さらには廃棄物パッケージの内部に向けて、また、そこから外部へとインバートを通過し、周囲の岩石につながる水の連続的な経路が形成される場合に限られる。また、一部の小規模な気体の放出も発生する。しかし、こうして放出された気体は迅速に散逸することが考えられる。流動する液体水の連続的な経路が不飽和状態にある処分場環境で成立するとは考えていられないものの、限定的な拡散移行が起こる可能性はある。

廃棄体と接触する水は、廃棄体表面上に形成される水の薄膜に限定されるものと考えられている。この廃棄体も、そこに含まれる大部分の放射性核種が（ユッカマウンテン化学的な条件のために）水に極めて溶けにくいことから、放射性核種の放出率を制限する役割を果たす。使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物のガラスは最終的に劣化し、処分場環境においてゆっくりと溶解する。

類似物の証拠によって、ガラス、金属及びセラミック物質が、地下の不飽和帯において数千年間にわたり良好な状態に維持される可能性があることが示されている。例えば、ユッカマウンテンの岩石には火山ガラスが存在するが、これらのガラスは 1,000 万年以上の期間にわたってそこにあったことが分かっている。水による処分場の人工構築物からの放射性核種の移行は、水の量が少ないことや不飽和帯に存在する流動経路の数が限定されていることによって、さらに制限されることになる。多くの溶存放射性核種（放射性核種総インベントリの最も大きな部分を構成するものを含む）の移行は、劣化が開始された場合には、廃棄物パッケージ内で形成される鉄の腐食生成物への収着によってさらに遅延される。また、廃棄物パッケージ内部構造物は、廃棄体よりも以前に腐食し始める。水が移送する放射性核種の移行は、腐食生成物によって捕獲されるほか、その収着を受けることによって遅延される可能性がある。

その他の危険物質とは異なり、放射性物質に関連する危険性は、放射性崩壊として知られているプロセスを通じて、時の経過と共に自然に低減する。処分場に収容される放射性核種の大部分の半減期はかなり短いものである。このため、処分場閉鎖から約 1,000 年後には、処分場に定置された当初の放射エネルギーの 18% ほどしか残っていない。10,000 年後にも残っているのは約 6% である。処分場に当初定置される放射エネルギー量を 1,500 個と仮定した場合、自然の放射性崩壊によって、1,000 年後にも残っているのは 270 個、10,000 年後にも残っているのは 90 個である。また、100,000 年までには、8 個しか残らないことになる。最終的に、100 万年が経過すると、当初の 1,500 個のうちの 1 個しか残っていないことになる。したがって、当初の放射エネルギーのうちで残存するものは約 0.07% でしかなく、当初処分場に収容された放射エネルギーの 99.93% は崩壊していることになる。

処分場より下に位置する地層は、処分場から環境に至る潜在的な移行経路沿いに存在する重要な構造である。その例として、処分場のすぐ下及び南側に位置する不飽和状態及び飽和状態の火山岩、ユッカマウンテンの南方約 6~9 マイルに位置する流動経路沿いに遭遇するアマルゴサ・バレー沖積堆積物が挙げられる（表 2.5-12 参照）。不飽和帯を通じて

地下水位にまで放射性核種が下方移行する場合、それは接近可能環境に到達する前に飽和帯を通じて移行されなければならない。放射性核種の移行は、水の流動速度によって制限される。さらに、いくつかのプロセスによって、放射性核種の移動が水の移動よりも遅くなる。その例として、割れ目を伴う火山岩の多孔質マトリクス内への拡散、割れ目を伴う多孔質岩石マトリクスの鉱物表面への放射性核種の収着、さらには流動経路沿いに化学条件が変化することによって生じる鉱物の沈殿などを挙げることができる。

水の移動の最後の部分は、それを使用する人間に至るものである。「合理的に最大の被ばくを受ける個人」とは一人の仮想的な個人であり、規則において、接近可能環境に位置し、ユッカマウンテンから出た汚染されている可能性のある地下水の中心部に掘削された1本の井戸から水を汲み上げる人物として定義されている（図12）。また、この合理的に最大の被ばくを受ける個人は、規則において、同じ所在地の近辺で生活する現実の個人よりも確実に高い被ばくを受けるものとして定義されている。この個人は、一定数の方法によって汚染水の放射線にさらされる可能性があり、その全てが算入される。

(3) トータルシステム性能評価【4.2】

閉鎖後の処分場システムは、その本質から、一つのパッシブなシステムであり、その機能を実現するために外部からの措置または活動を必要としない。実際に、人間による介入は計画されていないか、閉鎖後は必要とされない。処分場がその機能を発揮すべき期間の長さを考慮した場合、リスクの低減を目的として自動化された、あるいはアクティブなシステムに依存することはできない。廃棄物の隔離にとって重要な自然構造は、当該サイト及びシステムにもともと備わっている要素である。これらの要素は、あるがままの状態で使用されなければならない。永久閉鎖後の（すなわち閉鎖後期間）の安全性は、長期性能に影響を及ぼす可能性のある「特性、事象及びプロセス」（FEP）を調査することによって評価される。この特性、事象及びプロセスは、地質環境に備わっている特定の条件または特質であり、その例としては、人工バリアの劣化、機能低下または変質プロセスに加えて、地層処分場の性能に影響を及ぼす可能性のある自然の特性と人工的な特性の間の相互関係などが挙げられる。ここで使用される評価方法は、「トータルシステム性能評価」と呼ばれている。このアプローチは、国際的に広範に受け入れられているものである。ユッカマウンテンの場合、具体的な実施方法は、NRC規則によって定義されている。

トータルシステム性能評価：トータルシステム性能評価（TSPA）は、起こり得る様々な条件の範囲にわたり、処分場システム全体の長期的な性能の定量的な見積りを行う一つの計算ツールであり、サイト・データ及び物質試験データ、さらに、広範に受け入れられた物理及び化学的な原則に基づく複数のコンピュータ・モデルを使用する。また、このTSPAは、処分場で作用する人工及び自然体系のプロセスに関する解析モデルを、処分場性能の総合的な評価に使用される（処分場及びその周辺の環境に関する）一つの総合的なコンピュータ・モデルにコンパイルするものである。TSPAモデルを使用することでDOEは、将来の何千年間もの期間を対象として、広範な条件下にある処分場からの放射性核種の放出の見積りを作成するだけでなく、人々が受ける可能性のある線量を見積ることができる。

TSPAモデルは一般に「抽象化モデル」と呼ばれるものであり、大量のデータからの必須情報の抽出を伴う。TSPAに組み込まれる一つの抽象化モデルは、複雑なコンピュータ・モデルを用いて計算される値、あるいは全面的な3次元計算機シミュレーションの値を列記した表といった単純な形をとる場合がある。これらは、システム性能を評価すると共に、その性能が規則を満たし、長期的な安全性を確保する可能性を見積るために使用されるモデルである。対象となるシステム全体の応答は、すでにデータが得られているか、入手することのできる期間を超える期間にわたるものとなる。この点に対処するためにTSPAモデルは、データを不確実なもののみならず、結果を確率論的方法によって評価する。

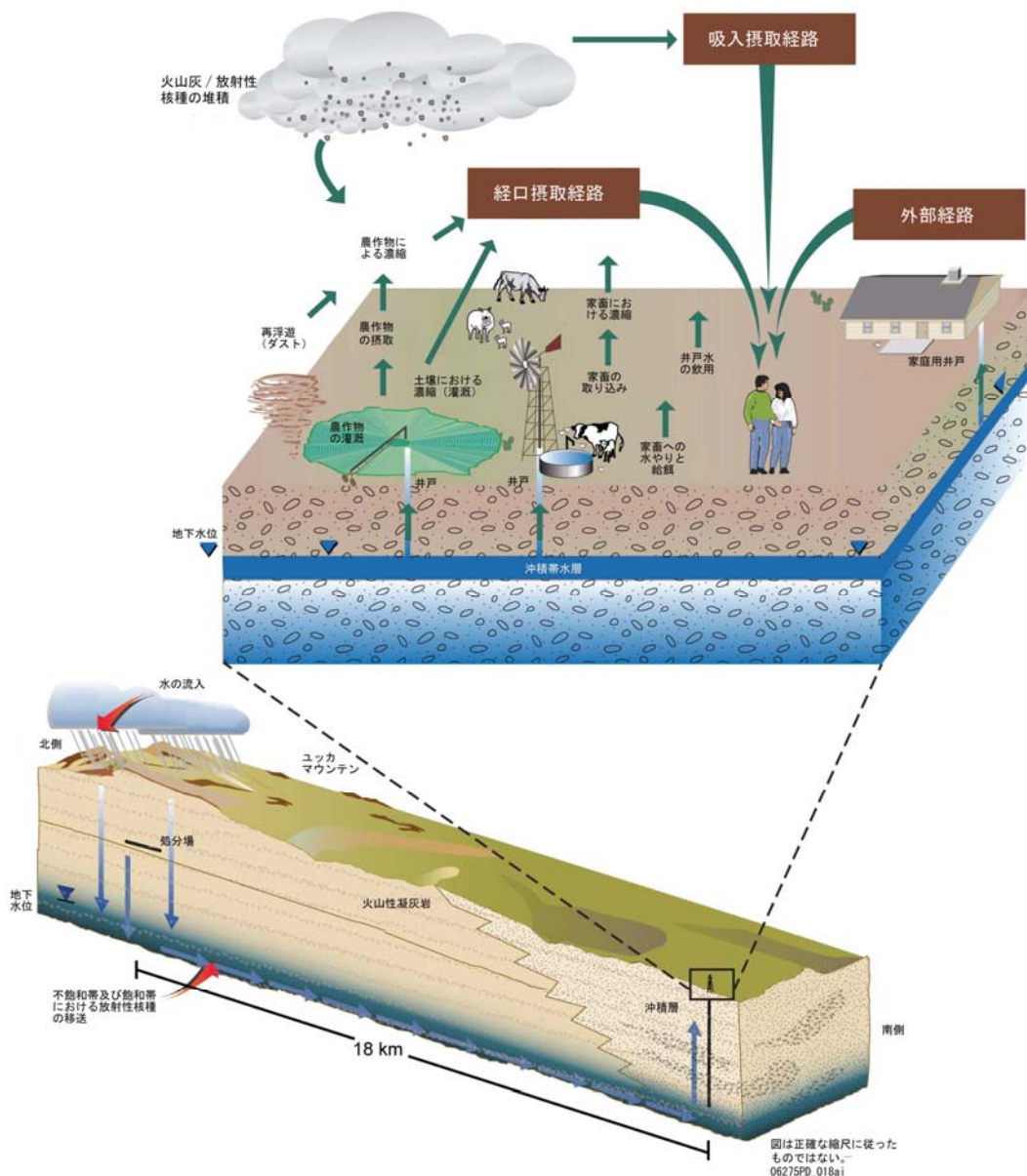


表 2.5-12 「合理的に最大の被ばくを受ける個人」の所在地及び特性と、これらの場所への放射性核種の移動を制限する処分場の下に位置する自然体系の特性。

TSPA モデル開発には、当該システムの挙動に適用可能な、起こり得る全ての「特性、事象及びプロセス」(FEP) のリストの編集が含まれる。この特性の一例として、断層の存在が挙げられる。また、事象の一例としては地震事象が、プロセスの一例としては全面腐食による廃棄物パッケージ壁の段階的な劣化が挙げられる。DOE は、それがモデル化の際に組み込むべき FEP を決定する際に、様々なタイプの解析を使用した。選定された

特性、事象及びプロセスは、いくつかの「シナリオクラス」のグループに分けられる。このシナリオクラスは、予測される状況や破壊的な状況（例えば地震活動度及び火山活動）について記述するものである。

線量の見積りは、モンテカルロ・サンプリング法と呼ばれている確率論的なアプローチを用いて計算される。不確実なデータ入力が行われるごとに一つの値が選定され、処分場性能が 10,000 年及び 100 万年の期間を対象にシミュレーションされる。また、これが 300 回繰り返された上で、10,000 年間の性能基準に関する平均値の最大値が特定される。また、100 万年の性能基準の場合には、中央値の最大値が特定される。

モデルの検証：同一システムの独立した評価が存在し、様々な結果の相違が生じる理由を適切に理解できる場合にも、それに対する信頼が高まることになる。2002 年に、一つの国際的な専門家グループに対し、その当時の TSPA のレビューが委託された。このグループの調査結果は、この評価によって国際的な慣行に適合した、要求にかなうモデル化の努力が実現しているというものであった。また、これに伴い評価の改善を目的とした 27 件の勧告が提示され、その後、その全てに対する対応がはかられた。さらに、その他のいくつかの外部専門家によるレビューで示された提案に基づき、当該モデルに数多くの改善が加えられている。

TSPA で使用されるモデルに対する信頼の基礎をもたらすために設定された要件を遵守することにより、多数の感度解析、不確実性解析及び洞察に関する解析が実施されている。その目的は、モデルに関する理解を高めることに、さらには計算によって得られた結果が（様々な変化に対応して当該システムがどのような挙動を示すはずであるかという観点から）信頼を高めるものであることを検証することにあった。この洞察解析は、何百件もの確率論的解析から得られる一連の結果における外れ値と思われるものに焦点を当てた、それぞれ一回のみ実施される解析である。どのような要素の組み合わせがその外れ値を引き起こしたかについて理解すること、さらに、科学的な見解から見た場合にそれが意味のあるものであるか否かを理解することにより、モデルに対する信頼が強化される。

処分場システムの潜在的な安全性に関しては、その他の定量的なモデル及び評価も実施されている。DOE はその成果の相違に関する評価を実施すると共に、それらの理解を深めるための作業を行い、それによっていくつかのレベルにおける DOE 自体のモデル化アプローチへの信頼が高まった。DOE の TSPA に関して独立した立場で行われた比較の一例に、電力研究所（EPRI）が、EPRI が独自に開発したモデル及びソフトウェア

(IMARC) を用いて行ったシステム解析がある。この比較により、電力研究所のアプローチが現実的なものである可能性の範囲において、DOE のユッカマウンテン処分場に関する TSPA が（線量予測が過大評価されると考えられる点において）保守的なものであることが示唆されている。これらのモデル化結果の信頼度を評価する方法は他にもいくつかあり、その中には、主要な TSPA 関連活動とは独立した立場で実施される単純化された DOE-TSPA 解析との比較が含まれる。もう一つのモデル化活動の例として、性能面での裕度に関する解析から主要な保守的設定の一部を取り除くやり方が挙げられる。さらに、これらのモデル化活動ではいずれも、類似した結果が示されている。

(4) 閉鎖後トータルシステム性能評価の結果【4.3】

閉鎖後システム安全評価によって、ユッカマウンテン処分場が安全なものであり、適用される EPA 基準及び NRC 規則を満たすことが、説得力のある形で示されている。規則において、ユッカマウンテン処分場の様々な影響を取り扱う際のいくつかの尺度が指定されている。この中には、人間が受ける線量や地下水の放射能含有量などが含まれる。これらの規則によって、合理的に最大の被ばくを受ける個人として知られるアマルゴサ・バレーで生活する将来の一人の仮想的な個人の線量を計算する方法が規定されている。この将来の仮想的な個人は、処分場から地下水によって運び出された放射性核種に被ばくした結果として生じる可能性のある潜在的な線量の保守的な見積りが実現するような方法で、定義される。当該区域で生活する現実の人物が受ける線量は、これよりもはるかに低いものになると考えられている。この合理的に最大の被ばくを受ける個人は、提案されている処分場から約 11 マイル南の位置で生活するものと指定されている。表 2.5-13 及び表 2.5-14 に、TSPA に関する結果のまとめを示した。これらの結果について、以下の部分で検討する。

表 2.5-13 個別的な防護基準及び人間の侵入基準に関する閉鎖後性能評価の結果

	平均値	中央値	95 パーセンタイル
個人防護基準	15 mrem を上回る	350 mrem 以下 ^a	なし (95 パーセンタイルはここで、比較の目的のためだけに提示されている)
最初の 10,000 年間	0.24 mrem		0.67 mrem
発生の時期	10,000 年		10,000 年
10,000 年後以降 ^b		0.9 mrem	9.1 mrem
発生の時期		~800,000 年	1,000,000 年
人間の侵入に関する基準		350 mrem 以下 ^a	
10,000 年後以降 ^b		0.01 mrem	
発生の時期		~202,000 年	

注) a : 規則案

b : 地質学的に安定な期間 (100 万年として定義されている) として示された範囲内。

表 2.5-14 地下水防護基準に関する閉鎖後性能評価の結果

	Ra-226 及び Ra-228 濃度の組み合わせ	総 α 放射能濃度	β -及び光子-放出放射性核種の複合的な線量
地下水防護基準 : 放射能濃度または年間線量に関する制限	5 pCi/L	15 pCi/L	4 mrem
性能評価結果 : 最大平均放射能濃度または年間線量の子測値	$< 10^{-6}$ pCi/L	10^{-4} pCi/L	全身 : ~0.06 mrem 甲状腺 : ~0.26 mrem
自然のバックグラウンド放射線レベル	0.5 pCi/L	0.5 pCi/L	規則要件では、バックグラウンド・レベルは除外されている。

NRC の規則では、合理的に最大の被ばくを受ける個人に関して、また、全てのシナリオを総合した上で（すなわち、火山活動や地震などの発生確率の低い事象などの効果も含まれる）、最初の 10,000 年間にに関する最大平均許容年間放射線量が、年当たり 15 mrem 以下として指定されている。合理的に最大の被ばくを受ける個人に関して見積られた年間線量の平均値は、0.24 mrem である。さらに、95 パーセンタイルを考慮した場合でも（すなわち、100 件ごとのシミュレーションのうちの 95 件において、この数より低い線量水準が割り出される）、その値は 0.67 mrem である。これらの数は両方とも、許容制限値のごく一部分に相当するに過ぎない。提案されている EPA 基準や NRC 規則では、閉鎖から 10,000 年以降の地質学的に安定な期間（100 万年と定義されている）にわたる線量限度も指定されている。また、これらの規則では、全てのシナリオを総合した上で（すなわち、火山活動や地震などの発生確率の低い事象の効果も含めた上で）、「合理的に最大の被ばくを受ける個人」の受ける最大許容年間放射線量の中央値が、この期間に関して 350 mrem 以下となるように指定されている。さらに、全てのシナリオを総合した上で、合理的に最大の被ばくを受ける個人への年間線量の見積りとして算出された中間値は、0.96 mrem である。また、95 パーセンタイル値は、9.1 mrem である。これらの値は、許容制限値のごくわずかな部分を占めるに過ぎない。地下水防護及び人間侵入基準に照らして行われる解析によっても、規制限度に対して同様の余裕が存在することが示されている。

前述のように、合理的に最大の被ばくを受ける個人とは、処分場から発生する可能性のある放出に関連する線量が最大のものとなるような方法で定義された仮想的な個人のことをいう。現実の個人が合理的に最大の被ばくを受ける個人の特性の全てを備えているわけではないため、実際にアマルゴサ・バレーで生活する人々が受ける被ばく量は、これを大きく下回るはずである。ユッカマウンテンからより遠い場所で生活する人々の受ける被ばく、さらに低いものとなる。ユッカマウンテンは、閉鎖された地下水盆に位置している。このため、大きな地質学的な変動が起こらない限り、放射性核種が地下水盆から外に出ることはない。

比較する線量

永久閉鎖後の処分場からの潜在的な放出は、人々が毎日遭遇し、自分たちの生活の一部として受け入れている被ばくの範囲をも下回るものである。すでに述べたように、米国

で自然に発生するバックグラウンド放射線は、年当たり約 200～300 mrem の範囲である。米国の多くの場所のバックグラウンド放射線は、この範囲を年当たり 100 mrem も上回っている。放射線管理学会は、年間に 5,000 mrem の個人線量、またはさらにバックグラウンド放射線に追加される 10,000 mrem の生涯線量を下回る健康リスクの定量的な見積りを行うことは推奨しない立場をとっている。70 年間の生涯に 10,000 mrem の線量を受けると、年当たりの線量は約 150 mrem に等しい。

これに対して 10,000 年及び 100 万年の期間に最大の被ばくを受ける個人が処分場から合理的に受ける年間線量は、1 mrem 未満と見積られている。これは、飛行機の 2 時間搭乗していた場合に、あるいは 1 年にわたりカラーテレビを見ることで受け取るのとほぼ同じ放射線量である。また、この数値は、自然に生じるバックグラウンド放射線の 1% をも下回る水準である。100 万年間にわたる年間線量として見積られた 95 パーセンタイル（すなわち、算出線量の 95% がこのレベルを下回っている値）は、10 mrem 未満となっている。これに相当する放射線リスクを生じさせるものとして、胸の X 線撮影が挙げられる。算出された最大年間線量レベルは約 40 mrem であり、しかもパラメータ分布の極端な値を反映した値である。これに相当する放射線リスクは、航空会社のフライト・クルーが毎年受ける線量に関するものを大幅に下回っている。さらに、これらは、自然に生じるバックグラウンド放射線のごくわずかな百分率に相当するものであり、これは全米におけるバックグラウンド放射線の変動幅よりも明確に少なく、ガンが発生するリスクに有意の増加をもたらすとは考えにくい。また、これらの潜在的な線量が、合理的に最大の被ばくを受ける個人に関して見積られたものであり、発生確率が極めて低い破壊的事象（例えば、処分場を通じた火山の噴火など）を含んでいる点にも、留意する必要があるだろう。現実の個人が受ける実際の線量はこれをはるかに下回ることが見込まれ、バックグラウンド放射線からすでに受ける年間線量に有意の寄与を行うレベルにあるとは考えられていない。

長期安全評価に対する信頼

ここに示された安全面での影響に関する見積りは、予測ではなくて、実現し得る将来の性能に関する慎重かつ合理的な見積りである。原子力発電計画を実施している国々は、自国で使用済燃料のリサイクルを実施する計画を設定しているか否かにかかわらず、地層処分計画を実施する予定である。処分場の実現に向けた計画を設定し、そのためのサイトを

探し、許認可発給に向けた積極的な活動を行っている全ての国が、その範囲の点で DOE の行っている TSPA とほぼ同等の計算を実施している。

NRC は、十分な情報に基づいた許認可発給決定を行う上で必要とされる情報を、性能評価を通じて提供するよう求めている。しかし、その場合にも、ユッカマウンテン処分場のようにこの種のものとして初めて建設される施設の評価において、さらには極めて長い期間（例えば数万年間）にわたるシステム性能の見積りにおいて、不確実性を完全に排除することはできない。したがって、性能評価に関する不確実性を全面的に明示すると共に、その評価を実施する要件が盛り込まれている。さらに、DOE に対して、利用可能かつ関連する全ての情報が、長期システム性能の見積りに関係する概念及びアプローチの確証のために考慮され、分析されたことを明示することが要求されている。

ナチュラアナログ調査：コンピュータ・モデルを利用することにより、処分場が、極めて長い期間にわたり変化し続ける様々な条件にどのように対応すると見込まれるのかを明らかにすることができる。しかし、様々な事象が実際に予測された通りに展開するかどうかを現実の世界で直接試験する手段はない。それでも処分場性能に影響を及ぼす可能性のある気候、地質学的及び水文学的なプロセスの実例及び類似した例を見出すことはできる。科学者たちは、ユッカマウンテンに関連する長期プロセスについてより良好な理解を得るために、世界各地の様々なアナログ・サイトに関する詳細な情報の調査を実施している。

一つの地域の過去の気候を調査することによって、科学者たちは発生の見込みが高い将来の気候を予測することができる。例えば、カリフォルニア州のオーウェンズ・レイク（ユッカマウンテンから西側に約 100 マイルの位置にある）の乾燥湖床の堆積鉱床において、この地域における過去の気候に関するおよそ 425,000 年間の記録を入手することができる。こうした情報は、ユッカマウンテンの近くの「デヴィルス・ホール」として知られる洞穴の壁から採取した複数の岩芯で得られた 500,000 年間の記録など、その他の気候に関するアナログから得られる情報と共に、過去における沈殿レベルや気温に関する見積りの確証を行う作業に役立つ。さらに、これを地球の軌跡に関する情報と組み合わせることによって、将来の気候状態に関する予測を行うことが可能になる。

また、科学者たちは、トルコ共和国のカイマクルの古代の地下都市（西暦 2 世紀頃のもの）における水の移動の分析を実施した。この場所の気候及び岩型は、ユッカマウンテンに見いだされるものと類似している。このトルコのサイトを研究する際に科学者たちは、

地下深部の掘削部分に対する水の浸透量が極めて小さいことを確認した。研究者たちは、例えば南フランスのショーヴェ洞穴にあるような有史以前の絵画が描かれた洞窟が、ユッカマウンテンにおける水の流動に関するすぐれたナチュラルアナログになるものと考えている。これらの洞穴に描かれた 30,000 年前の絵画は、粘土、炭及び二酸化ケイ素だけでなく、酸化鉄及びごく少量のマンガンで描かれている。これらの物質のいずれも、水が豊富に存在する環境では長期間にわたり残ることはできない。しかし、多くの洞窟絵画が、ユッカマウンテンよりはるかに湿潤な条件、例えば雨量がユッカマウンテンの 3 倍ある場所でも存続している。これらの絵画が現在まで残されたのは、水が洞穴や坑道の内部ではなく、その周囲を流れる傾向があるためである。その理由の一つとして、様々な開口部の相対的な大きさが挙げられる。不飽和岩石では、孔隙及びき裂にある少量の水は、より大きな開口部（例えば洞穴または坑道）に流入するよりもむしろそこに残る傾向があることが指摘されている。したがって、これらのアナログ調査によって、処分場坑道への浸漏が最小限のものであることが示唆される。

もう一つの重要なアナログのサイトとして、メキシコのペニャブランカの天然ウラン鉱床がある。この鉱床の気候及び岩石条件は、ユッカマウンテンのそれと極めて類似性が高い。このサイトにおける調査は、何百万年も期間にわたって自然に産する放射性粒子の移行に焦点を置いたものとなっている。これらの調査において科学者たちは、この種の粒子がこの岩石内の主要なき裂沿いにほんの数ヤードしか移行していないという観察結果を得た。さらに、ペニャブランカのウラン鉱床は、科学者たちがユッカマウンテン処分場において使用済燃料棒が変化してゆくと考えている方法と多くの点で類似した状況において、何百万年も期間にわたり変化してきたものと考えられているのである。いくつかの調査によって、ユッカマウンテン処分場に存在すると見込まれるものに類似した放射性粒子が、この鉱床から数ヤードの距離までしか、また、極めて少量しか、移行していないことが示されている。

これら調査及びその他の調査に関する報告は、許認可申請書を支援する技術文書において報告されている。また、その結果は全体として、TSPA の成果に信頼を置く根拠が存在するという調査結果を、すなわち、DOE が考えるところの、ユッカマウンテン処分場計画を次の段階（建設段階）に進める決定の裏付けとなる十分な信頼性が存在するという判断を裏づけるものである。処分場の建設及び操業段階にも科学調査は継続される。また、主要な決定ポイントごとに、さらにはその他の新しい情報が利用可能になるか、システム

性能の観点からその評価を実施する必要がある場合などに、安全評価が更新されることになっている。また、システム全体がその永久閉鎖が実施されるまでの期間にわたり監視対象となるだけでなく、処分場の閉鎖後にもサイトの監視は継続され、長期科学・安全評価が続けられることになっている。

2.5.5 「ユッカマウンテン処分場の安全性評価報告書」に対するレビューの概要

米国のセーフティケースの調査対象としているユッカマウンテン処分場の建設認可に係る許認可申請書に対しては、原子力規制委員会（NRC）が安全審査を行っており、審査結果と取りまとめた安全評価報告書（SER、Safety Evaluation Report）のうち、以下の閉鎖後安全を取り扱っている以下の文書を調査する。

- ・「ユッカマウンテン処分場の安全性評価報告書（SER）第3分冊「閉鎖後の処分場の安全性（Repository Safety After Permanent Closure）」（2014年）⁶⁾

SERの第3分冊は、閉鎖後の処分場の安全性についてのレビュー（安全審査）結果がまとめられているが、セーフティケース（性能評価）に関しては、以下が相当する。

- 2.2.1.1 システムの説明と多重バリアの立証
 - 2.2.1.2.1 シナリオ解析
 - 2.2.1.2.2 発生確率が 10^{-8} /年以上の事象の特定
 - 2.2.1.3.1 人工バリアの劣化
 - 2.2.1.3.2 人工バリアの力学的破壊
 - 2.2.1.3.3 人工バリア及び廃棄体と接触する水の量と水化学
 - 2.2.1.3.4 放射性核種の放出率と溶解限度
 - 2.2.1.3.5 気候と浸潤
 - 2.2.1.3.6 不飽和帯の流れ
 - 2.2.1.3.7 不飽和帯内の放射性核種の移行
 - 2.2.1.3.8 飽和帯内の流路
 - 2.2.1.3.9 飽和帯内の放射性核種の移行
 - 2.2.1.3.10 廃棄物パッケージの火成事象による破壊
 - 2.2.1.3.12 地下水中の放射性核種濃度
 - 2.2.1.3.13 空気中の放射性核種の移行と再分布
 - 2.2.1.3.14 生物圏の特徴
 - 2.2.1.4.1 閉鎖後の公衆の健康と環境基準（個人の防護）への適合の立証
 - 2.2.1.4.2 人間の侵入に関する基準への適合の立証

上記の各々の項目に対して、レビューの結果として「序文」、「規制要件」、「技術審査」及

び「評価の結果」が記載されている。序文では、レビュー対象のセーフティケース（性能評価）での位置づけ、評価対象とした DOE の文書、ユッカマウンテン・レビュープランの該当条文、10 CFR Part 63 での要求事項等が記載されている。規制要件では、10 CFR Part 63 及びユッカマウンテン・レビュープランに規定された規制要求事項が記載されている。技術審査では詳細な審査の内容が、評価結果では判定結果が簡潔に示されている。

表 2.5-15 レビューでのセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	「第3分冊 永久閉鎖後の処分場の安全」での記載内容
2.2.1.1 システムの説明と多重バリアの立証	2.2.1.1.1 序文 2.2.1.1.2 規制要件 2.2.1.1.3 技術審査 2.2.1.1.3.1 バリアの特定 2.2.1.1.3.2 バリアの能力に関する記述と技術的根拠 2.2.1.1.3.2.1 上部天然バリア：地形及び表土 2.2.1.1.3.2.2 上部天然バリア：処分場上部の不飽和帯 2.2.1.1.3.2.3 人工バリア：定置坑道 2.2.1.1.3.2.4 人工バリアシステム：ドリップシールド 2.2.1.1.3.2.5 人工バリアシステム：廃棄物パッケージ 2.2.1.1.3.2.6 人工バリアシステム：廃棄物形態及び廃棄物パッケージ内部構成要素 2.2.1.1.3.2.7 人工バリアシステム：定置パレット及びインバート 2.2.1.1.3.2.8 下部天然バリア：処分場下部の不飽和帯 2.2.1.1.3.2.9 下部天然バリア：飽和帯 2.2.1.1.4 多重バリアの評価結果に関する NRC のまとめ 2.2.1.1.4.1 バリアの特定 2.2.1.1.4.2 廃棄物を隔離するバリア能力の説明 2.2.1.1.4.3 バリア能力の技術的根拠 2.2.1.1.4.4 評価の結果
2.2.1.2.1 シナリオ解析	2.2.1.2.1.1 序文 2.2.1.2.1.2 規制要件 2.2.1.2.1.3 技術審査 2.2.1.2.1.3.1 特質、事象及びプロセスのリストの特定 2.2.1.2.1.3.2 特質、事象及びプロセスのリストのスクリーニング 2.2.1.2.1.3.3 シナリオクラスの構成に関する技術的レビュー 2.2.1.2.1.3.4 シナリオクラスのスクリーニング 2.2.1.2.1.4 評価の結果
2.2.1.2.2 発生確率が 10^{-8} / 年以上の事象の特定	2.2.1.2.2.1 序文 2.2.1.2.2.2 規制要件 2.2.1.2.2.3 技術審査 2.2.1.2.2.3.1 火成事象の確率 2.2.1.2.2.3.2 地震事象の確率 2.2.1.2.2.3.3 廃棄物パッケージとドリップシールドの早期破損事象確率 2.2.1.2.2.4 評価の結果
2.2.1.3.1 人工バリアの劣化	2.2.1.3.1.1 序文 2.2.1.3.1.2 規制要件 2.2.1.3.1.3 技術審査 2.2.1.3.1.3.1 ドリップシールドの劣化 2.2.1.3.1.3.1.1 ドリップシールドの全面腐食 2.2.1.3.1.3.1.2 ドリップシールドの早期破損 2.2.1.3.1.3.2 廃棄物パッケージの劣化 2.2.1.3.1.3.2.1 廃棄物パッケージ外側バリアの全面腐食 2.2.1.3.1.3.2.2 廃棄物パッケージ外側バリアの局部腐食 2.2.1.3.1.3.2.3 廃棄物パッケージ外側バリアの応力腐食割れ 2.2.1.3.1.3.2.4 廃棄物パッケージの早期破損 2.2.1.3.1.4 評価の結果
2.2.1.3.2 人工バリアの力学的破壊	2.2.1.3.2.1 序文 2.2.1.3.2.2 規制要件 2.2.1.3.2.3 技術審査

表 2.5-15 レビューでのセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	「第3分冊 永久閉鎖後の処分場の安全」での記載内容
	2.2.1.3.2.3.1 人工バリアの力学的破壊につながる地震及び断層変位に関する入力情報 2.2.1.3.2.3.1.1 地震サイト応答のモデル化 2.2.1.3.2.3.1.2 断層変位ハザード解析 2.2.1.3.2.3.2 TSPAにおける断層変位に関する考察 2.2.1.3.2.3.3 地震による坑道の劣化 2.2.1.3.2.3.4 浸出水に対するバリア機能との関連におけるドリップシールドの構造的／力学的性能 2.2.1.3.2.3.5 廃棄物パッケージの力学的／構造的性能 2.2.1.3.2.4 評価の結果
2.2.1.3.3 人工バリア及び廃棄体と接触する水の量と水化学	2.2.1.3.3.1 序文 2.2.1.3.3.2 規制要件 2.2.1.3.3.3 技術審査 2.2.1.3.3.3.1 坑道に入る水の化学的性質 2.2.1.3.3.3.2 坑道内の水の化学的性質 2.2.1.3.3.3.3 人工バリアシステムと接触する水の量 2.2.1.3.3.4 評価の結果
2.2.1.3.4 放射性核種の放出率と溶解限度	2.2.1.3.4.1 序文 2.2.1.3.4.2 規制要件 2.2.1.3.4.3 技術審査 2.2.1.3.4.3.1 パッケージ内の物理化学的環境 2.2.1.3.4.3.2 廃棄体の劣化 2.2.1.3.4.3.3 濃度制限 2.2.1.3.4.3.4 コロイドの実在性と有効性値 2.2.1.3.4.3.5 人工バリアシステムの放射性核種移行 2.2.1.3.4.4 評価の結果
2.2.1.3.5 気候と浸潤	2.2.1.3.5.1 序文 2.2.1.3.5.2 規制要件 2.2.1.3.5.3 技術審査 2.2.1.3.5.3.1 特徴とプロセスの識別 2.2.1.3.5.3.2 気候 2.2.1.3.5.3.2.1 初期1万年間の気候変動 2.2.1.3.5.3.2.2 気象条件の局所的時空間変動 2.2.1.3.5.3.3 正味浸透量 2.2.1.3.5.4 評価の結果
2.2.1.3.6 不飽和帯の流れ	2.2.1.3.6.1 序文 2.2.1.3.6.2 規制要件 2.2.1.3.6.3 技術審査 2.2.1.3.6.3.1 不飽和帯内での統合 2.2.1.3.6.3.2 処分場上方の環境マウンテンスケール流 2.2.1.3.6.3.3 廃棄物定置の熱水力学的影響 2.2.1.3.6.3.4 環境及び熱浸出モデル 2.2.1.3.6.3.5 坑道内の対流と湿分再分布 2.2.1.3.6.3.5.1 坑道内の熱伝達と対流 2.2.1.3.6.3.5.2 湿分の再分布と凝縮 2.2.1.3.6.3.6 環境マウンテンスケール流：処分場より下方 2.2.1.3.6.3.6.1 流れモデルの概念化 2.2.1.3.6.3.6.2 処分場下の南側及び北側部分での流れ特性 2.2.1.3.6.3.6.3 移行のための流れ場の適切性 2.2.1.3.6.3.6.4 要約 2.2.1.3.6.4 評価の結果

表 2.5-15 レビューでのセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	「第3分冊 永久閉鎖後の処分場の安全」での記載内容
2.2.1.3.7 不飽和帯内の放射性核種の移行	2.2.1.3.7.1 序文 2.2.1.3.7.2 規制要件 2.2.1.3.7.3 技術審査 2.2.1.3.7.3.1 システムの記述とモデルの枠組み 2.2.1.3.7.3.2 不飽和帯の放射性核種移行プロセス 2.2.1.3.7.3.2.1 移流と分散 2.2.1.3.7.3.2.2 収着 2.2.1.3.7.3.2.3 マトリクス拡散 2.2.1.3.7.3.2.4 コロイド関与の移行 2.2.1.3.7.3.2.5 放射性核種の崩壊と増加 2.2.1.3.7.4 評価の結果
2.2.1.3.8 飽和帯内の流路	2.2.1.3.8.1 序文 2.2.1.3.8.2 規制要件 2.2.1.3.8.3 技術審査 2.2.1.3.8.3.1 飽和帯内の流路に関連するシステム記述及びモデル統合 2.2.1.3.8.3.2 飽和帯内の流路のモデルを正当化するための基本データの十分性 2.2.1.3.8.3.3 飽和帯内の流路モデルで使用されたデータの不確実性 2.2.1.3.8.3.4 飽和帯モデル内の流路の不確実性 2.2.1.3.8.3.5 代替モデル又はその他の情報との比較に基づくモデルの裏付け 2.2.1.3.8.4 評価の結果
2.2.1.3.9 飽和帯内の放射性核種の移行	2.2.1.3.9.1 序文 2.2.1.3.9.2 規制要件 2.2.1.3.9.3 技術審査 2.2.1.3.9.3.1 システム記述及びモデルの枠組み 2.2.1.3.9.3.2 飽和帯の移行プロセス 2.2.1.3.9.3.2.1 移流及び分散 2.2.1.3.9.3.2.2 収着 2.2.1.3.9.3.2.3 マトリクス拡散 2.2.1.3.9.3.2.4 コロイド関与の移行 2.2.1.3.9.3.2.5 放射性核種の崩壊及び増加 2.2.1.3.9.4 評価の結果
2.2.1.3.10 廃棄物パッケージの火成事象による破壊	2.2.1.3.10.1 序文 2.2.1.3.10.2 規制要件 2.2.1.3.10.3 技術審査 2.2.1.3.10.3.1 DOEによる一般的アプローチ 2.2.1.3.10.3.2 DOEの火成貫入モデル化ケースに関するNRCスタッフのレビュー 2.2.1.3.10.4 評価の結果
2.2.1.3.12 地下水中の放射性核種濃度	2.2.1.3.12.1 序文 2.2.1.3.12.2 規制要件 2.2.1.3.12.3 井戸水濃度推定値の評価 2.2.1.3.12.4 評価の結果
2.2.1.3.13 空気中の放射性核種の移行と再分布	2.2.1.3.13.1 序文 2.2.1.3.13.2 規制要件 2.2.1.3.13.3 技術審査 2.2.1.3.13.3.1 火山灰被ばくシナリオの評価と審査 2.2.1.3.13.3.1.1 空気中移行のモデル化 2.2.1.3.13.3.1.2 Fortymile Washにおけるテフラ再分布 2.2.1.3.13.3.1.3 放射性核種の土壌中下方移動 2.2.1.3.13.3.2 地下水被ばくシナリオの評価及び審査

表 2.5-15 レビューでのセーフティケース（性能評価）に関する記載内容

セクション	「第3分冊 永久閉鎖後の処分場の安全」での記載内容
2.2.1.3.14 生物圏の特徴	2.2.1.3.13.4 評価の結果 2.2.1.3.14.1 序文 2.2.1.3.14.2 規制要件 2.2.1.3.14.3 技術審査 2.2.1.3.14.3.1 システムの説明とモデルの統合 2.2.1.3.14.3.2 生物圏の移行経路の評価 2.2.1.3.14.3.3 人間の被ばく評価 2.2.1.3.14.3.4 線量測定評価 2.2.1.3.14.3.5 統合的な生物圏モデル化結果の評価 2.2.1.3.14.4 評価の結果
2.2.1.4.1 閉鎖後の公衆の健康と環境基準（個人の防護）への適合の立証	2.2.1.4.1.1 序文 2.2.1.4.1.2 規制要件 2.2.1.4.1.3 技術審査 2.2.1.4.1.3.1 序文 2.2.1.4.1.3.2 年間線量計算で使用されるシナリオ 2.2.1.4.1.3.2.1 DOEの手法の要約 2.2.1.4.1.3.2.2 NRCスタッフによる年間線量計算に使用されたシナリオの審査 2.2.1.4.1.3.3 処分場性能の信頼できる表現 2.2.1.4.1.3.3.1 地下水の放出に関する DOE の TSPA の計算 2.2.1.4.1.3.3.1.1 地下水の放出に関する TSPAにおける DOEの手法の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.1 坑道への水の浸出に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.2 人工バリアの損傷に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.3 廃棄物パッケージへの水の浸出に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.4 廃棄物パッケージからの放射性核種の放出に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.5 不飽和及び飽和帯内の放射性核種の移行に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.1.6 RMEIの年間線量に関する DOE の TSPA の概要 2.2.1.4.1.3.3.1.2 地下水の放出に関する DOE の TSPA 計算についての NRCスタッフのレビュー 2.2.1.4.1.3.3.2 火山の噴火のモデルケースに関する DOE の TSPA の計算 2.2.1.4.1.3.3.2.1 火山噴火のモデルケースに関する TSPAにおける DOEの手法の概要 2.2.1.4.1.3.3.2.2 火山噴火のモデルケースに関する NRCスタッフによる DOE の TSPA 計算の審査 2.2.1.4.1.3.4 平均年間線量限度の統計的安定性 2.2.1.4.1.3.4.1 統計的安定性に関する DOEの手法の概要 2.2.1.4.1.3.4.2 平均年間線量の統計的安定性に関する NRCスタッフのレビュー 2.2.1.4.1.4 評価の結果
2.2.1.4.2 人間の侵入に関する基準への適合の立証	2.2.1.4.2.1 序文 2.2.1.4.2.2 規制要件 2.2.1.4.2.3 技術審査 2.2.1.4.2.3.1 人間侵入事象のタイミング 2.2.1.4.2.3.2 侵入事象の表現 2.2.1.4.2.3.3 RMEIの年間線量 2.2.1.4.2.4 評価の結果

2.5.6 ユッカマウンテン処分場に関する今後の予定

現在、ユッカマウンテン処分場に関しては、具体的な許認可のスケジュールが明確になっていないが、安全審査がほぼ終了した建設認可に係る許認可申請に関しては、原子力規制委員会（NRC）の原子力安全・許認可委員会パネル（ASLBP、Atomic Safety and Licensing Board Panel）がヒアリング手続きへの参加申請と提出された争点の有効性を審査するため、原子力安全・許認可委員会（ASLB）を設置すると考えられる。ASLBは、2人の法律専門家と1人の技術専門家から構成され、「建設認可委員会（CAB、Construction Authorization Board）」などと称され、ヒアリングが実施されることになる⁷⁾。

また、建設認可が発給された後、中間貯蔵の計画、第二処分場の立地などの条件をクリアして建設が開始された後には、廃棄物の受け入れ開始に係る許認可のため、許認可申請書をエネルギー省（DOE）がNRCに提出して、安全審査が行われることとなる。なお、許認可申請書の内容は、基本的に建設認可に係る許認可申請書と同様になる⁷⁾。

2.5 参考文献

- 1) Bechtel SAIC Company, LLC, "Performance Confirmation Plan", TDR-PCS-SE-000001 REV 01 ICN 02, January 2002
- 2) Nuclear Regulatory Commission, "10 CFR Part 63 - Disposal of High-Level Radioactive Waste in a A Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada", 2009
- 3) Nuclear Regulatory Commission, "Yucca Mountain Review Plan - Final Report", NUREG-1804, Revision 2, July 2003
- 4) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, "Yucca Mountain Repository License Application", DOE/RW-0573, Update No. 1, November 2008
- 5) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, "The Safety of a Repository at Yucca Mountain", June 2008
- 6) Nuclear Regulatory Commission, "Safety Evaluation Report Related to Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada, Volume 3: Repository Safety After Permanent Closure", NUREG-1949, Vol. 3, October 2014
- 7) <https://www.nrc.gov/waste/hlw-disposal/licensing-process.html#adjprocess>

第3章 事業者によるセーフティケースに関する調査

「第2章 諸外国におけるセーフティケースに係る概要の調査」では、英国、フィンランド、スウェーデン、フランス、米国の5か国における、特に長半減期の放射性核種が含まれる廃棄物の埋設を対象としたセーフティケースの検討状況と規制機関等によるレビューの状況について、概要を調査した。第3章と第4章では、第2章で調査した5か国の中から1か国を選定し、「事業者が提出したセーフティケースに関する調査」及び「セーフティケースに対する規制機関等のレビューに関する調査」を実施する。

第3章の3.1では、調査対象国の選定方法について記載し、3.2に事業者が提出したセーフティケース及びその具体的な事項等を示した下位の文書に相当するものを調査、整理する。なお、調査対象範囲は、埋設施設の閉鎖後の長期評価に関する内容である。

3.1 調査対象国について

第3章と第4章では、第2章で調査した5か国（英国、フィンランド、スウェーデン、フランス、米国）の中から1か国を選定し、事業者が提出したセーフティケースとセーフティケースに対する規制機関等のレビューに関する調査を行うものである。第2章の概要調査を踏まえ、第3章及び第4章の調査対象国として、英国を選定する。以下に、英国を選定した理由を示す。

- ▶ 調査対象国のうち、規制要件としてセーフティケースの提示を求めている国としては、英国及びフィンランドが挙げられる。本事業は、セーフティケースの調査であることから直接的な参考となると考えられる。
- ▶ 事業者から提出されるセーフティケースにおいて、調査対象国のうち、英国を除く4か国に関しては、地質環境が特定されたセーフティケースであり、英国に関しては地質環境が特定されていない状態のセーフティケースである。我が国のサイト選定段階は、英国と同様のフェーズであり、我が国の処分事業者から提出されるセーフティケースは、地質環境が特定されていないものであるため、我が国のセーフティケース文書の理解に資すると考えられる。
- ▶ 英国のセーフティケースの文書構成は、OECD/NEAが提案した体系に基づいている。そのため、セーフティケースの概念、構成要素等を理解する上で良い参考例であると考えられる。
- ▶ 英国では、事業者が2010年に公表したセーフティケースを規制機関がレビューし、2016年に改定されたセーフティケースが公表されている。そのため、規制機関の勧告等が如何にセーフティケースに反映されているのかを確認することが可能と考えられる。

3.2 英国の埋設施設の閉鎖後の長期評価に関する調査

3.2 では、2010 年に事業者である NDA/RWMD が公表した、「一般的な条件での閉鎖後安全評価 (gPCSA、generic Post-closure Safety Assessment)」¹の内容について、整理する。

英国では、2010 年に NDA/RWMD が gPCSA を作成している。この gPCSA は、地層処分施設 (GDF, Geological Disposal Facility) の閉鎖後安全性に関して、英国における一般的 (generic) な条件に基づき、放射線学的な評価を行ったものである。英国では、2010 年から現在に至るまで、地層処分施設のサイト及び候補地も見つかっていないため、具体的な地質や水理などに関する情報や具体的に建設される可能性のある施設設計は存在しない。NDA/RWMD は、上記のような具体的な情報がないことから、全体的な性能評価 (performance assessment)ⁱを実施することに大きな意味はないとしている。そのため、gPCSA では、いくつかの例を挙げて、将来サイト候補地として挙げられる場所に関する閉鎖後安全評価を実施する方法について、具体的な説明を行うことを主な目的としており、以下の理由で評価には定量的な要素が含まれている。【1.2】

- ・ 不確実性を考慮したうえで、サイト及び概念における高次元の特性に対する性能尺度 (performance measures) の感度を例証する (illustrate)。
- ・ 廃棄物パッケージ事業者ⁱⁱ (waste packager) より提案された廃棄物パッケージに関して助言する際に、定量的なベンチマークとして廃棄物パッケージ事業者に提供する。

3.2.1 英国政府の政策

英国政府は、高レベル放射性廃棄物等 (HAW, higher-activity radioactive) の長期管理方針として、地層処分を採用している。この地層処分に先立ち、GDF が利用可能となり、廃棄物の受入れを開始する時点まで、安全と保安 (safe and secure) が確保された中間貯蔵が実施される。【2.1】

ⁱ 安全評価の定量的な部分は、度々、処分施設に関する性能評価と呼ばれる。

ⁱⁱ 輸送及び処分に適した形に放射性廃棄物をパッケージする責任を持つ組織。

3.2.2 放射性廃棄物の分類

英国では、放射性廃棄物の区分をその発熱量と放射能濃度に応じて、高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物及び低レベル放射性廃棄物の3つに分類している（表 3.2-1 参照）。このうち、高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物及び一部の低レベル放射性廃棄物が地層処分対象となる放射性廃棄物である。【2.2】

表 3.2-1 放射性廃棄物の区分と定義

区分	定義
高レベル放射性廃棄物	放射能により内部温度が著しく上昇するため、貯蔵処分施設の設計に際して、その要因を考慮する必要があるもの。
中レベル放射性廃棄物	放射能レベルは低レベル放射性廃棄物の上限を超えるが、貯蔵処分施設の設計に際して、温度上昇を考慮する必要のないもの。
低レベル放射性廃棄物	一般廃棄物処分場に処分することを許可されたもの以外の放射性物質を含むが、 α 線で 4 GBq/t、 β - γ 線で 12 GBq/t を超えないもの。
極低レベル放射性廃棄物	一般廃棄物とともに安全に処分できるもの。物質 0.1 m ³ につき β - γ 線の含有量が 400 kBq 未満、あるいは単一項目につき β - γ 線の含有量が 40 kBq 未満のもの。

3.2.3 処分インベントリ

2008年に英国政府が公表した英国政府白書「放射性廃棄物の安全な管理 地層処分の実施の枠組み (Managing Radioactive Waste Safely: A framework for implementing geological disposal)」(Cm7386)²⁾において、将来、地層処分対象となる廃棄物インベントリが見積もられている（表 3.2-2 参照）。この見積もられたインベントリは、「基準インベントリ」(Baseline Inventory)ⁱ⁾としており、2007年「英国放射性廃棄物インベントリ」(UKRWI)³⁾に基づき作成されたものである。この基準インベントリの中には、高レベル放射性廃棄物等の他、現時点では廃棄物に分類されていない、使用済燃料、分離プルトニウム及びウランも含まれている。英国政府の政策では、基準インベントリに含まれる放射性物質を廃棄物とみなすべきかどうかの決定が下されるまで、NDA/RWMD は GDF の設計及び開発において、これらの物質が地層処分対象となる可能性を想定しておくことになっている。以下に、基準インベントリの構成を記載する。【2.2】

ⁱ⁾ この点に関して、2008年の英国政府白書公表時では、基準インベントリが2007年のUKRWIに基づいている。そのため、サイト近傍に建設される浅地中施設での貯蔵に基づくスコットランド政府の政策（2007年6月25日に発表されたもの）のもとで管理されることが予想される廃棄物も含まれている。

表 3.2-2 英国政府白書 (Cm7386) の基準インベントリ

廃棄物名	注	パッケージ済み容量 (packaged volume)		放射能量 (2040年4月1日時点)	
		立方メートル	%	テラベクレル	%
高レベル放射性廃棄物	1,2,3,5	1,400	0.3%	36,000,000	41.3%
中レベル放射性廃棄物	1,2,5	364,000	76.3%	2,200,000	2.5%
(地層処分対象となる) 低レベル放射性廃棄物	1,2,5	17,000	3.6%	<100	0.0%
使用済燃料	1,4,5	11,200	2.3%	45,000,000	51.6%
プルトニウム	1,4,5	3,300	0.7%	4,000,000	4.6%
ウラン	1,4,5	80,000	16.8%	3,000	0.0%
合計		476,900	100	87,200,000	100

1. 放射性物質と廃棄物の量は 2007 年版英国放射性廃棄物インベントリの量と一致する。
2. 既存の、浅地中処分施設に適さない高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物の推定量は、将来変更される可能性のある 2007 年版 UKRWI から引用した。
3. 高レベル放射性廃棄物のパッケージ済み容量は、現在、固化した高レベル放射性廃棄物が貯蔵されている容器を処分するための施設が実施された時点で増加する可能性がある。
4. プルトニウム、ウラン、使用済燃料の推定量は 2005 年に CoRWM が取りまとめた基準インベントリから引用した。但し、これらの量は将来変更される可能性がある。
5. 廃棄物と物質の放射能データは、2007 年版 UKRWI を用いて算出した。地層処分施設の操業開始は 2040 年を予定している。

2008 年の英国政府白書 (Cm7386) では、表 3.2-2 の数字は推定値であり、その裏付けとなる様々な仮定は今後変化する可能性があるとしている。設計及び評価を行うためには、個別の廃棄物パッケージの特徴に関するより詳細な情報が必要であるため、NDA/RWMD は「基準インベントリ」(Baseline Inventory) とは別に「派生インベントリ」(Derived Inventory) を作成している。この派生インベントリは、基準インベントリに基づくものであるが、様々な情報はパッケージごとに示されており、必要に応じて、放射性崩壊の影響が考慮に入れられている。【2.2】

一般的な条件での閉鎖後安全評価 (gPCSA) の計算では、「派生インベントリ」が使用されている。この派生インベントリでは、多くの放射性核種がリストアップされているが、これらすべてが PCSA における地下水への放出や移行との関わりにおいて、放射線学的に重要であるというわけではない。一部の放射性核種の半減期は、地層処分施設 (GDF) から放出され、接近可能環境まで地下水以降する間に放射線崩壊が起こる程、短いものである。それ以外にも、当初のインベントリに含まれる放射能量が極めて低い水準などの理由で検討が必要となる放射性核種もある。このため、インベントリのデータ及び生物圏モデルで得られた結果が、PCSA で明示的に考慮する必要のない放射性核種を特定するためのスクリー

ニングで使用されている。このスクリーニングでは、PCSAにおいて放射線学的に重要となり得る 50 種類の放射性核種が特定されている。このスクリーニングの対象としては、地下水経路のみに限定しており、ガス移行や意図的ではない人間侵入の結果として放射線学的な影響が生じる可能性のある核種に関しては、別途考慮する必要があるとしている。

表 3.2-3 と表 3.2-4 に、スクリーニングした結果、レファレンスケースの派生インベントリとして、地下水経路において評価対象として判断された 50 種類の放射性核種を示した。なお、GDF の閉鎖後期間開始として 2150 年を想定した上で、放射性崩壊に関する調整が加えられている。【3.1】

表 3.2-3 2150年の時点における ILW、LLW 及び DNLEU の放射性核種インベントリ
(TBq)

Radionuclide	UILW	SILW	LLW	DNLEU
^3H	1.99×10^1	3.00×10^1	3.12×10^{-1}	
^{10}Be	3.85×10^{-1}	4.08×10^{-3}	3.39×10^{-8}	
^{14}C	1.47×10^3	6.11×10^3	1.05×10^1	6.52×10^{-8}
^{36}Cl	1.01×10^1	2.49×10^1	9.30×10^{-2}	2.61×10^{-10}
^{41}Ca	4.54×10^0	1.37×10^1	3.01×10^{-2}	
^{59}Ni	9.13×10^3	8.59×10^1	1.38×10^{-2}	
^{63}Ni	3.92×10^5	4.68×10^3	5.68×10^{-1}	2.39×10^{-8}
^{79}Se	1.32×10^{-1}	6.60×10^{-5}		1.16×10^{-8}
^{90}Sr	1.38×10^4	1.94×10^{-1}		5.95×10^{-5}
^{93}Zr	1.62×10^2	3.55×10^{-2}		
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	2.28×10^2	1.65×10^0	1.12×10^{-3}	3.96×10^{-7}
^{94}Nb	2.23×10^2	3.37×10^0	4.83×10^{-5}	7.75×10^{-6}
^{93}Mo	6.44×10^1	1.96×10^0	1.37×10^{-3}	
^{99}Tc	1.08×10^3	2.89×10^{-1}	2.81×10^{-4}	4.57×10^{-1}
^{107}Pd	5.09×10^{-1}	1.51×10^{-5}		
$^{108\text{m}}\text{Ag}$	1.63×10^3	3.14×10^{-1}	1.15×10^{-3}	
$^{121\text{m}}\text{Sn}$	3.86×10^1	2.84×10^0	2.33×10^{-2}	2.97×10^{-5}
^{126}Sn	5.81×10^0	2.26×10^{-5}		2.71×10^{-5}
^{129}I	7.13×10^{-1}	1.05×10^{-5}		1.12×10^{-9}
^{135}Cs	9.96×10^0	4.26×10^{-4}		2.88×10^{-8}
^{137}Cs	3.12×10^4	1.54×10^0		9.57×10^{-5}
^{151}Sm	1.72×10^3	1.58×10^{-1}	8.72×10^{-3}	
^{152}Eu	2.29×10^1	5.50×10^{-3}	8.33×10^{-3}	2.82×10^{-7}
^{210}Pb	4.39×10^1	2.15×10^{-2}		2.80×10^{-2}
^{226}Ra	4.38×10^1	2.14×10^{-2}		4.15×10^{-2}
^{228}Ra	4.26×10^{-1}	7.52×10^{-3}		6.07×10^{-7}
^{227}Ac	3.25×10^{-1}	1.42×10^{-3}		9.68×10^{-2}
^{228}Th	8.49×10^{-1}	8.39×10^{-3}		5.98×10^{-7}
^{229}Th	3.08×10^{-2}	6.54×10^{-4}		4.34×10^{-5}
^{230}Th	1.08×10^{-1}	7.52×10^{-6}		1.26×10^0

UILW (unshielded intermediate-level waste) : 遮へいなしの中レベル放射性廃棄物
 SILW (shielded intermediate-level waste) : 遮へいありの中レベル放射性廃棄物
 DNLEU (depleted, natural and low enriched uranium) : 劣化、天然及び低濃縮ウラン

Radionuclide	UILW	SILW	LLW	DNLEU
²³² Th	4.26×10^{-1}	7.52×10^{-3}		6.41×10^{-7}
²³¹ Pa	1.81×10^{-1}	1.43×10^{-3}		1.22×10^{-1}
²³³ U	1.77×10^0	3.64×10^{-2}		2.95×10^{-3}
²³⁴ U	2.49×10^1	3.39×10^{-3}		8.94×10^2
²³⁵ U	7.73×10^{-1}	3.21×10^{-4}		3.88×10^1
²³⁶ U	1.86×10^0	4.04×10^{-5}		8.38×10^1
²³⁸ U	2.16×10^1	9.59×10^{-3}		1.98×10^3
²³⁷ Np	1.08×10^2	3.36×10^{-3}		9.19×10^{-4}
²³⁸ Pu	2.00×10^3	2.40×10^{-1}		5.13×10^{-3}
²³⁹ Pu	1.23×10^4	2.48×10^0		1.57×10^{-2}
²⁴⁰ Pu	1.17×10^4	1.64×10^0		2.08×10^{-2}
²⁴¹ Pu	6.10×10^2	5.35×10^{-2}		1.48×10^{-3}
²⁴² Pu	7.36×10^0	9.65×10^{-4}		2.32×10^{-5}
²⁴¹ Am	3.51×10^4	4.74×10^0		6.94×10^{-2}
^{242m} Am	1.04×10^2	3.37×10^{-4}		
²⁴³ Am	2.12×10^1	9.03×10^{-5}		
²⁴³ Cm	1.85×10^0	2.25×10^{-6}		
²⁴⁴ Cm	4.83×10^0	7.66×10^{-6}		
²⁴⁵ Cm	4.81×10^{-2}	2.03×10^{-7}		
²⁴⁶ Cm	8.65×10^{-3}	3.09×10^{-7}		

表 3.2-4 2150 年の時点における HLW、SF、PU 及び HEU の放射性核種インベントリ
(TBq)

Radionuclide	HLW	PWR	AGR	Pu	HEU
³ H		3.40×10^1	6.39×10^1		
¹⁰ Be	3.89×10^{-2}	7.39×10^{-4}	3.01×10^{-2}	8.38×10^{-11}	
¹⁴ C	6.12×10^3	8.32×10^1	1.51×10^3	3.73×10^{-6}	
³⁶ Cl	9.96×10^{-1}	7.93×10^{-1}	3.41×10^0		
⁴¹ Ca	1.14×10^{-1}	1.32×10^{-2}	3.56×10^{-1}		
⁵⁹ Ni	2.61×10^0	1.80×10^2	9.73×10^3		
⁶³ Ni	1.12×10^2	1.05×10^4	5.74×10^5		
⁷⁹ Se	4.90×10^0	1.74×10^0	5.01×10^0	7.51×10^{-7}	
⁹⁰ Sr	5.01×10^5	2.13×10^5	5.51×10^5	2.98×10^{-3}	
⁹³ Zr	5.17×10^2	1.59×10^2	4.40×10^2	3.59×10^{-6}	

HEU (highly enriched uranium) : 高濃縮ウラン

Radionuclide	HLW	PWR	AGR	Pu	HEU
^{93m} Nb	5.04×10^2	1.89×10^2	5.01×10^2	3.50×10^{-6}	
⁹⁴ Nb	1.28×10^{-1}	8.06×10^1	7.47×10^2	1.11×10^{-7}	
⁹³ Mo	1.39×10^{-1}	5.52×10^0	3.43×10^1	5.67×10^{-10}	
⁹⁹ Tc	2.13×10^3	9.48×10^2	2.90×10^3	2.77×10^{-5}	
¹⁰⁷ Pd	2.63×10^1	1.04×10^1	2.56×10^1	2.17×10^{-7}	
^{108m} Ag	1.95×10^{-3}	2.46×10^{-1}	4.37×10^0	3.06×10^{-9}	
^{121m} Sn	8.26×10^2	1.17×10^1	6.69×10^0	4.58×10^{-7}	
¹²⁶ Sn	1.93×10^2	6.63×10^1	1.50×10^2	1.42×10^{-6}	
¹²⁹ I	4.91×10^{-2}	2.51×10^0	5.62×10^0	6.23×10^{-8}	
¹³⁵ Cs	1.74×10^2	3.61×10^1	1.66×10^2	1.68×10^{-5}	
¹³⁷ Cs	7.94×10^5	3.76×10^5	8.87×10^5	4.97×10^{-3}	
¹⁵¹ Sm	3.80×10^4	9.41×10^3	1.17×10^4	1.67×10^{-4}	
¹⁵² Eu	9.67×10^{-1}	4.50×10^{-1}	1.62×10^{-1}	4.23×10^{-9}	
²¹⁰ Pb	2.51×10^{-3}	2.04×10^{-3}	9.28×10^{-3}	2.08×10^{-4}	1.22×10^{-4}
²²⁶ Ra	3.13×10^{-3}	3.36×10^{-3}	1.42×10^{-2}	3.50×10^{-4}	1.76×10^{-4}
²²⁸ Ra	3.11×10^{-8}	3.68×10^{-7}	1.64×10^{-5}	3.68×10^{-9}	
²²⁷ Ac	6.08×10^{-3}	2.20×10^{-3}	1.02×10^{-2}	2.88×10^{-5}	3.21×10^{-4}
²²⁸ Th	1.37×10^{-4}	1.59×10^0	2.05×10^{-1}	4.34×10^{-9}	
²²⁹ Th	1.32×10^{-4}	2.09×10^{-4}	9.81×10^{-4}	4.59×10^{-5}	
²³⁰ Th	4.80×10^{-2}	1.37×10^{-1}	4.70×10^{-1}	1.50×10^{-2}	4.94×10^{-3}
²³² Th	3.11×10^{-8}	3.75×10^{-7}	1.65×10^{-5}	4.08×10^{-9}	
²³¹ Pa	6.12×10^{-3}	2.46×10^{-3}	1.15×10^{-2}	4.17×10^{-5}	3.95×10^{-4}
²³³ U	1.84×10^{-2}	2.51×10^{-2}	1.02×10^{-1}	9.77×10^{-3}	
²³⁴ U	3.34×10^{-1}	1.55×10^2	3.91×10^2	1.83×10^1	3.20×10^0
²³⁵ U	8.66×10^{-4}	3.83×10^{-1}	1.94×10^0	2.41×10^{-2}	1.11×10^{-1}
²³⁶ U	7.43×10^{-3}	1.60×10^1	6.37×10^1	1.04×10^0	
²³⁸ U	2.44×10^{-2}	1.36×10^1	6.43×10^1	1.15×10^4	7.35×10^4
²³⁷ Np	3.37×10^1	4.40×10^1	1.08×10^2	3.02×10^1	
²³⁸ Pu	5.96×10^2	1.65×10^5	1.64×10^5	2.28×10^4	
²³⁹ Pu	2.01×10^2	2.03×10^4	3.31×10^4	1.51×10^5	
²⁴⁰ Pu	5.80×10^2	4.38×10^4	8.42×10^4	2.17×10^5	
²⁴¹ Pu	3.68×10^1	1.29×10^4	2.07×10^4	1.38×10^4	
²⁴² Pu	6.82×10^{-1}	1.62×10^2	6.89×10^2	2.65×10^2	
²⁴¹ Am	2.05×10^5	2.17×10^5	5.66×10^5	6.04×10^5	

^{242m} Am	4.48×10^2	7.04×10^2	2.77×10^3		
²⁴³ Am	1.21×10^3	2.87×10^3	6.01×10^3		
²⁴³ Cm	3.55×10^1	1.33×10^2	2.27×10^2		
²⁴⁴ Cm	3.94×10^2	4.88×10^3	3.87×10^3		
²⁴⁵ Cm	1.56×10^1	1.01×10^2	3.20×10^1		
²⁴⁶ Cm	3.42×10^0	3.97×10^1	1.07×10^1		

3.2.4 多重バリアシステム

放射性廃棄物の地層処分に関しては、「接近可能環境から廃棄物を隔離すること」と「廃棄物に含まれる放射性核種を閉じ込めること」という 2 つの安全目標が設計されている。

- ・ NDA/RWMD が使用する「隔離」という用語は、人間及び地表環境から廃棄物を排除することを意味する。適切な環境にある地下深部で実施される地層処分は、意図的なものではない、あるいは、許可されていない人間の侵入が発生する見込みを低減することにより、この隔離をもたらす。適切な深度にあり、長期間にわたって安定している地質環境での処分は、気候及びその他の自然環境における様々な事象の影響から処分施設の隔離を実現するだけでなく、廃棄物からの直接的な放射線に対する遮へいを自然環境にもたらす。
- ・ NDA/RWMD が使用する「閉じ込め」という用語は、安全概念ⁱ (safety concepts) によって必要とされる期間にわたり、多重バリアシステムの様々な部分の内部に放射性核種を保持することを意味する。放射性核種の減衰によって、当該システムに存在する放射性核種は次第に低減することになる。処分概念は、多くの放射性核種にとって、放射性核種及びその娘核種が人工バリアシステム内で取るに足らない放射能レベルにまで減衰する時点までの閉じ込めをもたらすことができる。しかし、処分施設における人工バリアは、時間の経過とともに、次第に劣化し、徐々にその閉じ込め性能を失っていくことになる。それ以降の閉じ込めは、地層バリアによってもたらされる。地層バリアは、人工バリアシステムからの少量の長寿命放射性核種が放出した場合であっても、その移動を遅らせる役割を担う。また、適切な深度の安定した環境に、地層処分施設を配置することで、人工バリアが保護されると同時に、人工バリアがより長期間にわたりその閉じ込め性能を維持できるようにする上で役立つことになる。

この隔離及び閉じ込めという目標を長期間にわたり確保するために、図 3.2-1 のような多重バリアシステムを採用している。【2.3】

ⁱ 一つの地層処分システムにおいて、天然バリア及び人工バリアによってもたらされる、一連の安全機能を指し、特定のサイト及び設計に関する安全面での保証をもたらすものをいう。

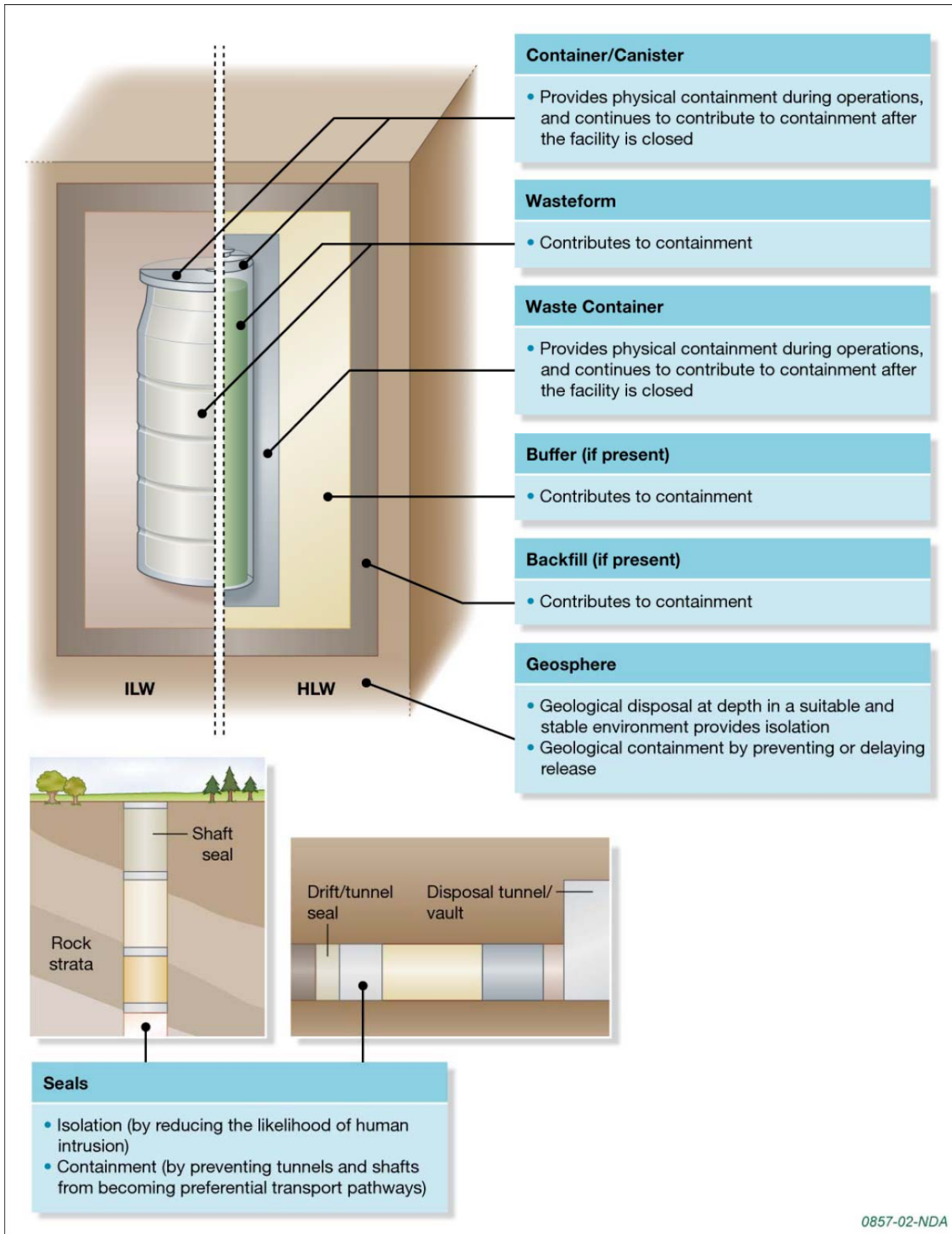


図 3.2-1 多重バリアシステムの概略図

3.2.5 廃棄物パッケージ

一部の廃棄物は、地層処分されることを予想し、すでに調整及びパッケージ (conditioned and packaged) されている。NDA/RWMD は、廃棄物パッケージが実際に製造される前に、廃棄物パッケージの提案に関する評価を通じて、廃棄物パッケージ事業者 (waste packager) を支援するという役割を担っている。LoC (Letter of Compliance) 処分可能性評価プロセスⁱの適用を通じて、NDA/RWMD は製造された廃棄物パッケージが予想された輸送面でのニーズに適合したものとなるだけでなく、セーフティケースと整合性の取れたものとなるよう、廃棄物パッケージ事業者と協力して作業を行うこととしている。なお、NDA/RWMD が行う LoC 処分可能性評価の中には、英国内及び国際基準に基づき、輸送及び処分に関する見込まれる要件を想定して開発してきたパッケージ仕様の遵守の立証が含まれる。gPCSA における開発中の廃棄物パッケージを紹介する。【2.5】

(1) ILW 及び DNLEU

ILW (及び地層処分対象の LLW) は、一般的な (generic) 廃棄物パッケージ仕様を満たす方法でパッケージすることを想定している。これは、文献 [4] に定義された標準化された廃棄物容器 (waste container) が使用されることと、廃棄物の放射性核種が適切に固定 (immobilisation) される調整プロセス (conditioning process) が用いられることを意味する。

gPCSA では、DNLEU は酸化ウランの形で圧縮され、500 リットルドラムまたは容量 3m³ のボックス容器を用いて、パッケージされたものを評価対象としている。これらのパッケージの仮定に関しては、2008 年英国政府白書の内容と整合するものであるが、実際のパッケージ方法とは異なったものとなる可能性があること、また最適化もされていないことが認識されている。【2.5.1】

ⁱ 処分可能性 (disposability) : 処分のために定義された要件を満たす廃棄物パッケージの能力を指す。

処分可能性評価 (disposability assessment) : 提案された廃棄物パッケージの「処分可能性」を評価するプロセスのことをいう。この処分可能性評価の結果は、提案された廃棄物パッケージの処分可能性を承認する「法令遵守書」(LoC) として示される場合がある。

法令遵守書 (Letter of Compliance : LoC) : RWMD によって作成される文書であり、廃棄物パッケージ事業者に対して、提案されている廃棄物パッケージが関連するパッケージ規準及び処分安全性評価に適合していることを、したがって GDF における処分に使用可能と見なされることを示すものである。

(2) HLW、SF、HEU 及び Pu

現段階では、一つのベースラインの提示と処分可能性を評価するために、HLW、SF、HEU（高濃縮ウラン）及び Pu に関する調整及びパッケージプロセスについて、下記のような仮定がなされている。

- ・ HLW の調整は、「廃棄物ガラス固化プラント（WVP）キャニスタ」として知られるステンレス鋼製のキャニスタ内に、ホウケイ酸ガラスを用いて固定化することによって行われる（ガラス固化プロセス）。また GDF 開発の現段階では、これらが処分前に高性能容器（high-integrity Container）のオーバーパックに収納されるものと想定している。
- ・ SF が廃棄物として取り扱われる場合、燃料集合体は高性能容器のオーバーパックに収納されるものと想定している。「加圧水型原子炉」（PWR）燃料は、燃料集合体の形のままで直接パッケージされる。「改良型ガス冷却炉」（AGR）燃料の場合には、解体が実施された上で、黒鉛スリーブ、支持グリッド及びブレースと呼ばれる留め具は ILW として別途処理される。さらに残る燃料ピンは、ステンレス鋼製「バスケット」と一緒に圧密される。
- ・ Pu 及び HEU が廃棄物として取り扱われる場合、これらはチタンベースのセラミック製のパックにして、幾つものパックが一つのステンレス鋼製の缶容器に収納された上で処理されるものと想定している。これらの缶容器は大型キャニスタ（WVP キャニスタに類似したもの）内のガラスに封入され、その上で処分に適した高性能容器にパッケージされる。

これらのパッケージの仮定に関しては、2008 年英国政府白書の内容と整合するものであるが、実際のパッケージ方法とは異なったものとなる可能性があること、また最適化もされていないことが認識されている。【2.5.2】

図 3.2-2 に、上記で想定されている廃棄物パッケージを示す。



図 3.2-2 地層処分の対象廃棄物と調整及びパッケージの例示【gESC 図 4.4】

3.2.6 地層処分概念の事例

gPCSA では、英国内に存在し、かつ、英国内外で実施されてきた様々な調査に基づき、高レベル放射性廃棄物等の地層処分施設を受け入れる上で、適切であると判断されている 3 種類の母岩に対する具体的な地層処分概念の事例を示している。NDA/RWMD はこれらの具体例を示す目的を以下としている。

- ・ 処分システムの機能及び技術面での要件に関する NDA/RWMD の理解を深めること。
- ・ 設計要件に関する NDA/RWMD の理解をさらに深めること。
- ・ GDF の安全性、環境、社会及び経済面での影響の程度を明らかにする作業やその評価を支援すること。
- ・ NDA/RWMD の研究・開発プログラムの開発と、その優先順位の設定を支援すること。
- ・ 地層処分に要する可能性のあるコストに関する NDA/RWMD の分析を支援すること。
- ・ 廃棄物所有者が提案する廃棄物パッケージ処分可能性評価を支援すること。

3 種類の母岩

【硬岩 (Higher strength rock)】

この種の岩石は一般に、結晶質火成岩、変成岩、あるいは地質学的に見て比較的古い堆積岩によって構成される。この種の岩石の場合、何らかの流体移動が生じたとしても、それは主として岩石の境界部分（しばしば「不連続面」と呼ばれる）を通じて起こる。このカテゴリに該当する岩石の良い例として、花崗岩が挙げられる。

【軟岩 (Lower strength sedimentary rock)】

この種の岩石は一般に、地質学的に比較的若い堆積岩で、流体移動が起こった場合でも主として岩盤自体を通じて起こるものによって構成される。このカテゴリに含まれる岩石の良い例として、様々なタイプの粘土岩が挙げられる。

【蒸発岩 (Evaporite)】

この種の岩石の典型的なものとして、「硬石膏」(無水硫酸カルシウム)、「ハーフライト」(岩塩) またはその他の溶存塩を含む水塊の水が蒸発した結果として生じる「蒸発岩」が挙げられる。

NDA/RWMD は上記の目的のためだけに、具体例となる概念を提示しており、これら具体例が実際に使用する地層処分施設の概念となることを意図していない。また、いかなる地層処分施設の概念も除外していない。

表 3.2-5 に地層処分施設の概念例を示した。下図の注記については、概念例を選定した根拠を記載している。【2.4】

表 3.2-5 地層処分施設の概念例

母岩	地層処分施設の概念例 ^d	
	ILW/LLW	HLW/SF
硬岩 ^a	英国のILW/LLW 概念 (英国、NDA)	KBS-3V 概念 (スウェーデン、SKB 社)
軟岩 ^b	オパリナスクレイ処分概念 (スイス、Nagra)	オパリナスクレイ処分概念 (スイス、Nagra)
蒸発岩 ^c	WIPP 層状岩塩処分概念 (米国、DOE)	ゴアレーベン岩塩ドーム処分概念 (ドイツ、DBE テクノロジー社)

- a) 硬岩：英国のILW/LLW処分概念とスウェーデンの使用済燃料を対象としたKBS-3V処分概念が選択した理由は、これらの概念の場合、英国の背景情報との関連で入手される情報が豊富なことにある。
- b) 軟岩：長寿命ILW、HLW及び使用済燃料を対象とするオパリナスクレイ処分概念が選択された理由は、最近行われたOECD原子力機関のレビューにおいて、Nagra（スイス）の処分概念評価作業が、利用可能な知識のレベルに関して最先端のものと見なされていることにある。しかしフランスのANDRAがカロビアン=オックスフォードイアン粘土層における計画のために開発している一つの処分概念についても同様に広範な情報が利用可能であることにも留意すべきであろう。この概念に対しては、国際的なピアレビューによって強力な支持が表明されている。NDA/RWMDは今回の具体的な説明の基礎としてオパリナスクレイ処分概念の例を使用することにしたが、Andraのプログラムから得られる情報も活用する予定である。さらにNDA/RWMDは、ベルギーのスーパーコンテナ概念（ブームクレイ層におけるHLW及び使用済燃料の処分に基づくもの）から得られる情報も活用していく予定である。
- c) 蒸発岩：米国ニューメキシコ州の層状岩塩母岩を利用した超ウラン廃棄物（TRU）（長寿命ILW）の処分概念に基づく廃棄物隔離パイロット・プラント（WIPP）が選択された理由は、この米国環境保護庁（EPA）が認定した、そして現時点で既に操業中である施設からきわめて豊富な情報が入手可能なことにある。またドイツのDBE-テクノロジー社が開発した岩塩ドーム母岩におけるHLW及び使用済燃料の処分概念が採用された理由も、この概念に関して利用可能な情報量が大きいことにある。
- d) 計画設定の目的において、劣化ウラン、天然ウラン及び低濃縮ウランに関する例示のために挙げられた処分概念は、ILW/LLWに関するものと同一であると仮定されている。またプルトニウム及び高濃縮ウランに関するものは、HLW/SFに関するものと同一と仮定されている。

以下に、3種類の母岩に対する地層処分施設のレイアウトを示す。

(1) 硬岩（Higher strength rock）

図 3.2-3 に、硬岩に関する地層処分概念事例の平面図を示した。この施設は、深度 650m の単一レベルに建設されるものと想定されている。設計面での仮定は、以前に Nirex の ILW/LLW とスウェーデンの SF を対象とした SKB KBS-3V の概念のために開発した「段階的な地層処分場概念」（PGRC）に関する設計パラメータに基づいたものである。鍵とな

る特徴及び計画策定面での様々な仮定について、以下にまとめた。【3.2.1】

ILW/LLW 及び DNLEU

- ・ 合計で 19 ヲ所の処分ボールド（その横断面は、およそ幅 16m×高さ 300m×長さ 16m）が、UILW 及び DNLEU のために用意される。そのうちの 6 ヲ所は DNLEU 向けのものになると仮定されている。
- ・ 合計で 6 ヲ所の処分ボールド（およそ幅 16m×高さ 15m×長さ 300m のもの）が、遮蔽された ILW 及び LLW のために用意される。
- ・ 埋め戻し材比率を 1 : 1 とした場合、約 120 万 m³ の Nirex 社の「レファレンス・ボールド埋戻し材」（NRVB, Nirex Reference Vault Backfill）が必要となる。この量には、ILW 及び LLW ボールドの頂部スペースに用いられる充填材も含まれる。

HLW/SF、Pu 及び HEU

硬岩における HLW/SF 向けの地層処分概念の具体例（スウェーデンの KBS-3V の概念に基づくもの）では、廃棄物及び SF が鋳鉄インサートを伴う銅製容器に封入されることが想定されている。その上でこの銅製容器は、一連の処分坑道沿いに掘削された鉛直方向の定置孔に定置され、それぞれベントナイト緩衝材によって取り囲まれる。

- ・ 処分坑道の長さは約 300m であり、入り口は一カ所だけである。その寸法は、幅 10m ×高さ 7m で、それぞれの坑道は不適切な位置が排除される可能性を考慮した上で、約 44 ヲ所の定置孔を掘削できる。合計で 30 ヲ所の処分区域（1 区域につき坑道が 10 本掘削される）に配置する必要がある処分坑道は、合計で 296 本である。
- ・ 定置孔の中心線の間隔は、6.5m とされる。緩衝材にはベントナイト・ブロック及びリングが用いられる。定置孔内で達成される必要がある廃棄物体積に対する緩衝材体積の比率について、特定の数値は設定されていない。
- ・ HLW/SF 及び Pu/HEU に使用される処分坑道の埋め戻しは、ある坑道にある全ての定置孔に廃棄物が収容された時点で実施される。この埋め戻しには混合比が 70 : 30 の碎石/ベントナイト混合物を使用し、必要に応じて設置される隔壁の間には、高度に圧縮されたベントナイト・シール材が用いられるものと仮定している。ここで使用されるベントナイトの種類は、当該サイトに存在する地下水の塩度に左右される場

合がある。定置孔の内張りに必要とされるベントナイトの量は約 28 万 5,000m³である。また、処分坑道の埋め戻しに必要とされる埋め戻し材の量は約 230 万 m³である。

GDF 占有投影面積 (フットプリント)

派生インベントリの廃棄物量を収容する GDF のフットプリントは約 5.6km²となり、以下のもので構成される。

- ・ UILW ボールト : 34 万 6,000m²
- ・ SILW/LLW ボールト : 8 万 9,000m²
- ・ HLW/SF 及び Pu/HEU 定置坑道 : 224 万 6,000m²、及び
- ・ 車道ならびに支援区域 : 291 万 m²。

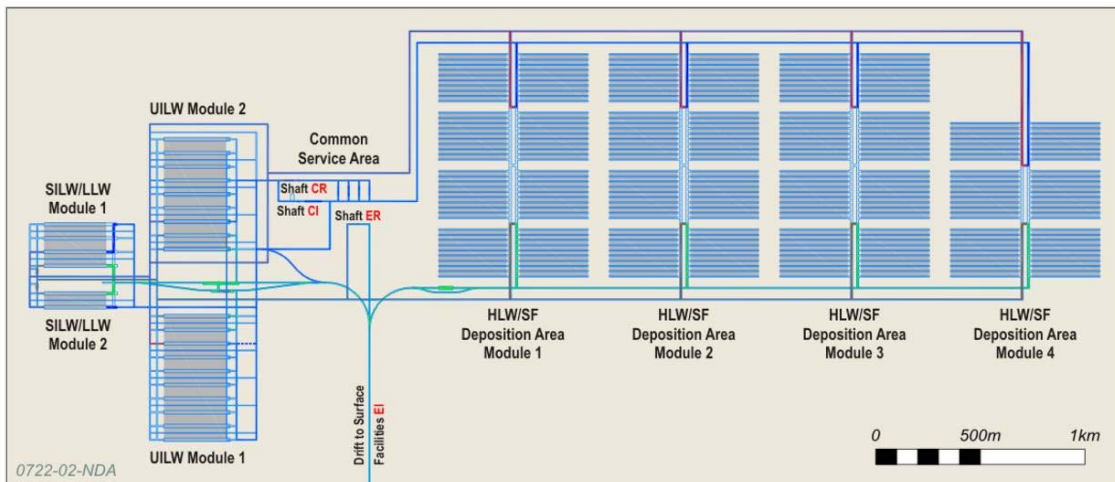


図 3.2-3 硬岩における GDF レイアウトの理想的な平面図の例

(2) 軟岩 (Lower strength sedimentary rock)

軟岩に建設される施設の設計で鍵となる仮定は、ILW/LLW 及び HLW/SF 向けの Nagra の概念との関連で開発された設計パラメータに基づくものである。ここで挙げた概念例では、母岩が軟岩であり、その上に比較的透水性の高い堆積岩が位置していること、そして当該施設は深度 500m にある単一レベルに建設されることが想定されている。以下において、鍵となる特徴及び計画策定面での仮定についてまとめる。【3.2.2】

ILW/LLW 及び DNLEU

- ・ 合計で169カ所のUILWボールド（長さは100mで、8つのグループにまとめられる）が、UILW及びDNLEUの処分を行うために必要とされる。このうちの53カ所は、DNLEUの処分に使用される。
- ・ 合計で77カ所のボールド（長さは100mで、8つのグループにまとめられる）が、SILW/LLWを処分するために必要とされる。
- ・ ボールドはそれぞれ必要が生じるのにつれて建設され、ボールドの建設作業と処分作業が実施される場所の間には適切な距離が設定される。
- ・ 混合比が 1 : 1 の埋め戻し材を用いた場合、約 130 万 m³ のセメント質グラウトが必要となる。

HLW/SF、Pu 及び HEU

軟岩における HLW/SF 処分のための具体例となる地層処分概念では、平行方向に配置された処分坑道に、炭素鋼鉄製の廃棄物容器を水平方向に定置した上で、その周囲をベントナイト粘土緩衝材で取り囲む方法が採用されている。

- ・ 合計で 99 本の処分坑道が必要となる。
- ・ 処分坑道は直径が 2.5m、長さが 800m のものとされ、全体が岩石で構成される 40m の柱石によって分離される。
- ・ HLW/SF 及び Pu/HEU 向けの処分坑道の埋め戻しは、砂とベントナイトの混合比が 70 : 30 の混合材を用いて行われる。必要とされるベントナイト（ブロック及び埋め戻し材）の量は、約 35 万 4,000m³である。
- ・ 処分坑道は、砂とベントナイトの混合材（混合比は 70 : 30）で満たされ、必要に応じて配置される隔壁の間には高度に圧縮されたベントナイト・シール材が使用される。また立坑は圧縮されたベントナイトで満たされる。

GDF フットプリント

派生インベントリに示された廃棄物量を収容する GDF に必要なフットプリントは約 10.3km²であり、次に挙げるものによって構成される。

- ・ UILWボールド : 58万6,000m²

- ・ SILW/LLWホールト : 26万7,000m²
- ・ HLW/SF及びPu/HEU定置坑道 : 330万1,000m²、及び
- ・ 車道ならびに支援区域 : 614万5,000m²。

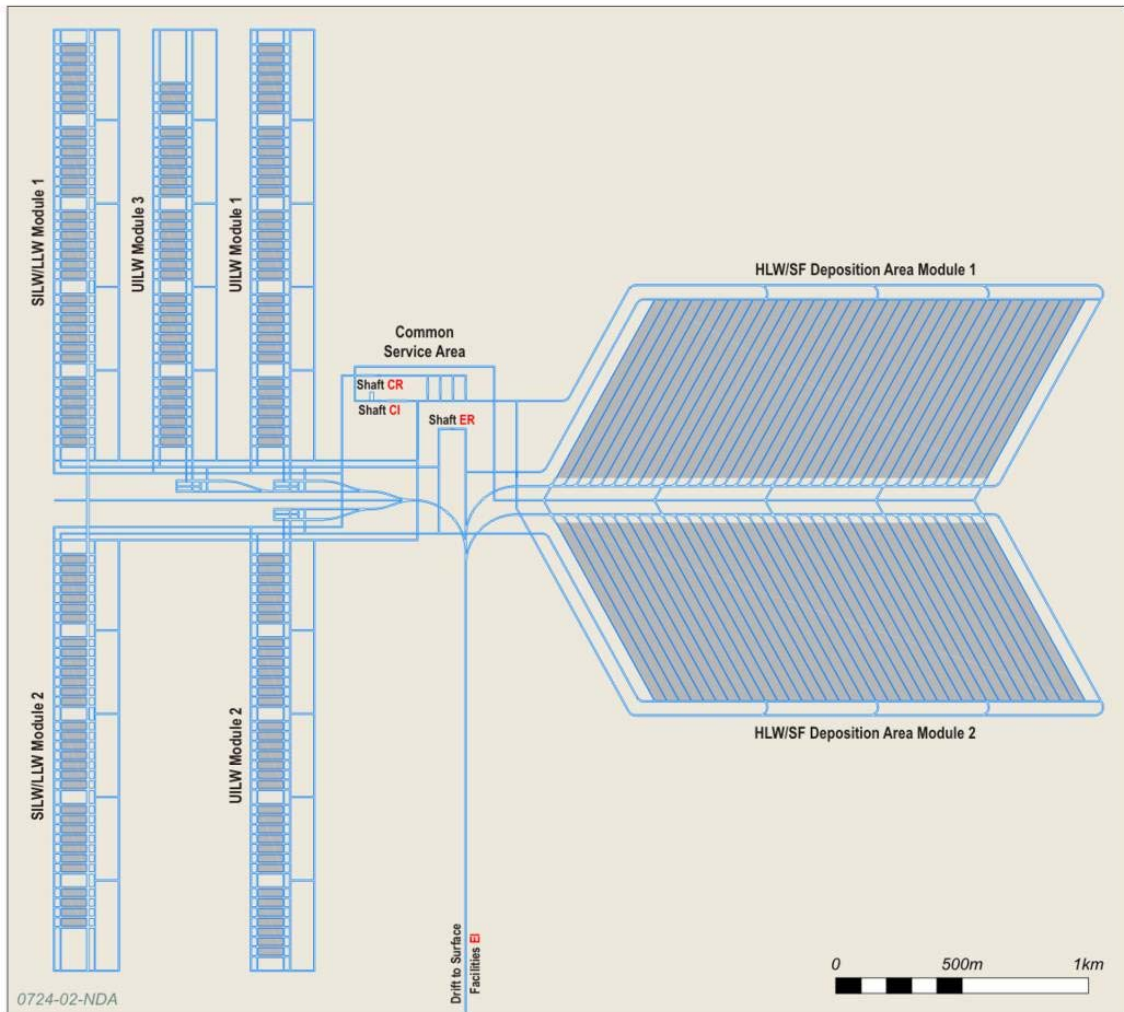


図 3.2-4 軟岩における GDF レイアウトの理想的な平面図の例

(3) 蒸発岩 (Evaporite)

蒸発岩に建設される施設の設計に関する仮定は、米国の WIPP 概念 (ILW/LLW)、またドイツのゴアレーベン施設 (HLW/SF) のために開発された設計パラメータに基づくものである。ゴアレーベン施設に関しては、2 種類の設計オプションが検討された。すなわち、岩塩ドームの坑道内に掘削される横坑において軸方向にキャニスタを定置し、このキャニスタ

タの周囲の埋め戻し材として破碎岩塩を用いる方法と、300m の深層ボーリング孔内にキャニスタを処分する方法である。

英国の HLW 及び使用済燃料の性質及び量を考慮した上で、水平方向の坑道において、処分キャニスタに収納された廃棄物を水平方向に定置するやり方を選択した。

また、650m の深度にあり、その上に比較的透水性の高い堆積岩が位置する層状ハーライト（岩塩）における単一レベルの概念が採用されるものと仮定した（図 3.2-5）。また以下において、鍵となる特徴及び計画策定面での仮定についてまとめる。【3.2.3】

ILW/LLW及びDNLEU

- ・ 合計で167カ所のUILWボルト（高さ5m、長さ100m及び幅10m）が必要とされる。この中には、DNLEUの処分のために必要な52カ所のボルトが含まれる。
- ・ 合計38カ所のボルトが、SILW/LLWの処分に必要とされる。これらのボルトは、幅が10m、高さが5.5m、長さが90mとなる。
- ・ ILW/LLWボルトの埋め戻しは行われぬ。これは、何らかの空隙がある場合にも、岩石層自体がそれを満たすことができるためである。酸化マグネシウムの袋が、廃棄物パッケージの最上部に置かれる。

HLW/SF、Pu及びHEU

HLW を対象とするゴアレーベンの処分概念は、おそらく 300m までの長さの鉛直方向のボーリング孔を使用するものである。この種のボーリング孔の掘削場所としては、層状堆積物層よりも、岩塩ドーム層の方が適切である。NDA/RWMD が想定した地層処分概念事例は、処分坑道において廃棄物容器を軸方向に定置し、坑道自体は碎石岩塩で埋め戻す方法に基づいている。これは、粘土岩内で HLW/SF 処分を実施する Nagra の概念に類似したものである。ゴアレーベン概念では、廃棄物容器の直接処分を想定している。

- ・ 合計で99カ所の処分坑道が必要とされ、処分キャニスタは3mの間隔を置いて、水平方向に定置される。
- ・ 処分坑道の長さは800mとなろう。その寸法は、幅4.5m×高さ3.5mとされる。また処分坑道の中心線の間隔は約40mとなる。
- ・ 碎石岩塩を用いた処分坑道の埋め戻しは、HLW/SF廃棄物容器が定置されるのに従って実施される。

GDFのフットプリント

派生インベントリで考慮されている廃棄物量を収容する GDF のフットプリントは約 8.8km²であり、以下に挙げるものによって構成される。

- UILWボールド : 60万5,000m²
- SILW/LLWボールド : 14万2,000m²
- HLW/SF及びPu/HEU定置坑道 : 331万1,000m²、及び
- 車道及び支援区域 : 469万m²

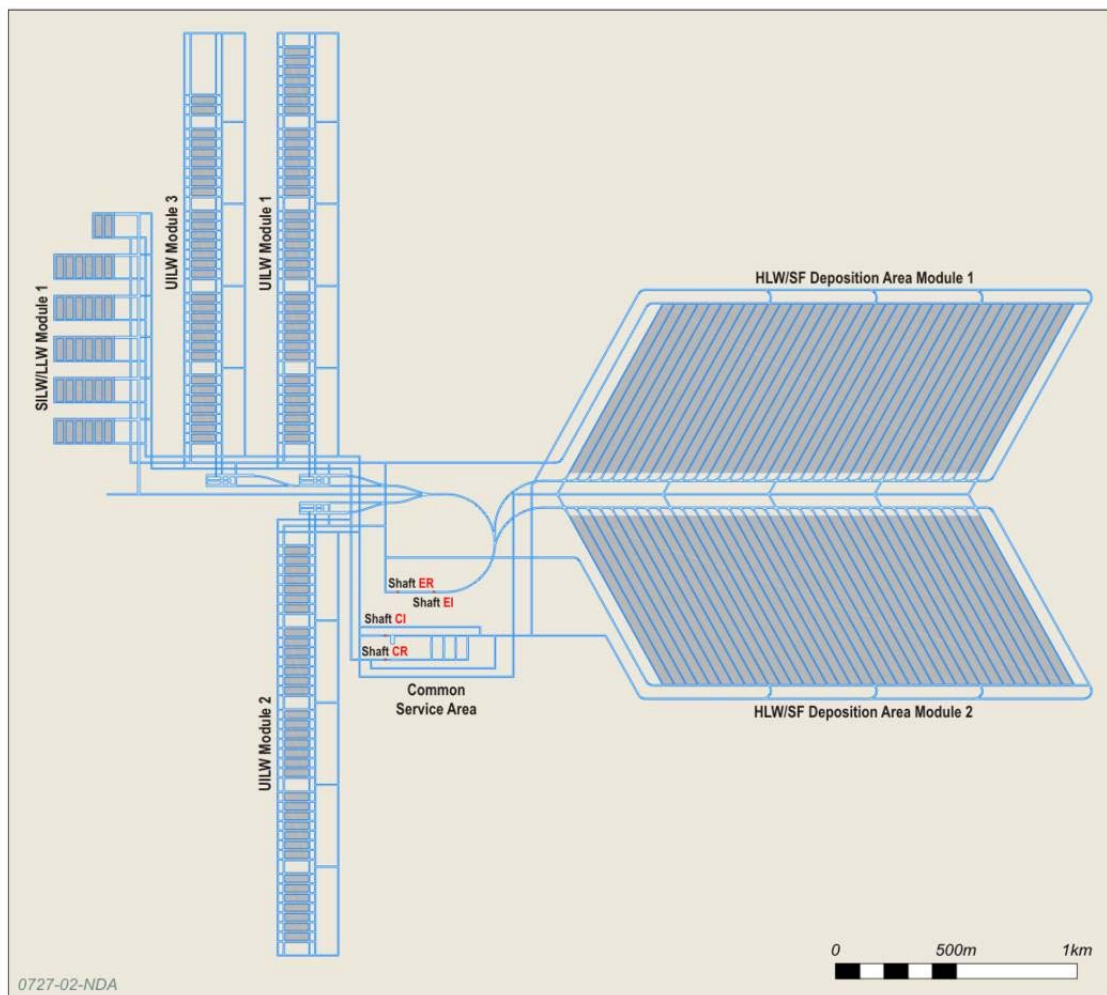


図 3.2-5 蒸発岩における GDF レイアウトの理想的な平面図の例

3.2.7 性能評価アプローチ方法

NDA/RWMD は、一般的に性能評価とは、様々なレベルのもので構成される一連の計算であり、(当該施設の閉鎖後及びシーリング後の) 放射性廃棄物施設の長期的な安全性に関して補助となる議論や結論となるものである、としている。この計算に関しては、NDA/RWMD が将来のサイトで実際の地層処分施設 (GDF) を対象とした性能評価を行う際に必要とされることと、一般的な条件 (generic) での評価段階において、NDA/RWMD が無理なく提示することのできるものの中には、きわめて大きな相違がある点に留意する必要がある。

性能評価は、多重バリアシステムの受動的な機能の実現のために、隔離及び閉じ込め性能が求められる GDF 固有の要件の一つである。この性能評価には、GDF での放射性核種の閉じ込めがどのように実現されるか、放射性核種が放出される見込みがどの程度あるのか、さらには、放射性核種の放出が人々及び環境にどのような影響を及ぼすのかについて理解を深める作業が含まれる。

放射性廃棄物の一部は、極めて寿命の長いものであるため、性能評価に必要とされる計算は数十万年にわたる極めて長いタイムスケールを対象とする必要が生じる可能性がある。しかし、これらの計算は、将来を予測する試みではなく、むしろ GDF のシステムの経時変化 (evolution) に関する一定数の異なったシナリオが及ぼす可能性のある影響を評価するものである。この評価のための適切な GDF 経時変化シナリオを特定することは、性能評価の開発にとって、重要な要素の一つであるとしている。

この性能評価は、サイト選定が進むにつれて、定期的に更新されるものであり、環境セーフティケース (ESC) を裏付けるものとなる。この ESC は、GDF が安全であるという主張を定量化した上で立証する証拠、解析及び論拠を正式にまとめたもの (formal compilation) である。そのため、セーフティケースは、性能評価に関する調査結果と、これらの調査結果に対する信頼に関する意見が含まれる。また、未解決の問題が残っている場合、セーフティケースにおいて、そのことを明示 (acknowledge) するだけでなく、今後の開発段階においてこれらの問題を解決するためのガイダンスも示す必要があるとしている。【4】

以下に、閉鎖後安全評価の計算を行う目的、規制ガイダンスに関する背景状況、システム挙動に関する理解への検討、不確実性の取扱い方法、リスクなどの性能尺度を評価する際のコンピュータ・モデル化に関する検討、定量的な解析に用いたアプローチに関して説明する。

3.2.8 一般的な条件 (generic) で実施される計算の目的

一般的な条件 (generic) での閉鎖後安全評価 (PCSA) を行う目的は、将来いずれかの地層処分施設 (GDF) のサイトを見い出した際に、GDF の閉鎖後安全をどのように評価するかを説明することにある。NDA/RWMD は PCSA において、主として、地下水による接近可能環境ⁱ (Accessible Environment) への放射性核種の移行に伴い生じる将来の人々へのリスクに関するものだけでなく、GDF に対する意図的ではないボーリングに伴い生じ得る線量に関して、いくつかの様式化された評価計算を含めている。

サイトが決まっていない段階では、対象となるサイトの地質学的状況がどのような挙動を示すかも明らかではなく、最適化された概念も開発されていないため、リスクや線量などの性能尺度 (performance measure) の計算を含めることの利点については、明らかではないとしている。そのため、PCSA の計算結果は、必然的に恣意的な仮定に左右されるものとなる。NDA/RWMD は、性能評価を実施するプロセスのいくつかの側面に関する具体的な説明を行うために、これらの計算を利用することができるが、現時点で定量的な評価を含める理由としては、サイト特定前に、廃棄物発生者が行っているパッケージ提案に関する処分可能性評価に必要な情報を提供するためであるとしている。処分可能性評価プロセスについては、閉鎖後安全性の観点から廃棄物及びパッケージのどのような側面が重要となる可能性があるかなどに関する理解とともに検討する必要があるため、PCSA の結果は、この理解をもたらす上で一定の役割を担っているとしている。

また、算出されたピーク・リスクまたは gPCSA における性能尺度の「正確」な値は、今回の段階においては、特段有意義なものとはなり得ない。これは、これらの値が一つのサイトまたは概念が特定されるまでは明らかにすることのできない数値、パラメータに依存しているためである。しかし、NDA/RWMD は算出されたピーク・リスクに「相対的」に寄与する要素についての有益な情報を入手することができる。こうした情報により NDA/RWMD は、様々な廃棄物成分のうちのいずれかが全体的なリスクに最も大きく寄与する、インベントリに含まれる放射性核種のいずれかが全体的なリスクに最も大きく寄与するという情報を入手することができる。このことは、NDA/RWMD の設計及び研究作業に関する重要な問題をフォーカスする際に役立つ。また、このことにより、処分可能性評価プロセスにおいて、パッケージ提案の評価を実施する際に、NDA/RWMD が「重要性の高

ⁱ人間と接触している、あるいは人間が利用可能な環境の一部のこと。

い (relevant)」問題を確実に取扱うようにすることができる。さらに、算出されたリスクとリスク・ガイダンスレベルとの大まかな比較を通じて、当該廃棄物の安全な処分に適したサイトを見い出すにあたり、信頼度を高めることができるとしている。【1.2.1】

3.2.9 閉鎖後性能評価における規制面に関する背景情報 (Regulatory context for post-closure performance assessment)

閉鎖後安全評価 (PCSA) は、操業環境安全評価とともに、環境セーフティケース (ESC) を支援するものである。ESC では、地層処分施設 (GDF) における放射性廃棄物処分の許可に関連する環境安全面での規制及び要件を取り扱わなければならない。この中には、「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス (GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation)」に含まれる「原則及び要件」が設定されており、GDF に関するセーフティケースの管理と放射線学的及び技術的側面を含むものとなっている。PCSA では、特に要件 R6、R7 及び R9 (下記囲み参照) を満たすことを目的としている。

要件 R6：許可期間終了後のリスク・ガイダンスレベル

許可期間終了後に、最大のリスクを受ける人間を代表する一人の個人が一つの処分施設から受けることが評価される放射線学的リスクは、 10^{-6} /年 (すなわち 1 年間に 100 万の 1) というリスク・ガイダンスレベルと適合したものであるべきである。

要件 R7：許可期間終了後の人間侵入

地層処分施設の開発者/操業者は、許可期間終了後の人間侵入の生起可能性は極めて低いと仮定すべきである。しかし開発者/操業者は、その生起可能性をさらに低下させる実用的な措置が見いだされた場合には、それについて検討し、実行に移す必要がある。また開発者/操業者は、許可期間終了後の人間侵入によって生じる潜在的な影響についても評価しなければならない。

要件 R9：環境放射能

開発者/操業者は、許可期間及び許可期間終了後の両期間において、処分施設が接近可能環境に及ぼす放射線学的影響を調査するために、接近可能環境のあらゆる側面が適切に防護されていることを示すことを目的として、評価を実施しなければならない。

また、GRA では、以下のような地層処分施設 (GDF) に関連する放射線学的及び非放射線学的な危険性の評価を要求している。

- ・ 許可期間終了後の公衆に対する放射線学的リスク。この中には起こり得る気体の放出、地下水への放出、破壊的なものとなり得る自然事象 (例えば、氷河作用及び気

候変動の結果として生じる侵食など) や人間侵入に伴って生じるリスクが含まれる。この評価に関する安全処置として、GRAの要件R6では、最大リスクを受ける代表的個人に関して算出された放射線学的リスクと比較すべきものとして、1年当たり 10^{-6} というリスク・ガイダンスレベルを設定している。

- GDFへの意図的ではない人間侵入、GDFへの侵入を行う個人及びGDFへの侵入事象に伴い放出の影響を受ける区域の人々及びその他の生物に対する放射線量に関する影響。この評価では、より広範な地理的な意味における人間侵入の影響と、当該処分システムの長期的な挙動に及ぼす人間侵入の影響を検討する必要がある。GRAの第6.3.40項では、人間侵入が発生した場合、「このリスク・ガイダンスレベルは、放射性核種がバリアを越えて分散し、希釈のメカニズムが作用する場所に適用される。この中には、処分システム内の人間の行為によって擾乱が生じた部分も含まれる。」と記載している。
- 臨界。例えば中性子連鎖反応を生じさせる核分裂性物質の局所的な蓄積が起こる可能性が重要な懸念とはならないことを明示する必要があり、さらには一つのバリエーション・シナリオとして、想定された臨界事象が処分システムの性能に及ぼす影響について調査する必要がある。
- 起こり得る放出に伴って接近可能環境に対して（例えば生息地の質の低下を招くことによって生じる影響）、あるいは人間以外の種に対して生じ得る放射線学的な危険性。現在のところ環境に関する放射線防護について国際的に確立された規準は存在しないが、これは現在様々な調査が進められている領域の一つであり、評価される時点で最良の利用可能な情報を用いて、接近可能環境に対するGDFの影響に関する結論を導き出すことになる。
- 公衆及び環境に対する非放射線学的リスク。GDFに処分される放射性廃棄物には、非放射線学的な危険をもたらす構成要素が含まれる可能性がある。有害廃棄物の処分については国内基準があり、GDFにおいても非放射線学的な危険性に関して、これらの基準と同水準以上の厳格な防護レベルを立証する必要がある。この点に関しては、主として設計及び工学に基づいた根拠のある裏付けによって説明され、この根拠を裏付けるために、いくつかの計算を行う可能性がある。

規制機関は、線量率やリスクなどの主要な安全指標（safety indicators）のための基準を

設定している。国際的なガイダンスでは、セーフティケースにおける線量率及び／またはリスク指標の計算を支援するための補足的な安全指標の使用を推奨している。NDA/RWMD の評価では、GDF の安全性と個別のバリア性能（放射性核種のフラックスなど）を評価するために使用できる放射線量及びリスクを超えた追加的な性能尺度（performance measures）を考慮することになる。【4.1】

3.2.10 システム挙動に関する理解

NDA/RWMD が評価に使用した方法論は、国際原子力機関 (IAEA) や経済協力開発機構・原子力機関 (OECD/NEA) が設定し、国際的に受け入れられている方法論に適合した正式な開発プロセスに基づくものである。NDA/RWMD は、安全性、システムの変遷に伴う代替シナリオ、時間依存性プロセス（気候変動に関連するものなど）の明確な表現に関連するすべての「特性、事象及びプロセス」（FEP）の体系化された解析を検討した。このアプローチでは、地層処分施設 (GDF) のシステム全体と、当該システムに予想されるか自然に生じる変遷を記述するレファレンスケースまたは基本シナリオが定義される。NDA/RWMD は、確率論的事象（すなわち発生する可能性も発生しない可能性もある FEP）の影響を表現するいくつかのバリエーション・シナリオを定義している。また NDA/RWMD は、将来の人間の行動及び環境に関する記述を表現するために「様式化されたシナリオ」を使用する。その例として、IAEA の BIOMASS プロジェクトによって開発された「レファレンス生物圏」が挙げられる。シナリオ開発方法及び実施に関して、OECD/NEA が行った調査において、FEP 及びシナリオに基づくアプローチが将来の予測に伴う不確実性に対処する上で、最も基礎的な方法であるという結論が示されている。【4.2】

3.2.11 不確実性の取扱い

放射性廃棄物の長期管理に関する解決策として地層処分が選ばれた重大な理由は、極めて長いタイムスケールにおいて、地表から人間がアクセス可能な状態で廃棄物を維持することに伴う大きな不確実性を排除するためである。NDA/RWMD は、適切に選択された地質学的サイトが将来の極めて長い期間にわたり比較的安定した状態を維持するだけでなく、放射性物質の効果的な閉じ込めを実現することに関して、多大な信頼を抱いている。しかしながら、NDA/RWMD は、数十万年にも及ぶタイムスケールにおいて、地層処分システムに作用する様々なプロセスに回避することのできない大きな不確実性が伴うこと、さらに

はこれらの不確実性に関して、GDF を支援するための性能評価において適切な処理を行う必要があることを認識している。地層処分システムには、性能評価に影響を及ぼす可能性のある不確実性に関する様々な分野がある。

- ・ 処分システムの将来の状態に関する不確実性：GDF とその環境への長いタイムスケールにわたる変遷に関して、確実に把握できるわけではない。したがって、性能評価では、将来の変遷に関する一定範囲の異なったシナリオを検討する必要がある。
- ・ データの不確実性：利用可能なデータが不完全であるか、不正確であるか、そもそも利用可能ではないものであり、これに伴い性能評価に必要なパラメータにも不確実性が生じる。原則として、より多くの測定（候補地の岩石特性の場合）を行うか、より多くの実験室での実験（溶解度などの化学パラメータの場合）を行うことにより、これらのパラメータの不確実性を低下させることができる。ただし、一部の不確実性（遠い将来に存在する可能性のある化学条件の範囲の不確実性など）については、低減することはできない。また性能評価に必要とされる一部のパラメータは、不確定であるだけでなく空間的なばらつきを伴う特性（岩石の透水係数など）を伴うものである。
- ・ モデルの不確実性：NDA/RWMD は、大部分のプロセスを適切なレベルで理解できていると考える一方で、一部の関連性の高い「特性・事象・プロセス」(FEP) に関する理解や、これら FEP がどのような相互関係にあるのかについての理解は不正確なものである可能性があり、このことが概念モデルの選択及び作成における不確実性を生じさせている。あるモデルが実際に観察されたデータへの適合を示したとしても、プロセスが適切に理解されていない、もしくは表現されていないならば、そのモデルの観察の範囲外の状況に関する結果は、誤解を招くものとなる可能性がある。NDA/RWMD は、関連するプロセスが適切に理解され、表現するために FEP アプローチを開発した。NDA/RWMD は信頼性を向上させるために、必要に応じて保守的な仮定を採用している。NDA/RWMD は、評価を有効な形で単純化することができる場合、あるいは裏付けとなるデータが不足している場合には、放射線学的なリスクが過小評価されるのではなく、過大評価される傾向を伴う仮定を設定することができる。
- ・ 人間の行動 (human behaviour) に関する不確実性：人間の行為 (human action)

の大部分は予測不可能であり、処分システムの性能及びそれが及ぼす効果に顕著な影響を与える可能性がある。例えば、将来、人々は水を手に入れるために井戸を掘ったり、GDF 区域で掘削作業を実施したりする可能性がある。また、人間の活動によって GDF 周辺のランドスケープが変化する可能性があるなど、習慣の変化に伴って GDF が将来世代の人々に与える放射線学的影響に影響を与える可能性がある。

NDA/RWMD は、全ての不確実性を完全に解決することはできないとしている。したがって、NDA/RWMD はこうした不確実性を管理する方法を見出す必要がある。その中には、NDA/RWMD が選択した処分概念の設計を最適化するにつれて、こうした不確実性を「設計により排除していく」(designing out) という方法が含まれる可能性がある。処分システムの将来の状態及び将来の人間の行為に伴う不確実性は、シナリオ開発を通じて処理することができる。NDA/RWMD は、この種の不確実性を処理するために、体系化したアプローチ(確率論的安全評価の方法)を開発している。以下に、「シナリオ開発」、「不確実性の取扱方法」、「確率論的安全評価」について説明する。【4.3】

(1) シナリオの開発

NDA/RWMD は、今後の性能評価で詳細に取り扱われるシナリオ開発に役立つ FEP 解析アプローチを開発した。このアプローチは、国際的なレビューにおいて肯定的な評価を得ており、世界の様々な組織が採用している。このアプローチでは、GDF 概念の性能と関連性が高いすべての FEP に関する系統的な解析によって、1つの基本シナリオと、GDF に起こり得る変遷を定義する一定数のバリエーション・シナリオが特定される。それぞれのシナリオは、一定範囲の概念モデル(シナリオに採用された FEP に関する知識に基づいて開発されたもの)によって表現される。FEP の特定及び解析を通じて、地層処分システムの性能に影響を及ぼす関連要素に関する詳細な記述がなされるが、以下のような不確実性が存在する。

- ・ 様々な FEP 間の相互作用(結合プロセスにつながる可能性がある)に関連する不確実性と、概念及び数学モデルにおいて、それらを表現する方法に伴う不確実性
- ・ GDF 及びその環境における将来の変遷に関する不確実性
- ・ 将来の人間の行為や行動に関する不確実性

NDA/RWMD は、これらの不確実性と GDF 及びその環境に将来起こり得る変遷に関する不確実性に対して、様々なシナリオを検討することでそれらの不確実性に対処する。評価の中心となる基本シナリオでは、閉鎖時の処分システムの特性と当該システムの経時変化によりもたらされる変化について記載される。また、発生する可能性が定かではないものに関しては、バリエント・シナリオとして検討される。

NDA/RWMD は、完全な FEP 解析を行ったとしても、FEP がモデルにおいて正しく表現されているかどうかに関する不確実性を完全に排除できないことを認識している。そのため、NDA/RWMD はモデル化に対する合理的なアプローチを維持する一方で、GDF から生じる放射線学的リスクを過小評価することなく、過大評価することになる。このアプローチの一つの要素として、確率「1」を基本シナリオの発生に対して適用することである。条件付きでピーク・リスクを与えると評価されるバリエント・シナリオには、FEP の確率を反映した 1 未満の確率が割り当てられる。基本シナリオにバリエント・シナリオを追加することにより、すべての確率が 1 を超えることになる。このアプローチによる評価では、基本シナリオの役割が大きくなり、詳細な検討が必要となるのは、基本シナリオのそれを超過する条件付きリスクを伴うバリエント・シナリオだけとなることを意味する。

全体的な定量的評価 (full quantitative assessment) では、結果を提示する際に、リスク・ガイダンスレベルとの比較のために、基本シナリオだけでなくバリエント・シナリオから算出されたリスクも提示する。そのため、性能評価において十分に検討する必要があるのは、基本シナリオに関して算出されたリスクを上回るリスクにつながるバリエント・シナリオのみとなる (基本シナリオでは、それよりも低い放射線学的影響を伴うバリエントを含んでいる)。

一般的な条件 (generic) での評価では、具体的な地質環境に関する情報が得られていないため、検討対象とするシナリオに関してはいくつかの仮定を設定している。そのため、今回の評価では、地下水経路 (groundwater pathway) に関するシナリオを基本シナリオの一部として取り扱った。また、一部の地質条件では、気体が発生する可能性もあることから、このケースについても基本シナリオの一部として、取り扱うこととした。GDF への人間侵入ならびに臨界の可能性については、バリエント・シナリオとして検討することとした。

将来の評価においては、どのシナリオについて定量的な評価を行い、どのシナリオについて定性的な評価を行うべきかについて、検討し、決定する必要がある。上記のシナリオに加え、地質学的条件及び立地場所に応じて、地圏及び生物圏で起きた重要な変化に対して、そ

の他のバリエーション・シナリオを検討する必要がある。この中には、氷河作用のような主要な気候変動に関するシナリオも含まれる可能性があるが、NDA/RWMD はこのシナリオが実現するとは考えていない。【4.3.1】

(2) 不確実性の取扱方法

NDA/RWMD の不確実性の取扱いに関する戦略は、以下のような広範なカテゴリに分類される傾向がある。

1. 不確実性が意味のないものであることを証明すること。例えば、特定のプロセスにおいて、安全性が別のプロセスによって管理される場合、不確実性は安全性にとって重要なものとはならない。
2. 不確実性を明示的に取扱うこと。例えば、確率論的手法を使用すること。
3. 不確実性の範囲を明確にし、その範囲内の境界ケースにおいても受入可能な安全性が実現することを示すこと。
4. 不確定なプロセスまたは事象を排除すること。通常、この排除は発生確率が極めて低いことに基づいてなされるか、不確実性が発生した場合でも、GDF に関連しないその他の影響の方が GDF の性能に対する懸念をはるかに上回ること、が根拠となる（隕石の衝突など）。
5. 不確実性を明示的に無視するか、一つの不確実性の取扱いに関して様式化されたアプローチの使用に同意すること。

特定の不確実性に関して優先される処理としては、評価の背景状況や GDF の開発段階に応じて決定される。今回のような一般的な条件では、具体例となる地下水経路に関する評価に伴う一部の不確実性を処理するために、確率論的アプローチを使用している。【4.3.2】

(3) 確率論的安全評価

データの不確実性は「確率密度関数」(PDFs) によって定量化することができる。PDFs では、異なるパラメータ値の相対的な発生見込みがもたらされるため、「測定値」と「GDF システムを表現するトータルシステム・モデルで使用するパラメータ値に割り当てられる PDFs」との間のつながりは、非常に複雑なものとなる可能性がある。PDFs は測定値のみで作成することもできるが、通常、専門家の判断を取り入れて作成する。専門家の判断では、

測定値を補足するために、資格、経験のある専門家の様々な研究データに基づく判断が利用され、データ不足、不確実性あるいは測定値からのバイアスなどを考慮することができる。また、こうした専門家の判断は、測定されたデータのモデル化の状況や方法を解釈する際に役立つ。

不確実性を PDFs で定量化することにより、モンテカルロ・シミュレーションを用いて確率論的な評価を実施することができる。NDA/RWMD は、「確率論的安全評価」(PSA)ⁱ アプローチを用いており、これにより、起こり得る様々なパラメータ値が確実に、性能評価で指定された範囲の中から考慮されることになる。PSA の結果の統計的な解析は、リスクなどの性能尺度が不確定なモデル・パラメータに対して感度を調査するために利用できる。この PSA アプローチは、GRA に適合するものである。リスクの期待値(各 PSA から算出されたリスクを平均することによって得られる値)は、リスク・ガイダンスレベルとの比較に用いられる。また、どのようなモデルの構成要素が算出されたリスクを支配し、算出されたリスクがどのパラメータに対して感度が高いのかを明示することにより、モデル及び研究がどのように開発されるべきかについて提示することができる。平均的なリスク値に対して、信頼を高めるために十分多くの組み合わせで計算を実施する必要がある。

NDA/RWMD は、期待値以外のリスクの尺度 (measures) を用いる可能性があることを認識している。NDA/RWMD は、算出されたピーク・リスクの分布を示した、その他の統計的な尺度や数字を提示することも、個々のピーク・リスクが鍵となる入力パラメータの値にどのように依存するのかを示す「散布図」を示すことも可能であるとしている。NDA/RWMD は、ある特定のサイトに関する詳細情報が利用可能になった時点で、最適な尺度を用いて、選択された尺度がなぜ合理的な選択の一つであるのかを明示することになる。さらに、NDA/RWMD は選択された尺度が重要なパラメータ値に対する感度に関する情報を提示する。その目的としては、NDA/RWMD のシステムにおいて、安全性に影響を及ぼす重要な構成要素について理解するとともに、NDA/RWMD の研究を適切な方向に導くことにあるとしている。【4.3.3】

ⁱ こうした状況では、一つのコンピュータ・モデルが、異なったパラメータ値のグループを用いて、多くの回数にわたって実行される(こうした実行を「実現 (realisation)」と呼ぶ)。このそれぞれの実現において、パラメータの値は、起こり得る値の範囲を示す PDF から無作為に選ばれる。

3.2.12 閉鎖後性能評価で用いられたアプローチ

3.2.12 では、閉鎖後性能評価において、検討したシナリオ、基本シナリオの定量的な評価を行うために採用したアプローチなどについて説明する。【4.5】

(1) 評価において検討されたシナリオ

今回の評価では、検討対象となる基本シナリオとバリエーション・シナリオに様々な仮定を作成する必要がある。基本シナリオには、地下水経路（放射性核種が地下水に溶解し、地表に移行することにより将来の人々にリスクをもたらす可能性がある経路）が含まれると仮定したが、一定のタイプの地質（例えば、蒸発岩（evaporite））では、こうした経路の形成は当該システムで予想される変遷に含まれない可能性がある。また、基本シナリオにおいて、GDF から発生し、地下水に溶解することなく地表に到達する気体を含めるべきかどうかは、極めて不確実で、サイト固有の問題となるため、このようなシナリオの検討は行っていない。GDF で発生する気体の影響に関する検討は、地質学的状況に応じて基本シナリオに含める必要がある場合とない場合がある。このため、NDA/RWMD はある特定のサイトにおいて、気体が及ぼし得る影響に関する対処方法について、NDA/RWMD の知見を定性的な方法で示した。また、NDA/RWMD は以下の 2 つのバリエーション・シナリオを検討した。【4.5.1】

- ・ 偶発的な人間侵入の影響。NDA/RWMD は、安全面での論拠と一つの例としての人間侵入シナリオに関する定量解析を提示する。
- ・ 臨界につながる核分裂性物質の再配置（relocation）と集積（accumulation）が起こる可能性。NDA/RWMD は、このことが発生見込みの低いシナリオであると判断した理由とこの事態が起こった場合でも、リスクへの影響に関して重大な懸念をもたらすことはないと判断した理由を説明するために、定性的な論拠を提示する。

(2) 基本シナリオに関する定量的な評価

NDA/RWMD は、サイト選定プロセスにおけるこうした一般的な条件での段階、すなわち検討対象とすべき具体的なサイトが特定されていない段階における主な不確実性が、GDF が配置されることになる天然媒体の様々な特性に関する知識が存在しないことによるものだということを認識している。自然環境は、異なった安全バリアの性能だけでなく現地の地下水条件に影響を及ぼす様々な条件を制御する。異なったシナリオが異なった環境で

支配的なものとなる可能性があるが、NDA/RWMD は地下水経路が基本シナリオを形成するという仮定を採用した。この場合、一つの GDF から地表に放射性核種が戻る上での主要ルートは、地下水への溶解と地下水による移行を通じて形成されることになる。

NDA/RWMD は前身である Nirex 社の経験から、一般的な条件における地質学的状況及び概念の特性（放射性核種の移行及び遅延）を表現するために、以下のようなパラメータを定義している。

- ・ q : 比流量 (myr^{-1}) またはダルシー流速 (GDFの立地場所における未擾乱の母岩を通じたもの)。
- ・ T : 地下水がGDFから地表に至るのに要する移動時間 (年)。
- ・ F : GDFの上に位置しており、またGDFを離れる汚染された地下水プルームが最終的に上昇して入り込み、混合される可能性のある岩石における地下水混合フラックス (m^3yr^{-1})。
- ・ A : 汚染されたプルームが地表において放出される湧出域の面積 (m^2)。
- ・ C : 廃棄物容器によって物理的な閉じ込めが維持される期間 (年)。これは、HLW地層処分概念の例で最も関連性の高いものである。さらに、主にキャニスタ自体によってもたらされる閉じ込めへの言及がなされるものの、緩衝材や廃棄物形態自体もその性能に寄与することを認識しておくべきである。

これらのパラメータは決定論的なものではなく、不確実性に対処するために確率論的アプローチが用いられる計算で使用されることから、NDA/RWMD はこれらのパラメータに対し、不確実性の範囲を（サイト特性評価の後に残存している可能性のある不確実性に相当するものとして）設定した。また閉じ込め期間 (C) は、ある程度までパッケージ間のばらつきを許容するものである。

q 、 T 、 F 、 A 及び C パラメータと、プロセスを表現するその他のパラメータは、不確実性を伴うものである。しかし NDA/RWMD はまだいずれのサイト及び概念も特定していないため、 q 、 T 、 F 、 A 及び C パラメータの適切な値に関してきわめて大きな不確実性が存在するのは明白である。こうした不確実性は、NDA/RWMD がサイトを特定し、適切な処分概

念を決定し、さらにサイト特性評価プログラムを開始すれば、大幅に低減されることになる。したがって NDA/RWMD は、定量的な解析との関連において、現段階でリスクなどの性能尺度がこれらのパラメータに対して備える感度を調査することが適切であると判断した。この方法を採用することで計算の結果により、NDA/RWMD が候補地及び概念を特定してゆく際の検討作業に必要な情報が提供されるだけでなく、サイト調査で対処する必要のあるモデル情報に欠落がある部分を特定することができる。

NDA/RWMD がサイト及び概念を特定し、上述したような不確実性が低減された時点で、将来の閉鎖後安全評価 (PCSA) における感度計算の焦点は、その他の不確実性へと移ることになる。しかし現在のところ、現時点で q 、 T 、 F 、 A 及び C に伴う大きな不確実性を考慮した場合、これらの不確実性について多くを語ることに意味のあることだとは思われない。

NDA/RWMD は、 q 、 T 、 F 、 A 及び C のために一連の値、すなわち一つの中央値及び関連する確率分布を採用することにより、NDA/RWMD にとっての「レファレンスケース」を設定した。このレファレンスケースを、処分可能性評価プロセスの一環としてパッケージングに関する助言を提供するための将来のベンチマークとして使用する予定である。【4.5.2】

(3) 処分可能性評価プロセスにおける適用

廃棄物発生者からのパッケージング提案に関する処分可能性評価プロセスの一環として（これは歴史的に ILW 廃棄物ストリームを対象として実施されてきた⁵⁾）、閉鎖後安全性の評価が実施される。ILW 廃棄物ストリームは数百種類に及び、その全てが異なったパッケージング提案を伴う。これらの廃棄物ストリームに関して、単一の処分概念と両立するかどうかの評価が実施される。現在のところ、Nirex GPA（2001年公表の「一般的な条件での閉鎖後性能評価」(GPA, Generic post-closure Performance Assessment)）⁶⁾で行われた地下水経路に伴うリスクに関するレファレンスケース計算が、これらの評価のベンチマークの一つとして使用されている。インベントリに含まれる関連 ILW/LLW 廃棄物ストリームの処分に関するこの計算は、英国の代表的な地質学的状況を対象とした放射線学的リスク・ガイダンスレベルを満たすものである。

処分可能性評価プロセスの一環として個別の廃棄物ストリームの評価を行う際に NDA/RWMD は、地下水経路の観点から、主として次に挙げる 2 つの問題に関心を抱いている。

- ・ この特定の廃棄物ストリームは、鍵となる放射性核種のインベントリに関して、平均的なパッケージを大幅に超過するのか。そうであれば、「容量」の問題が生じる可能性がある—このことは、この廃棄物ストリームが含まれる場合には、リスク・ガイダンスレベルの超過が起こる可能性があることを、意味している。今回の一般的な条件での段階の場合、このことは、サイト選定要件をより厳格なものとする必要があることを示している。この点についての評価を行うために、インベントリ・スクリーニング作業が実施される。
- ・ この廃棄物ストリームに、NDA/RWMDが安全性を確保するために依拠している何らかの機能に悪影響を及ぼし得る構成要素は存在するのか。良い例の一つとして、GDF内の化学条件を変化させ、GDF全体を通じて特定の放射性核種の溶解度及び収着に悪影響を及ぼす可能性のある大きな有機物質インベントリの存在が挙げられる。こうした効果は、特定の廃棄物ストリームにではなく、全体としてのGDFに影響を及ぼすことのできるものであり、したがって評価を実施する必要がある。この評価では、専門家の判断が、必要に応じてレファレンスケース・モデルを用いた計算によって補足される形で、またここで問題となっている潜在的な損害を考慮に入れるために適切な調整が施された上で、使用される。

今回の一般的な条件での段階では、対象となるサイトが明らかになっていないため、GDF性能に関して大きな不確実性が存在している。NDA/RWMD は、一つのベンチマークとしてのリスク・ガイダンスレベルにほぼ適合するレファレンスケースを使用することが適切であると判断した。その目的は、処分可能性評価プロセスに関して行われた計算によって、懸念対象となる可能性のあるパッケージング提案への注目が集まるようにすることに、すなわちこのプロセスが正しいレベルで適用されるようにすることにある。NDA/RWMD が「過度にすぐれた」地圏性能を想定していた場合、一般的な廃棄物パッケージ仕様で定義された基準及び仕様を満たさないパッケージングを、したがって後日、NDA/RWMD が最終的に選定したサイトが比較的好ましくない特性を備えていた場合には手を加える必要が生じるパッケージングを、許容するリスクを冒すことになる。その一方で、NDA/RWMD が地圏の性能を過度に低く見積もった場合、処分可能性評価プロセスにおいて、廃棄物パッケージングに関して実際に必要とされるよりも厳しく、コストのかかる要件が設定される可

性能が生じる。例えば GDF が、地下水移行が基本シナリオの一部を構成するとは予想されない地質学的状況（例えば岩塩環境など）に建設されことになった場合、基本シナリオに従って現時点で与えられているパッケージング面での助言は保守的なものとなろう。

一般的な条件での閉鎖後安全評価（PCSA）で算出されたピーク・リスクの「正確な」値は、特に今回のような一般的な条件の段階において、とくに有意義なものとはなり得ない。これは、これらの値が、いずれかのサイト及び概念が特定されるまで明らかにすることのできない数値を表現するパラメータに依存しているためである。しかし NDA/RWMD は、算出されるピーク・リスクに「相対的」に寄与するものに関する有益な情報を入手することができる。これにより NDA/RWMD は、廃棄物の様々な構成成分のいずれが、全体的なリスクに最も大きく寄与するのかに関する理解を、さらには当該インベントリに含まれるいずれの放射性核種が全体的なリスクに最も大きく寄与するのかに関する理解を得る。この理解によって NDA/RWMD は、処分可能性評価プロセスによるパッケージング提案を評価する際に「相対的な」問題に確実に対処することになる。

また NDA/RWMD は、必要に応じて、処分可能性評価プロセスの一環として追加計算を実施するために、閉鎖後安全評価（PCSA）からの GoldSimⁱモデルを使用することができる。NDA/RWMD がどの時点でこれを実行できるかを示す一つの例として、パッケージング提案に NDA/RWMD のレファレンスケースによって全体的なリスクに対して高い「相対的」寄与を行うことが示された、放射性核種の化学的な性質に影響を及ぼす可能性のある物質の使用が含まれた時点を挙げることができよう。その上で NDA/RWMD は、当該放射性核種に関する溶解度及び/または収着に関して変更するとともに、リスクに生じる効果が受け入れ可能なものであるかどうか明らかにするために、モデルを再実行することができる。

閉鎖後評価（post-closure assessments）では、気体の生成、熱の発生及び化学的な有毒種によってもたらされる危険ならびに人間侵入の生じやすさが及ぼす可能性のある影響を検討するために、専門家の判断と計算を利用することになる。

今回の一般的な条件での閉鎖後安全評価（PCSA）ではレファレンスケースを、GPA で採用されたものとの一貫性を維持する形で定義していること、またこの両者が、地質バリア性能について設定された要件の面でかなり似通ったものであるため、一般的な条件での PCSA

ⁱ 放射性廃棄物処分施設の評価を実施するために世界中で使用されている確率論的シミュレーション・ソフトウェアパッケージである。この製品により、汚染物質及び放射性核種の種、移行媒体、移行ルート、汚染物質の発生源及び受容体を表現する機能がもたらされる。特にこのソフトウェアが確率論的性質を備えていることから、不確実性を明示的に表現することが可能となる。

は同様の方法で ILW の処分可能性評価にとってのベンチマークも提供することができる。こうした以前に発表された評価との間で整合性が確保されることは、与えられたパッケージ面での助言だけでなく、以前に発給された LoC がその有効性を維持する上で必要である。

一般的な条件での閉鎖後安全評価 (PCSA) において算出されたリスクは、GPA の場合のように ILW と LLW だけではなく、処分される可能性のあるその他の廃棄物とのかかわりにおいて、評価される。したがって一般的な条件での PCSA のレファレンスケースは、ILW に関するプロセスと類似した方法によって、HLW、SF 及びその他の一部の物質に関する処分可能性評価を実行するためのベンチマークの一つとして使用することもできる。しかし、こうしたその他の物質に関する評価は、その性格の面でいくぶん異なったものである可能性がある。ILW に関して NDA/RWMD は、多くの異なった廃棄物ストリームに関する多くの異なったパッケージ提案の評価を一つの共通概念に照らして行っており、そのそれぞれが共通概念と両立する理由、あるいは両立しない理由を明らかにすることを目指している。しかしその他の一部の物質に関しては、廃棄物量の面では大きくとも比較的少数の廃棄物ストリームしか存在せず、このため個々に最適化された概念を個々に開発することが正当化される可能性がある。【4.5.4】

3.2.13 評価結果

上記の評価アプローチを踏まえて、閉鎖後期間において、地層処分施設 (GDF) から放射性核種が漏出し、地下水を経由し、地表環境に到達するというシナリオにて、例証目的で実施した定量評価の結果の概要を示す。GDF で発生する気体の影響については、閉鎖後期間において、放射性核種の気体を媒体とする地表環境への放出が起こるとは考えにくく、この放出に関しては、地質環境の極めて詳細なレベルにおける性質に依存するため、例示のための新たな計算は行っていない。偶発的な人間侵入の影響を検討した概要、GDF に定置される廃棄物の臨界安全性を明示するために実施した研究概要についても、以下に示す。

(1) 地下水経路

ここでは、地下水への溶解とそれに伴う移行という形で、放射性核種が将来の人々へのリスクをもたらす可能性のあるメカニズムである地下水経路について、定性的な記述と定量的な解析を提示する。定量的な解析では、サイトの様々な特性と建設に使用される可能性の

ある GDF 概念に関する一定範囲の仮定について検討する。NDA/RWMD はこれらの計算結果を用いて、様々なサイト及び概念の組み合わせがどのように機能する可能性があるのかを具体的に示すために幾つかの高次元の問題について説明するほか、これらの計算結果と異なる地質環境との結びつきを示す。

ここでは、2 件の地層処分概念事例を対象として、地下水経路から生じるリスクに関する一連の計算について解説する。

- ・ ドラムまたはコンクリート・ボックスに収納され、ボルトにおいてセメント・ベースの埋め戻し材を用いて処分されるILW、LLW及びDNLEU（ここでは、「ILW地層処分概念事例」と呼ぶ）。
- ・ 高健全性容器（銅製または炭素鋼製のもの）に収納され、周囲にベントナイト緩衝材が設置される形で処分されるHLW、SF、HEU及びPu（「HLW地層処分概念事例」と呼ぶ）。

NDA/RWMD は、この 2 件の処分概念が、1 ヲ所のサイトに設置された単一の GDF のそれぞれ異なった区域に実現されるものと想定した。

具体例となる評価では、インベントリに含まれる放射性毒性を備えた元素についてのみ検討する。ただし GDF 開発の後の段階になれば、化学毒性を備えた元素の地下水移行についても考察する必要があると思われる。

以下では、上記タイプの処分概念における人工バリアシステム、地圏及び生物圏の経時変化について定性的に検討する。また、今回の評価における計算方法、地質学的状況及び概念を提示するためのパラメータの利用方法、そしてレファレンスケースの選択方法について検討し、レファレンスケースに関して得られた結果を示す。さらに、現在の一般的な条件での段階で NDA/RWMD がこれまでに実施した解析を、このプログラムの将来の段階においてどの程度まで変更し、開発する必要があるのかについて説明する。【5】

a. 地下水経路に関する記述

NDA/RWMD は既に、一般的な条件での閉鎖後安全評価（PCSA）で使用される概念モデルと数学モデルを開発している。これらの概念モデルは、処分システムに影響を及ぼす様々なプロセスに関して利用可能なデータと理解を反映したものである。これらのモデルは、当

該システムの様々な構成要素を表現するために開発されたものである。このシステムには、次のものが含まれる。

- ・ 人工システムまたはニアフィールド：これは、掘削されたボルトとそこに含まれるもの（廃棄物質、廃棄物パッケージング材、埋め戻し材及び構造材など）、さらには立坑及びアクセス坑道で構成される。
- ・ 地圏またはファーフィールド：GDFがその内部に建設される岩石と、それらを取り囲、地上にまで至る岩石層で構成される。
- ・ 生物圏：人間にとって到達可能な環境で構成される。この中には、土壌及び地表の岩石、地表水塊、海洋及び大気などが含まれる。

GoldSim にインストールされたトータルシステム・モデルは、図 3.2-6 に示すように、人工システム、地圏及び生物圏を（ある程度まで詳細なレベルで）表現するサブモデルを備えているほか、システム全体を通じた放射性核種の移動を計算する。地圏を表す 2 件のサブモデルは、地圏の一部（この部分で移動時間（T）の大半が生じる）を効果的に表現する。一つのサイトには、様々に異なる岩型で構成される一定数の層が存在することが見込まれる。それらの中には、総移動時間に多大な影響を及ぼす層もあれば、場合によっては汚染されていない地下水との混合が起こり得る層もある。NDA/RWMD は今回の一般的な条件の段階において、移動時間の大半がどこで生じるか、そして混合が起きるのはどこかについて突き詰めた設定は行っていない。NDA/RWMD は、地表への移動時間の大半が、還元条件が適用可能な下部区画（母岩を含む）と酸化条件が適用可能な上部区画とに等分されるものと仮定した。

以下の各項において、人工システム、地圏及び生物圏について、順番に説明する。【5.1】

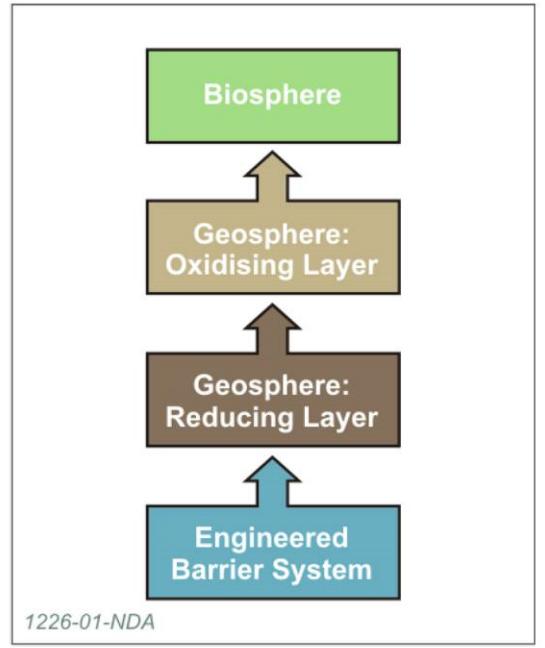


図 3.2-6 GoldSim トータルシステム・モデルの模式図

① 人工バリアシステム

NDA/RWMD は、人工バリアシステムが、処分されたインベントリを閉じ込めることにより、またその後には廃棄物パッケージから汚染物質が放出された場合にはその移行を遅延させることにより、多重バリアシステムにおいて重要な役割を果たすことを期待している。人工バリアシステムは、GDF 内の物理及び化学条件を通じてパッケージの劣化速度を制限することにより、廃棄物パッケージの保護において主要な役割を果たす。廃棄物パッケージが破損してインベントリの放出が開始された後には、人工バリアシステムによって汚染物質の移行に対する一連のバリアが提供される。この種のバリアとしては、低透水性層または緩衝材によって提供される物理的バリア、放射性核種の溶解度を制限（及び／または放射性核種の収着を促進）する化学バリア、あるいはこれらの機能を組み合わせたバリアが挙げられる。

GDF の設計では、処分施設において適切に分離された区画への ILW、LLW 及び DNLEU（劣化、天然及び低濃縮ウラン）の処分と、HLW、SF、Pu 及び HEU（高濃縮ウラン）の処分とが取り扱われる。この種の分離された処分区画では、それぞれ異なる人工バリアシステム及び／または異なる廃棄物定置方法が採用される可能性がある。また様々な処分モジュ

ール間で相互作用が生じる可能性があり、この種の相互作用が場合によっては処分システムの性能に影響を及ぼしかねない。例えば、セメント質の処分モジュールから出たアルカリ性の流体が、隣接する処分モジュール内のベントナイトの性能に影響を及ぼすことが考えられる。こうした相互作用はサイト固有かつ処分概念固有のものである。このため設計では、様々な人工バリアシステムが所期の機能を果たすだけでなく、異なったシステムの間にもその性能の許容外の低下を招く可能性がある相互作用を発生させないようにしなければならない。

NDA/RWMD は、様々な異なる地質環境における様々な処分モジュールにおいて実現することが適切である可能性のある様々な人工バリアシステム設計について調査するために、一連のオプション研究を行った。NDA/RWMD は、3 件の事例となる地質学的状況を対象とした人工バリアシステム設計の基礎を、類似した地質環境及び廃棄物タイプを対象として他の機関が開発した処分概念に置いている。ここでは、ILW 及び HLW に関する地層処分概念例によって示されるように、人工バリアシステムの経時変化と、それが廃棄物の閉じ込めに対して及ぼす効果について検討する。

ILW地層処分概念事例

NDA/RWMD が具体例となる計算に利用することを選択した LLW、ILW 及び DNLEU に関する処分概念によって、物理的な閉じこめが提供される。この閉じこめは、廃棄物自体に備わっている性質（大部分の廃棄物は固体であり、セメント・グラウトなどの安定したマトリクス内に封入されている）と、そのパッケージ（廃棄物は鋼鉄製またはコンクリート製の容器に収納された上で、定置孔で高 pH 環境を実現するよう設計されたセメント質埋め戻し材に取り囲まれる）の組み合わせによって実現する。

この地層処分概念事例が ILW の処分を目的に設計されたもので、DNLEU の処分は対象となっていないことには注意する必要がある。DNLEU はまだ廃棄物として取り扱われていないため、NDA/RWMD は現時点では DNLEU が ILW とほぼ同じ概念を用いて処分されるという仮定を立てている。DNLEU が廃棄物と見なされることが決定した場合、NDA/RWMD は特に DNLEU の処分のために最適化された概念を開発する必要がある。そしてその概念はここで示した概念例とは著しく異なったものとなる可能性もある。

この概念において NDA/RWMD は、パッケージに対し、閉鎖後期間に至るまで処分施設環境において物理的な健全性を維持できることを要求している。しかしこの要件は、絶対的

な物理的閉じ込めを求めるものではなく、多くのパッケージには、廃棄物の劣化（腐食または微生物プロセスによるもの）に伴って気体が発生した場合に、それを逃がすためのベント（通気孔）が組み込まれている。図 3.2-7 に、シーリング後及び閉鎖後の期間に人工システムに予想される経時変化を、模式的に示した。

GDF の操業段階では、ボルトを埋め戻し、シーリングする決定が下される時点まで、廃棄物容器は乾燥した状態に維持される。しかし NDA/RWMD は、ボルトが閉鎖された後は、GDF を取り囲む岩石から地下水がボルト内に浸出し始めるものと仮定している。地下水が施設内に完全に入り込み、埋め戻し材を飽和させるまでには、一定の時間がかかることになる。この「再飽和時間」は数年程度と考えられているが、母岩の特性によってはこれよりも著しく長くなる可能性もある。この期間中に、比較的短寿命の放射性核種では大幅な崩壊が進む一方で、地下水が（通り抜けるのではなく）GDF に流動してくる。NDA/RWMD は、廃棄物形態とそれを取り囲む容器が、地下水中の廃棄物と放射性核種を隔てる効果的なバリアになるものと予想している。気体の蓄積と容器内部で生じる可能性のある圧力上昇を防ぐために、多くの容器にベントが備わっている。しかしそれでも、廃棄物をグラウト固体にするための調整及び固定化の性質から、ベントを通じた放射性核種の放出は長期間にわたって大幅に制限される。しかしトリチウム、メタンに分類された C-14、二酸化炭素に分類された C-14、さらにはラドンなどの放射性気体のオフガス作用については、さらに考察を重ねる必要があると思われる。

ボルトが飽和した後、地下水はボルトを通じてゆっくりと移動する。時の経過とともに廃棄物容器と廃棄物形態がゆっくりと劣化するにつれ、廃棄物から外に出た放射性核種は最終的に地下水と接触するに至り、一部の放射性核種は水に溶解し、地下水に伴って人工システムから外へと移行する。幾つかの研究によって、飽和後の埋め戻し材で生じるアルカリ条件により、処分インベントリ内の放射性核種の多くの溶解度が著しく制限されること、また埋め戻し材自体によっても放射性核種の収着を促進する大きな表面積を提供することが示されている。しかし地下水中に溶解した放射性核種の移行は、GDF に関連した放射線量が生じる可能性のある主要な経路である。

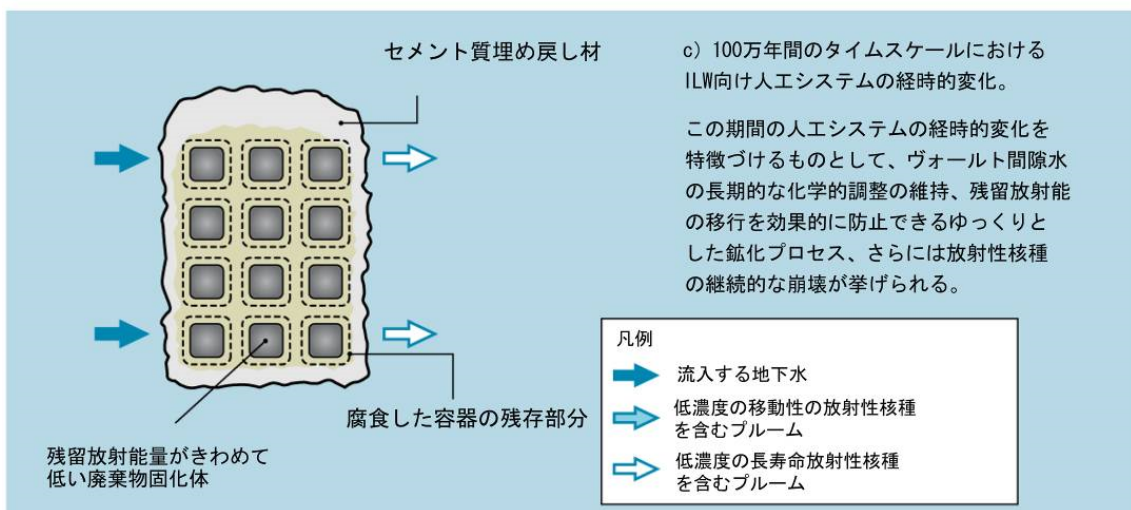
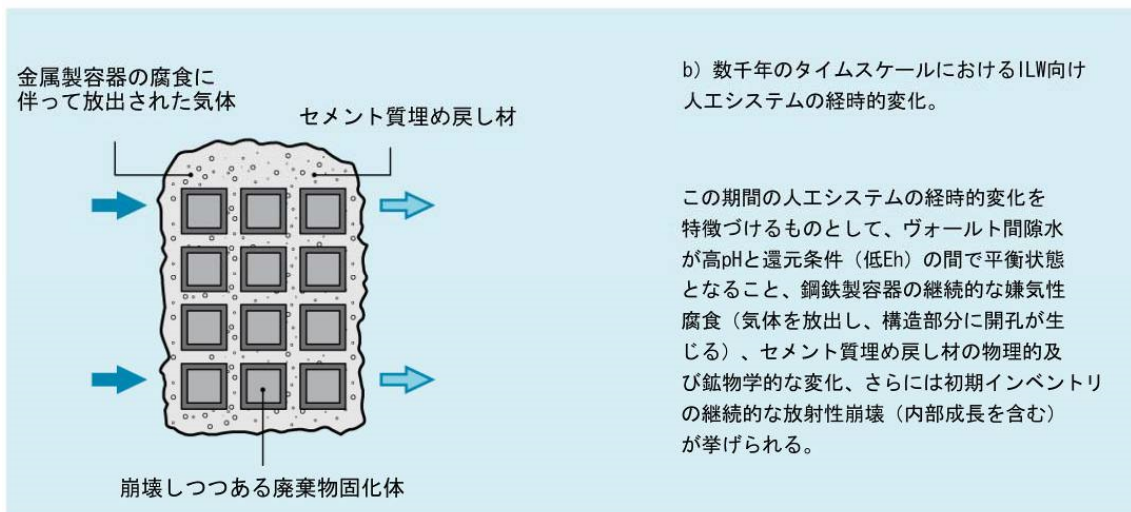
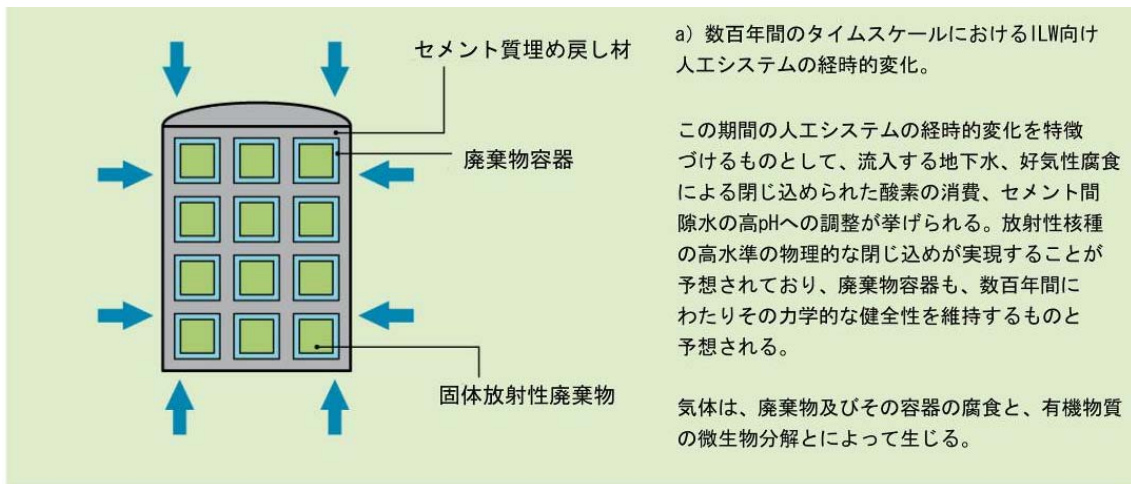


図 3.2-7 ILW 人工システムに予想される経時変化の模式的な概要

HLW地層処分概念事例

HLW、SF、HEU 及び Pu の処分に利用するために NDA/RWMD が選択した処分概念は、割れ目を伴う硬岩内に SF を処分するスウェーデンの KBS-3V 概念である。この種の概念の場合、物理的な閉じ込めは、固体として廃棄物の性質、高健全性容器（スウェーデンの概念では高水準の強度をもたらすために鋳鉄インサートを備えた銅製容器が採用されている）の利用、さらには容器を取り囲むベントナイト緩衝材によって提供される。図 3.2-8 に、この概念を模式的に示した。

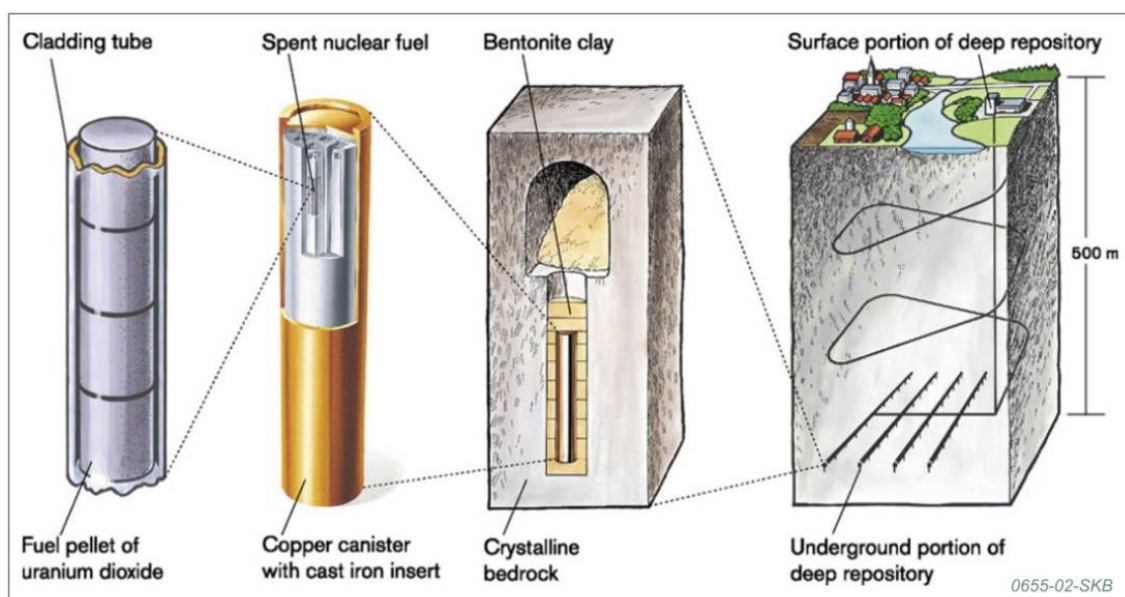


図 3.2-8 SF 処分に使用される KBS-3V 概念

HLW に含まれる放射性核種は、ガラス固化体中に結合されている。このガラスは、処分施設の人工部分の化学環境においてきわめて浸出抵抗が強い。放射性核種の放出は、ガラスがゆっくりと溶解する場合にのみ可能になる。同様に SF 内では、結晶質マトリクスに分布している核分裂生成物の多くの放出が実現するのは、燃料が水によるゆっくりとした浸出を受ける場合のみである。しかし、一部の放射性核種の移動度は比較的高く、燃料の表面へと移行する可能性があり、そこで水と接触した場合には容易に溶解することになる。

スウェーデンの概念では、肉厚 50mm の銅製容器が用いられている（蓋の溶接によってシーリングされる）。この容器はきわめて長期間にわたり、腐食、地震、そして地下深部に存在する地下水の高い水圧に耐えられるよう設計されている。この銅製容器の周囲には、厚

さ 0.5m のベントナイト層が設置されることになる。ベントナイトは母岩との間の力学的な緩衝材として機能し、小規模の岩石移動から容器を保護する。最終的に容器が破損した場合であっても、ベントナイトはその低い透水性によって、さらにはその表面への収着を通じて、溶解した放射性核種の放出を遅延させる。

銅製容器は、数十万年間にわたって水と廃棄物との接触を防止するものと予想される。この期間に、多くの放射性核種の大幅な崩壊が生じることになる。スウェーデンのプログラムでは既に容器試験が行われており、適切にシーリングされ、GDF の人工環境で周囲のベントナイトによって保護される銅製容器が絶対的な物理的閉じ込めをもたらすことから、放射性物質の周辺環境への漏出は数十万年間にわたって防止されるものと見込まれている。

NDA/RWMD は、設計開発プロセスの一環として、このスウェーデンの概念が英国内の様々な母岩環境にとって適切なものであるかについての評価を行った。その結果、一部の地質環境の場合には、容器及び緩衝材に代替設計を採用する方が妥当な可能性もあると考えられている。特に HLW 及び SF 概念向けの容器材料については、サイトの様々な特性が明らかになるまで選択はなされないことになっている。この理由から、NDA/RWMD は具体例となる計算において、スウェーデンの概念のように銅製容器を指定せず、材料を定義せず一定範囲の容器寿命について検討する方法を採用した。NDA/RWMD は長寿命容器、比較的短寿命の容器、そしてオーバーパックがないケースについて、それぞれ検討を行った。

この KBS-3V 概念は、HLW、Pu または HEU の処分ではなく、SF の処分を目的として設計されたものであることには、注意する必要がある。このためこの概念では、これらの物質の処分に向けた最適化は必ずしも実施されていない。NDA/RWMD は、実際に選定された地質環境にとって適切かつ最適化された概念を開発する必要がある。そして HLW 向け概念、また Pu 及び HEU を廃棄物とすることが決定された場合にはそれらの処分概念は、上記の例とは異なったものとなる可能性がある。

その他の工学的特徴

人工バリアシステムと同様に、ILW と HLW の地層処分概念事例にも、地上アクセス坑道と立坑、廃棄物の運搬及び換気のための地下坑道、さらにはボルトへのアクセス・ポイントが含まれる。施設の操業期間が終了した時点で、これらにシーリングを施す必要があろう。シーリングは掘削された坑道内での流体の移動を防ぐ上で役立つものであり、また母岩やその他の物質との相容性があるだけでなく、母岩とそれと類似した低い透水性を実現す

るべきである。シール材を力学的に保護する目的で、セメント・ベースのコンクリートが利用されることが見込まれている。この種のシーリングは、物理的な閉じ込めの役割を果たせるよう、膨潤性粘土などの天然物質で形成される。【5.1.1】

② 地圏

地圏とは、GDFを取り囲み、地上にまで至る岩石層として定義される。地圏は、多重バリア処分システムを構成するバリアの一つであり、GDFに処分された廃棄物を地上環境から長期間隔離する上で重要な役割を果たす。またこの隔離機能によって、GDFへの意図的ではない人間侵入、あるいは自然事象または人為的事象によってGDFの破壊が起こる見込みはきわめて低くなる。さらに地圏は、ゆっくりと予測可能な形で進展する水文地質学的及び地球化学的環境を提供することにより、人工バリアシステムを保護する。NDA/RWMDは、2008年の英国政府白書（Cm7386）に列記された初期スクリーニング基準を満たすいかなる候補地においても、将来の地質学的な経時変化の記述が可能であると考えている。

NDA/RWMDのセーフティケースで考察するタイムスケールにおいて、少量の放射性核種がGDFから周囲の岩石へと放出されるのは避けられない。地下水が地下深部から地表へと放射性核種を移行するうちにさらなる放射性崩壊が生じるため、地上環境に入り込む放射性核種の濃度はさらに低減することになる。ニアフィールドから放出される放射性核種の大半は、地圏内部で崩壊するものと予想されている。また次に挙げる要因により、地上環境に入り込む放射性核種の濃度は一層低減されることになる。

- ・ 一部の放射性核種の岩石表面への収着プロセスによる遅延。
- ・ 放射性核種が岩石内にある行き止まりの間隙に入るプロセスによる遅延。
- ・ 水が地下深部から移行するにつれて発生する、放射性核種の拡散または分散。
- ・ 施設の上に位置する岩石内で処分施設から流れ出る水がその他の水と混合されることによって起こる希釈。

地質環境が異なれば、上記の様々なプロセスの相対的な重要性も異なるものとなる。さらには、一つのサイトに存在する異なる岩型の層が、地上への総移動時間に様々な異なる度合いでかわることが見込まれるほか、これらのプロセスが様々な岩石層においてそれぞれ異なる重要性を備えることになると見込まれる。こうしたプロセスの一部は相互に関係

するものであり、例えば、分散量は移動時間に依存する。きわめて長寿命の放射性核種の場合でも移動時間が長くなると地下水経路に関連するピーク・リスクが低下するが、その原因は、移動時間が長くなったためというよりは、むしろ分散量が拡大することにある。

GDF が設置されるのが地下深部であることは、周囲の地質学的状況がきわめて長期にわたって安定していると思込まれることを意味する。同じ理由で、GDF は短期的な気候変動などの外的影響の効果からも隔離されると予想される。しかし地圏は経時変化を引き起こす。短期的にみると（閉鎖後の最初の数百年間）、地圏の経時変化はほとんど GDF 掘削孔の存在に伴って生じる様々な影響によって決定付けられることになる可能性がある。GDF が存在しない場合であっても、地圏自体の挙動は不変ではなく、様々な自然プロセスに応じて経時変化を起こすものと NDA/RWMD は考えている。ただし今後数万年間にわたり、大規模な地質学的変化が発生することは予想されていない。長期的に見ると、気候変動と地形の経時変化のプロセスによって、地圏上部に著しい変化が生じる可能性があるものと予想される。地圏の様々な水文地質学的特性（透水係数や間隙率など）も、時の経過とともに、岩盤における荷重及び除荷作用に伴う応力変化、小規模な地震事象、溶解及び沈殿事象などに関連する影響を受け、それによって地下水流動に変化が生じることが考えられる。

大スケールの地殻の運動は一般的にゆっくりした速度で進行することから、発生するとしても、その時期はきわめて遠い将来（数百万年後）になると NDA/RWMD は予想している。したがって、基本シナリオには含まれていない。また大規模な地震事象も、評価対象期間中に英国内で発生することが見込まれていないため、この種の事象も基本シナリオから除外した。万一、地震が発生することがあっても、地震活動が観察される区域はサイト選定プロセスの第 2 段階で英国地質調査所が実施する初期スクリーニングによって除外されるものと見込まれている。

上記の効果は全て、水文地質学的な特性に変化をもたらす可能性があるため、処分施設を通過する地下水の流動に対し、さらにはその流動に伴って地下水中に溶解した放射性核種が人工システムから生物圏へと運び出されるのに要する時間に対し、影響を及ぼす可能性がある。NDA/RWMD は、詳細なサイト固有の評価において、様々な水文地質学的特性の将来における変化を明示的に表示することになっている。

Nirex GPA では、地圏内での溶質移行では移流が支配的なものと想定されている。しかし NDA/RWMD は、環境例の全てにこれが当てはまるわけではないと予測している。もし、立候補したサイトの地圏における溶質移行が拡散支配されていることが明らかになった場

合、NDA/RWMD はこのアプローチを修正し、現在想定している移流移行モデルではなく拡散の表示を組み込むことになる。

NDA/RWMD は、サイト固有の水文地質学的及び水理化学的データが入手され、サイト固有の GDF 設計が実現した後で、この情報を利用して当該サイトにおける地圏及び人工バリアシステムの様々な特性の現実的な理解を構築するつもりである。そしてこれが、NDA/RWMD のモデル化の基礎を形成することになる。【5.1.2】

③ 生物圏

NDA/RWMD は生物圏を地上及び浅地中環境として定義している。また NDA/RWMD は生物圏を放射性核種の放出に対するバリアとは考えていない。むしろ生物圏は、この種の放出の受容体である。また生物圏は、GDF からの放出が実現した場合にそれによって生じ得る影響を評価するための「測定装置」(measuring instrument) として機能するだけでなく、被ばく経路が決定される際にそれが果たす役割からみて、それ自体が処分システムの重要な構成要素の一つである。

NDA/RWMD が通常検討する生物圏の主な構成要素は、次のものである。

- ・ 地上の淡水（小川、河川及び湖）。
- ・ 地表水の集水域。この中には、基盤岩の上部、土壌、堆積層、植物及び動物が含まれる。
- ・ 河口域。この中には、潮汐水、植生の存在しない堆積層と植生の存在する堆積層、そして塩性湿地が含まれる。
- ・ 海洋環境。この中には、海岸地帯、沿岸地域及び沖合地域とそれらの堆積層が含まれる。
- ・ 大気。

地質環境が異なれば生物圏と湧出特性も異なる。例えば、おそらく断層との関連できわめて局所的な部分で湧出が生じると予想される環境もあれば、当該湧出域内での湧出がはるかに拡散して生じるだけでなく、著しい気候変動が存在しない場合でも、当該湧出域が時の経過に伴って変動する環境も存在する。また環境が異なれば、そこで行われる農業のタイプも異なってくる。NDA/RWMD は、一部の地質環境では井戸が重要になるものの、別の地

質環境では、そもそも井戸の存在の支えとなる「帯水層」が存在しない場合もあると考えている。

生物圏に予想される経時変化は気候変動と地形の変化を包含するものであり、その中には海水位、川の流れ、地表水域の変化などが含まれる。気候や地表の地形など、生物圏の特徴の多くは、地下水流動場の境界条件を形成している。このため、生物圏の経時変化が地下水の流動に、さらには地下水経路を通じた放射性核種の移行に、直接的な影響を及ぼすことも考えられる。

長いタイムスケールを考慮する必要のあることから、将来の生物圏がどのようなものになるのか、そして時の経過とともにそれがどのような経時変化を起こすのかに関する予測を行うことはできない、と考えられている。利用可能な最良の科学的予想によれば、英国の大半では今後数十万年にわたって氷河のない状態が維持され、沿岸部を除く地形の経時変化はきわめてゆっくりと進むことが予測されている。

実際のサイトを対象とする性能評価を展開する将来の段階では、取り扱われるサイトにもよるが、地圏と生物圏の両方に影響を及ぼす氷河作用などの大規模な気候変動によって生じ得る効果を考慮するバリエーション・シナリオを組み込む必要が生じる可能性もある。定量的なモデル化の裏づけが必要か、定性的な論拠の方が適切かについては、この種の事象の発生が予想される時期（NDA/RWMD が自分たちのモデル化作業に信頼がおけると考えるタイムスケールにおいて生じる見込みが高いかどうか）に応じて決まることになろう。

また、これ以外に不確実性の存在する分野として、GDF から放出される放射線量を受け人間が環境とどのような相互作用を起こす可能性があるかというものが挙げられる。NDA/RWMD の一般的な条件での「操業環境安全評価」（OESA, Operational Environmental Safety Assessment）における現状の評価では、「レファレンス個人」（reference individual）を、「現時点で観察される様々な活動に基づき、最も高い線量当量を受けることが予想される集団の中の人々を代表する個人」として定義している。このレファレンス個人は、許可期間（必要に応じて人間活動のモニタリング及び管理が可能な期間）全体を通じて、考慮に入れられる。

しかし、制度的管理が既に終了している許可期間後の状況に関する評価では、いかなる数または方法による地表環境の進展ならびに地表環境と人間との相互作用も可能であると、NDA/RWMD は考えている。NDA/RWMD は、バリエーション・シナリオ（GDF への人間の意図的ではない侵入を取扱うシナリオなど）の開発及び利用によって、この種の不確実性の一

部を処理している。また NDA/RWMD は基本シナリオにおいて、一定数の潜在的被ばくグループ（PEG, potentially exposed groups）を考慮に入れることにより、生物圏の経時変化に関する不確実性を取り扱っている。さらに NDA/RWMD は、特定の生活様式または活動を通じて生じる可能性のある線量またはリスクについて具体的に説明するために、PEG のために様式化された挙動及び環境を検討する。NDA/RWMD は国際勧告に従い、一連の「レファレンス生物圏」に基づいて PEG を定義している。このレファレンス生物圏はそれぞれ、代替概念モデルの一つと考えることができる。またこの方法は、GRA に示されている勧告とも整合している。「生物圏状況報告書」では人間以外の生物相の影響が考慮されているが、今回の一般的な条件での閉鎖後安全評価（PCSA）ではこの問題は取り扱っていない。

一般に NDA/RWMD は、PEG を選ぶ際に、一定範囲の潜在的な被ばく経路がカバーされ、関連する習慣が検討対象となっている地質環境と整合するようにしている。NDA/RWMD が考慮する潜在的な被ばく経路としては、水の飲用、収穫物の摂取、動物製品及び魚類の摂取、粉塵の吸引、直接的な外部照射などが挙げられる。評価で利用する際には、潜在的な被ばく経路の範囲及び時の経過に対応したそのバリエーションを表示するために複数の PEG を定義することが適切であろう。NDA/RWMD は、GDF サイトについての知識が増加するにつれて NDA/RWMD の PEG の定義を、より高度な解析（可能ならば集水域スケールのモデル化を含むもの）を用いて補強してゆくつもりである。

現在の具体的なサイトが決まっていない一般的な条件での開発段階では、生物圏に関する詳細な情報を得ることはできない。安全評価において一般的な条件での生物圏を表示する際の NDA/RWMD のアプローチは 20 年を超える期間にわたって開発が続けられてきたものであり、『生物圏状況報告書』⁷で記述されている。一般的な条件での生物圏モデルは、スプレッドシート・モデルとしても、別個の GoldSim モデルとしても実行されているが⁸、NDA/RWMD のトータルシステム・モデルの一部としては実施されていない。その代わりに、トータルシステム・モデルでは、具体例となる計算のために別個の生物圏モデルから導き出された 1 組の生物圏線量換算係数が用いられている。その理由は、地圏モデルから得られた生物圏に入り込む放射性核種フラックスを、PEG の代表的な人物に関する放射線量に換算するためである。【5.1.3】

b. 計算方法及びレファレンスケースの選択

NDA/RWMD は、GDF の性能尺度が、基本シナリオに組み込まれることが想定される地

地下水経路を表現する鍵となるパラメータに対して備えている感度を調査するための計算を実施することになっている。NDA/RWMD は、一般的に最長で閉鎖後 100 万年後までの結果を提示する予定であるが、場合によってはこの時点より先に関する結果を示すことが具体的な問題を説明する上で役立つ可能性もある。NDA/RWMD は、100 万年が適切な打ち切りポイントであると考えている。その理由は、数十万年を超えた期間については、NDA/RWMD の基本シナリオ評価モデルに組み込まれていない数多くの重要な不確実性（大規模な気候変動など）が存在することになると考えられるためである。したがって、この時点を超えた期間についてはこの種の定量的なモデル化の結果にほとんど信頼を抱くことができないため、NDA/RWMD はむしろ安全性に関する定性的な論拠に依拠することになるだろう。

母岩を通過する流量「 q 」、移動時間「 T 」、混合フラックス「 F 」、放射性核種の放出面積「 A 」を様々に組み合わせたケースについて、地下水経路計算から得られた年間個人リスクの算術平均値とニアフィールド・フラックスを示した。これらのパラメータは、一つのサイトにおける広域的な地下水流動の性質に依存し、サイト固有の評価においては、大規模なサイト調査プログラムで得られたデータによって裏づけられた詳細な数値モデル化によって決定されることになる。もう一つのパラメータとして、閉じ込め期間「 C 」が定義される。これは廃棄物パッケージとその他の使用されている容器（オーバーパック）の性能を表すものである。

これらのパラメータ q 、 T 、 F 、 A 、 C は、今回の一般的な条件の段階における計算グループにおいて変動幅を決定するために NDA/RWMD が選んだものであるが、GoldSim モデルには、次に挙げるように、その他にも多くのプロセスの表示が含まれている。

- ・ 人工システム内での溶解限度。
- ・ 緩衝材物質への収着。
- ・ 地圏内の岩石への収着。
- ・ 有機物質が溶解度と収着に及ぼす効果。
- ・ ガラス固化HLWのゆっくりした溶解。
- ・ SFマトリクス及びPuマトリクスのゆっくりした分解。
- ・ 特定の放射性核種におけるSFからの瞬時放出割合。
- ・ HLW地層処分概念事例については、ベントナイト緩衝材を通過する拡散。
- ・ 陰イオン排除。

モデルにおいてこれらのプロセスを表すパラメータには、NDA/RWMD の研究プログラムや比較的最近 Nirex またはその他の海外の廃棄物管理機関が実施した評価活動で得られた情報を用いて、決定論的な値あるいは不確実性を表す PDF が設定されている。

このレファレンスケースに関するパラメータ値は、総ピーク・リスクがリスク・ガイダンスレベルに近くなることを見込まれるように選択されている。NDA/RWMD は計算から算出されたリスクの「正確」な値は、今回の一般的な条件の段階では特に意味のあるものではなく、その理由は、これらの値はサイト及び概念が特定されるまでは明らかにすることのできない数量を表現するパラメータに依存していることにある、と述べた。しかし、リスク・ガイダンスレベルとの比較において、広い意味で受け入れ可能な性能を示すレファレンスケースから NDA/RWMD は、ピーク・リスクの「相対的」な寄与についての有益な情報を入手することができる。

インベントリのどの部分がピーク・リスクに最大の寄与を行うのかを知る必要がある。その理由は、これにより、この種の廃棄物に関する NDA/RWMD の概念設計の最適化作業に必要な情報が得られることにある。また、個別の廃棄物タイプに含まれるどの放射性核種がピーク・リスクに最も大きな寄与を行うのかを知る必要もある。その理由は、これにより、NDA/RWMD が処分可能性評価プロセスの一環としてパッケージング案の評価を行う際に、自分たちの研究活動の焦点を、当該リスクにおいて常に他の要素が支配的であることが実証可能なために無意味である事項にではなく、重要であることを見込まれる事柄に絞ることができるようになることにある。したがって、レファレンスケースは次の目的のために利用される。

- ・ インベントリに含まれる様々な異なるタイプの廃棄物が総リスクに対して行う寄与を示すために、結果を提示する。
- ・ 算出された放射線学的リスクが様々な放射性核種にどのように左右されるのかを示すために、結果を提示する。

レファレンスケースの特徴は、次のようにまとめられよう。

- ・ インベントリとは、ILW、LLW、さらにはHLW、SF、DNLEU、HEU及びPuを含めた「派生インベントリ」である。
- ・ 処分概念は、具体例となるILW及びHLW地層処分概念事例を対象とした、高強度

岩に関する概要概念である。

- ・ 母岩内の比流量「 q 」の中央値は $6.0 \times 10^{-4} \text{m yr}^{-1}$ であり、その不確実性の規模は両側に1桁 ($6.0 \times 10^{-5} \text{m yr}^{-1} \sim 6.0 \times 10^{-3} \text{m yr}^{-1}$) となっている。これは、Nirex GPAのレファレンスケースで考慮されたILWボールドを通過する体積フラックスの値 ($300 \text{m}^3 \text{yr}^{-1}$) とほぼ一致している。
- ・ 移動時間「 T 」の中央値は10万年であり、不確実性の規模は両側に1桁 (1万年～100万年) となっている。
- ・ 混合フラックス「 F 」の中央値は $30 \text{万 m}^3 \text{yr}^{-1}$ であり、不確実性の規模は両側に係数3 ($10 \text{万 m}^3 \text{yr}^{-1} \sim 90 \text{万 m}^3 \text{yr}^{-1}$) となっている。
- ・ 湧出面積「 A 」の中央値は 10^7m^2 であり、不確実性の規模は両側に係数3 ($3.3 \times 10^6 \text{m}^2 \sim 3.0 \times 10^7 \text{m}^2$) となっている。
- ・ ILW概念では、閉じ込め期間「 C 」はゼロである。
- ・ 閉じ込め期間「 C 」の中央値には、具体例として50万年という値が割り当てられている。この値は、HLW地層処分概念例に関する長寿命容器材料に対応するものであり、不確実性の規模は両側で1桁、容器間の変動幅は係数2の範囲となっている (不確実性範囲の下限では、容器は5万年～10万年の期間に徐々に破損するのに対し、不確実性範囲の上限では、容器は500万年～1,000万年の期間にわたり徐々に破損する)。
- ・ 母岩の上に位置する堆積層には比較的低い収着特性 (粘土ではなく砂岩に該当する収着特性) が採用された。

【5.2】

c. レファレンスケースの結果の一例

ここで示す全ての結果及びグラフは、それぞれの数量に関して計算された算術平均値である。今回の一般的な条件の段階では、確率論的計算についてこれ以上の統計的な解析は示されていない。図 3.2-9に、ILW及びLLW(この図ではILWとして示されている)、DNLEU、HLW、SF、Pu及びHEUの寄与を示すレファレンスケースを対象として、総年間個人リスクの計算値を示した。SFに関する計算にはAGRとPWRの使用済燃料が含まれている。レファレンスケースの仮定に基づく派生インベントリに含まれる全ての物質を処理する併設処分施設に関連する総年間個人リスク算出値は、約30万年後まで 10^{-6} というリスク・ガイダンス・レベル (図ではRGLとして示されている) を下回る水準にある。この時点で、

リスク計算値が DNLEU 成分に制御されるようになる。HLW 及び SF からのリスク計算値は、ILW 及び LLW よりも少なくとも係数 5 だけ低い。また Pu 及び HEU からのリスクは、HLW 及び SF のそれと比較して 3 桁低い。【5.3】



図 3.2-9 レファレンスケースの時の経過に伴う総平均放射線リスクの推移

d. 地下水経路に関する定量的な解析の今後の進展

サイトと概念がまだ明らかになっていない一般的な条件の段階において、地下水経路を対象として意味のある計算を実行できる範囲には明確な限界がある。NDA/RWMD は、リスク・ガイダンスレベルを上回る場合と下回る場合の両方が発生する単純化されたモデルを用いて、サイト及び概念を表現する特定のパラメータの組み合わせを用いたリスク計算を実施した。しかし我が既に強調したように、これは現段階ではリスクの「正確」な値ではなく、GDF の様々な構成要素と、インベントリに含まれる最も注目される放射性核種によるリスクへの「相対的」な寄与を示しているに過ぎない。

サイトに関する情報が入手された後に、当該サイトで実施が計画される概念に合わせて、より適切なモデルを開発する必要がある。この作業は、机上調査の段階から始まり、サイト調査を通じて詳細が明らかになった上で、施設の建設許可申請の裏づけとして DSSC を作成する段階に至る方法で、反復的に行われる。トータルシステム・モデルには、人工バリア

システムに関するより高度かつ詳細なモデルが含まれている必要がある。サイトが選定される場所にもよるが、地圏の表現の中には、移流ではなく拡散が支配的な移行、割れ目における流動、さらには岩石マトリクス拡散が含まれる可能性がある。また、不確実性を伴う様々なパラメータ間の相関関係を適切に処理する必要が生じることになる。

性能評価におけるモデルの適用方法にも変化が生じることが予想される。計算ケースの選択は、これらの不確実性に対してリスクなどの性能尺度がどのような感度を備えているのかを調査する目的で、それぞれの段階においてその時点で重要な不確実性を反映したものとなる。今回の一般的な条件での閉鎖後安全評価（gPCSA）では、対象となる地質学的状況がまだ明らかになっていないことから、この状況を表現するパラメータに焦点が合わされている。サイト選定プロセスの将来の段階では、選定されたサイトに関する知識の拡大に伴い、「q」及び「T」といったパラメータに関して NDA/RWMD が設定している不確実性の範囲を狭めることができる。

対象となるサイトにおける地下水流動様式に関する概念モデルと数学モデル、さらには人工バリアシステムに関するより詳細なモデルを開発する必要が生じることになる。これらは、今回の一般的な条件での評価では単に値を想定しているだけの放射性核種移行パラメータ（移動時間や流量など）に関するデータの供給を通じて、トータルシステム・モデルへの裏づけをもたらすことになる。これらの裏づけとなるモデルの一部は、気候変動などの当該サイトの地下水流動様式に変化をもたらすバリエーション・シナリオの効果を表現することができなければならない。【5.6】

e. 地下水経路に関するまとめ

地下水経路とは、GDF 内の放射性核種が、地下水に溶解し、それによって地上に移行されることで、将来の人々に放射線学的なリスクをもたらす経路である。NDA/RWMD は、GoldSim を用いたトータルシステム・モデルを開発した。これには人工バリアシステム、地圏及び生物圏の表示が含まれ、NDA/RWMD はそれを利用して地下水経路の定量的な解析を行った。NDA/RWMD は 2 件の地層処分概念事例を検討した（1 件は ILW、LLW 及び DNLEU を、もう 1 件は HLW、SF、Pu 及び HEU を対象としたもの）。NDA/RWMD は、次に示すように、地層バリア（geological barrier）の様々な特性を表す 4 件のパラメータを定義した。

q : GDF の設置場所にある擾乱を受けていない母岩を通る比流量 (m yr^{-1}) またはダルシー速度。

T : GDF から地上への地下水の移動時間 (年)。

F : 母岩の上に位置する岩石における地下水混合フラックス (m^3yr^{-1})。GDF から放出された汚染された地下水プルームは、最終的に地下深部からこの岩石層へと浮上し、汚染されていない水と混合される。

A : 地上において汚染されたプルームが放出される湧出面積 (m^2)。

第 5 のパラメータは、人工システムの様々な特性を表すものである。

C : 廃棄物容器の破損が生じるまでに要する期間 (年)。これは廃棄物容器と人工システムとが組み合わされた特性の一つであり、廃棄物容器内で放射性核種の絶対的な閉じ込めが実現する期間を示す。このパラメータは第一に、今回の評価で示されている計算において、HLW 地層処分概念事例に関連するものである。

これらの 5 件のパラメータには、決定論的な値ではなく、想定された不確実性の範囲を表す PDF が割り当てられている。NDA/RWMD は、パラメータ q、T、F、A 及び C の中央値の特定の組み合わせを伴うレファレンスケースを特定した。このレファレンスケースに関する仮定は、Nirex GPA に関するレファレンスケースのものと一致している。このため、処分可能性評価プロセスに関して実施される閉鎖後評価における継続的なベンチマークの一つとして機能することができる。

地下水経路からのピーク・リスクは、数千年後以降の期間に発生する。レファレンスケースに関する計算によって、Pu 及び HEU の処分に伴う地下水経路からのリスクが無視できるレベルであることが示されている。ILW、LLW、HLW 及び SF の処分に伴うリスクの計算値は、レファレンスケースの場合には、100 万年という評価期間の全体を通じてリスク・ガイダンスレベルを下回っている。総リスクへの寄与の面からみて最も重要な放射性核種の中には、可溶性と移動度を備えた Cl-36 と I-129 が、さらにこの後の時点では、U-238、Np-237 とそれらの娘核種が含まれる。

レファレンス計算における総リスクにおいて支配的な役割を果たすのは、数十万年後までは ILW 及び LLW である。その後は、DNLEU が支配的になる (きわめて遠い将来には、DNLEU からのリスクがリスク・ガイダンスレベルを上回ることになる)。このため

NDA/RWMD は、特定のパラメータに対してこのリスクが備える感度を調査するために、幾つかの計算を実施した。その結果、DNLEUにおけるこの種のリスクは有意な懸念材料とはならないことが示された。その理由は、次に挙げる通りである。

- ・ DNLEU 処分のための概念は今後開発しなければならないが、現時点では単純に ILW として処分されるものと仮定した。DNLEU を処分することになった場合には、この物質の様々な特性への対応を改善するために、概念の最適化を実施する余地がある。
- ・ このリスクは、NDA/RWMD が定量的な性能評価計算に信頼を置くことのできる期間（数十万年）が過ぎた時点で発生するものである。

NDA/RWMD は、パラメータ q 、 T 、 F 、 A 及び C の中央値を様々に変化させた上で、ILW 及び LLW、HLW 及び SF を対象とした計算グループを実行した。これらの計算グループにより、利用可能な一定範囲の地質環境及び概念を通じて、算出されたリスクがこれらのパラメータにどのように依存しているかに関する示唆を得ることができた。ただしこの特殊な評価アプローチとこのタイプの具体例となる計算の「適用可能範囲」が、地層処分概念の事例で説明したものより、地質環境の範囲において限定的なものとなっている点には、留意する必要がある。一部の地質環境、とりわけ無視できる移流しか存在しない広範な区域が存在する環境においては、実際の性能評価にある程度異なった方法が採用される可能性があることを、NDA/RWMD は認識している。

これらの計算グループに関して算出されたピーク年間個人リスクの範囲は、リスク・ガイダンスレベルである 10^{-6}yr^{-1} を大幅に下回る水準から、地質学的状況に関してより悲観的な仮定の組み合わせを用いた場合に得られる英国の自然バックグラウンド放射線に伴うリスクに相当する水準までの幅となっている。

地下水経路における放射線学的リスクを計算するアプローチについて説明した。候補地が明らかになった場合には、現地の地質学的状況に関してより多くの情報が利用できるようになり、NDA/RWMD の方法論をさらに洗練させ、サイトの地質学的状況に見合ったモデルを開発し、また NDA/RWMD の研究活動の焦点を重要な不確実性が存在する領域に絞ることができると考えられる。サイトに関して利用可能な情報が増えるにつれて NDA/RWMD は、GDF システムの経時変化に関する NDA/RWMD の理解に対する信頼を

構築し、さらに GDF の長期的な安全性の評価に対する NDA/RWMD の信頼を高めることができると考えられる。【5.7】

(2) 気体の影響

GDF における気体の発生に関連する鍵となる問題に関する、さらには一定範囲の地質環境における GDF で発生する気体の影響に関する NDA/RWMD の理解の概要を示す。

気体の発生

閉鎖後期間の GDF に関連する鍵となる気体発生プロセスとして、金属の腐食（水素を発生させる）、微生物による有機物の分解（主としてメタン及び二酸化炭素を発生させる）、そして水と有機物の放射線分解（主として水素を発生させる）が挙げられる。それぞれの気体発生プロセスの相対的な重要性並びに関連する気体生成速度及び気体組成は、化学環境（廃棄物固化体、廃棄物パッケージ、緩衝材または埋め戻し材によって設定される）と母岩の環境（特に水が存在しているかどうか）に応じて決まる。

GDF に見込まれる環境に置かれた廃棄物パッケージに関連する腐食及び放射線分解プロセスについては比較的良好な理解が得られており、これによりバルク気体の発生率を算出することができる。その一方で微生物プロセスによる気体の発生率の計算は困難であり、その理由として、廃棄物の種類に応じて微生物の影響を受ける度合いが異なっていること、それぞれ異なった代謝作用、生息環境及び適応能力を備えた数多くの微生物が存在することが挙げられる。しかし、閉鎖後の GDF 内部の様々な条件は、従来型の埋立地における条件と比べて微生物の成長にとってはるかに不利なものである（もっとも、微生物個体群はこうした条件に時の経過とともに適応するものと予想される）。したがって、GDF 内の放射性廃棄物に微生物が及ぼす作用に伴う気体の発生率は、埋立地における同量の家庭ゴミからの気体発生率を大きく下回ることが予想される。このためバルク気体成分の相対的な大きさに関する信頼が得られる水準にまで、鍵となる問題に関する理解を高めることは可能である。バルク気体は主に水素で構成されるが、比較的少量の二酸化炭素及びメタンも含まれる。水素は主として GDF 内の金属の腐食に伴って発生する。

発生する主な放射性気体は、トリチウム、C-14 を含む化学種（メタン、二酸化炭素など）、そして Ra-222 となる。これらの気体の発生率については、不確実性が伴う。その理由として、この発生率が、第一に廃棄物マトリクスからの放射性核種の放出量に、第二に放射性

核種の気体内への取り込みに依存しているためである。GDF で発生する気体の影響に関する理解を深めるために NDA/RWMD は、放射性気体に関して算出される発生率が、GDF 内で実際に生じる可能性のある発生率を上回るような仮定をいくつか設定した。

閉鎖後の気体の放出の面から見ると、C-14 を含む化学種が最も重要になる。これは、この放射性核種の半減期が比較的長いためである（～5,730 年）。これとは対照的にトリチウムの場合には、その半減期が短いことから（12.3 年）、パッケージ化された状態が維持される最初の数百年間のうちに著しい崩壊が進む。Rn-222 はウランの放射性崩壊に伴って継続的に形成されるが、その半減期は短く（3.82 日）、GDF から外部に移行する前に顕著な崩壊が起こる。このため、気相における放射能の放出が及ぼす放射線学的な影響に関する NDA/RWMD の定量的な評価の重点は、C-14 に置かれる。

気体の移行

GDF で発生する気体の移行と、それに伴う気体発生が及ぼす放射線学的な影響は、サイトと GDF 設計の両方に固有なものとなる。これまでの NDA/RWMD の活動に基づき、一定範囲の地質環境における気体の移行について NDA/RWMD は、次に示すような結論を得た。

- ・ 硬岩の場合、遊離気相が形成され、GDF の外へと移行する可能性がある（気体の発生率がそのために利用可能な地下水の存在量によって限定されることは考えにくい）。気体移行する時期と地上に放出される時期を明らかにする上で、母岩及びその上に位置する地層の特性が重要な意味を持つ。特に地形面での特徴 — 例えばいわゆる「キャップロック」（帽岩）などが、気体の移行に対するバリアの機能を果たす可能性がある。その一方で断層帯は、その遊離気体経路の維持能力に応じて、導管の役割を果たす場合と果たさない場合がある。気体の溶解が可能な水の量も重要であり、母岩の上に位置する岩石における流量とその間隙率によって決定される。この地質環境において気体が及ぼし得る影響としては、気体による汚染水の同伴や、可燃性の気体（水素及びメタン）及び放射性毒性を伴う気体（C-14 を含むメタン）の生物圏への放出が挙げられる。様々な評価により、可燃性の気体はさほど重要ではないことが示されている。それとは逆に、廃棄物からの C-14 を含むメタンの発生率と、この気体が地圏を通じて移行する可能性の調査は、NDA/RWMD の研究活動の重要な領域の一つとなっている。これらの問題に関する NDA/RWMD の現在の理解につ

いては、「気体状況報告書」¹⁰である程度まで詳しく記述されている。

- ・ 軟岩（粘土岩など）の場合、母岩から GDF への水の供給量との関連で、気体の発生率が制限される可能性がある。この種の母岩では、遊離気相が形成されたとしても、それが GDF から外部に移行するのは困難である。その理由として、この種の地質環境に典型的に見られる粘土鉱物の粒間間隙は小さく、気体の侵入圧が高いことが挙げられる。気体発生率、水の流入、溶液中の気体の移行の組み合わせに応じて、気体は、粘土内での膨張と微小亀裂の組み合わせを通じて放出される可能性がある。これらの経路は、母岩の特性にもよるが、気体圧が低下した後に閉じるものと予想されている。この地質環境において気体によって生じ得る影響としては、GDF の過圧（人工バリアと母岩に損傷が生じる可能性がある）と汚染された水の処分区域からの移動が挙げられる。しかしこうした影響は、人工バリアシステムとそれに関連するシール材を適切に設計することによって防止することができよう。この種の地層に関する評価を NDA/RWMD が行う際には、気体の発生と GDF 近辺での多相流と組み合わせられた結合プロセスについて調査する必要がある。NDA/RWMD は英国内において、またこの分野におけるより広範な国際研究の一環として、このテーマに関する R&D 活動を実施している。そしてこの活動の結果は、これ以外の地質環境におけるこの種の結合プロセスをモデル化する NDA/RWMD のアプローチを開発する上でも関連性の高いものである。
- ・ 蒸発岩の場合、GDF 環境は（軟岩のケースよりもさらに）浸透してくる水から隔離されることが見込まれる。この種の母岩に関して生じる問題の多くは軟岩に関するものとほぼ同じであり、唯一の相違点は、蒸発岩では、軟岩の場合よりも広範なクリープ（すなわち静岩圧のもとでのゆっくりとした移動）が起き、これによって空隙が満たされることである。

以上をまとめると、GDF で発生する気体に伴って生じ得る影響はサイト固有のものであり、サイト評価の一環として詳細に検討する必要がある。しかし様々に異なる概念及びサイトについて、既に多くの国際的な経験が存在する。NDA/RWMD は、候補サイトはまだ決定されていないものの、こうした経験を NDA/RWMD のプログラム開発のために役立てることができる。英国及び海外からの情報によって、気体に関する問題で、GDF との関連で検討すべき主なものは次の 2 点であることが示されている。

- ・ システム内の圧力が、人工バリアシステムと母岩の地質学的性質に不可逆的な損傷を引き起こす値を下回る維持に維持される必要性。
- ・ 生物圏への気体（特に気体放射性核種）のフラックスが、許容外のリスクを招くことがないようにする必要性。

NDA/RWMD の「気体プログラム」¹¹に関する規制審査が行われ、NDA/RWMD は気体の移行メカニズムをモデル化する上で適切なツールを備えているものの、具体的なサイトの検討が開始されるまでは、理解をこれ以上深めることはできないという指摘が示されている。NDA/RWMD は、一定範囲の地質環境を対象として、GDF で発生する気体に関連する様々な影響の検討を行ってきた。これらの研究によって、NDA/RWMD が GDF で生じる気体に影響を及ぼす関連性の高い特性、事象及びプロセスについて良好な理解を得ていることが明示された。NDA/RWMD は、サイト選定プロセスの進捗に応じて、この理解をサイト固有レベルで展開することができる。閉鎖後期間に気体によって生じ得る影響に関する理解は過去数年間で著しく進んでおり、GDF で生じる気体が GDF の閉鎖後安全性にとって重要な課題とはならないようにすることを目的としたマネジメント戦略の設定が可能であるとしている。【gESC_5.2.2.2】

(3) 人間侵入

GDF の閉鎖後安全性評価の対象となる時間スケールでは、人間社会の形態は大きく変化し、その予測は困難である。このため NDA/RWMD が採用したアプローチは、現時点で用いられている技術と、サイトがある地域における（あるいは、該当する情報がない場合には類似した場所における）行動パターンに基づいたシナリオを開発するというものである。GRA の規定に合わせて、NDA/RWMD が検討する「侵入モード」は現時点での経済的なニーズ及び技術、さらには現在の資源採掘パターンを考慮した上で、十分に発生の可能性があるものとしている。

NDA/RWMD の例では、「GDF に関する知識及び/または目的を社会が忘れ去った後の遠い将来に、天然資源探査を行う過程で、GDF を通過するボーリングが偶発的に実施される」と仮定している。サイト選定プロセスの第 2 段階の目的が天然資源を伴うサイトを選定対象から除外する点にあるため、NDA/RWMD はこの種の事象が起こる見込みはほとんどないと考えている。それでも NDA/RWMD は、最適化研究への入力情報を得るために、多重

バリアシステムの迂回を成立させる可能性のある事象や、同システムに損傷を及ぼす可能性のある事象の影響の評価を行っている。サイト選定プロセスの第 5 段階が終わるまでは優先サイト及び処分概念が示されることはないが、ここでの NDA/RWMD の意図は、特定のシナリオのもとでの人間侵入が及ぼし得る影響の評価に採用することのできる方法について記述することにある。

こうした方法で起こる人間侵入に伴って生じる放射線学的影響を評価するために、NDA/RWMD は、「GDF への侵入が起こった後に放射性物質が地上に持ち出されるが、それが放射能を伴う性質を備えていることは認識されていない」という仮定を採用した。NDA/RWMD は、ボーリングコアに伴って被ばくした作業員、ボーリングが行われた地域に後日居住することになる個人など、この侵入方法の結果として被ばくする可能性のあるいくつかのグループを特定することができる。ここでは、解説を行うために、研究施設内でボーリングコアの検査を行う地質調査担当員で構成される潜在的な被ばくグループに焦点を合わせることにする。NDA/RWMD は現段階で既に、この種のグループが受ける放射線量に関する妥当な評価を行うことができる。これは、こうした放射線量がかなりの程度までサイト固有の要因から独立したものとなるためである。

研究施設でのコア物質の分析に伴って、被ばく発生要因となるいくつかの活動が実施される可能性がある。これらの被ばく経路は次の通りである。

1. コア・サンプルのごく近くで短時間にわたり実施される作業に伴って生じる外部被ばくと、物質がラボ施設内に保管されている期間に生じる、より長期的かつより離れた場所からの照射による外部被ばく。
2. サンプルの取り扱い作業に伴って生じる経口摂取。これにより、手についた汚染から口を通じて体内に放射線が取り込まれる。
3. ラボ施設での分析手法に関連して発生する粉塵の吸入と、ラボ施設に保管されているコア・サンプルに存在し得る Ra-226 の崩壊に伴って生じたラドンの吸入。

以下に挙げる GDF 固有の要素は、このシナリオにおいて地質調査担当員が受ける放射線量の計算で最も重要と考えられるものである。

- ・ GDF に収容される放射性核種インベントリ：NDA/RWMD が例示のために行った計算では、インベントリはそれぞれのタイプの廃棄物に均質に分布するものと想定されている（異なる廃棄物タイプが関連する人間侵入ごとに個別の計算を実施するこ

とができる)。

- ・ GDF の設計、とりわけそのレイアウト（廃棄物に達するボアホールが掘削された場合に遭遇する廃棄物物質の量）。

NDA/RWMD は、保守的な措置として、放射性核種は侵入事象が起きるまで GDF から外部に移行されることなく、全てのインベントリが GDF にとどまっているという仮定を採用した。また侵入は閉鎖後期間のいかなる時点でも起こる可能性があるとして仮定している。したがって特定の廃棄物タイプが関連する侵入に関して算出された線量は、当該廃棄物タイプに関するインベントリの崩壊に合わせて調整される。ILW と HLW に関する線量計算で仮定した発生見込みがきわめて低いシナリオにおいて、作業者がそのままの廃棄物を取り扱ったとすれば、特に HLW (SF) が関連する場合に高い放射線量（数シーベルトの水準）が算出される可能性があることは明らかである。そしてこれが、この種の廃棄物を地層処分するという政策を英国政府が設定した重要な理由の一つでもある。

人間侵入に関するサイト固有の評価を実施できる段階になれば、補足的なシナリオを導出するために、GDF の候補サイトから得られた情報が活用されることになる。

【gESC_5.2.2.3】

(4) 臨界安全性

NDA/RWMD は、有意量の核分裂性物質を含む基準インベントリの全ての物質が関連する臨界安全性の問題について、理解しておく必要がある。この点において ILW と分離 Pu 及び HEU が特に重要である。HLW 及び SF は、次に示す理由により、この点に関してはさほど重要ではない。

- ・ HLW は SF の再処理に伴って生じるものであり、核分裂性物質は再処理時に取り除かれ、別個に管理されている。したがってこの種の物質は HLW にほとんど含まれていない。
- ・ 多くの SF は、原子炉から取り出されたものである。したがって、照射時に当初から利用可能な核分裂性成分は使い尽くされており、中性子を吸収する核分裂生成物が蓄積されているため、燃料は核連鎖反応を維持しにくい状態にある。また SF は、処分パッケージ内で SF に含まれる Pu-239 の多くが崩壊して U-235 になるのに十分な時間スケールにわたって臨界未満条件が維持されるよう設計されたパッケージに

収納された上で、GDF に定置されることになっている。またこの U-235 は、SF 内で中性子を吸収する U-238 によって希釈される。

GDF において臨界事象が発生する可能性と、それに伴って生じ得る結果については、「臨界安全性・状況報告書」¹²で記述されている。また PCSA において NDA/RWMD は、閉鎖後に臨界事象が発生するとは考えにくいと判断した理由と、万が一その種の事象が起きた場合にも、環境安全性の観点から見てその影響が有意なものではないと判断される理由を説明するための論拠をまとめた。現在までのところ、英国において処分要件とのかかわりで実施されている臨界安全面での活動の多くは、ILW に焦点を合わせたものである。その理由として、ILW のタイプが多種多様であること、過去 15 年ほどの期間に廃棄物発生者にパッケージ面での助言を提供する必要があったことなどが挙げられる。このため NDA/RWMD は、ここではこの活動を中心的に取り上げる。最初に ILW に関する活動の概括を明らかにし、その上で分離プルトニウム及び HEU の臨界安全性について記述する。

ILWの臨界安全性

ILW において核分裂を起こす主な放射性核種は、U-235 と Pu-239 である。その一方で、U-233 や Pu-241 などの核分裂性放射性核種のインベントリは、U-235 と Pu-239 と比べて少なく、臨界安全性面での重要な問題を提起することはない。

ILW の核分裂性物質はほとんど常に、必要とされる量を大きく上回る非核分裂性物質と混ざり合っているため、核分裂性物質の濃度は臨界値を十分に下回っている。ごく一部の ILW にはプルトニウムまたは HEU が含まれると考えられるが、これらは純粋な物質として存在しているのではなく、その他の非核分裂性物質と混ざり合っている。NDA/RWMD の処分可能性評価プロセス¹³では、ILW パッケージにおける核分裂性物質の許容限度レベルが設定されている。この限度は、廃棄物の貯蔵、輸送または GDF 内での定置の際に生じ得る様々な条件下で想定されるいかなるパッケージ構成でも臨界が起こり得ないようにするために設定されたものである。

ILW に関しては、GDF の閉鎖後条件のもとで次に挙げるようなメカニズムを通じて起こり得る臨界事象が検討されている。¹⁴

1. GDF の変遷に応じて、核分裂性物質またはその他の物質が、当初のパッケージ化の閉じ込め範囲において再配置される。

2. 核分裂性物質が廃棄物パッケージ外部で、すなわち GDF 内のいずれかの場所または GDF のすぐ近辺で蓄積される。
3. 積み重ねられた廃棄物パッケージのわずかな部分で他の物質が溶解するのに伴って生じる沈み込みにより、核分裂性物質の濃縮が起こる。

上記の第 2 のメカニズムでは、溶存核分裂性物質、コロイド性核分裂性物質、そして粒子状の核分裂性物質の地下水による移行と、それらの蓄積が考慮に入れられている。NDA/RWMD は GDF の内部、GDF 近辺の母岩内、さらには GDF から一定の距離を置いた地圏内の場所を対象として、蓄積が生じ得る区域の検討を行った。しかし GDF を通じて起こる流動は、GDF から離れるにつれて分散することが予想される。このことは、GDF からの距離が大きくなるほど蓄積が起こる可能性は低下する傾向があることを意味していると考えられる。さらに NDA/RWMD は、GDF からの距離が大きくなるほど地下水 pH は低下傾向を示すものと、また当該流動が比較的新しい浅層地下水へと上向きに移行している場合には、より強い酸化条件が成立する傾向が生じるものと、予想している。こうした状況では、放射性核種の溶解度が上昇し、収着率が低下する傾向が生じる。この場合にもやはり、上述したような蓄積が起こる見込みが低下する傾向が生じる。

上述した 3 つのメカニズムのいずれにおいても、GDF の条件のもとで臨界量が蓄積されるまでには長い期間（おそらく少なくとも数千年間）を要することになる。『臨界安全性・状況報告書』で指摘されているように、これらのメカニズムのいずれかが起きる見込みは低いものの、NDA/RWMD はこの問題の検討を今後も継続する。

それでも核分裂性物質の臨界量の蓄積が起きた場合には、その臨界量に含まれる核分裂性核種の濃度に応じて、「準定常状態」の臨界と「急速過渡」臨界という、2 つの異なるタイプの臨界が生じる可能性がある。準定常状態臨界の場合、温度の上昇に伴って当該システムの反応度は低下する。このため、GDF 条件のもとで臨界が長期間にわたって継続される可能性がある。逆に急速過渡臨界の場合、温度に応じて当該システムの反応度が上昇するため、いわゆる「エネルギー事象」が起こる可能性がある。この 2 つのタイプの臨界事象と、それらを引き起こし得る物理的な条件に関する詳細は、『臨界安全性・状況報告書』¹²に記載されている。

2008 年に NDA/RWMD は、GDF 条件のもとでの ILW 臨界安全性に関する理解を深める目的で、一般的な閉鎖後の臨界影響評価を実施した。この研究は、硬岩に収容された ILW

を対象とした Nirex 社の「2003 年一般的な性能評価」¹⁵の情報に基づくものであった。2008 年の評価では、生じ得る一定範囲の地質環境において臨界が起こる見込みが検討された。GDF 条件のもとで重要となるシステムを特定し、それらが臨界につながるかどうかを評価するために、臨界計算が実行された。様々なタイプ及び規模の臨界の影響の大きさを算出するために、複数の臨界過渡モデルも適用された。

「臨界・状況報告書」¹²では、次に挙げる理由から、起こり得る最大規模の臨界であっても、それが閉鎖後安全性に及ぼす影響は限定的なものだという結論が示されている。

- ・ 臨界事象に伴って生じる直接放射線は、周囲の岩石及び物質によって遮蔽される。
- ・ 万が一臨界事象が起きた場合でも、それが影響を及ぼすのは GDF の限られた部分となることを見込まれる。
- ・ 大量の核分裂性物質が関連する臨界事象が起こった場合には、ニアフィールド環境に影響を及ぼすこともあり得るが、この種の事象が発生するとは考えにくく、万が一発生したとしても閉鎖から長い時間を経た後であり、その時点ではインベントリの崩壊がかなり進んでいるはずである。
- ・ 臨界事象が起きた場合であっても、埋め戻し材と地質環境が放射性廃棄物を地表環境から隔離する機能を果たす。

以上をまとめると、ILW の閉鎖後臨界安全性に関する NDA/RWMD のこれまでの活動によって、閉鎖後に臨界が生じるというきわめて考えにくい事象が起きた場合でも、その影響は GDF のごく小さな部分に限定されることが示されている。一部の局所的な放射性物質放出バリアに損傷が起きたとしても、地質バリアの大部分は損傷のない状態を保ち、廃棄物の隔離及び閉じ込めが維持されることになる。

分離プルトニウムと HEU が関連する臨界安全性

上述の通り、臨界安全性にとって特に重要なのは、現在保管されている分離プルトニウム及び HEU が廃棄物として宣言され、GDF に処分されることになった場合に、GDF に大量の分離プルトニウム（～100 トン）と、それより量は小さいが HEU（～1 トン）が存在することになる点である [12]。これらの物質には核分裂性物質が、基準インベントリに含まれる ILW に存在する量を 1 桁上回る量で含まれている。これらの物質を GDF 内で管理する必要が生じた場合、NDA/RWMD はその調整及びパッケージ化に関する要件及び定置戦

略を、これらの物質が関連する閉鎖後臨界が重要な問題とならないような方法で決定することになる。分離プルトニウムと HEU が廃棄物として処分されることになった場合、これらの物質に関して設定する必要がある調整及びパッケージ化要件は「廃棄物受入基準」の重要な部分の一つとなる。

NDA/RWMD は臨界安全性の問題を理解しており、上述したようなケースでは核分裂性物質の総量が大幅に増加するとしても、適切な定置戦略を設定することで、大規模な蓄積が起こる見込みを無視できる水準にまで抑制できるもの考えている。ILW の場合、対象となる分離プルトニウムと HEU に含まれ、臨界安全性の観点から見て重要な放射性核種は、Pu-239 と U-235 である。

- ・ 分離プルトニウムとの関連では、廃棄物の Pu-239 の存在に伴って臨界が成立する可能性が主な懸念となる。Pu-239 は崩壊して U-235 になるが、GDF 内には U-238 から U-235 を分離できる作用を及ぼすプロセスは存在しない。このため、Pu-239 を臨界毒性物質と混合するか、廃棄物パッケージ内で U-238（さらに可能ならば他の放射性核種）を用いて希釈することにより、臨界の可能性を大幅に低減することができる。
- ・ HEU との関連では、廃棄物内の U-235 の存在に伴って臨界が成立する可能性が主な懸念となる。U-235 を廃棄物パッケージ内で臨界毒性物質及び／または U-238 と混合する（「混合希釈」と呼ばれる）ことにより、臨界が成立する可能性を大幅に低減することができる。

NDA は、基準インベントリに含まれる核物質の管理に関するより広範な R&D 活動の一環として、臨界安全性の検討を含めたバリエーション廃棄物固化体を対象とする作業を進めており、NDA/RWMD は処分可能性評価プロセスにおいてその検討を始めたところである。例えば、ある程度詳細な調査が実施されてきた可能性の一つとして、セラミック・マトリクスを用いた不動化がある。この種のマトリクスは長期間にわたって安定性を維持し、核分裂性物質の放出はごくゆっくりと行われる。また高健全性容器を利用することにより、これらの物質の長期的な閉じ込めをさらに強化することもできる。【gESC_5.2.2.4】

3.2.14 まとめ

今回の一般的な条件での閉鎖後安全評価(PCSA)においてNDA/RWMDは、NDA/RWMD

の評価アプローチを説明するとともに、次に挙げる目的のために NDA/RWMD が採用した方法について記述した。

- ・ システム挙動について理解すること。
- ・ 評価対象とされるシナリオを定義すること。
- ・ 不確実性の処理を行うこと。及び
- ・ 性能尺度（例えばリスク）を計算する上で適切な概念的及び数学的なモデルを開発すること。

NDA/RWMD は、今回の一般的な条件での段階における例を挙げて、NDA/RWMD のモデル化アプローチの幾つかの部分に関する具体的な説明を行った。NDA/RWMD は、GDF システムの経時変化をモデル化する NDA/RWMD の能力に自信を抱いているだけでなく、一つのサイトに関する情報を取り入れ、それが利用可能となった時点でそれを NDA/RWMD のモデル化能力に組み込むために必要な経験を備えている。【9.3】

3 参考文献

- 1 NDA, Geological Disposal: Generic Post-Closure Safety Assessment, Report no. NDA/RWMD/030, December 2010.
- 2 Defra, BERR, Welsh Assembly Government, Department of the Environment Northern Ireland, Managing Radioactive Waste Safely: A framework for implementing geological disposal, Cm7386, June 2008.
- 3 Department for Environment, Food and Rural Affairs, Nuclear Decommissioning Authority and Poyry Energy Limited, The 2007 Radioactive Waste Inventory: Main Report, Defra/RAS/08.002, NDA Report NDA/RWMD/004, 2008.
- 4 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Generic Disposal System Technical Specification, NDA Report NDA/RWMD/044, 2010.
- 5 Nuclear Decommissioning Authority, Waste Package Specification and Guidance Documentation: Guide to the Letter of Compliance Assessment Process, WPS/650/02, 2008.
- 6 United Kingdom Nirex Limited, Generic Post-closure Performance Assessment, Nirex Report N/031/2001.
- 7 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Biosphere status report, NDA Report NDA/RWMD/036, 2010.
- 8 M. C. Thorne, A Guide to the GoldSim Implementation of the Nirex Biosphere Model, Mike Thorne and Associates Limited Report to United Kingdom Nirex Limited, MTAP0011A-2005-3: Issue 4, March 2007.
- 9 M. C. Thorne, A Guide to the Spreadsheet Model used for Groundwater and Well Calculations for Generic Performance Assessments, Mike Thorne and Associates Limited Report to United Kingdom Nirex Limited, MTA/P0011c/2006-4: Issue 2, 2007.
- 10 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Gas status report, NDA Report NDA/RWMD/037, 2010.
- 11 R. Metcalfe, S. P. Watson, J. H. Rees, P. Humphreys and F. King, Gas Generation and Migration from a Deep Geological Repository for Higher Activity Radioactive Waste – A Review of Nirex/NDAs Work, Nuclear Waste Assessment Team Report NWAT/NDA/RWMD/2008/002, 2008.
- 12 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Criticality safety status report, NDA Report NDA/RWMD/038, 2010.
- 13 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: Radioactive wastes and assessment of the disposability of waste packages, NDA Report NDA/RWMD/039, 2010.
- 14 R. Cummings, C. P. Jackson and M. Kelly, Repository Post-closure Criticality Consequences Assessment, Serco Report SERCO/TAS-1017 Issue 1.1, July 2008.
- 15 United Kingdom Nirex Limited, Generic Repository Studies, Post closure Performance Assessment, Nirex Report N/080, 2003.

第4章 セーフティケースに対する規制機関等のレビューに関する調査

第4章では、事業者のセーフティケースに対する規制機関等が公表したレビュー結果について調査を実施する。具体的には、第3章で調査対象とした英国の2010年の文書を対象とした、規制機関のレビュー文書（2011年公表）について調査を実施する。調査においては、第3章で調査した事業者のセーフティケースの各項目に対して規制機関等がどのようなレビュー結果を回答したかを整理し、表に取りまとめるものとする。

4.1 環境セーフティケースに対する規制機関のレビュー文書

本章では、第3章で取り扱った、英国の2010年の一般的な条件における閉鎖後安全評価に対して、2011年に規制機関が公表したレビュー報告書「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する放射性廃棄物管理局（RWMD）の作業についての共同規制レビュー：一般的な条件での処分システムのセーフティケースの規制レビュー」（Office for Nuclear Regulation and Environment Agency, Joint Regulatory Scrutiny of RWMD's Work Relating to Geological Disposal of Higher Activity Radioactive Waste: Regulatory Review of the Generic Disposal System Safety Case）¹を対象として調査する。2.1.4では、2010年レビュー報告書の全体のレビュー目的や結果の概要を示していることから、ここでは第3章で取り扱った2010年の「一般的な条件での閉鎖後安全評価」（gPCSA, generic Post-closure Safety Assessment）²を含む「一般的な条件での環境セーフティケース」（gESC, generic Environmental Safety Case）³のレビュー内容について取りまとめる。

環境セーフティケースのレビューを実施した環境規制機関（EA）は、規制プロセスの一環として今回の一般的な条件での環境セーフティケース（gESC）の作成を要求していない。実際の規制プロセスが開始されるのは、環境許可が必要となるボーリング調査からである。そのため、現段階では、EA等が公表している規制ガイダンス「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス（GRA, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation）」⁴は、一般的な条件での環境セーフティケースには適用されない。

上記を踏まえた上で、EAは以下を目的として、gDSSCに関するレビューを実施している。

- ・将来、EAが許可申請書類を審査する際に、困難な問題が発生する可能性があるかどうかを確認すること。
- ・規制上の問題について、RWMDの役に立つようなガイダンスを提供すること。
- ・将来の文書の改善を図ること。この中には、開発中のgDSSCのより広範な背景下での将来のgESCの開発が含まれる。
- ・サイト固有のESCが目的に適合しているだけでなく、規制要件に沿った形で最適化された環境性能及び安全性能を立証するものとして開発すること。
- ・EAだけでなく、関係者（政府やステークホルダーなど）に対して、早期の助言を提供

するための基礎を強化すること。

- ・廃棄物パッケージに関して、EA の許可取得者への助言が、将来再パッケージが実施される可能性を低減するための適切な根拠を伴うものであるようにすること。
- ・gDSSC における文書化、理解及び論拠において、あるいは gDSSC を裏付ける作業において、何らかのギャップが存在する場合はそれを特定すること。EA はこうしたギャップを解消するために、RWMD に期待することを説明する。

EA のレビューは、下記の 5 項目の質問に対する回答に基づいたものとなっている。

1. gDSSC の内容は、LoC (Letter of Compliance) 処分可能性評価プロセスを通じた、将来の評価及び承認にとって、適切な根拠をもたらすものであるか。
2. 白書「放射性廃棄物の安全な管理 (Managing Radioactive Waste Safely: MRWS)」⁵に基づく処分サイト選定プロセスにおける gDSSC の開発及び使用に関する RWMD の戦略は、EA の期待に沿うものであるか。
3. RWMD は、十分なサイト固有のセーフティケースの裏付けとなり、現在までの進展を正確に反映させるために必要な研究開発支援を実現するための信頼できるルートを提示しているか。
4. gDSSC の内容についての範囲、フォーマット及び種類は、地層処分施設 (GDF) の環境セーフティケースに対して、EA が期待するものとなっているか。
5. gDSSC は、2005 年に Nirex 社が公表した「実現可能性報告書 (Viability Report)」に関して、EA が示した結論を確認または修正するものであるか。

レビュー報告書の環境セーフティケースに関するレビューでは、上記の質問を踏まえ、下記の 5 項目に分けて、gESC に対するレビューを実施している。この 5 項目に対するレビューコメントとそれに対応した gESC 及び gPCSA の項目を表 4.1-1 に示した。

- ・ gDSSC 及び法令順守書 (LoC, Letter of Compliance) 処分可能性評価プロセス
- ・ 放射性廃棄物の安全な管理 (MRWS, Managing Radioactive Waste Safely) 処分サイト選定プロセスにおける gESC の開発及び使用に関する戦略
- ・ 研究開発と gESC
- ・ gDSSC の範囲、フォーマット及び内容
- ・ gESC は、2005 年実現可能性報告書 (Viability Report) の結論を確認または修正す

るのか

また、環境セーフティケースのレビューでは、上記のレビューコメント以外に、全般的なコメントとして、下記のような「文書の読みやすさ (accessibility)」と「閉鎖後安全評価」に関するコメントがなされている。

【技術分野の専門家にとっての読みやすさ (Accessibility)】

- gESC は、技術分野の専門家でも読むことが難しい文書となっている。その理由として、記載されている内容が、技術的な内容で読みにくいということではなく、全体の文書構成や内容の詳細さのばらつき、不整合及び文書内部での反復の多さにある。これらについては、編集管理が不十分もしくは不適當であったためと考える。gESC や gDSSC は長期間にわたり通用する (current) 文書としての役割を担うことから、技術分野の専門家にとっての読みやすさ、可能な場合にはより広範な読者にとっての読みやすさを改善することは、十分な価値があると考えられる。(A3-5)
- RWMD は、状況の変化と様々な思考の展開に基づき、文書作成に関する大規模かつ継続的な実施プログラム (rolling programme) を設定している。環境規制機関 (EA) は、RWMD がより精密な構成で、フォーカスされ、より反復の少ない文章を作成することを推奨している。また、より良い編集管理の実現に向けて努力することが、RWMD がその作業をより明瞭かつ理解しやすい方法で提示する上で役立つものと考えられる。さらに、個別文書だけでなく、文書全体の構成に対しても、改善された編集管理方法を gDSSC の関連文書全体に適用することを推奨する。(A3-6)

【閉鎖後安全評価】

- gPCSA は、例証的な閉鎖後安全評価について概括的かつ様式化された性質の説明に過ぎないことから、環境規制機関 (EA) が詳細なコメントを示すことは適切ではないとしている。この例証的な評価は、堆積被覆岩 (sedimentary cover) の下に位置する硬岩 (higher strength host rock) の単純化された地質条件に基づくものであり、鍵となるパラメータについては、RWMD が合理的であると判断した範囲内の値が選定されている。また、この評価は、いずれかの現実のサイトの詳細条件を表現するものではないため、そこから何らかの確たる推論を導き出すことは困難である。しかしながら、これらの評価では、原則として法的規制をほぼ満たすことのできる ESC の

実現が可能であるということが示唆されている。EA は、2010 年 gPCSA に示された「レファレンスケースに関するパラメータ値は、総ピーク・リスクがリスク・ガイダンスレベルに近くなるように選定されている」という記述に注目する一方で、gESC において、これらの評価の限界を明瞭に説明する記述がなされることを期待している。

表 4.1-1 環境規制機関のレビューコメントとコメントの対象となったセーフティケースの項目

大項目	小項目	環境規制機関のレビューコメント	事業者のセーフティケースの項目
gDSSC 及び LoC 処分可能性評価プロセス	gESC と LoC 処分可能性評価プロセスとのつながり	<ul style="list-style-type: none"> gDSSC と LoC 処分可能性評価プロセスとの間の相互作業を理解したいと望んでいる。このことを理解するために、廃棄物パッケージに関するガイダンスなどの様々な文書を参照しなければならなかった。gDSSC には、セーフティケースの重要な側面に関する基本的な理解を得る上で十分な情報が含まれていない。(A3-9) 	<ul style="list-style-type: none"> 【gESC】 3.1.4 廃棄物パッケージングと廃棄物受入基準 【gPCSA】 4.5.4 得られた結果の処分可能性プロセスへの適用方法
	廃棄物発生者への助言のための gESC 評価の使用	<ul style="list-style-type: none"> 処分可能性プロセスの定量的な裏付けに関する証拠がほとんど示されていない。地下水経路に関連する 5 つのパラメータのうち 4 つは廃棄物パッケージ特性に関連するものではない。(A3-11) 残り一つのパラメータである廃棄物パッケージの破損時期について、その根拠が示されていない。(A3-12) 	<ul style="list-style-type: none"> 【gPCSA】 5.2 計算方法及びレファレンスケースの選択
	LoC 処分可能性評価プロセスと廃棄物受入基準 (WAC) の将来の開発との間の調整	<ul style="list-style-type: none"> 閉鎖後期間における地下水資源及び人間の健康保護を目的として、WAC には化学的に有害かつ危険な物質に関する受入基準が含まれると考えているが、gESC では現状、取り扱われていない。そのため、RWMD は地下水防護に関する法的要件に従い、化学毒性を有しかつ危険な物質に関する一般的な制限を作成するべきである。(A3-16) 廃棄物パッケージに関する定性的な制約及び制約がどのように導き出されたかをリスト化することで、どの WAC が性能要件に基づいているのか明確にすることを推奨する。(A3-17) 	<ul style="list-style-type: none"> 【gESC】 5.1.2 gPCSA: 定性的な安全面の論拠－裏付けとなる証拠
	ESC の基礎となる具体的な廃棄物パッケージ情報の使用	<ul style="list-style-type: none"> gESC では、「英国放射性廃棄物インベントリ」(UKRWI) に記載された放射性核種と、パッケージされた廃棄物の放射性核種に生じる相違に伴う不確実性について、認識されていない。RWMD は、UKRWI の使用から廃棄物パッケージ情報の使用方法まで説明する必要がある。(A3-18) 	<ul style="list-style-type: none"> 【gESC】 3.1.4 廃棄物パッケージングと廃棄物受入基準
MRWS 処分サイト選定プロセスにおける	gESC の開発に関する戦略	<ul style="list-style-type: none"> gPCSA の一部のスコーピング計算が、高レベル放射性廃棄物等の地層処分を、環境にとって安全な方法で実現することが可能であるという一般的な判断の裏付けを現状行う上で、適切なものであるが、一部の読者がこの gESC を地層処分に関する一般化 	<ul style="list-style-type: none"> 文書全体

gESC の開発及び使用に関する戦略		された (generalised) 環境セーフティケースとみなし、サイト固有のセーフティケースを作成するためには、この gESC を洗練されたものにすればよいと解釈する点に懸念を持っている。gESC では、RWMD が今後どのようにサイト固有の ESC を開発していくかが明確に示されていない。そのため、この点について、慎重に計画を立てていく必要がある。(A3-20)	
	gESC における安全戦略の実施ルートの記述	<ul style="list-style-type: none"> • RWMD から今後提出される「環境セーフティケース」、「初期サイト評価」、「予備的環境安全評価」が区別されていない。そのため、規制機関の期待に沿うようなものにするため、RWMD の精査プログラムを通じて、EA は RWMD と協力していく。(A3-21) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 2.2.2 これ以降の開発における ESC の目標
	異なる地質環境に関する gESC 方法論の適格性	<ul style="list-style-type: none"> • gPCSA では、軟岩系岩盤の地質条件に対処するための限定的な評価しか実施されておらず、また蒸発岩の検討はされていない。サイトが決まっていない段階においては、具体的な地質環境が決まるまでは、評価アプローチの開発において、いくつかの地質条件でより均一性の高い方法で検討することを推奨する。候補サイトに関する RWMD の閉鎖後安全評価では異なった範囲のパラメータ値、代替 FEP、場合により処分システムの将来の変遷に関する異なるシナリオを検討する必要性が生じる可能性がある。(A3-26) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gPCSA】 4.5.1 今回の評価において検討したシナリオ • 【gPCSA】 5.4.1 一連の計算における地質学的状況の処理
		<ul style="list-style-type: none"> • gESC や gPCSA の概念モデル、数学モデル及び数値モデルに関しては、技術者がシステム表現を適切に理解するために役立つものとなっていないと考えている。閉鎖後セーフティケースの方法論の記述は、今後の改訂に伴い改善されるべきである。gPCSA の概要については、全ての読者に読みやすいシンプルなものが多い。(A3-27) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gPCSA】 4.3 不確実性の取扱い • 【gPCSA】 4.4 コンピュータ・モデル化の使用 • 【gPCSA】 4.5 今回の一般的な条件での性能評価で採用されたアプローチ
	サイト調査作業 (Site Investigation Work) の範囲及び目標の定義に役立つ gESC 方法論の使用	<ul style="list-style-type: none"> • EA は現時点での重要問題の一つに、例示した gPCSA の定量評価で使用した方法が十分な情報をサイト選定プロセス (siting process) に提供するものであるかどうか、またそういう場合にはどのような方法によって提供するのかという問題を RWMD が明確に示すことを期待している。(A3-29) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gPCSA】 4.5.2 基本シナリオに関する定量評価
研究開発と gESC	サイト固有のセーフティケースの基礎となる研究開発を実現するためのルート	<ul style="list-style-type: none"> • gDSSC には、包括的な研究開発に関する作業プログラムが提示されていない。そのため、RWMD の精査プログラムを通じて、研究開発に関する説明を DSSC の枠組みで行う方法を議論する可能性がある。(A3-30) 	<ul style="list-style-type: none"> • 文書全体
	研究状況報告書 (research status report) 及び研究開発計画概要に示された研究開発の見通し	<ul style="list-style-type: none"> • 研究状況報告書と ESC の必要性の関連が明確ではない。将来、サイト固有の ESC が作成される際には、研究開発で得られた証拠が組み込まれることを期待している。(A3-32) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 6.3 ESC 更新を支援する将来のプログラム
	研究開発の優先順位	<ul style="list-style-type: none"> • 地層処分の実現に向けたいずれかの段階において、該当段階で適切な範囲がカバーされるようにする 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 3.1.5.2 研究開発

		<p>ために、どの程度の規模の研究活動を実行することが正当化されるのかを明らかにすること。(A3-33)</p> <ul style="list-style-type: none"> • RWMD は研究開発の優先順位の設定において、複雑なアプローチを採用している。この複雑なアプローチも必要であるが、優先順位の大半を中程度にしていることを考慮すると、RWMD の判別能力はこうした複雑さを正当化するものではない。(A3-34) • 研究開発の優先順位の設定において、最適化が重要となる可能性がある。ある一定の範囲からオプションを選択する場合、有効な選択を行うだけでなくその立証に必要な知識が確実に得られるようにするために、各対象となる研究開発活動を実施することが検討されるべきである。(A3-35) 	
	知識の蓄積及び維持	<ul style="list-style-type: none"> • 研究状況レポートでは、RWMD の前身である Nirex 社の作業に関する記述面では包括的であるが、今後どのような知識を入手する必要があるのかという点に関して、現時点で判明していることの面では、十分ではない。(A3-38) • RWMD が海外の知見や情報の重要性を過小評価している可能性があることに懸念を抱いている。海外の知見や情報を適切に RWMD のプログラムに取り入れる能力や方法を RWMD が持っているという証拠は存在していない。(A3-39) • RWMD が海外の技術プロジェクトやプログラムでどのような役割を果たしてきたのかに関する情報が示されていない。将来の研究目標が適切に設定され、適切な優先順位が付けられるようにするうえで、どのようなことが学ばれたのかを伝える上で重要である。(A3-40) • 放射性廃棄物処分に関する英国の経験の多くはコンサルタント会社や大学に蓄積されている。RWMD はこれらの利用可能な技能や能力を考慮に入れたとしているが、この重要な側面についての明確な説明はなされていない。(A3-42) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 4.2 科学及び技術面での情報及び理解 • 【gESC】 6.1.1 我々が既に実施したこと • 【gESC】 6.1.2 我々が GDF の環境安全性に自信を持つ理由
	研究プログラム概括に関する具体的なコメント	<ul style="list-style-type: none"> • セーフティケースが単に「評価」(Assessments) だけではなく、研究開発作業にも結び付けられるべきであると考えている。(A3-45) • 「評価」は、単に数値評価を意味するものと、狭い解釈をされる可能性がある。その場合、研究開発の焦点はコンピュータ・モデル及びパラメータ値に関連した問題に限定される可能性がある。研究開発において、重点を適切に設定するため、簡略化した決定的な論拠やナチュラルアナログのようなセーフティケースとの重要な関係を持つものすべてを含めるべきである。(A3-46) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 6.3 ESC 更新を支援する将来のプログラム • 【gESC】 5.2.1.3 閉鎖後安全評価に対する信頼構築
	Nirex 社が作成した「2005 年実現可能性報告書」の環境機関によるレビューでクローズアップされた問題に関する進捗	<ul style="list-style-type: none"> • gESC は、Nirex の「2005 年実現可能性報告書」(Viability Report) を超えた重要性を伴うステップの一つとなるものであるが、その進捗は、RWMD の作業が依然として一般的な (generic) 段階のものであるため、限定的である。(A3-47) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 6.2 一般的な ESC の目標を達成すること
gDSSC の範囲、	全体的な構成	<ul style="list-style-type: none"> • gDSSC の全体的な構成は合理的なものであるが、様々な文書間のつながりの面では十分に実現され 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 1.3 環境セーフティケースの文書

フォーマット及び内容		ていないとしている。将来サイト固有の ESC が作成される際には、自己完結したものとすべきである。(A3-48)	構成
	文書で表現される gESC の目標 (objective) の明確さ	<ul style="list-style-type: none"> • gESC の目標 (objective) と想定された用途に関して、2003 年「一般的な条件での性能評価」に良く示されているが、まだ改善の余地がある。この「目標」(objective) と「用途」(use) はいずれも gESC で用いられているが、両者の区別は明確に示されていない。なお、「目的」(aim) と「目標」(objective) も混同している。(A3-49) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 2.2ESC の目標
	決定された目標達成における gESC の成功	<ul style="list-style-type: none"> • gESC の一定要素 (例えば「研究状況レポート」) は、それ自体で明らかに価値を伴うものである。規制機関は一部のスコーピング計算が現段階において適切なものであると認識しているが、gESC に示された定量評価の将来における価値は、特に明確な説明を必要とするものである。(A3-50) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 5.2.1.3 閉鎖後安全評価に対する信頼構築
	gESC の構成	<ul style="list-style-type: none"> • gESC の構成は十分なものではなく、詳細情報についてのばらつきがある。また、反復する箇所が多数みられる。ページ数が多すぎるため、より短く、簡潔に概要を記述し、必要に応じて、詳細情報を参照できるようにすることが望ましい。(A3-51) 	<ul style="list-style-type: none"> • 文書全体
	GRA 要件の取扱いに関する gESC の成功	<ul style="list-style-type: none"> • GRA 要件が全面的に考慮されるのは、かなり後の段階であると考えており、gESC では、大部分の GRA 要件が現段階において合理的に可能な範囲で取り扱われている。(A3-54) • 弱点とされる分野の一つとして、最適化の考慮が後の段階で行われることを挙げている。(A3-55) 	<ul style="list-style-type: none"> • 文書全体 • 【gESC】 3.1.2.3 最適化及びオプションアラインメントと ESC
	新しい法定要件を組み込むこと	<ul style="list-style-type: none"> • RWMD はプロジェクトが進展するにつれて新しい法定要件が設定された場合に、それを特定、検討し、ESC に関する既存の知見や情報を取込む方法を gESC に役立つように記載することが可能である。上記については、変更管理手順を通じて実施されることになる。(A3-61) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 3.3.1.1 我々の遂行能力 (competence) とカルチャー
	GDF 工学設計と安全要件の間の反復的な関係 (Iterative Relationship)	<ul style="list-style-type: none"> • 文書「セーフティケースの管理及び作成」において、RWMD は「一つの原子力施設の安全性を確立するアプローチでは、何よりもまず工学設計のロバスト性の立証、特に安全面での脅威に対する多重防護の実現にフォーカスする」としている。規制機関はこうした見解が新規施設の工学設計がこれらだけにフォーカスすることにつながることを懸念している。工学設計が安全要件に基づいたものであり、反復的な方法で開発すべきである。(A3-62) 	<ul style="list-style-type: none"> — (「セーフティケースの管理及び作成」セクション 2、26 ページ)
	RWMD のステークホルダーとのコミュニケーション能力に関する gESC で示された証拠	<ul style="list-style-type: none"> • RWMD が現段階において、積極的かつ目に見える形で、自治体やその他の当事者 (圧力団体や学者など) との対話アプローチを実施していることを認識しており、称賛している。今後の実施計画の進展に伴い、この活動が継続され、発展することを期待している。(A3-63) 	<ul style="list-style-type: none"> • 【gESC】 2.4ESC に関するより広範な対話
	gESC は、2005 年実現可能性報告書 (Viability Report) の結論を確認または修正するのにか	<ul style="list-style-type: none"> • Nirex 社の 2005 年「実現可能性報告書」に関する規制機関の結論は、「規制要件を満たすセーフティケースの作成は、国民が納得できるだけでなく、技術的に適格なサイトが利用可能となることを条件として、中期的にみて実現可能である。」としている。規制機関は RWMD が次の二つの条件を継続し 	<ul style="list-style-type: none"> • 文書全体

	て満たす場合、この結論が現在でも有効であると考えている。「規制機関が提示した問題や懸念に対処するために、規制機関と協力して活動すること」、「地層処分の実施を通じて、英国の高レベル放射性廃棄物等の解決策に取り組むこと」(A3-64)	
--	---	--

4 参考文献

- 1 Office for Nuclear Regulation and Environment Agency, Joint Regulatory Scrutiny of RWMD's Work Relating to Geological Disposal of Higher Activity Radioactive Waste: Regulatory Review of the Generic Disposal System Safety Case. GENW1211BVDX-E-E, Issue 1, December 2011.
- 2 NDA, Geological Disposal: Generic Post-Closure Safety Assessment, Report no. NDA/RWMD/030, December 2010.
- 3 NDA, Geological Disposal: Generic Environmental Safety Case main report, Report no. NDA/RWMD/021, December 2010.
- 4 Environment Agency & Northern Ireland Environment Agency, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation, February 2009.
- 5 DEFRA et al., "Managing Radioactive Waste Safely – A Framework for Implementing Geological Disposal" June 2008

別紙 2016年に公表された環境セーフティケースと
そのレビューについて

英国の地層処分の実施主体である放射性廃棄物管理会社 (RWM 社) は、2017 年 8 月に、「一般的な条件における処分システム・セーフティケース」(gDSSC、generic Disposal System Safety Case)¹の 2016 年版 (以下、2016 年 gDSSC) を公表した。

この別紙では、2016 年 gDSSC を構成する文書のうち、閉鎖後安全評価を含む「一般的な条件での環境セーフティケース」² (gESC、generic Environmental Safety Case) と、規制機関による 2016 年 gESC に対するレビュー報告書「2016 年の一般的な条件における処分システム・セーフティケースに関する規制機関の評価」³の概要について報告する。

まず、(1) では、2016 年 gESC を包括する 2016 年 gDSSC、について、2010 年 gDSSC からの主な変更点を示し、(2) では 2016 年 gESC における文書構成、2010 年 gESC からの改善点、2016 年 gESC の目標及びまとめについて、2016 年 gESC より抜粋し、整理した。また、(3) では、2016 年 gESC に対する規制機関のレビュー報告書のレビュー目的とその結果について、抜粋し、整理した。

(1) 2016 年処分システム・セーフティケースの主な変更点

英国の地層処分事業の実施主体である放射性廃棄物管理会社 (RWM 社) は、2016 年 12 月に、2010 年に公表した「一般的な条件での処分システム・セーフティケース」⁴ (gDSSC) の更新版となる gDSSC を公表した。RWM 社は、gDSSC を更新する主な理由として、以下を挙げている。

- ✓ 「2013 年版英国放射性廃棄物インベントリ」⁵、ⁱ (UKRWI、UK Radioactive Waste Inventory) 及び「2013 年版派生インベントリ」⁶ (Derived Inventory)、英国政府 が 2014 年に公表したサイト選定プロセス等を示した白書「地層処分の実施—高レベル放射性廃棄物等の長期管理に向けた枠組み」⁷に合わせた調整。
- ✓ サイト選定プロセスの支援。更新された 2016 年 gDSSC は、サイト選定に関心を持つコミュニティに対して、情報を提供し、サイト候補地の適格性に関する初期評価の基礎を提示し、サイト固有の設計 (designs) 及びセーフティケースの開発を支援する情報源の一つとなる。

ⁱ 英国放射性廃棄物インベントリは、英国政府と放射性廃棄物の管理等を行う原子力廃止措置機関 (NDA) が実施している共同研究プログラムの一部として、放射性廃棄物の管理計画を立案する上での重要なデータとして、放射性廃棄物の物量、放射能量等を 3 年毎に評価したものである。

- ✓ 知識ベースの大幅な改善。この中には、廃棄物の分解生成物の挙動に関する理解の向上、閉鎖後の臨界評価の改善、ガス評価へのアプローチの開発などが含まれる。
- ✓ 反復的な改善作業を通して、特定され、強化された設計 (designs) の採用。
- ✓ 2010 年 gDSSC に関する、規制機関 (ONR や EA) と英国政府の諮問機関である放射性廃棄物管理委員会 (CoRWM) からのフィードバックへの対応。

また、RWM 社は、2010 年 gDSSC に対するレビュー報告書「一般的な条件での処分システム・セーフティケースに関する規制レビュー」⁸などのコメントを受けて、変更や改善された点として、以下のものを挙げている。

1. インベントリに関する変更点

- a. 処分インベントリにおける最も重要な変更点としては、16GW (e)の新規原子炉の建設に伴って生じる放射性廃棄物及び使用済燃料の物量が含まれたこと。既存のプルトニウムの 95%を混合酸化物使用済燃料 (mixed oxide spent fuel) として再利用する決定が行われたこと。スコットランド政府の政策に従い、管理されている放射性廃棄物が高レベル放射性廃棄物等から除外されたこと。英国の国防活動に関連する物質が含まれたこと。また、パッケージの仮定に関しては、「使用済燃料及びガラス固化された高レベル放射性廃棄物の処分コンテナ」、「ダグタイル鑄鉄コンテナ (Ductile Cast Iron Containers)」及び EDF Energy 社から提案された「コンクリート製ドラム」などの新たな廃棄物容器が考慮に入れられている。これらのインベントリの変更に伴い、地層処分施設 (GDF) の占有投影面積 (フットプリント) が増大し、操業期間が長くなったため、廃棄物の定置時期に関する仮定も更新されている。
- b. 処分概念の開発という目的に合わせて、システム設計 (system design) に関して廃棄物関連要件とよりよく一致させるために、様々なタイプの廃棄物の検討方法が変更されている。(HLW や ILW などの) 廃棄物カテゴリは維持される一方で、現在の主なカテゴリは以下の通りとなっている。
 - ・高発熱性廃棄物 (HHGW、High heat generating wastes) : 既存及び将来建設される発電所で生じる使用済燃料と使用済燃料の再処理に伴って生じる高レベル放射性廃棄物。プルトニウムや高濃縮ウラン (HEU) のような核分裂性の高

い放射性廃棄物がこのグループに含まれる。これらの放射性廃棄物は、さほど大きな発熱量を伴うものではないが、類似した処分要件が設定されている。

- ・低発熱性廃棄物（LHGW、Low heat generating wastes）：原子炉やその他の原子力施設の運転／操業及び廃止措置に伴って生じる中レベル放射性廃棄物と、浅地中処分に適さない少量の低レベル放射性廃棄物、劣化、天然及び低濃縮ウラン（DNLEU）が含まれる。

従って、この内訳は、廃棄物の発生時期、廃棄物がパッケージされる時期、想定される GDF への定置時期に関する重要な相違を反映している。例えば、新規原子炉で生じる使用済燃料は、より早く定置される予定の遺産使用済燃料（legacy spent fuels）と区別されている。この点において、上記のアプローチは、処分インベントリが単に ILW、HLW 及び使用済燃料という区分で検討されていた 2010 年 gDSSC のアプローチとは異なっている。

- c. 処分インベントリに関する不確実性の理解は、広範なインベントリ・シナリオの検討を通じて改善されている。これらのインベントリ・シナリオの開発は、マグノックス燃料の再処理事業の縮小や遺産原子炉（legacy reactors）に予想される運転期間の延長など、英国の原子力プログラムに生じ得る変更を考慮する形で進められてきた。この点において、上記のアプローチは、インベントリの不確実性が単一である「上限インベントリ」（Upper Inventory）を使用して検討していた、2010 年 gDSSC のアプローチとは異なっており、このアプローチは、見積り上限の利用、新規原子炉の建設で生じる廃棄物、国防資材を含め、すべての主要な不確実性を考慮したものである。

2. 地下環境（geological environments）における安全性の提示に対するバランスの取れたアプローチ

英国の地質にとって典型的な母岩である、硬岩、軟岩及び蒸発岩を基本とする様々な地下環境を考慮した、よりバランスの取れた評価が実施されている。また、それぞれの母岩について、LHGW と HHGW の両方に対する処分概念事例が選択され、設計事例の基礎として用いられている。これは、他の母岩に定量的または定性的な検討を加えた上で、硬岩をレファレンスケースとして用いる処分概念事例を使用していた 2010 年 gDSSC のアプローチからの改良点である。

3. 改善されたセーフティケースの構成及び方法

処分システムに含まれる特定の構成要素によってもたらされる安全機能（例えば、廃棄物パッケージに設定されている閉鎖後安全性のための閉じ込め性能と、操業安全性のための安全な取扱い手段をもたらすことを目的とした要件など）を通じて、安全性がどのように確保されるかを明示することに重点が置かれている。「一般的な条件での操業セーフティケース」⁹ (Generic Operational Safety Case) の構成は、必要に応じて、そのままの形で建設前安全報告書 (Pre-Construction Safety Report) に移行できるように改善されている。また、最新の計算モデルが使用され、RWM 社の品質マネジメントシステムで定義された、よりロバストなセーフティケースの方法及び手順が採用されている。また、一部の文書については、安全性のどの側面を取り扱うものであるかが、以前より明確になっている。

4. 更新された研究状況報告書

基礎となる知識ベースにおいて大幅な進歩があり、この点については、複数の研究状況報告書 (research status reports) で報告されている。残っている重要な不確実性については、RWM 社がフォーカスした大規模な研究プロジェクトにて取り扱われる。これらの大規模プロジェクトは、知識のギャップに対処するために計画された、その他の研究開発活動とともに、「科学及び技術計画」¹⁰ (Science and Technology Plan) に記載されている。

5. 研究状況報告書 (research status reports) における新たなアプローチ

2010 年 gDSSC における研究状況報告書は、安全性との関連において研究成果を示すとともに、安全面での論拠の開発を行っていた。2016 年 gDSSC の研究状況報告書では、知識ベースを提示しているものの、安全面での論拠の開発は行っていない。現在、安全面での論拠は、研究状況報告書に提示された情報に基づいて作成されている安全報告書 (safety reports) で取り扱われている。

6. 経験から学ぶ

セーフティケースには、姉妹組織や世界各地で起きた様々な事象に関して得られた経験が組み込まれている。

7. 改良及び更新後の一般的な設計と設計情報 (generic designs and design information)

ボルト及び坑道の地下レイアウトの強化、セキュリティの向上のための地上レイアウトの変更、新しいパッケージタイプの採用などが含まれる。

8. 最新の規制及び法律を考慮した更新

2012年のIAEA輸送規則における核分裂性物質に関する例外規則に加えられた変更が挙げられる。また、処分インベントリにおける非放射線学的かつ化学的有毒成分の影響を考慮したことが挙げられる。環境許可規則は、地下水との関連において、様々な活動の実施に関する要件を設定しており、これらは廃棄物パッケージや処分概念の開発を取扱う「処分システム仕様書」¹¹ (Disposal System Specification) に反映されている。これらの要件が持つ意味合いについては、一般的な条件での環境セーフティケース (gESC) において、定性的な検討が行われている。

2016年gDSSCの文書構成を図1に示す。

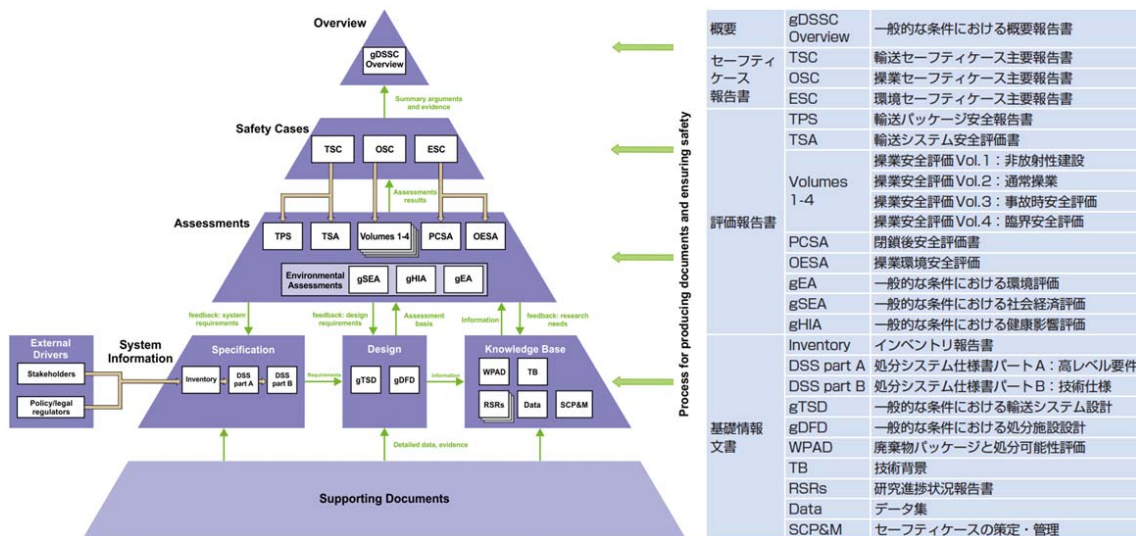


図1 2016年gDSSCの文書構成 (2016年gDSSCの図4)

2016年gDSSCを構成する文書の大半は、2010年gDSSCを更新したものであるが、以下の文書は2016年の際に、追加されたものである。

- 「一般的な条件での処分システム・セーフティケースに関する概要」¹ (An Overview of the generic Disposal System Safety Case) (図1のgDSSC Overview)

2016年gDSSCの概要書は、2010年gDSSCの概要書⁴の記載内容と異なっている。2010年gDSSCの概要書は、鍵となる技術的な概念とセーフティケースのメッセージを関係者に提示する、一般向けの文書であった。これに対して、2016年gDSSCの概要書は主として、セーフティケースからの鍵となるメッセージを規制機関に提示するとともに、一連の文書に対するガイドを示すことを意図したものとなっている。また、2016年gDSSCの概要書は、一般的な条件でのDSSCの役割、範囲及び構成、歴史、今後の展開、作成時に採用された様々なプロセスなどに関する情報も提供している。2016年gDSSC概要書は、2010年gDSSCの概要書とは異なり、地層処分の技術的背景に関する詳細情報は含まれていない。

- 「一般的な条件での処分システム・セーフティケースの技術的背景」¹² (Technical Background to the generic Disposal System Safety Case) (図1のTB)
共通するすべての一般的な技術的背景に関する情報をこの文書にまとめることで、個々の文書での重複を避けるようにしている。
- 「一般的な条件での処分システム・セーフティケースにおけるデータの利用」¹³ (Use of Data in the generic Disposal System Safety Case) (図1のData)
この文書は、gDSSCで使用されている全てのデータの参照先を示すものであり、特定データを保存しているRWM社のデータ・カタログに含まれているデータシートに関するアドバイスを提供するものである。また、RWM社のデータ・マネジメント手順により、正確、適切かつ一貫性のあるデータを利用するためのロバストなシステムがどのように確保されているかが記述されている。
- 「派生インベントリ・シナリオ報告書」⁶ (Derived Inventory Scenarios Report)
この文書では、2013年版派生インベントリが様々なシナリオに対して、どのような感度を備えているかについて記述されている。
- 地層処分実施に関する環境及び持続可能性評価
次の3つの文書は、地層処分実施による、環境に及ぼす非放射線学的または、安全面以外での影響、社会経済的な要素、健康に関する情報を提供するものである。
 - 「一般的な条件での環境評価」¹⁴ (Generic Environmental Assessment) (図1のgEA)

地層処分実施に伴い、環境面で生じ得る影響に関する情報を提供する。必要に応じて、環境への影響の緩和や強化措置を取り入れた上で、処分システム設計の反復的な開発に必要な情報提供を行う。

- 「一般的な条件での社会経済評価」¹⁵ (Generic Socio-economic Assessment) (図 1 の gSEA)

地層処分実施に伴い、社会経済的な要素に及ぼす直接的及び間接的な影響評価が行われ、改善可能な機会が特定される。

- 「一般的な条件での健康影響評価」¹⁶ (Generic Health Impact Assessment) (図 1 の gHIA)

地層処分実施に伴い、健康及び福祉の面で生じ得る影響に関する情報提供を行う。

また、2010年gDSSCでは、「一般的な条件での設計概要」¹⁷(Summary of Generic Designs)という文書が含まれていたが、現在のgDSSCは主に規制機関を対象としたものであるため、高水準の設計概要は必要としていないため、2016年gDSSCには含まれていない。なお、2010年gDSSCの「ニアフィールド変遷状況報告書」¹⁸(Near-field Evolution Status Report)は、「人工バリア・システム状況報告書」¹⁹(Engineered Barrier System Status Report)に変更されている。【2016gDSSC_overview_4】

(2) 2016年環境セーフティケースについて

(2)では、2016年に公表された一般的な条件での環境セーフティケース²(以下、2016年gESC)の概要を取りまとめる。gESCは、gDSSCを構成する3つのセーフティケース(輸送、操業、環境)のうちの1つであり、放射性廃棄物を地層処分する際、処分時と閉鎖後の環境安全性(environmental safety)が確保される方法での処分が可能であることを示すことが狙い(aims)としている。gESCのサポート文書として、地層処分施設(GDF)の操業期間における環境安全性を取扱う「操業環境安全評価」²⁰(Operational Environmental Safety Assessment)、放射性核種がどのように廃棄物パッケージから放出され、GDF閉鎖後の長期間にわたり人工バリア及び地質バリア(geological barrier)・システムを移行する可能性があるかについて定量的な分析を示した「閉鎖後安全評価」²¹(PCSA、Post-closure Safety Assessment)がある。上述の通り、文書の大半は2010年の文書を更新したものである。2016年gESCの文書構成及び目次構成を図2、表1に示す。

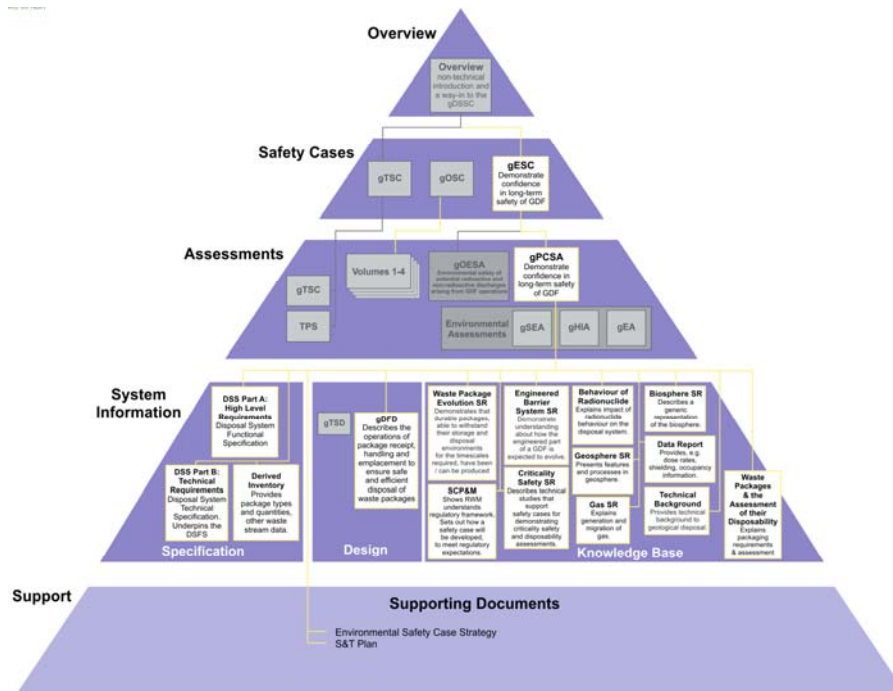


図 2 2016 年環境セーフティケースの文書構成

表 1 2016 年環境セーフティケースの目次構成

2016 年 gESC ² (総ページ数 185)	(参考) 2010 年 gESC ²² (総ページ数 275)
Executive Summary 1 Introduction 2 ESC Strategy 3 Demonstrating Post-closure Safety 4 HHGW Disposal in Higher Strength Rock 5 LHGW Disposal in Higher Strength Rock 6 HHGW Disposal in Lower Strength Sedimentary Rock 7 LHGW Disposal in Lower Strength Sedimentary Rock 8 HHGW Disposal in Evaporite 9 LHGW Disposal in Evaporite 10 Evaluating Post-closure Safety 11 Summary and Key Messages Appendix A Meeting the requirements of the GRA	Executive Summary 1. Introduction 2. Environmental Safety Case context and objectives 3. Our safety strategy 4. Assessment basis 5. Environmental safety analysis 6. Synthesis and forward programme Appendix A Illustrative geological disposal concept examples for higher strength host rock as applied to the UK Appendix B Illustrative geological disposal concept examples for lower strength sedimentary host rock as applied to the UK Appendix C Illustrative geological disposal concept examples for evaporite host rock as applied to the UK

	Appendix D Related international and national legislation, guidance and obligations Appendix E GRA crosswalk Appendix F Scrutiny of the ESC Glossary Reference
--	--

①2016 年環境セーフティケースの提示方法の改善点

RWM 社は、2010 年 gDSSC に対する規制機関等からのコメント⁸を受けて、2016 年 gESC²では、主に以下のような提示方法の改善を行ったとしている。

- 異なる地質環境において、様々な種類の放射性廃棄物を処分するため開発された処分概念によって、どのように長期環境安全性が確保されるのか、ということに関する記載を重視した。

2016 年 gESC では、閉鎖後の GDF の状況の変化に伴い、人工バリア・システムと地質バリア (geological barrier) の様々な構成要素がもたらす環境安全機能 (environmental safety functions) について、フォーカスしている。予想されるバリア性能に関する見解の裏付けとなるのは、RWM 社の知識ベース (gDSSC を構成する研究状況報告書が含まれる) に示された研究成果、海外での活動や RWM 社の研究活動の成果が反映されている。様々なバリアの構成要素が異なる地質環境において、環境安全性の実現にどのように寄与するかという裏付けとしては、1つのバリア・システムが廃棄物パッケージから放出される放射性核種をどのようにして閉じ込めるかを示す例示的な計算と、長寿命放射性核種が多重バリア・システムを通じて接近可能環境に移行した場合に生じるリスクがどのように受入可能な水準に抑制されるのかを示す例示的な計算が挙げられる。なお、上記の例示的な計算については、「一般的な条件での閉鎖後安全評価」²¹ (gPCSA) で取り扱われている。

- 「2013 年派生インベントリ」⁶ (2013 Derived Inventory) における地層処分の環境安全性に関する検討

RWM 社は、将来の使用済燃料の再処理に関する決定、既存の原子炉の運転期間の変更、新規原子力発電所の建設計画の変更などにより、一定範囲の起こり得るインベントリ・シナリオを特定している。gESC では、環境安全性がこれらの異なるインベントリ・

シナリオに従い、処分を必要とする廃棄物の様々な種類及び物量がどのように影響しているかについて、定性的な判断が示されている。

- 「処分システム仕様書」¹¹ (Disposal System Specification) 及び 2010 年以降の設計 (design)、さらに全体的な知識ベースで行われている開発への言及

進歩の例としては、「一般的な処分システム仕様書 (パート B)」¹¹に記載されているように、廃棄物パッケージと処分概念の進歩、核分裂性物質を含む廃棄物の処分後の臨界安全性の理解の進歩が挙げられる。知識ベースの開発は、RWM 社の科学技術計画で特定されている、いくつかの鍵となる問題、高発熱性廃棄物 (HHGW) や C-14 を含む廃棄物の処分、「劣化、天然及び低濃縮ウラン」(DNLEU) の処分、異なる地質環境における異なる種類の廃棄物に適用される処分概念の追加的な開発などにフォーカスした研究活動を通じて開発される。

- 地下水に関する規則の変更に関連した非放射線学的な汚染物質に関する検討

非放射線学的な汚染物質に関する地下水に関する規則の変更については、「環境許可 (イングランド及びウェールズ) 規則 2010」²³及び「地下水指令」²⁴ (Ground Water Daughter Directive) に記載されている。gESC には、GDF に関連する要件を取扱うため、RWM 社が採用したアプローチの検討も含まれている。

【2016gESC_1.2】

②2016 年 gESC の目標

2016 年 gESC は、環境安全性を確保するという目標を掲げており、これは、規制機関が定める「放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分施設：許可要件に関するガイダンス」²⁵ (GRA) の基本防護目標 (fundamental protection objective)ⁱや、国際原子力機関 (IAEA) が示す基本安全目標 (fundamental safety objective)ⁱⁱと合致している。また、RWM 社は「環境安全マニュアル」(Environmental Safety Manual)²⁶を作成してお

ⁱ 「陸地処分施設への放射性固体廃棄物の処分の全てが、処分の時点及び将来において人間の健康及び利益ならびに環境の健全性が守られ、人々の信頼を勝ち得ることができ、費用を考慮した方法によって実行されるようにすること」

ⁱⁱ 「閉鎖後の保護が社会的及び経済的な要素を考慮に入れた上で最適化されるような方法で処分施設を立地、設計、建設、操業、閉鎖すること」

り、gESCに関して、以下のような6つの目標を示している。

- 環境安全面での論拠及び、例示的な地質環境と処分概念に関する正当性を提示
- GRAに示されている原則及び要件を満たすGDFの開発が可能であることの立証
- RWM社内でのコミュニケーションツールの一つとしての機能
- 「処分可能性評価プロセス」の一環となる「廃棄物パッケージに関する助言」の提供を支援
- 研究プログラムの優先順位の設定に必要な情報の提供
- 地層処分の環境安全性を立証する能力の構築

なお、2010年gESC作成時には環境安全マニュアルは存在しなかったが、当時の目標では、上記に加え、「サイト選定プロセスの一環として、候補サイトの評価を実施する上での適切な基礎の実現を支援すること。」が掲げられていた。【2016gESC_1.3】

③2016年gESCのまとめ

2016年gESCでは、閉鎖後安全評価の概要を含め、以下のようなまとめがなされている。

現時点では、英国内において地層処分施設（GDF）のサイトは見つかっていないため、2016年の環境セーフティケースは一般的な条件に基づくものとなっている。このため、3種類の一般的な条件に基づく岩盤（硬岩、軟岩及び蒸発岩）への高レベル放射性廃棄物等（高発熱性廃棄物及び低発熱性廃棄物）の処分を対象として、特定している。これらの具体例となる処分概念を対象として、2016年gESCで示した一般的な条件での高水準の安全性の論拠は、将来のサイト固有のESCの開発の基礎としてのRWM社の理解を提供するものである。具体的には、処分概念の閉鎖後安全性を明示する作業は、環境安全機能の理解の上に基づくものとなり、これらの機能は、GDFの開発及び設計の各段階において、母岩、廃棄体及び地質環境がもたらす天然バリア、特定の組み合わせにおいて定義された特定の人工バリアによってもたらされるものである。GDFがどのように環境安全性をもたらすのかを明示するためには、GDF内の様々な条件が数十万年以上の期間のわたり、どのように変遷するのかについて理解することが必要となる。

2016年gESCで採用した評価アプローチについては、英国におけるGDFプログラムの現状に合ったものである。特に、地質バリア（geological barrier）の評価に用いるアプローチは、水理地質学的及び地球化学的な系に関する専門家の知識に基づいて作成された、GDF

の地質環境候補の具体例に基づいたものとなっている。gESC のために開発されたモデルは、比較的単純なものであるが、様々なバリアが閉鎖後の環境安全性の実現において果たす役割の理解を容易にする上で、役立つ詳細さを備えている。また、バリエーション・シナリオの解析は、緩衝材と容器の性能を損なうシナリオにフォーカスされている。地層バリアを損なう要素を伴うバリエーション・シナリオは、サイト固有の段階で、施設設計及びサイト特性に関して、適切なデータが利用可能になる段階で詳細に評価されることになる。

2016 年 gESC において、GDF のバリア・システムの構成要素がもたらす環境安全機能の評価に用いられているアプローチは、改訂後の廃棄物パッケージに関する「処分可能性評価」プロセスで適用されている。この改訂後のアプローチにより、将来にわたり、廃棄物パッケージが環境安全性に関する閉鎖後要件に確実に適合したものとなる。

RWM 社は、2016 年 gESC の作成に伴い、地層処分の環境安全性を明示する RWM 社の能力を開発することができた。その例として、確率論的なトータルシステム・モデル化を実行する RWM 社の能力の向上や、多重バリア地層処分システムの構成要素がもたらす環境安全機能に関する RWM 社の理解の向上などが挙げられる。バリア構成要素の環境安全機能のそれぞれに関する影響ダイアグラムを作成し、このダイアグラムとそれに関連する技術的な議論を、環境安全機能に関する自動的な問い合わせを可能とするコンピュータ・ソフトウェアに組み込むことにより、セーフティケースの理解や伝達がさらに支援されることになる。

【2016gESC_11.1】

(3) 2016年環境セーフティケースに対する規制機関のレビュー

2016年に公表された一般的な条件での環境セーフティケース（gESC）に対する規制機関のレビュー³（以下、2016年レビュー）の概要を取りまとめる。2016年レビューは、2010年レビューの際と同様に、実施主体であるRWM社からの要請を受けて実施したものであり、規制機関が進めている、「申請前の助言及び精査」（PAAS、Pre-application Advice and Scrutiny）プログラムの一環として実施したとしている。2016年レビューに関しても、輸送及び原子力安全分野に関しては原子力規制局（ONR）が担当し、放射性廃棄物処分の分野に関しては環境規制機関（EA）が担当している。なお、規制機関は「一般的な条件での処分システム・セーフティケース」（gDSSC）の作成を要求しているわけではないことに注意する。

① レビューの目的と範囲

規制機関の2016年レビューの目的としては、地層処分施設（GDF）の申請が将来行われた際に、当該申請に関する環境許可及びサイト許可に関する諸要件が確実かつ全面的に考慮されているよう、支援することである。この目的を達成するために、規制機関は以下のような検討を実施した。

- 2016年gDSSCが規制機関の期待事項（GRAの要件等）に適合した形で作成されているかどうかを検討する。また、2016年gDSSCが以前に規制機関が示した様々な規制コメントに適切に対応しているかどうかの検討を行う。
- RWM社が地層処分の安全性に対する信頼度をさらに高めるために、gDSSCに改善を加える必要のある具体的な部分があるかどうかを検討する。
- 2016年gDSSCが、現時点で行っている高レベル放射性廃棄物等の調整及びパッケージ（conditioning and packaging）によって、将来の地層処分に適合しないパッケージが作成されるリスクを最小限にするために、RWM社の処分可能性評価にとって適切な基礎の一つをもたらしているかどうかを検討することと、調整及びパッケージがセーフティケースの仮定に見合ったものとなっているかどうかを検討する。
- RWM社が将来のGDFに関して、適切なセーフティケースを作成する上での妨げになるか、もしくはそうなる可能性を認める何らかの基本的な問題が存在しているかどうかを検討する。

また、規制機関はこのレビューをすることによって、以下のことが規制機関にとって役立つとしている。

- ✓ 高レベル放射性廃棄物等の管理における規制機関の役割に関する認知及び信頼度を高めること。
- ✓ 一定範囲の地質環境に実現される GDF に関して作成される可能性のある、セーフティケースに関する規制機関の理解を深めること。
- ✓ 将来の GDF に関する申請書についての情報を、規制評価プロセス及び計画設定のために提供すること。
- ✓ RWM 社がどのようにすれば、その将来の作業計画を改善できるかに関する助言を RWM 社に提供すること。

2016 年レビューではレビュー対象として、RWM 社が公表した gDSSC の文書に限定している。規制機関は裏付け文書 (supporting documents) に盛り込まれたすべての根拠を確認したわけではないが、いくつかの特定の論理の道筋に関する検討を実施したとしている。今回のレビューでは、2016 年 gDSSC の様々な側面のうち、サイト固有の gDSSC に移行する可能性のあるものと、2016 年 gDSSC に新たに組み込まれた部分を中心に行っている。しかしながら、2016 年 gDSSC において、新たに追加された文書「一般的な条件での環境評価」、「一般的な条件での社会経済評価」、「一般的な条件での健康影響評価」については、RWM 社がこれら文書は安全面での論拠を充実させるものではないとしていたため、レビューを行っていないが、規制機関は、今後 RWM 社がこれらの文書と gDSSC の関係を明確にすることを期待している。【3】

また、規制機関は 2016 年 gESC のレビューに際して、下記事項に着目した上で評価を実施している。【Annex 2_Introduction】

- ✓ 2016 年 gDSSC の適用範囲、文書構成及び内容は、現段階での環境セーフティケースとして、適切なものとなっているか。
- ✓ 2016 年 gDSSC は、処分可能性評価プロセスを通じた将来の処分可能性及び承認について評価する際の適切な基礎をもたらすものとなっているか。
- ✓ 2016 年 gDSSC の方法論は、将来のサイト固有のセーフティケースの開発にとって、的確な根拠をもたらすものとなっているか。
- ✓ 2016 年 gDSSC は、2010 年 gDSSC に関して規制機関が示した勧告や評価結果を確

認または修正したものとなっているか。

- ✓ 2016年 gDSSC に示された将来に向けた計画は、完全な形のサイト固有のセーフティケースの開発に向けた、合理的な方向を示すものとなっているか。

②2016年環境セーフティケースに対するレビュー結果

規制機関は、2016年 gESC のレビューの結論において、以下のようなことを述べている。

【Annex 2_Conclusions】

- 2010年 gESC に比べ、2016年 gESC の文書構成及び読みやすさ (readability) の面が改善している。
- 2016年 gESC では、安全面での論拠を用いて、処分の安全性を達成できることが明示されており、GRA に示されている各要件の根拠となる情報がセーフティケースのどの部分に記載されているかがわかりやすく示され、詳細情報については、2010年 gDSSC が参照されている。この方法について、規制機関は現段階においては適切なものであるとしている。
- 2016年 gESC が従来 (conventional) の意味でのセーフティケースではなく、適切なサイトが見いだされた際の RWM 社がどのようにセーフティケースを作成するかに関する情報を提示するものである (原文抜粋: We consider the 2016 gESC to be improved over the 2010 gESC, noting it is not a safety case in the conventional sense; instead it presents information on how RWM intends to make a safety case once a suitable site has been found.)。同文書については、環境許可に関する申請書の添付資料となることを目的としておらず、現状において、受入可能なセーフティケースの文書の 1 つでもない。規制機関は、今後作成されるサイト固有の環境セーフティケースが、規制要件の適合/対処を立証するための独立した一連の文書となること、根拠の道筋が容易に監査可能 (auditable) なものとなることを期待している。
- 2016年 gESC の「まとめ及び主要なメッセージ」では、高レベル放射性廃棄物等の地層処分が、処分時及び長期的に環境安全性を確保する方法で達成可能であることを示すための証拠に焦点が当てられている。同文書では、裏付けが乏しいまたは追加的な作業が必要であると RWM 社が判断した重要な仮定または不確実性に関する検討は行われていないため、GDF に関する ESC では、地層処分の安全性に関するバランスの取れた、または偏りのない見解が提示されることを期待している。

- 操業環境安全評価（Operational Environmental Safety Assessment）において、環境に起こり得るすべての影響が確実に考慮され、場合によって閉鎖後安全評価（Post-Closure Safety Assessment）に適合したものとなるよう、RWM 社の能力を高める必要がある。また、RWM 社はガス経路、人間侵入、非放射性有害物質及び危険物質に該当しない汚染物質によって生じる影響に関する評価アプローチを開発する必要がある。
- 「地質条件が設定されるまで、RWM 社の評価アプローチの開発では、地質学的条件の範囲をより均等に検討する」ことを求めた勧告への対応を歓迎している。RWM 社は蒸発岩に関するセーフティケースをどのような方法で開発できるかについての検討がない。このことは、硬岩及び軟岩と比較した場合、安全解析及びその主張に大きな違いがある。RWM 社は GDF プログラムの一般的な条件の段階において、それぞれの長所と短所を明確な形で示した上で、対象となるすべての地質に関するセーフティケース作成にフォーカスし、それぞれのケースに関して、バランスのとれた根拠（argument）を示す必要がある。
- RWM 社は、安全面での論拠の開発を通じて、GDF の環境安全性を明示する作業の裏付けとなる同社の主張及び論拠を整理しているが、現状、正式な形で裏付けとなる証拠を整理しまとめる作業を行っていない。そのため、RWM 社が将来のセーフティケースの構築の基礎となる安全面での論拠の裏付けとなること、地層処分が安全に達成可能であると判断している理由を明示することを目的とした、要件管理システム及び閉鎖後安全ツールを開発する作業の実施を支持する。

別紙 参考文献

- 1 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Overview of the Generic Disposal System Safety Case, DSSC/101/01, December 2016
- 2 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Environmental Safety Case Main Report, DSSC/203/01, December 2016.
- 3 Office for Nuclear Regulation and Environment Agency, Pre-application advice and scrutiny of Radioactive Waste Management Limited: Joint regulators' assessment of the 2016 generic Disposal System Safety Case, November 2018
- 4 Nuclear Decommissioning Authority, Geological Disposal: An overview of the generic Disposal System Safety Case, NDA Report NDA/RWMD/010, December 2010
- 5 NDA & DECC, Radioactive Wastes in the UK – A Summary of the 2013 Inventory, Report URN 14D039, February 2014
- 6 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: The 2013 Derived Inventory, DSSC/403/01, December 2016
- 7 DECC, “Implementing Geological Disposal - A Framework for the long-term management of higher activity radioactive waste”, 2014.7
- 8 Environment Agency and Office for Nuclear Regulation, Joint Regulatory Scrutiny of RWMD’s Work Relating to Geological Disposal of Higher Activity Radioactive Waste: Regulatory Review of the Generic Disposal System Safety Case, Report GENW1121BVDX-E-E, December 2011.
- 9 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Operational Safety Case main report, DSSC/202/01, 2016
- 10 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Science and Technology Programme, NDA/RWM/112 Version 3, February 2016
- 11 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Disposal System Specification Part B: Technical Specification, DSSC/402/01, December 2016
- 12 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Technical Background to the Generic Disposal System Safety Case, DSSC/421/01, 2016
- 13 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Disposal System Safety Case: Data Report, DSSC/422/01, 2016
- 14 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Environmental Assessment, DSSC/331/01, 2016
- 15 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Socio-economic Assessment, DSSC/332/01, 2016.
- 16 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Health Impact Assessment, DSSC/333/01, 2016
- 17 NDA, Geological Disposal: Summary of generic designs, NDA/RWMD/054, December 2010
- 18 NDA, Geological Disposal: Near-field evolution status report, NDA/RWMD/033, December 2010
- 19 Radioactive Waste Management, Engineered Barrier System Status Report, DSSC/452/01, 2016
- 20 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Operational Environmental Safety Assessment, DSSC/315/01, December 2016
- 21 Radioactive Waste Management, Geological Disposal: Generic Post-closure Safety Assessment, DSSC/321/01, December 2016.
- 22 NDA, Geological Disposal: Generic Environmental Safety Case, Main Report NDA/RWMD/021, December 2010
- 23 The Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010. SI No. 675, as amended.

- 24 European Union, Directive 2006/118/EC of the European Parliament and of the Council of 12 December 2006 on the Protection of Groundwater against Pollution and Deterioration, December 2006
- 25 Environment Agency and Northern Ireland Environment Agency, Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation, February 2009
- 26 Radioactive Waste Management, Environmental Safety Manual, RWM14-71 Revision 0, April 2015 (unpublished).