

平成 25 年度

放射性廃棄物処分の
諸外国の安全規制に係る動向調査

報 告 書

平成 26 年 3 月

公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター

本報告書は、原子力規制庁からの委託研究として、公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センターが実施した平成25年度「放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査」の成果を取りまとめたものです。

はじめに

我が国における放射性廃棄物処分に係る安全規制制度の整備及び安全基準の策定に際しては、諸外国における放射性廃棄物処分に関する安全規制の動向、安全指針及び基準等の検討状況等を把握、整理し、それらを参考にすることが肝要である。高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関しては、廃棄物中に長半減期の放射性核種が含まれ、処分後の長期間の安全確保が必要となることから、長期間における各種の安全評価手法、不確実性の取扱い方等について諸外国における検討状況を把握し、それらとの整合を図りつつ、国際的な動向を踏まえた検討を進めていくことが重要である。

これらの放射性廃棄物処分の規制基準の策定に際しては、将来の事業許可申請を見据えた検討が必要であり、諸外国における地層処分等の安全評価手法や安全規制の考え方を調査・整理した上で、我が国における検討に活用することが重要になる。

本調査は、上述のような状況を踏まえ、我が国の放射性廃棄物処分に係る安全規制体系の整備に資することを目的とし、高レベル放射性廃棄物等の地層処分や余裕深度処分等に関する安全規制の枠組み及び安全評価手法、非放射性有害物質の環境影響評価等について、諸外国における動向を調査し、以下のニーズ等に関する情報収集・整理等を行った。

- ・ 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関しては、今後、立地選定の段階における確認に必要な審査、基準、指針等の整備に向けた検討が必要である。
- ・ 我が国の放射性廃棄物等に係る安全規制制度の整備及び安全基準を策定する際には、諸外国における放射性廃棄物処分に関する安全規制の動向、安全指針及び基準等を参考とするため、それらの検討状況等を把握し、整理しておく必要がある。
- ・ 閉鎖後の制度的管理に関する規制要件の策定のためには、閉鎖後に活用可能なモニタリング技術、放射性廃棄物の回収等のための技術開発等の現状を把握しておく必要があり、諸外国における検討状況を把握しておく必要がある。
- ・ 今後、地層処分場や余裕深度処分場の操業規制における具体的な規制活動について検討しておく必要があるため、既に操業されている諸外国の処分場で行われている規制活動についてその実施・検討状況を調査しておく必要がある。
- ・ 放射性廃棄物処分における化学毒性等を有す非放射性有害物質の影響評価の必要性の有無やその実施方法について検討する必要があり、諸外国の最新の検討状況を把握する

とともに、昨年度取りまとめられた評価手法を詳細化する必要がある。

なお、本調査では、以下の国、国際機関を調査対象とした。

【対象国】

- ・地層処分及び余裕深度処分に係る調査の対象：米国、フランス、スウェーデン及びフィンランド
- ・地層処分に係る調査の対象：カナダ、スイス、英国、ドイツ及びベルギー

【国際機関】

- ・経済協力開発機構／原子力機関(OECD/NEA) (特に放射性廃棄物管理委員会(RWMC)及びその傘下の規制者フォーラム(RF))
- ・国際原子力機関(IAEA)
- ・欧州連合(EU)

目次

第1章 諸外国における安全規制等に係る最新情報の調査

1.1	米国における最新情報の整理	1-1
1.2	フランスにおける最新情報の整理	1-15
1.3	スウェーデンにおける最新情報の整理	1-37
1.4	フィンランドにおける最新情報の整理	1-51
1.5	スイスにおける最新情報の整理	1-60
1.6	英国における最新情報の整理	1-73
1.7	カナダにおける最新情報の整理	1-83
1.8	ドイツにおける最新情報の整理	1-95
1.9	ベルギーにおける最新情報の整理	1-106

第2章 放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

2.1	米国における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-1
2.2	フランスにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-46
2.3	スウェーデンにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-57
2.4	フィンランドにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-69
2.5	スイスにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-80
2.6	英国における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-92
2.7	カナダにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-109
2.8	ドイツにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-119
2.9	ベルギーにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-138
2.10	IAEAにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-150
2.11	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処分の 長期的な安全性に関する調査	2-196
2.12	欧州連合（EU）における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査	2-221

第3章 放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

3.1	米国における放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-1
-----	---------------------------------	-----

3.2	フランスにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-75
3.3	スウェーデンにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-99
3.4	フィンランドにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-133
3.5	スイスにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-163
3.6	英国における放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-190
3.7	カナダにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-203
3.8	ドイツにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-221
3.9	ベルギーにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査	3-246

第4章 制度的管理に係る技術情報調査

4.1	米国における制度的管理に係る技術情報調査	4-1
4.2	フランスにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-52
4.3	スウェーデンにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-58
4.4	フィンランドにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-60
4.5	スイスにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-70
4.6	英国における制度的管理に係る技術情報調査	4-76
4.7	カナダにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-78
4.8	ドイツにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-79
4.9	ベルギーにおける制度的管理に係る技術情報調査	4-82
4.10	欧州連合（EU）における制度的管理に係る技術情報調査	4-84

第5章 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.1	米国における放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-1
5.2	フランスにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-7
5.3	スウェーデンにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-11
5.4	フィンランドにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-16
5.5	スイスにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-18
5.6	英国における放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-24

5.7	カナダにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-27
5.8	ドイツにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査	5-32
5.9	ベルギーにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査.....	5-38

第6章 非放射性有害物質の環境影響評価等

6.1	諸外国における非放射性有害物質の環境影響評価等	6-1
6.1.1	米国における非放射性有害物質の環境影響評価等	6-1
6.1.2	フランスにおける非放射性有害物質の環境影響評価等.....	6-19
6.1.3	スウェーデンにおける非放射性有害物質の環境影響評価等	6-29
6.1.4	フィンランドにおける非放射性有害物質の環境影響評価等	6-34
6.1.5	スイスにおける非放射性有害物質の環境影響評価等	6-43
6.1.6	英国における非放射性有害物質の環境影響評価等.....	6-50
6.1.7	カナダにおける非放射性有害物質の環境影響評価等	6-54
6.1.8	ドイツにおける非放射性有害物質の環境影響評価等	6-58
6.1.9	ベルギーにおける非放射性有害物質の環境影響評価等.....	6-62
6.1.10	IAEA における非放射性有害物質の環境影響評価等	6-74
6.2	非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化.....	6-79
6.2.1	非放射性非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化案の検討	6-80
6.2.2	国内の専門家との意見交換	6-95
6.2.3	海外訪問調査における意見交換等	6-102
6.2.4	非放射性非放射性有害物質の環境影響評価手法等に関する課題に検討..	6-108

参考資料 1：非放射性有害物質の環境影響評価における専門家からの意見聴取の結果

参考資料 2：海外調査報告書

参考資料 3：諸外国の高レベル放射性廃棄物処分での安全レビュー

参考資料 4：諸外国バックチェック・バックフィット制度化状況

参考資料 5：高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る諸外国における許認可制度の現状

参考資料 6：諸外国における立地段階での規制の関与

参考資料 7：諸外国の制度的管理に関する法規制での規定内容

第1章 諸外国における安全規制等に係る最新情報の調査

本章では、第2章以降での安全規制や安全評価等の詳細情報の把握のため、まずは、調査対象国とした欧米9カ国について、放射性廃棄物処分の安全規制に関する最新情報、特に各国の高レベル放射性廃棄物処分場のサイト選定の進捗、許認可申請などの安全規制に関連する動向を中心に整理している。また、各国の安全規制に関する情報をより深く理解するためには、安全規制体制や規制機関の概要を把握することが欠かせないため、調査対象国における安全規制体制及び規制機関の組織について整理している。

1.1 米国における最新情報の整理

1.1.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

米国における放射性廃棄物の地層処分、余裕深度処分に関して、処分に係る最新の安全基準や指針等の整備状況、その内容について以下に整理を行う。

米国での放射性廃棄物の地層処分、余裕深度処分相当の処分としては、以下の処分場があり、下記のとおり様々な段階にある。

- 1) 高レベル放射性廃棄物：ユッカマウンテン処分場（安全審査段階）
- 2) TRU 廃棄物：廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）（操業段階）
- 3) クラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物：処分概念、処分場は検討段階

高レベル放射性廃棄物の地層処分場であるネバダ州のユッカマウンテン処分場は、1982年放射性廃棄物政策法に基づいてサイト選定が行われ、処分の実施主体はエネルギー省（DOE）であり、2008年6月3日に処分場の建設認可に係る許認可申請書¹⁾が原子力規制委員会（NRC）に提出された。2008年9月8日の正式な受理²⁾を経て、現在は安全審査が実施されている。

軍事活動で発生したTRU廃棄物の地層処分を行う廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）は、ニューメキシコ州カールスバッド近郊に位置しており、1992年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法に基づいて、許認可申請に当たる適合性認定申請書（CCA）³⁾が1996年に環境保護庁（EPA）に提出され、1998年5月18日に適合性認定の決定⁴⁾を受け、1999年3月26日より処分場の操業を行っている。

我が国の余裕深度処分相当の廃棄物であるクラスCを超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の処分については、1987年低レベル放射性廃棄物政策修正法によって、連邦政府が処分の責任を有するものとされ、現在、処分概念、処分サイトの検討のための環境影響評価（EIS）が実施されている⁵⁾。

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全規制の状況

高レベル放射性廃棄物の地層処分場であるネバダ州のユッカマウンテン処分場について、処分場の概要、安全規制の状況を表 1.1-1 に示す。

ユッカマウンテン処分場の安全審査については、現政権によるユッカマウンテン計画の中止の方針により、実施主体であるエネルギー省（DOE）が2010年3月3日に建設認可に係る許認可申請書の取り下げ申請⁶⁾を行ったが、原子力規制委員会（NRC）の原子力安

全・許認可委員会（ASLB）が取り下げを認めない決定⁷⁾を行っている。

NRCでは、NRC委員がASLBによる取り下げを認めないとの決定を覆せなかったことから、現状でも安全審査が継続した状態にあるものの、予算的な制約を理由として2011年9月末で審査活動を終結させるとの決定を行った⁸⁾。

2011年9月末の審査活動の終結までには、許認可申請書の安全審査書に当たる「安全性評価報告」（SER）の全5分冊のうちの第1分冊「一般情報」を公表するとともに、安全審査の結論の記載がない「技術評価報告」（TER）の3分冊を公表した。当初の予定では、安全性評価報告（SER）は、以下の5分冊が取りまとめられることとなっていた。

安全性評価報告（SER）第1分冊「一般情報」（2010年8月23日）⁹⁾

安全性評価報告（SER）第2分冊「閉鎖前の処分場の安全性」

安全性評価報告（SER）第3分冊「閉鎖後の処分場の安全性」

安全性評価報告（SER）第4分冊「管理上及びプログラム上の要求事項」

安全性評価報告（SER）第5分冊「許認可仕様」

また、技術評価報告（TER）は、NRCによる許認可申請書の技術的な審査の停止に伴って、知識管理活動の一環として準備されたものであり、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がNRCの規制要件を満たしているかという点についての結論を示していないとしており、以下の3分冊が公表されている。

技術評価報告（TER）「処分場閉鎖後の安全性」（2011年7月21日）¹⁰⁾

技術評価報告（TER）「処分場閉鎖前の安全性」（2011年9月1日）¹¹⁾

技術評価報告（TER）「管理及びプログラム」（2011年9月13日）¹²⁾

ワシントン州などの提訴により、2013年8月13日に連邦控訴裁判所は、職務執行令状¹³⁾を発出し、原子力規制委員会（NRC）に対して、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審査を再開するように命令した。判決では、NRCが許認可申請書の審査を停止したことは、ユッカマウンテン処分場の許認可申請書の審査を行うように規定する法律に違反しているとしており、残存している歳出予算の範囲で、許認可申請に係る審査を継続しなければならないとしている。これを受け、NRCは、関係者から意見を収集するなどにより、審査等の実施方法を検討している¹⁴⁾。

現政権のユッカマウンテン計画を中止し、代替案を検討するという方針に従って設置された「米国の原子力の将来に関するブルーリボン委員会」（ブルーリボン委員会）は、2012年1月26日に、最終報告書¹⁵⁾をエネルギー長官に提出しており、この中で、今後の高レベ

ル放射性廃棄物処分の規制に関して、以下のような勧告を行っている。

- 1) 施設の許認可を与えるための基準及び裏づけとなる規制要件は、包括的であるべきであり、すなわち潜在的サイトのすべてに適用できるべきである。
- 2) 遵守の証明に関する規制基準及び要件（証明または「証拠の基準」に対する所要の信頼性レベルを含む）は、科学的に可能で合理的である範囲を超えるべきではない。
- 3) 遵守の証明と、遵守の証明に求められる信頼性のレベル（すなわち証拠の基準）を文書化するための規則は、性能基準の開発と同時に定義づけるべきである。
- 4) 処分施設の基準は、開発に対して適応可能な段階的アプローチを明確に認識し、促すべきである。
- 5) 安全とその他の性能基準及び規則は、サイト選定プロセスの前に最終化するべきである。
- 6) EPA と NRC は新たな処分の規則の開発において緊密に協調するべきである。
- 7) EPA と NRC は、深孔処分施設に関する新たな規制の枠組と基準も開発するべきである。
- 8) セキュリティ及び保障措置

2014 会計年度（2013 年 10 月 1 日～2014 年 9 月 30 日）の予算要求については、ユッカマウンテン計画の代替案の検討方針に従って、当初の原子力規制委員会（NRC）の予算の説明資料¹⁶⁾では、バックエンド燃料サイクルの代替戦略の調整のために必要な予算の要求が記載されていた。また、環境保護庁（EPA）の予算の説明資料¹⁷⁾では、高レベル放射性廃棄物処分に係るリスクから公衆の健康と環境を保護するための包括的でサイトを特定しない規制基準の策定のための予算が計上されていた。最終的には 2014 年 1 月 16 日に、2014 年包括歳出法案が可決され、ユッカマウンテンでの高レベル放射性廃棄物処分場に係る開発関連予算は計上されていないものの、歳出予算要約資料では、政策事項の一つとして、ユッカマウンテンの将来利用のための可能性を維持し、安全性評価報告（SER）の第 3 分冊「閉鎖後の処分場の安全性」を完成させるための先年予算の継続が示されている。

表 1.1-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分の概要及び安全規制の状況

名称	ユッカマウンテン処分場
所在地	ネバダ州ナイ郡
岩種、深度	凝灰岩、地下約 300m
対象廃棄物	使用済燃料（商業用、DOE、海軍用）、高レベル放射性廃棄物（民間、軍事用）
実施主体	エネルギー省（DOE） ただし、新たな放射性廃棄物管理機関の設置が検討されている。
規制機関	原子力規制委員会（NRC） ただし、環境放射線防護基準は環境保護庁（EPA）が策定。
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1982 年放射性廃棄物政策法 ・ 1992 年エネルギー政策法 ・ 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」（NRC、2009 年） ・ 40 CFR Part 197 「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」（EPA、2008 年）
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1983 年：1982 年放射性廃棄物政策法によるサイト選定の開始。 ・ 1987 年：1982 年放射性廃棄物政策法の修正により、ネバダ州ユッカマウンテンが唯一の処分候補地となり、サイト特性調査の開始。 ・ 2002 年 7 月 23 日：ネバダ州ユッカマウンテンが高レベル放射性廃棄物の地層処分場として正式に決定。 ・ 2008 年 6 月 3 日：エネルギー省（DOE）が原子力規制委員会（NRC）に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提出。 ・ 2008 年 9 月 8 日：原子力規制委員会（NRC）が正式に受理。 ・ 2009 年 1 月 20 日：オバマ大統領が就任。2010 年度予算教書において、ユッカマウンテン計画を中止し、代替案を検討する方針を示した。 ・ 2010 年 1 月 29 日：エネルギー長官が「米国の原子力の将来に関するブルーリボン委員会」（ブルーリボン委員会）を設置。 ・ 2010 年 3 月 3 日：エネルギー省（DOE）が原子力規制委員会（NRC）の原子力安全・許認可委員会（ASLB）に対してユッカマウンテン処分場の許認可申請を取り下げる申請書を提出。 ・ 2010 年 6 月 29 日：原子力規制委員会（NRC）の原子力安全・許認可委員会（ASLB）が、エネルギー省（DOE）が提出したユッカマウンテン処分場の許認可申請の取り下げ申請を認めないと決定。 ・ 2010 年 8 月 23 日：原子力規制委員会（NRC）が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する安全性評価報告（SER）の第 1 分冊（一般情報）を公表。 ・ 2011 年 7 月 29 日：ブルーリボン委員会がドラフト報告書を公表。 ・ 2011 年 9 月 9 日：原子力規制委員会（NRC）がユッカマウンテン処分場の許認可申請の取り下げ申請を認めないとした NRC の原子力安全・許認可委員会（ASLB）の決定についての NRC 委員の判断が分かれていることを公表。ASLB による許認可申請書の審査活動は予算制約のため 2011 年 9 月末までに終結させることを指示。 ・ 2012 年 1 月 26 日：ブルーリボン委員会が最終報告書をエネルギー長官に提出。 ・ 2013 年 1 月 26 日：エネルギー省（DOE）が使用済燃料などの長期管理戦略を示した「使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の管理・処分戦略」を策定。 ・ 2013 年 6 月 27 日：連邦議会上院のエネルギー天然資源委員会が「2013 年放射性廃棄物管理法」の法案を公表。 ・ 2013 年 8 月 13 日：連邦控訴裁判所が職務執行令状を発出し、原子力規制委員会（NRC）に対して、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審査を再開するよう命令。

(2) TRU 廃棄物の地層処分

軍事用の TRU 廃棄物の地層処分場である廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) について、処分場の概要、安全規制の状況を表 1.1-2 に示す。

1999 年 3 月 26 日に操業を開始した廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) は、当初、直接ハンドリングが可能な TRU 廃棄物 (CH 廃棄物) から処分を開始し、2007 年 1 月 23 日からは遠隔ハンドリングが必要な TRU 廃棄物 (RH 廃棄物) の受け入れを開始しており、順調に操業が継続されていた。

1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法に基づく許認可手続きでは、5 年毎に連邦規則への適合性の認定を受けることとなっており、処分場の閉鎖まで適合性の再認定を申請し、適合性再認定の承認を環境保護庁 (EPA) から受けることとなっている。適合性を示すべき連邦規則は、EPA が策定した 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994 年)、40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」(1996 年) であり、40 CFR Part 191 は、一部が裁判で失効していたものが 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法第 8 条により回復 (reinstatement) されたものである。

最初の適合性認定は、1996 年 10 月 29 日に DOE が EPA に申請を行い、1998 年 5 月 18 日に EPA から承認を受けている。

適合性認定、適合性再認定の申請・承認は、以下のような日程で実施されている。

1996 年 10 月 29 日：適合性認定の DOE から EPA への申請³⁾

1998 年 5 月 18 日：適合性認定の EPA による承認⁴⁾

2004 年 3 月 26 日：適合性再認定 (第 1 回) の DOE から EPA への申請¹⁸⁾

2006 年 3 月 29 日：適合性再認定の EPA による承認¹⁹⁾

2009 年 3 月 24 日：適合性再認定 (第 2 回) の DOE から EPA への申請²⁰⁾

2010 年 11 月 18 日：適合性再認定の EPA による承認²¹⁾

2014 年 3 月 26 日：適合性再認定 (第 3 回) の DOE から EPA への申請

2014 年 2 月 5 日には地下での火災事故、2014 年 2 月 15 日には微量ながらも放射性物質の環境への放出事故が発生し、2014 年 2 月 19 日に DOE、労働省鉱山安全保健管理局、防火、換気、鉱山安全等の専門家から成る事故調査委員会 (AIB) が設置され、調査が開始された。2014 年 3 月 14 日に、火災事故に関する事故調査委員会の報告書が公表された。

表 1.1-2 TRU 廃棄物の地層処分の概要及び安全規制の状況

名称	廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP)
所在地	ニューメキシコ州カールスバッド近郊
岩種、深度	岩塩層、地下約 655m
対象廃棄物	TRU 廃棄物 (軍事用)
実施主体	エネルギー省 (DOE)
規制機関	環境保護庁 (EPA)、ニューメキシコ州 (有害廃棄物の処分の許可)
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法 ・ 40 CFR Part 191「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(EPA、1994 年) ・ 40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」(EPA、1996 年)
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1957 年：全米科学アカデミー (NAS) が、岩塩での放射性廃棄物の処分が最も有望な方法との結論を示した。 ・ 1974 年：当時の原子力委員会 (AEC) が、放射性廃棄物の地層処分のサイトのための調査場所として、カールスバッド近郊の岩塩層を選定。 ・ 1979 年：連邦議会が、原子力規制委員会 (NRC) によって規制されず、軍事活動からの放射性廃棄物の処分の安全性を立証するための研究開発施設として廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) を承認。 ・ 1981 年：エネルギー省 (DOE) の前身の原子力委員会 (AEC) が、WIPP の建設を進めるための環境影響評価に基づく意思決定記録 (ROD) を発行。最初の探査立坑を掘削。 ・ 1985 年：環境保護庁 (EPA) が、TRU 廃棄物及び WIPP に適用するための放射性廃棄物処分規則を策定し、その後、DOE 及びニューメキシコ州が、WIPP は EPA 規則に適合すべきことを合意。 ・ 1989 年：NRC は、CH 廃棄物の輸送容器である TRUPACT-II を承認。DOE は、処分場の建設を完了。 ・ 1990 年：DOE は、WIPP の段階的な開発を継続するための補足環境影響評価書による意思決定記録 (ROD) を発行。EPA は、ニューメキシコ州が有害廃棄物の処分の許可を発給することを承認。 ・ 1991 年：WIPP の試験フェーズでの民間利用からの土地収用などに関する提訴。 ・ 1992 年：WIPP 土地収用法の制定。同法にて、高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の処分の禁止、処分制限の設定、放射性廃棄物処分に関する連邦規則への適合決定の責任を環境保護庁 (EPA) に与えるなどを規定。 ・ 1993 年：DOE は、WIPP での放射性廃棄物の試験を国立研究所に移管することを発表。DOE は、カールスバッド・エリア事務所 (CAO) を創設。 ・ 1996 年：試験フェーズの文言を削除した WIPP 土地収用法を制定。 ・ 1996 年 10 月 29 日：適合性認定申請を環境保護庁 (EPA) に提出。 ・ 1998 年 5 月 18 日：DOE は、第 2 回の補足環境影響評価書による意思決定記録 (ROD) を発行。8 回の公聴会の後、EPA は、WIPP に適用されるすべての放射性廃棄物処分に関する連邦規則に適合していることを承認し、決定を連邦官報に掲載。 ・ 1999 年 3 月 26 日：WIPP が操業を開始。ニューメキシコ州が有害廃棄物の処分許可を発給。 ・ 2000 年：NRC が RH 廃棄物用の輸送容器 RH-72B、重量のある CH 廃棄物用の HalfPACT を承認。カールスバッド・エリア事務所 (CAO) がカールスバッド・フィールド事務所に昇格。 ・ 2004 年：EPA が、WIPP で処分する RH 廃棄物に対する特性評価計画を承認。 ・ 2004 年 3 月 26 日：DOE が第 1 回目の適合性再認定申請を EPA に提出。 ・ 2006 年 3 月 29 日：EPA が適合性再認定の承認。ニューメキシコ州が WIPP に RH 廃棄物を受け入れるように有害廃棄物の許可変更を承認。

	<ul style="list-style-type: none"> ・2007年1月23日：最初のRH廃棄物が処分される。 ・2009年3月24日：DOEが第2回目の適合性再認定申請書をEPAに提出。 ・2010年11月18日：EPAが適合性再認定を承認。 ・2013年8月：WIPPの新しい廃棄物定置用の第7パネルの運用を開始。 ・2014年2月5日：地下での火災事故 ・2014年2月15日：放射性物質の環境への放出事故が発生し、2014年2月19日に事故調査委員会が設置。 ・2014年3月14日：火災事故に関する事故調査委員会の報告書を公表。 ・2014年3月26日：DOEが第3回目の適合性再認定申請をEPAに提出。
--	--

(3) クラスCを超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の処分

クラスCを超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物（GTCC廃棄物）の処分について、処分場の概要、安全規制の状況を表1.1-3に示す。

GTCC廃棄物は、我が国の余裕深度処分の対象廃棄物に相当するが、1985年低レベル放射性廃棄物政策修正法で連邦政府（具体的にはエネルギー省（DOE））が処分責任を有するものとされ、2005年エネルギー政策法でエネルギー長官が処分方策の策定などの検討を実施し、環境影響評価を作成するものとされている。

2011年2月には、DOEがドラフト環境影響評価書²²⁾を作成し、処分場と処分概念とを組み合わせた候補を挙げている。

GTCC廃棄物の処分に適用される連邦規則（CFR）については、10 CFR Part 61「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」の§ 61.55(a)(2)(iv)の規定内容、ドラフト環境影響評価書で提案された処分サイト及び処分概念に基づけば、以下の可能性が考えられる。

- 1) 浅地中処分：10 CFR Part 61
- 2) ユッカマウンテン処分場以外での地層処分：10 CFR Part 60
- 3) ユッカマウンテン処分場での地層処分：10 CFR Part 63
- 4) 廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）での地層処分：40 CFR Part 191、40 CFR Part 194
- 5) 中深度ボーリング孔処分：現在、NRCが許認可を発給した類似の処分場は存在しないため、適用される連邦規則は不明確。

今後の最終環境影響評価書（FEIS）の作成スケジュールについては、2014年2月12日現在で未定となっている²³⁾。

表 1.1-3 GTCC 低レベル放射性廃棄物の処分の概要及び安全規制の状況

名称	未定
所在地	未定。ただし、ドラフト環境影響評価書（2011年2月）で以下が候補として列挙された。 ① 廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）での処分 ② ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たな中深度ボーリング孔での処分 ③ ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、サバンナリバー・サイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たな強化型浅地中処分施設での処分 ④ ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、サバンナリバー・サイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たなボールド処分施設で処分（地下約 5m のボールドに処分）
岩種、深度	未定
対象廃棄物	クラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物（原子炉の解体で発生する炉内構造物などの放射化金属、密封線源など）、GTCC 相当の DOE 廃棄物（ウエストバレーサイトのクリーンアップで発生する放射性廃棄物）
実施主体	エネルギー省（DOE）
規制機関	原子力規制委員会（NRC）
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1985 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 ・ 10 CFR Part 61 「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」（NRC、1982 年） ・ 10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」（NRC、1981 年） ・ 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」（NRC、2009 年） ・ 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」（EPA、1994 年） ・ 40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」（EPA、1996 年）
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1985 年低レベル放射性廃棄物政策修正法において、10 CFR Part 61 の § 60.55 に定義されたクラス C の制限値を超えた放射性核種濃度を有する低レベル放射性廃棄物は、連邦政府が処分の責任を有することが規定。 ・ 2005 年：2005 年エネルギー政策法第 631 条にて、エネルギー長官が GTCC 低レベル放射性廃棄物の処分方策を決定するに当たって、連邦議会に代替案を検討した報告書を提出することが義務付けられた。 ・ 2007 年 8 月：環境影響評価の範囲決定のための公衆スコーピング協議の開催。 ・ 2011 年 2 月：エネルギー省（DOE）がクラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の処分オプションに関するドラフト環境影響評価書（DEIS）を公表。

1.1.2 規制機関等の概要

(1) 原子力規制委員会 (NRC)

高レベル放射性廃棄物処分の規制機関である原子力規制委員会 (NRC) は、行政府に置かれる独立機関であり、1974 年エネルギー再編成法 (Energy Reorganization Act of 1974) 及び 1975 年 1 月 15 日の大統領行政命令 11834 で設立された規制機関であり、それまで原子力委員会 (AEC) が持っていたすべての許認可及び規制機能が移管されている²⁴⁾。

原子力規制委員会 (NRC) の全体組織構成を図 1.1-1 に示す²⁵⁾。NRC は、大統領によって任命され、連邦議会上院で承認された 5 人の委員で構成されており、5 人のうちの 1 人を大統領が委員長として指名することとなっている。NRC の年間予算は、約 10 億ドル (約 930 億円) であり、約 4,000 人のスタッフで規制行政に当たっている²⁶⁾。

2013 年 10 月現在の NRC の委員構成は、マクファーレン委員長、スピニッキ委員、アポストラキス委員、マグウッド IV 世委員、オステンドルフ委員となっている。

NRC の内部組織としては、核物質等の生産、原子炉等の許認可・操業、エネルギー省 (DOE) の原子力活動・施設等に関してレビュー及び助言を NRC の委員に対して行う原子炉安全諮問委員会 (ACRS)²⁷⁾、裁判と同等の審理として公聴会を実施する原子力安全・許認可委員会 (ASLB)²⁸⁾ が設置されている。

また、規制業務を担当する部局、地方事務所などが設置されており、使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物に関する規制部局としては、核物質安全・防護局 (NMSS) があり、このうち使用済燃料代替戦略部 (SFAS) が使用済燃料の長期貯蔵及び輸送、最終的な処分、使用済燃料の先進的再処理及び高レベル放射性廃棄物に関連する国の方針及び法律をサポートする計画に対する責任を有するものとなっている。²⁹⁾

(2) 環境保護庁 (EPA)

環境保護庁 (EPA) は、高レベル放射性廃棄物処分の環境放射線防護基準を策定する他、TRU 廃棄物の処分場である廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の規制機関であり、行政府に置かれる独立機関であり、1970 年の EPA を中心とした省庁再編成計画³⁰⁾により設置された。

環境保護庁 (EPA) の全体組織構成を図 1.1-2 に示す³¹⁾。EPA の年間予算は、2012 会計年度で約 84 億ドル (約 7,800 億円) であり、17,106 人のスタッフで規制行政に当たっている³²⁾。

使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、TRU廃棄物に関する規制部局としては、大気・放射線局（OAR）があり、このうち放射線・室内空気部（ORIA）放射線防護課（RPD）廃棄物管理・規制センター（CWMR）が具体的な規制行政を担当している。³³⁾³⁴⁾

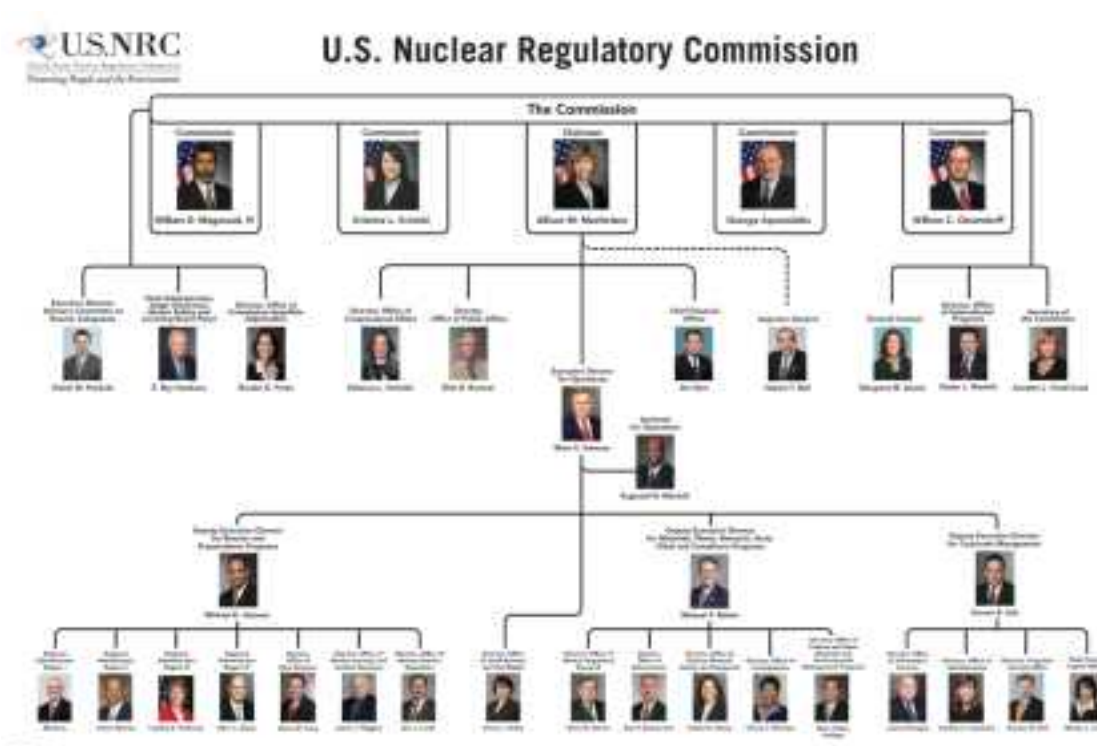


図 1.1-1 原子力規制委員会（NRC）の全体組織構成

ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY

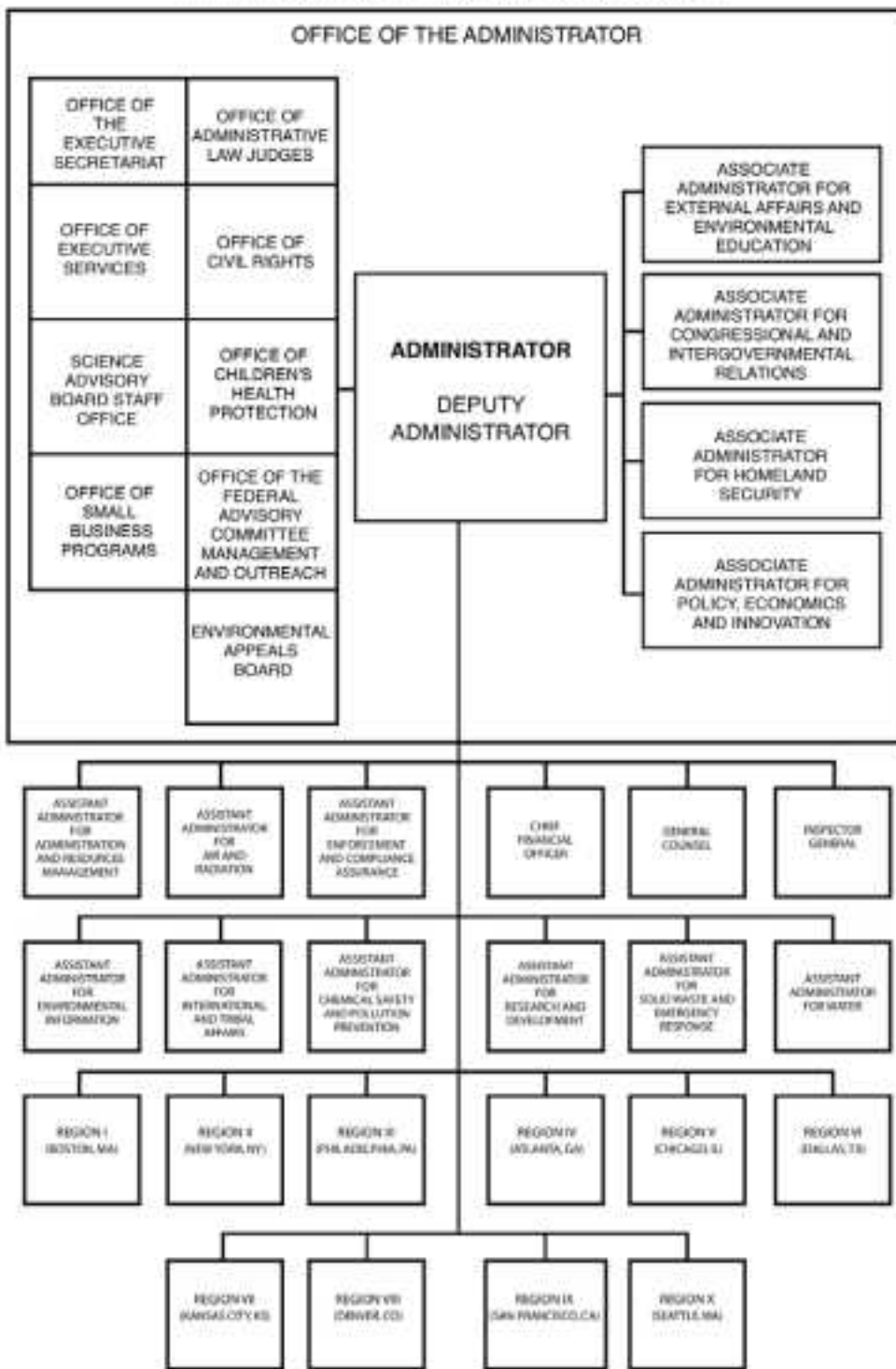


図 1.1-2 環境保護庁（EPA）の全体組織構成

(3) 放射性廃棄物規制解析センター (CNWRA)

放射性廃棄物規制解析センター (CNWRA) は、サウスウエスト研究所 (SwRI。テキサス州サンアントニオに本部を置く独立非営利団体の研究開発機関) の中に原子力規制委員会 (NRC) の資金提供により設立され、NRC の規制支援機関として活動を行っている。

高レベル放射性廃棄物の処分の分野では、コンピュータコードの開発、ユッカマウンテンでのフィールドデータの取得、Alloy22 製の廃棄物パッケージ及びチタン製のドリップシールドの腐食の研究、火山噴火の概念モデルの確証の他、NRCとの連名で「ユッカマウンテン・レビュープラン」(NRC、2003年7月、NUREG-1804)³⁵⁾の策定を行っている。

(4) 米国地質調査所 (USGS)

米国地質調査所 (USGS) は、連邦内務省の傘下の研究機関であり、気候変動及び土地利用変化 (Climate and Land Use Change)、地球核科学システム (Core Science Systems)、生態系 (Ecosystems)、エネルギー及び鉱物資源 (Energy and Minerals)、環境衛生 (Environmental Health)、自然災害 (Natural Hazards)、水資源 (Water) の7分野をミッションとして活動しており、地形図及び地質図の作成も行っている。

高レベル放射性廃棄物の処分の分野では、ユッカマウンテン処分場が火山によって貫通される確率を評価するための「確率的火山災害解析」(PVHA) の評価パネルの構成員となったり、不飽和帯の流れの岩石学的モデルの開発、ユッカマウンテン地区の浸透に係る概念モデル及び数学モデルの開発、気候変動のコンピュータモデル化の他、「ネバダ州ナイ郡ユッカマウンテン地区の地質図」³⁶⁾の編纂などを行っている。

なお、2005年3月には、ユッカマウンテン・プロジェクト関係の業務を行っていた米国地質調査所 (USGS) の職員が、エネルギー省 (DOE) 及び原子力規制委員会 (NRC) の品質保証プログラムの一部を構成する浸透、気候関係のコンピュータモデルに関する書類を改ざんしていた事実が判明し、2005年6月には、許認可申請書等の技術的根拠を損なうものではないとの DOE の調査結果が公表されている。

(1.1 参考文献)

- 1) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, “Yucca Mountain Repository License Application”. DOE/RW-0573, June 2008
- 2) Nuclear Regulatory Commission, [Docket No. 63–001], “Department of Energy; Notice of Acceptance for Docketing of a License Application for Authority To Construct a Geologic Repository at a Geologic Repository Operations Area at Yucca Mountain, NV53284”, Federal Register, Vol. 73, No. 179, September 15, 2008
- 3) U.S. Department of Energy, “Title 40 CFR Part 191 Compliance Certification Application for the Waste Isolation Pilot Plant”, DOW/CAO 1996-2184, October 1996
- 4) Environmental Protection Agency, “Criteria for the Certification and Recertification of the Waste Isolation Pilot Plant’s Compliance With the Disposal Regulations: Certification Decision”, 27354 Federal Register, Vol. 63, No. 95, May 18, 1998
- 5) <http://www.gtceis.anl.gov/index.cfm>
- 6) Nuclear Regulatory Commission, “U.S. Department of Energy’s Motion to Withdraw from Yucca Mountain application”, March 3, 2010
- 7) NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, ATOMIC SAFETY AND LICENSING BOARD, “MEMORANDUM AND ORDER (Granting Intervention to Petitioners and Denying Withdrawal Motion)”, LBP-10-11, June 29, 2010
- 8) NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, COMMISSIONERS, “MEMORANDUM AND ORDER”, CLI-11-07, September 9, 2011.
- 9) Nuclear Regulatory Commission, "Safety Evaluation Report Related to Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain, Nevada: Volume 1: General Information", NUREG-1949, Volume 1, August 23, 2010
- 10) Nuclear Regulatory Commission, “Technical Evaluation Report on the Content of the U.S. Department of Energy’s Yucca Mountain Repository License Application; Postclosure Volume: Repository Safety After Permanent Closure.”, NUREG-2107, July 21, 2011
- 11) Nuclear Regulatory Commission, “Technical Evaluation Report on the Content of the U.S. Department of Energy’s Yucca Mountain Repository License Application; Preclosure Volume: Repository Safety Before Permanent Closure”, NUREG-2108, September 1, 2011
- 12) Nuclear Regulatory Commission, “Technical Evaluation Report on the Content of the U.S. Department of Energy’s Yucca Mountain Repository License Application; Administrative and Programmatic Volume”, NUREG-2109, September 13, 2011
- 13) United States Court of Appeals for The District of Columbia Circuit, “On Petition for Writ of Mandamus”, August 13, 2013
- 14) NRC News, “Nuclear Regulatory Commission Seeks Input on Resumption of Yucca Licensing Review”, August 30, 2013, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2013/13-070.pdf>
- 15) Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future, “Report to the Secretary of Energy”, January 2012
- 16) U.S. Nuclear Regulatory Commission, “2014 Congressional Budget Justification”, April, 2013

- 17) United States Environmental Protection Agency, "Fiscal Year 2014, Justification of Appropriation Estimates for the Committee on Appropriations", EPA-190-R-13-003, April 2013
- 18) U.S. Department of Energy, "Title 40 CFR Part 191 Subparts B and C Compliance Recertification Application 2004", DOE/WIPP 2004-3231, March 2004
- 19) Environmental Protection Agency, "Criteria for the Certification and Recertification of the Waste Isolation Pilot Plant's Compliance With the Disposal Regulations: Recertification Decision", 18010 Federal Register, Vol. 71, No. 68, April 10, 2006
- 20) U.S. Department of Energy, "Title 40 CFR Part 191 Subparts B and C Compliance Recertification Application for the Waste Isolation Pilot Plant", DOE/WIPP-09-3424, March 2009
- 21) Environmental Protection Agency, "Criteria for the Certification and Recertification of the Waste Isolation Pilot Plant's Compliance With the Disposal Regulations: Recertification Decision", 70584 Federal Register, Vol. 75, No. 222, November 18, 2010
- 22) U.S. Department of Energy, "Draft Environmental Impact Statement for the Disposal of Greater-Than-Class C (GTCC) Low-Level Radioactive Waste and GTCC-Like Waste", DOE/EIS-0375-D, February 2011
- 23) U.S. Department of Energy, Office of NEPA Policy and Compliance, "SCHEDULES OF KEY ENVIRONMENTAL IMPACT STATEMENTS", <http://energy.gov/nepa/downloads/schedules-key-environmental-impact-statements-0>
- 24) U.S. GOVERNMENT MANUAL, "Nuclear Regulatory Commission"
- 25) <http://www.nrc.gov/about-nrc/organization/nrcorg.pdf>
- 26) <http://www.nrc.gov/about-nrc/organization.html>
- 27) <http://www.nrc.gov/about-nrc/organization/acrsfuncdesc.html>
- 28) <http://www.nrc.gov/about-nrc/organization/aslbpfuncdesc.html>
- 29) <http://www.nrc.gov/about-nrc/organization/nmssfuncdesc.html>
- 30) Reorganization Plan No. 3 of 1970 (5 U.S.C. app.), December 2, 1970
- 31) U.S. GOVERNMENT MANUAL, "Environmental Protection Agency"
- 32) <http://www2.epa.gov/planandbudget/budget>
- 33) <http://www2.epa.gov/aboutepa/about-office-air-and-radiation-oar>
- 34) <http://www.epa.gov/radiation/basic/rpd.html>
- 35) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Center for Nuclear Waste Regulatory Analyses, "Yucca Mountain Review Plan", NUREG-1804 Revision 2, July 2003
- 36) U.S. Geological Survey, "Geologic Map of The Yucca Mountain Region, Nye County, Nevada, Version 1.1", Geologic Investigations Series I-2755, 2002

1.2 フランスにおける最新情報の整理

フランスにおける放射性廃棄物の地層処分、余裕深度処分に関して、処分に係る最新の安全基準、指針等の整備状況、その内容について以下に整理を行う。

本年度の調査期間で新たに整備された安全規制に関する法令はないものの、実施主体である放射性廃棄物管理機関（ANDRA）が計画している地層処分に関して、公開討論国家委員会（CNDP）による公開討論会が開催されることに加え、2013～2015年を対象として放射性廃棄物に関する実施目標を記した「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」（PNGMDR）¹⁾が策定される等の動きがあった。

1.2.1 放射性廃棄物の地層処分の安全規制の整備状況

フランスは、法令で放射性廃棄物を分類しておらず、長期管理方策（処分方策）に応じた分類が広く一般的に取り入れられている。具体的な処分方策としては、地層処分、中深度処分及び浅地中処分の3つの処分概念が存在しており、それぞれの処分方策に対応する安全規則（安全指針）の整備が行われている。

以下に、フランスの放射性廃棄物分類と対応する処分方策、及び原子力安全に関する規則及び法令の最新整備状況について整理する。

1.2.1.1 放射性廃棄物の分類と対応する処分方策

上述したように、フランスには放射性廃棄物の分類を明確に規定する法令は無いものの、2006年放射性廃棄物等管理計画法（以下、「2006年管理計画法」という。）において3年毎に政府が策定することが規定されている「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」（PNGMDR）では、フランスにおける放射性廃棄物の分類方法として、以下の2つの概念が示されている。

- ①長期管理方策に応じた分類、
- ②発生源に応じた分類

前者の“長期管理方策に応じた分類”が現在フランスで広く一般的に取り入れられている概念であり、その処分方策を含めて表 1.2-1 のように整理される。なお、後者の“発生源に応じた分類”は、1991年放射性廃棄物管理研究法（以下、「1991年管理研究法」という。）で放射性廃棄物管理機関（ANDRA）が作成しなければならないことを規定した国家

インベントリにおいて用いられている分類方法であり、同インベントリでは廃棄物発生者（発生施設）を12分類して詳細なインベントリ情報を整理している。

表 1.2-1 長期管理方策（処分方策）に応じたフランスの放射性廃棄物区分

放射性廃棄物区分	短寿命（半減期：30 年以下）	長寿命（半減期：30 年以上）
高レベル放射性廃棄物	【地層処分】 2006 年管理計画法において、「地層処分」については、1ヶ所の処分場サイトを選定して、許認可申請を 2015 年に提出、2025 年には操業を開始することを要求。	
中レベル放射性廃棄物	【浅地中処分】 ●ラ・マンシュ処分場が 1969 年～1994 年まで操業。現在は監視段階。 ●オーブ処分場が 1992 年より操業中。	(同上)
低レベル放射性廃棄物		【中深度処分】 2006 年管理計画法において、対応する処分場を 2013 年に操業することを要求していたが、建設予定地の自治体が辞退したため中断。2015 年まで関連研究の継続を行う予定。
極低レベル放射性廃棄物	【浅地中処分】 ●モルビリエ処分場が 2003 年 8 月より操業中。	

上表の放射能レベルと半減期に応じた分類は表 1.2-2 のよう概説される。なお、放射性廃棄物を分類するための単純で単一の基準はなく、例えば、特定の廃棄物が短寿命低中レベル放射性廃棄物カテゴリに属するかどうかを決定するための全放射能レベルはない。現実的には、廃棄物を分類に応じて評価するためには、廃棄物に存在する様々な放射性核種の個々の放射能を調査することが必要となる。

表 1.2-2 放射性廃棄物区分における各カテゴリの概要

カテゴリ	特徴
高レベル放射性廃棄物	主としてステンレス鋼製容器の形態のガラス固化パッケージから成り、核分裂生成物かマイナーアクチノイドの形態で大部分の放射性核種を含む。使用済燃料に含まれる放射性核種はラ・アグ施設での燃料再処理時にプルトニウムとウランから分離される。ガラス固化廃棄物の放射能レベルは 1g 当たり数 10 億 Bq のオーダーである。
長寿命中レベル放射性廃棄物	主として使用済燃料の再処理に由来し、燃料構造物の残滓（最初はセメント固化廃棄物パッケージに調整されたが、現在は圧縮されてステンレス鋼製容器に収用されたハルとエンドピース）から成る。これには雑固体廃棄物（例えば、使用済工具、装置等）とピチューメン固化スラッジなどの流出物の処理で発生する残滓も含まれる。それらの残滓の放射能は 1g 当たり 100 万 Bq から 10 億 Bq までの幅がある。発熱は全くないか無視できる。
長寿命低レベル放射性廃棄物	主として黒鉛とラジウム含有廃棄物から成る。 黒鉛廃棄物の放射能は 10,000 Bq/g～100,000 Bq/g の間に収まる。その長期放射能は基本的に長寿命のβ核種にある。 ラジウム含有廃棄物には長寿命のα核種が含まれ、その放射能は 1g 当たり数 10Bq から数 1,000Bq の範囲である。

短寿命低中レベル放射性廃棄物	主として原子力発電所、燃料サイクル施設、及び研究機関の操業並びに解体の他、割合は少ないが生物学研究と学術研究から生じる。このカテゴリの残滓のほとんどは1994年まではラ・マンシュ処分場、1992年以降はオーブ処分場の地表施設で処分されている。
極低レベル放射性廃棄物	主として原子力発電所、燃料サイクル施設、及び研究機関の操業、保守及び解体によるものである。その放射能レベルは一般的に100Bq/gより低い。そのカテゴリの全ての残滓はモルビリエ処分場で処分されている。

1.2.1.2 フランスにおける放射性廃棄物の3つの処分概念と事業進捗状況

(1) 地層処分

地層処分の処分対象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である。前者は“C廃棄物”と呼ばれ、使用済燃料の再処理により発生するガラス固化体である。後者は“B廃棄物”と呼ばれ、主に、使用済燃料の再処理に伴い発生する燃料構造物の残滓（金属廃棄物）や再処理プロセスで発生する雑固体廃棄物やスラッジ等である。地層処分対象として想定されるB廃棄物の詳細、及び地層処分の概念は、1991年管理計画法に基づいてANDRAが行った調査研究の成果を取りまとめたDossier2005に示されている。

Dossier2005で示された粘土層を対象とした地層処分概念は、深度500m前後の粘土層内に高レベル放射性廃棄物と長寿命中レベル放射性廃棄物を併置処分するものであり、両廃棄物の処分エリアは分けられ、その熱特性から250mの間隔が設けられる（図1.2-1参照）。

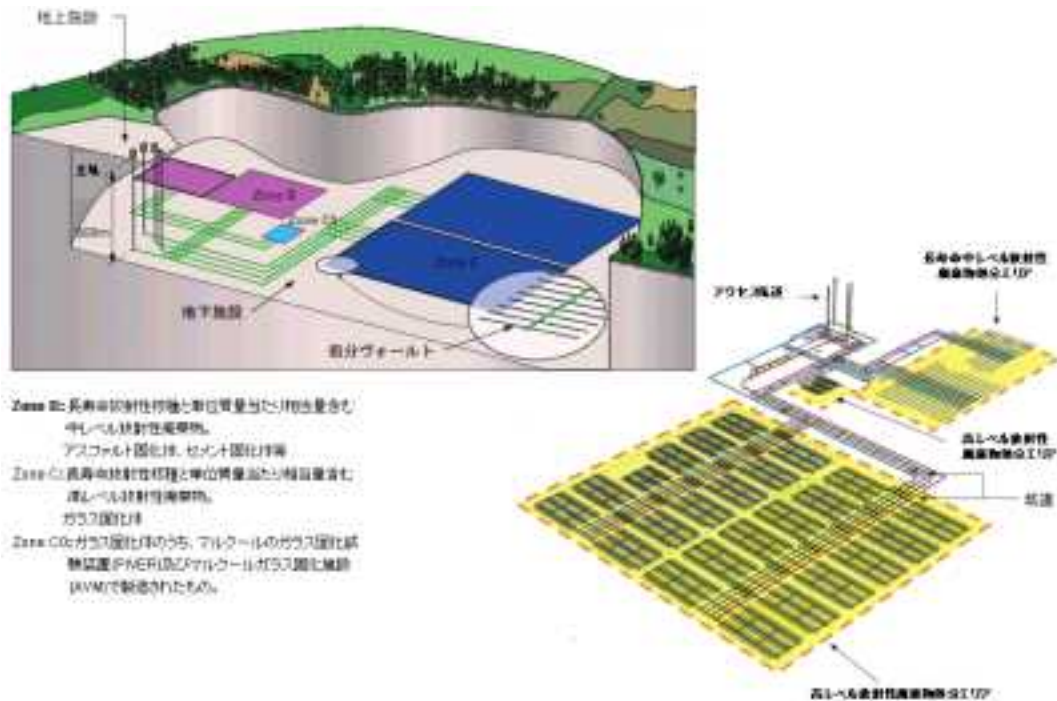


図 1.2-1 粘土層における地層処分概念

2006年管理計画法の制定により、可逆的な地層処分を基本とした事業化に向けたスケジュールが示されるとともに、同法での地下研究所による調査対象となった地層に関するのみ設置許可申請ができるとする規定により、フランスの地層処分サイトは、実質的にビュール地下研究所の近傍（250km²）より選定されることとなった。その後の2006年～2009年を対象とした国家計画（PNGMDR）及びその施行デクレでの規定内容等も踏まえ、2008年の施行デクレ公布段階で以下のスケジュールが計画された。

- 2009年末迄：ANDRAは以下を提案する。
 - ・処分場建設に適した30km²の制限区域
 - ・設計・操業及び長期安全、可逆性に関するオプション
 - ・処分対象廃棄物のインベントリモデル
 - ・処分場を補完する貯蔵施設のオプション
- 2012年末迄：ANDRAは公開討論に資する研究成果や処分場サイトに関する提案を含む資料を提出する。
- 2013年：公開討論の開催
- 2014年末迄：ANDRA地層処分場の建設許可申請書を提出する。
- 2015～2016年頃：設置許可の関連プロセスに加え、可逆性の条件を定める法律の制定と本条件も踏まえた設置許可申請の審査（その後、デクレによる許可発給）
- 2025年：地層処分場の運転許可申請・許可発給を経て操業を開始。

上述した、2009年末迄までにANDRAが実施する作業について、国家インベントリレポートが2009年6月に公開されている。また、その他の提案事項については、Dossier2009として政府への提出が行われている（2011年3月段階で、以下に示す処分場建設に適した30km²の制限区域の提案以外は公開されていない）。

ANDRAによる地層処分場候補サイト区域の提案については、ビュール地下研究所の近傍（250km²）を対象とした2007年からの調査を踏まえ、ANDRAは2009年9月に1次案として4つの候補区域を公表して、上記の2009年末を予定する政府への提案準備と、ここに至るまでの地元関係者との協議などの作業が進められた。その後、ANDRAは、同年12月に、2009年10月に政府に提出（エネルギー、環境及び研究担当大臣宛）していた報告に含まれる地層処分サイトの提案内容を公表した。政府への提案は地層処分サイトに関

して以下を特定したものであり、科学的・技術的基準に基づき、更に地域の意向などにも配慮したものである。

- ・今後詳細な地下の調査を行う、地層処分場の地下施設の展開が予定される約 30km²の区域（図 1.2-2 参照；ZIRA と記載された区域）
- ・地上施設を配置する可能性のある区域（図 1.2-3 参照；地上施設の配置案に対応可能な 6 つの候補区域）

地上施設を配置する可能性のある区域については、望ましい区域として 6 つの区域が提案されており、これらは上記の ZIRA（今後詳細な地下の調査を行う区域）と整合されたものであり、環境や社会環境等の分析（居住区域、氾濫原〔洪水時に浸水する地域等〕、航空機落下リスク、輸送ルート等の制約）に加え、地域計画に関連する地域の要望にも整合が図られたものとしている。

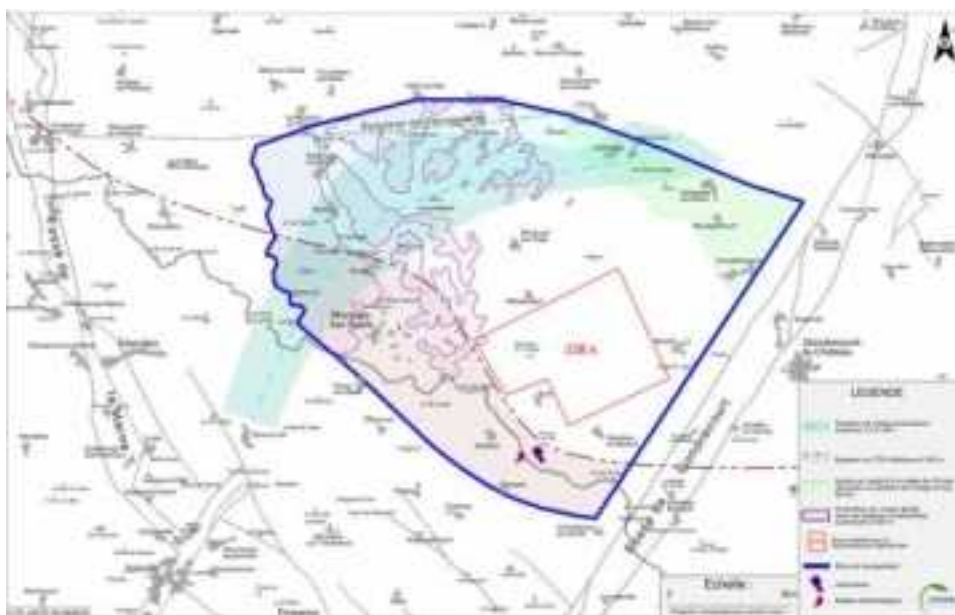


図 1.2-2 ANDRA が政府に提案した地層処分サイト
(地層処分場の地下施設の展開が予定される約 30km²の区域)

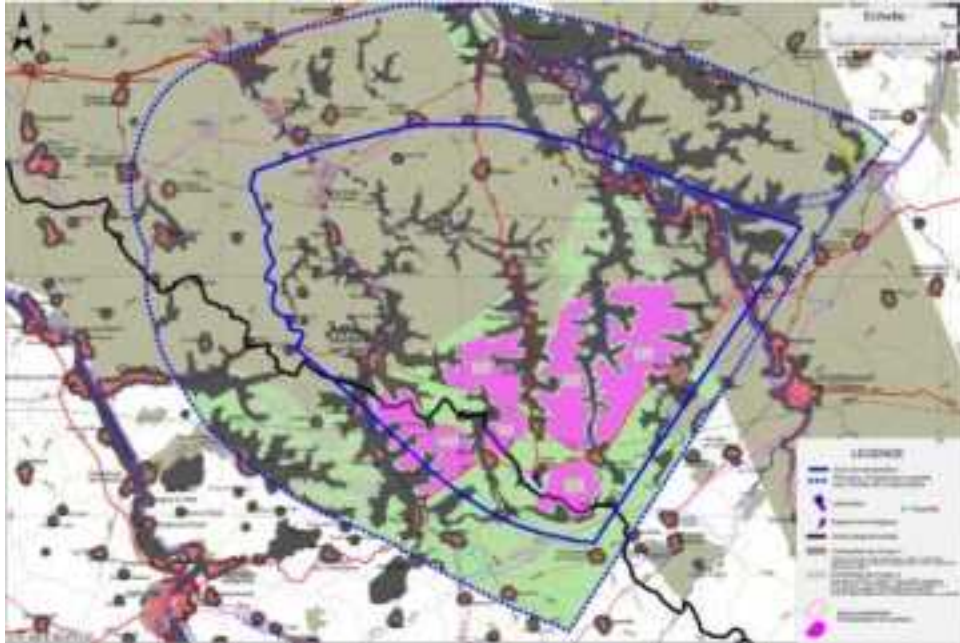


図 1.2-3 ANDRA が政府に提案した地層処分サイトに整合した、地上施設の配置案
に対応可能な 6 つの候補区域（ピンク色の区域）

ANDRA による地層処分場候補サイト区域の提案に関して、政府（担当大臣の要請）は国家評価委員会 (CNE)、原子力安全機関 (ASN) 及び地域情報フォローアップ委員会 (CLIS) に意見提示を要請し、これらの肯定的な意見提示を踏まえて、政府は 2010 年 3 月に ANDRA の提案を了承した。政府の了承を得た ANDRA は、2010 年 5 月より ZIRA を対象とした詳細な地質調査を開始している。同詳細調査は、以下を目的として具体的には 4 カ月間にわたる地震探査やボーリング調査を経て、当該区域の地層に関する情報（厚さ、深さ、均質性に関するメートル単位の精度での情報）を取得するとともに、小さな断層が存在しないことなどを確認する予定である。

- ・ 設計の最適化や地層処分の実現に資するため、既に得られているカロボ・オックスフォーディアン粘土層に関する知識の補完
- ・ カロボ・オックスフォーディアン粘土層の上下に存在する石灰岩層の幾何形状と特性の把握
- ・ モデルと数値シミュレーションの改善に向けた追加情報の収集

上記の候補サイト区域に関する ANDRA の提案に対する政府からの ASN への意見提示要

請について、原子力安全機関（ASN）は放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）にも意見提示を要請し、ASN 及び IRSN は ANDRA の提案に関する次の意見を示した（意見内容の詳細については表 1.2-3 を参照のこと）。

- ・ IRSN（2009 年 12 月 22 日付意見書）：2007 年から 2008 年に実施された調査等に基づき ANDRA が特定した ZIRA が、その特定において採用された基準や安全性の観点から妥当なものであると評価
- ・ ASN（2010 年 1 月 5 日付意見書）：IRSN の意見も踏まえ、ANDRA が提案した地層処分サイト（ZIRA）が安全性及び放射線防護の観点から十分なものであると評価

表 1.2-3 ANDRA による候補サイト区域の提案に関する IRSN 及び ASN の意見

参考：IRSN 及び ASN の意見内容詳細

IRSN の意見書の内容（2009 年 12 月 22 日付意見書）

【ANDRA の提案に対する確認の視点】

ビュール地下研究所の地下環境との下記互換性等を確認する。

- ・ 母岩層の厚さは 140 m を超える。
- ・ 動水勾配は 0.2 m/m 未満である。
- ・ 母岩層の深度は 600 m を超えない。
- ・ 母岩層の傾斜に垂直に地下構築物を設置する可能性がある。
- ・ 地上と地下の連絡坑道（縦坑または斜坑）を横断して設置するため、カルスト地形層（バロワ）の厚さを抑える。

【確認結果】

ANDRA が提案した ZIRA に関して以下を確認した。

- ・ ANDRA は、母岩層の厚さが互換区域について設定した最小厚さを上回る区域を優先している。
- ・ 提案された ZIRA は、動水勾配が非常に小さい区域の中にある。
- ・ 母岩層の傾斜値は、互換区域で試算されたものに比べて ZIRA の収用地では相対的に高いが、それでも十分に低いため（約 2%）、カロボ・オックスフォーディアン層の傾斜に垂直方向に優先的に地下構築物を建設することができる。
- ・ バロワのカルスト地形層は、地上施設の設置が可能な一部の場所では、厚さが薄いため（数メートルから数 10 メートル）、この層を横断する連絡坑道部への水の浸透リスクを最小限に抑えることができる。更に、例えば、電気抵抗率プロファイルまたはボーリングを用いた、最も重要なカルスト地形ポケットの事前調査は、掘削時のカルスト地形ポケットに関連する洪水リスクを防止する手段でもある。

【IRSN の指摘事項】

ZIRA 全体におけるカロボ・オックスフォーディアン層の深度（中央値）が、ビュール地下研究所で研究された層の深度（中央値）である 490m を超える（以下の懸念・指摘）。

- ・ 地下構築物の設置深度の増加に伴う岩盤圧力の増加によって、掘削影響領域の損傷が

大きくなる可能性がある（Dossier2005 で評価された処分場概念を埋設深度に合わせる必要性を、ANDRA が提出する設計オプションおよび処分の安全性に関する資料で取り扱う必要がある）。

- ・深地層までの掘削で生じる可能性のある力学的な擾乱を減らすために、互換区域の深度が最も浅い層の一区間に ZIRA を配置するよう指摘。

【IRSN の結論】

今後詳細な地下の調査を行う区域（ZIRA）を選定するために ANDRA が提案した技術基準は妥当であり、ZIRA の位置決定は安全性の観点から IRSN の意見を必要とするものではないと考える。したがって、IRSN はこの区域において ANDRA が計画した調査作業の実施に反対しない。

ASN の意見書の内容（2010 年 1 月 5 日付意見書）

【ASN の結論】

- ・ANDRA が 2007 年～2008 年に行った調査作業では、互換区域（250km²）の粘土層に処分場を設置することの実現可能性に関して 2005 年に提示された結論が問題になるような新たな要素は見つからなかった。
- ・ASN は、今後詳細な地下調査を行う区域を選定するために ANDRA が設定した基準は妥当であり、特に 2008 年 2 月に ASN が策定した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整合すると考える。したがって、ASN は、ZIRA に関して 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。

【ASN の所見（詳細）】

- 1.粘土層の厚さについて、2007 年～2008 年に取得した新たなデータから、互換区域から除外された南西境界に沿って位置する幅 10 メートルの帯状地帯の真下を除いて、互換区域における母岩層に十分な厚さが存在することを確認することができた。
- 2.2007 年～2008 年に入手された新たなデータから、母岩層が重要な構造的影響を受け、互換区域における処分場の実現可能性が問題になるという考えを事実上排除することができた。しかし、Dossier 2005 の評価から、2 次元地震探査法では粘土層における二次構造を検出する能力を得ることができないことが明らかにされた。したがって、ASN は、ANDRA が少なくとも ZIRA で 3 次元地震探査活動を補足的に実施し、必要であればボーリングで補完するというのは満足できることであると考え。また、この活動から、互換区域の北西部で発見された二次構造（1 つは ZIRA の近辺にある）がカロボ・オックスフォーディアン層の下に事実上塞がれていることを確認できなければならない。
3. 母岩層の均質性について、提示されたボーリングデータと、堆積物の状態に関して ANDRA が取得した新たな知見に基づき、ASN は、カロボ・オックスフォーディアン層について、互換区域内のムーズ県／オート＝マルヌ県の地下研究所で取得された知識の互換性の面で、その特性が問題になるような堆積間隙も顕著な横方向の変動性も示さないと考える。
- 4.母岩層の深度について、互換区域の西沿いの深度が 630m を超えることが作成された地図から判明し、境界線が変更された。
- 5.母岩層の透水性について、2007 年～2008 年に得られた結果から、カロボ・オックスフォーディアン層は互換区域全体にわたって透水性が非常に低いことが確認され、隣

接する石灰岩層における流れについて理解を深めることができた。
6.区域の中心部で実施された三畳紀を横断するボーリングから、真上に開発可能な潜在的な地熱が存在しないことを確認することができた。

上記の候補サイト区域の特定を経た 2010 年 6 月に、ANDRA は 2006 年から 2009 年までに行われた放射性廃棄物処分の科学的な調査研究活動に関する報告書を公表した。2006 年に策定された 2006 年～2009 年を対象とした「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」(PNGMDR) 及び同国家計画の施行デクレは、ANDRA が 2009 年末までに次の事項について政府に提案することを定めており、今回の報告書は、これらの一部を含めたこの 4 年間の調査研究活動を概要版として取りまとめたものである（現在、処分場の建設に適した制限区域の選定に関する報告書以外は公開されていない）。

- ・ 処分場の建設に適した制限区域 (30km²) の選定
- ・ 設計、操業安全及び長期安全、可逆性に関するオプション
- ・ 対象となる廃棄物のインベントリモデル
- ・ 処分場を補完する貯蔵施設のオプション

同報告書は、ANDRA が行った放射性廃棄物処分に関する全ての調査研究分野を網羅したものであり、廃棄物パッケージの物理的、化学的特性を踏まえた地質及び環境に関する研究や、大規模な空間・時間的スケールでの数値シミュレーションに関する研究の成果が示されている。また、ANDRA は特に注目すべき事項として次のことを挙げている。

- ・ 地層処分場の設置が検討されているムーズ及びオート＝マルヌの両県にわたる地域において、2007 年から 2008 年にかけて実施されたボーリング調査により、詳細な地質環境の把握が行われた。この調査結果に基づき ANDRA は、今後詳細な地下の調査を行う 30km²の区域 (ZIRA) を 2009 年末に政府に提案し、2010 年 5 月から同区域を対象とした 3 次元地震探査が実施されている。
- ・ 地層処分場の地下人工構築物の状態や複雑な相互作用を再現することができる実験装置が開発された。同装置を用いた鉄、ガラス、粘土の相互作用に関する実験結果に基づき、高レベル放射性廃棄物の処分環境における鉄の腐食速度やガラスの劣化速度をより正確に評価することが可能となる。更に、この実験結果は、鉄の腐食に伴う水素の発生と移行に関するプロセスのモデリングに必要となる入力データを提供する。これらの実験から得られる知見は、地層処分場設計の最適化（特に材料構成）や、関連するインフラ施設の規模決定の際に考慮される。

- ・処分場開発における可逆性を担保すべき期間、更には、処分場の最終閉鎖後の数千年の期間に起こりうる、水、熱、応力及び化学に関する現象のより良い理解が得られた。
- ・ビュール地下研究所において 2005 年から 2009 年にかけて実施された拡散実験等により、カロボ・オックスフォーディアン粘土層における放射性核種の移行速度に関する詳細な評価が可能となった。
- ・処分場環境における、酸化還元条件、酸性度及び温度の影響を受ける化学的要素に関する挙動パラメータを整備した熱力学データベースの改善が継続的に行われている。
- ・性能評価の信頼性向上に資するソフトウェア等の改善が行われている。
- ・地層処分の可逆性概念を確立するために、2008 年より社会科学分野における研究活動が進められている。

(2) 中深度処分

中深度処分の処分対象は長寿命低レベル放射性廃棄物であり、具体的には黒鉛及びラジウム含有廃棄物であるが、これらに加え一部のアスファルト固化廃棄物、医療用放射性物品及び使用済密封線源の一部等、その他の長寿命低レベル放射性廃棄物の処分の可能性も検討されている。黒鉛及びラジウム含有廃棄物については、2006 年管理計画法において処分の実施に向けた期限が定められ、実施主体である ANDRA が 2008 年 6 月より、表 1.2-4 に示すスケジュールのもとで処分サイトの選定に向けた活動を開始している。

表 1.2-4 のとおり、2009 年 6 月に政府は 2 つの自治体（オークソン自治体及びパール・レ・シャヴァンジュ自治体）にある 3 つの候補サイトを選定したが、その後、オークソン自治体が 2009 年 7 月に、パール・レ・シャヴァンジュ自治体が 2009 年 8 月に、それぞれサイト選定プロセスからの辞退を自治体議会で決定しており、政府は新たな候補サイトの選定が必要な状況となっている。

表 1.2-4 長寿命低レベル放射性廃棄物処分の事業スケジュール

時期	活動内容
2008年6月	サイト選定活動開始
2008年10月	関心を示す自治体からの応募の締め切り
2008年末	ANDRAが、関心を示した自治体に関する地質、環境、社会経済的な観点での評価を行い政府に報告（その後の応募取り消しなどの状況を踏まえて、ANDRAは2009年5月に報告書をアップデート）
2009年1月	担当大臣（エコロジー・エネルギー・持続可能開発・国土整備省）の依頼により、原子力安全機関（ASN）と国家評価委員会（CNE）がANDRAの報告内容を確認して意見書を提示
2009年6月	政府が、関係地域からの選出議員や上記ASNとCNEとの協議を経て、候補サイトを選定して公表（今後詳細な調査を実施する2つの自治体にある3つの候補サイトを選定）
2009年～2010年	地質及び環境に関する調査、処分場に関する情報提供と対話、自治体による地域プロジェクト開発、処分場概念やエンジニアリングに関する検討等
2011年	自治体の意思確認のための公開討論会の開催と政府によるサイトの選定
2011年末～2014年	選定サイトにおける詳細調査の継続、処分場の設置許可の準備と申請
2015年～2016年	公衆意見聴取と設置許可申請のレビュー、処分場建設の認可申請、地域情報委員会（CLI）の設置
2017年～2019年	処分場の設置許可交付を条件としての、処分場の建設と施設の操業許可申請
2019年～2040年	処分場の操業
2040年～	処分場の閉鎖と監視

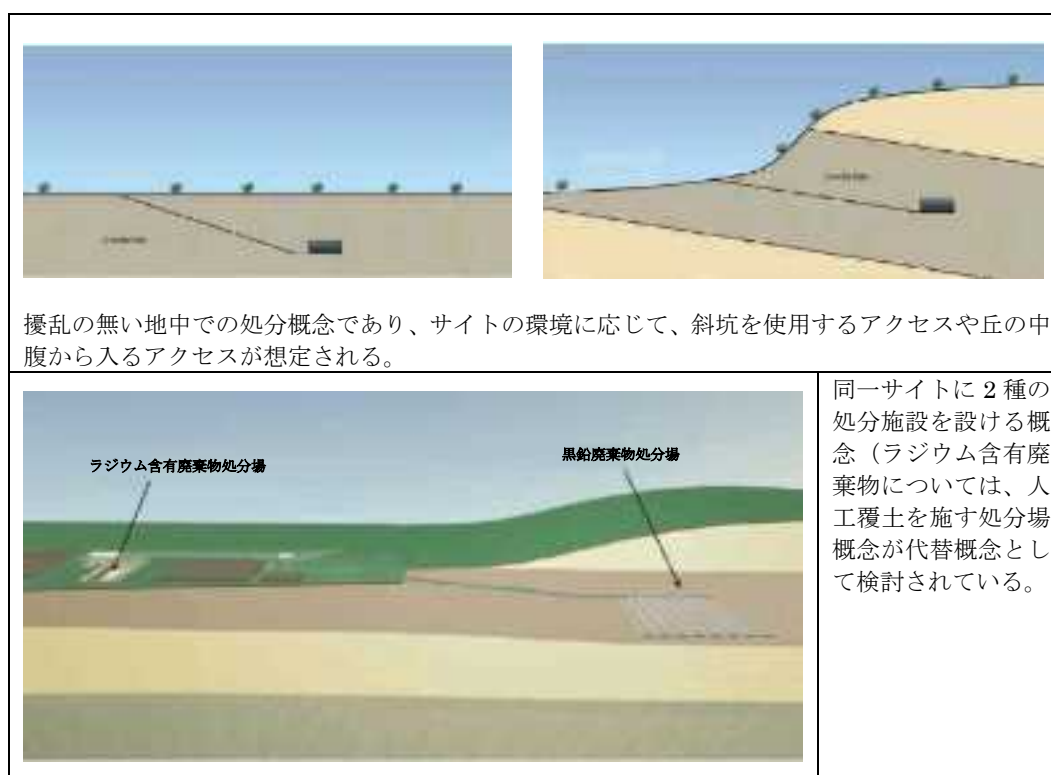


図 1.2-4 現在プロジェクトが進行中の中深度処分の概念例

計画されている処分深度は 15～200m であり、ANDRA が計画・検討している黒鉛及びラジウム含有廃棄物の処分概念例として、両廃棄物を同一深度（場所）に処分するレファレンス概念、両廃棄物を同一サイトでの異なる深度（場所）で処分する代替概念がサイトの募集資料で紹介されており（図 1.2-4 参照）、今後のサイト選定の進捗に応じ、候補サイトの特性等を踏まえて、処分概念が具体化される予定である。

(3) 浅地中処分

浅地中処分施設には、既に操業を終えて 2003 年より監視段階にあるラ・マンシュ処分場と、1992 年より操業を開始したオーブ処分場があり短寿命低中レベル放射性廃棄物を処分対象としている（長寿命核種も一部含まれる）。また、オーブ処分場に隣接したモルビリエ処分場も浅地中処分施設であり、ここでは 2003 年より極低レベル放射性廃棄物を処分している。浅地中処分施設は管理型処分であり、操業段階後の最長 300 年間の監視段階を経て、サイトは無条件開放されなければならないことが安全基本規則（RFS I.2）で定められており、サイト解放時に人及び環境に著しいリスク与えない程度となるように、半減期 30 年を超える核種についての放射エネルギーに制限が掛けられている。

ラ・マンシュ処分場及びオーブ処分場の処分概念は、前者がトレンチ処分、後者がコンクリートピット処分である違いを除き、ほぼ同等の概念である。オーブ処分場の場合、処分場の主要な構成要素は、①廃棄体パッケージ、②廃棄体パッケージを収納する金属製容器（コンクリート充填）、またはコンクリート容器（砂利充填）、③25m×25m×8m のコンクリートピット（ピット内は砂利充填）、④粘土による覆土から成る。図 1.2-5 はオーブ処分場の鳥瞰図である。粘土による覆土は操業終了時に行われ、図 1.2-6 の断面図のように、操業段階から監視段階に行われるモニタリングのための採水ネットワークが施される。



図 1.2-5 オープ処分場（右図はコンクリートピット）



図中の番号に対応する文章 1: Surface Network、2: Drainage System above and below the membrane、3: Underground Separative Gravity Network、4: Deep Drainage Network

図 1.2-6 ラ・マンシュ処分場の断面図

1.2.2 フランスにおける放射性廃棄物管理政策に関するその他の動向

フランスにおける地層処分事業に関連するその他の進捗動向として、2013～2015年を対象とした「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」(PNGMDR)の策定が2013年4月中に、国家評価委員会(CNE)による放射性廃棄物管理に関する進捗状況の取りまとめが行われた。

PNGMDRは2006年管理計画法により規定されたものであり、政府により策定されるも

のであるが、その素案の作成・取りまとめは規制当局である原子力安全機関（ASN）が行う。後者は、放射性廃棄物管理分野におけるフランスの第三者評価機関として位置付けられる国家評価委員会（CNE）が行うこととなっている。

(1) 放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画（PNGMDR）の公表

原子力安全機関（ASN）は 2013～2015 年を対象とした「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」（PNGMDR）を策定し、2013 年 4 月 23 日に公表した。2006 年管理計画法では、政府が同計画を策定し、3 年毎に改訂することが規定されており、今回の PNGMDR は、2013～2015 年を対象とした目標を定め、それに加え、これまでの PNGMDR の構成を見直している。¹⁾

2013～2015 年期 PNGMDR では、前回の 2009～2012 年度版で提示された活動を継続及び拡大し、総合産業管理計画の策定と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方法の開発の必要性について強調し、以下の研究の取組を提案している。

- ・ 長寿命中レベル放射性廃棄物のコンディショニングに関する研究を中心とした高レベル放射性廃棄物と長寿命中レベル放射性廃棄物に関する調査研究の継続
- ・ 長寿命中低レベル放射性廃棄物である黒鉛廃棄物及びアスファルト固化廃棄物において、分別、特性評価及び処理に関する研究及び管理シナリオの策定
- ・ 処分施設の収容能力及び放射線容量を追跡し、これにより新規容量の必要性を予測できるような手段の確立
- ・ 処分施設を構成する資源を保全するための、極低レベル放射性廃棄物の有効利用システムの開発
- ・ 鉱山処理残留物に関する研究及び廃石の再利用方法開発の継続
- ・ 液体及び気体トリチウム含有廃棄物の処理に関する研究の継続
- ・ 小規模発生者による廃棄物の管理経路の持続性を確保するための投資の予測及びこの部門で発生する液体及び気体トリチウム含有廃棄物の処理に関する研究の継続
- ・ 焼却できる放射性廃棄物の管理経路の安全を確保するための措置の提案

(2) 国家評価委員会（CNE）が第 7 回報告書を公表（2013 年 12 月）

国家評価委員会（CNE）がフランスにおける放射性廃棄物等の管理に関する調査研究

の進捗状況等の評価について取りまとめた第7回報告書が、2013年12月16日に公表された。CNEは、2006年管理計画法の規定により、同評価を毎年行い、取りまとめられた報告書は議会に提出される。議会は同報告内容の審議を議会科学選択評価委員会（OPECST）に付託し、OPECSTによる審議の後に、同報告書は公表されることとなっている。上記法律に基づき2007年6月に取りまとめられた第1回報告書以降、CNEは報告書を毎年取りまとめており、今回の報告は第7回目のものとなる。³⁾

CNEが取りまとめた第7回報告書冒頭の「要約と結論」によれば、地層処分に関して次のような評価結果が示されている。

- ・ムーズ県、オート＝マルヌ県の両県における15年以上の研究の結果、地層処分場を建設することができる地層の存在が確認されている。しかし、地層処分場の第1ユニットの建設時に、粘土層に到達するまでは実際の地層の特性についての知見の大きな進捗は見込めないため、放射性廃棄物管理機関（ANDRA）は、第1ユニットの建設と並行して、科学技術的な研究プログラムを実施しなければならない。
- ・ANDRAによる国際的な研究枠組みも活用、シーリング材による密閉に関する研究の開始
- ・他国の知見及びフィードバックを活用しつつ、閉じ込めの冗長性を確保するためのシール材による密閉の検討の研究活動を継続することで問題はない。
- ・水理学的プロセスのモデル化や、気相の有無に応じた水中の物質移行に関するモデル化には大きな進展があった。ANDRAは粘土層における水の移動によって生じる現象を理解・予測するための非常に有効なツールを有しており、これらのモデルによって、地層処分場の性能を評価し、設置許可申請の際に提出される安全評価書の内容をより詳細化することが可能になる。

1.2.3 原子力安全にかかわる規則及び法令の整備状況

フランスの原子力基本施設（INB）に対する安全規制は、法令（法律、デクレ等）及び原子力安全機関（ASN）が策定する基本安全規則（RFS）で体系化されている。放射性廃棄物処分については、具体的に次の文書体系で整備が行われている。

- ・法律：原子力に関する安全及び透明性に関する法律（原子力安全・情報開示法）
- ・デクレ：原子力基本施設（INB）及び原子力安全・放射性物質輸送管理に関するデクレ（INB等デクレ）

・基本安全規則 (RFS) :

- －浅地中処分：安全基本規則 RFS I .2：短中寿命かつ低中レベル放射性廃棄物の地表処分に関する安全目標及び基本設計（以下、「RFS I .2」という。）
- －中深度処分：未整備（2008年5月に、将来の安全指針の一部をなす「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」が策定されている）（以下、「中深度処分の安全性一般方針」という。）
- －地層処分：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（2008年2月）（以下、「地層処分の安全指針」という。）

2006年6月に制定された原子力安全・情報開示法及びその施行令であるINB等デクレ(政令)により、従来の原子力安全に関する組織体制や法令が再構築された。放射性廃棄物処分施設を含む原子力基本施設 (INB) に関する具体的な許認可手続き等はこの法令で規定されており、原子力安全機関 (ASN) が策定する安全基本規則 (RFS 等) において、安全技術面における詳細な規則や基準などが示される。

従来、原子力基本施設 (INB) に関する許認可手続等を規定するものとして、1963年に公布された「原子力基本施設 (INB) に関するデクレ」があった。2006年管理計画法の制定と同時期に原子力安全・情報開示法が制定され、これに伴いその施行令であるINB等デクレが2007年11月に公布され、上記の1963年のデクレを置き換えている。2006年原子力安全・情報開示法は、原子力安全規則に関する事項(規制体制、一般規則や許認可手続き等)、原子力安全に関する国民の知る権利(情報の透明性・信頼性・アクセス性)を担保する手段(規制機関や許認可保有者の情報公開に関する規定や地域情報委員会の設置等)を規定している。また、2007年INB等デクレは、原子力安全・情報開示法の施行デクレである。以下に、原子力安全・情報開示法及びINB等デクレの規定概要について記す。原子力安全機関 (ASN) が発行する安全基本規則 (RFS 等) の内容については、後述の2.2(フランスにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査))で詳述する。

(1) 原子力安全・情報開示法 (2006年6月) での主要な規定内容

原子力安全・情報開示法の構成は表 1.2-5 のとおりである。同法における主要な規定内容は次のとおりである。⁴⁾

- ・原子力安全機関 (ASN) の設置を規定：従来の原子力の安全規制機関である原子力安

全・放射線防護総局（DGSNR）と全国11ヵ所の地方原子力安全局（DSNR）とを統括する独立した行政機関として設置。同法第10条では、ASNがデクレで任命される原子力安全及び放射線防護分野の専門に考慮した5名の委員により運営されることを規定している。

- ・地域情報委員会（CLI）及び原子力安全の情報と透明性に関する高等委員会（HCTISN）の設置を規定：原子力基本施設（INB）のサイトの近傍に、原子力安全等に関する情報提供や事前協議等を行うための地域情報委員会（CLI）を設置できることを規定（これまでのCLIは、1981年の首相通達に基づき設置されていた）。CLIは、対象施設が設置許可申請の対象となり次第設置されるものである。なお、ビュール地下研究所に設置されている地域情報フォローアップ委員会（CLIS）は1991年管理研究法及び2006年管理計画法に基づいて設置されるもので、上記のCLIとは法的位置付けは異なるが、その設置の主旨や目的は同様である。また、地域レベルでの情報提供等の活動促進の目的で設置されるCLIに対し、全国レベルでの同活動のために原子力安全の情報と透明性に関する高等委員会（HCTISN）が設置される。
- ・原子力基本施設（INB）の設置に関する許可手続き等を規定：INBの設置には許可を要し、許可はデクレにより発給されることを規定している。本許可手続きの規定において、特記すべき内容は以下のとおりである。
 - －放射性廃棄物処分施設の場合、「設置許可」に加え、「操業停止及び監視段階への移行」にも許可を要し、この許可は設置許可と同様にデクレにより発給される（本許可申請には、操業停止、当該サイトの維持管理及び監視に関する諸規定を記載する）。
 - －原子力基本施設（INB）の事業者が、当該施設の安全レビューを定期的に行うことを規定している（定期安全レビューは10年ごとに行うが、許可デクレでこれとは異なる実施間隔を定めることができる）。

表 1.2-5 原子力安全・情報開示法の構成

第Ⅰ編：一般規則（第1条～第3条）
第Ⅱ編：原子力安全機関（第4条～第17条）
第Ⅲ編：原子力安全に関する情報公開
第1章 原子力安全及び放射線防護に関する情報権（第18条～第21条）
第2章 地域情報委員会（第22条）
第3章 原子力安全の情報と透明性に関する高等委員会（第23条～第27条）

第IV編：原子力基本施設及び放射性物質輸送
第1章 原子力基本施設及び放射性物質輸送に適用される規則（第28条～第36条）
第2章 リスク予防における原子力基本施設の従業員の役割の強化（第37条～第39条）
第3章 査察官による監督（第40条～第45条）
第4章 原子力基本施設及び放射性物質輸送に関する罰則規定（第46条～第53条）
第5章 危険事象または事故における適用条項（第54条）
第V編：雑則（第55条～第64条）

1.2.4 規制行政機関の概要

ここでは、規制行政機関である原子力安全機関（ASN）、その規制支援機関である放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）及び原子力基本施設諮問委員会（CCINB）を整理する。

(1) 原子力安全機関（ASN）

原子力安全機関（ASN）は、大統領府の下に置かれる独立機関であり、2006年原子力安全・情報開示法により、従来の原子力の安全規制機関である原子力安全・放射線防護総局（DGSNR）と全国11ヶ所の地方原子力安全局（DSNR）とを統括する独立機関として設置された。

その役割として、原子力安全と放射線防護に関する規制機関としての活動に加え、原子力安全に関する国民の知る権利を担保するための情報公開に関する活動を実施している。ASNは、原子力基本施設（INB）の新設・廃止措置などに関する政令案及び原子力安全規制に関する政令、奨励案について政府から諮問を受けるほか、INBの操業許可の発給、原子力安全及び放射線防護に関する担当大臣の承認による規制上の決定、一般規則及び個別規程の遵守状況の監督、情報提供などを行うこととなっている。

ASNは、大統領が任命する3名、議会（国会）の両院議長が任命する各1名の、5人の委員による委員会制で運営されている。この他400人を超えるスタッフがおり、その内、75%は専門家で構成されている。

フランスの原子力規制当局の設置は1973年まで遡り、表1.2-6のように変遷してきた。1973年の創設当時の原子力施設安全部（SCSIN）は、原子力推進庁の属する経済・産業省の1つの課として創設され、1991年にDSINとして1つの部に昇格した。2002年には、DSINに、厚生省所管の電離放射線防護室（OPRI）の一部機能及び人工放射性同位元素取扱省庁連絡委員会（CIRESA）の全機能が加わり、原子力安全・放射線防護総局（DGSNR）が設立された。この時点で管轄は環境・産業大臣とともに厚生大臣の管轄下となった。

DGSNR は地方では産業省・研究賞・環境合同地方局（DRIRE）の原子力安全・放射線防護本部（DSNR）及び原子力高压設備管理局（BCCN）が DRIRE へ組み込まれ、査察及び安全審査を実施した。これらを本局と地方局（DGSNR、DSNR、DRIRE）を併せて原子力安全機関（ASN）と称した。この時点では、原子力推進担当省庁からの管理は外れたものの、依然として中央省庁の管理下にあった。

前述のように、2006 年には原子力安全・情報開示法に基づき組織が再編され、新たにフランス大統領直轄の独立行政府として原子力安全機関（ASN）が設立された。

表 1.2-6 フランスの規制当局の変遷⁵⁾

	組織編成のイベント	所管機関
1973 年	原子力施設安全部（SCSIN）創設	経済・産業省
1991 年	原子力施設安全局（DSIN）創設	経済・産業省
2002 年	原子力安全・放射線防護局（DSGMR）設置 （地方原子力安全局（DSNR）を含めて ASN と称されていた。）	経済・産業省 環境省 厚生省
2006 年	原子力安全機関（ASN）の設置	大統領府 独立行政府となる

(3) 原子力基本視閲諮問委員会 (CCINB)

原子力基本視閲諮問委員会 (CCINB) は、2007 年 INB 等デクレ (2006 年原子力安全・情報開示法の施行デクレ) 7) の規定に基づき、原子力安全担当大臣の下に設置されるものであり、構成メンバーは同デクレで表 1.2-7 のとおり規定されている。同デクレで規定される CCINB の機能は、原子力安全担当大臣の要請により原子力基本施設の各許可段階における許可デクレ案について意見提示する、ASN の法規に関する決定について意見提示をするほか、放射線防護を担当する大臣より原子力基本施設に関する問題についての諮問を受けることである。

表 1.2-7 原子力基本施設諮問委員会 (CCINB) の構成メンバー

1. 少なくとも評定員の階級を有する国務院の職員 1 名、委員長
2. 原子力高等弁務官 1 名、副委員長
3. 原子力安全担当大臣代理 1 名
4. 国防大臣代理 1 名
5. 経済担当大臣代理 1 名
6. エネルギー担当大臣代理 1 名
7. 環境担当大臣代理 1 名
8. 研究担当大臣代理 1 名
9. 厚生担当大臣代理 1 名
10. 国民安全保障担当大臣代理 1 名
11. 労働担当大臣代理 1 名
12. 国防活動・施設関連原子力安全・放射線防護委員またはその代理
13. 放射性廃棄物管理機関代表 1 名
14. 原子力庁代表 1 名
15. 国立科学研究センター代表 1 名
16. 放射線防護・原子力安全研究所代表 1 名
17. 原子燃料製造・処理企業 (複数) 代表 1 名
18. 原子力発電企業 (複数) 代表 1 名
19. 原子力部門における専門家 (しかるべき資格を有する) 3 名、うち 1 名は厚生担当大臣が指名する

(1.2 の参考文献)

- 1) Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs 2013- 2015 2013, ASN
- 2) Plan National de Gestion des Matières et des Déchets Radioactifs 2009- 2012 2009, ASN
- 3) COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DES RECHERCHES ET ETUDES RELATIVES A LA GESTION DES MATIERES ET DES DECHETS RADIOACTIFS RAPPORT D ,EVALUATION NO 7 2013 CNE [CNE 第7回報告書]
- 4) LOI no 2006-686 du 13 juin 2006 relative ? la transparence et la s curit en matire nuclaire [原子力に関する安全及び透明性に関する法律(2006-686/2006.6.13) [原子力安全・情報開示法]]
- 5) EXPOS DES MOTIFS, Projet de loi relatif la transparence et la scurit en matire nuclaire 2006.2 [2006年原子力安全・情報開示法：法案趣意書]
- 6) Decret 2002-254 du 22 Fevrier 2002, Decret relatif a l'Institut de radioprotection et de surete nuclaire 2002 .2 [放射線防護・原子力安全研究所(IRSN)の設置に関するデクレ]
- 7) Decret no 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucleaires de base et au controle, en matiare de sret nuclaire, du transportde substances radioactives 2007.11 [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]

1.3 スウェーデンにおける最新情報の整理

1.3.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

スウェーデンには、原子力廃棄物又は放射性廃棄物に関し、法的に定義された廃棄物分類体系はない。放射線防護法（1988:220）では、「放射性廃棄物」（radioactive waste）という用語が使われている。この用語には、原子力活動により生じた放射性廃棄物の他、原子力発電以外の活動（医療用途、密封線源の用途、研究機関、消費財など）により生じた放射性廃棄物も含む一般的な意味の用語である。一方、原子力活動法では「原子力廃棄物」（nuclear waste）という用語を定義しており、同法を根拠として規制機関が定める規則でも「原子力廃棄物」が使用されるため、スウェーデンにおける放射性廃棄物処分の安全規制について理解する上では、「放射性廃棄物」と「原子力廃棄物」を使い分ける必要がある。

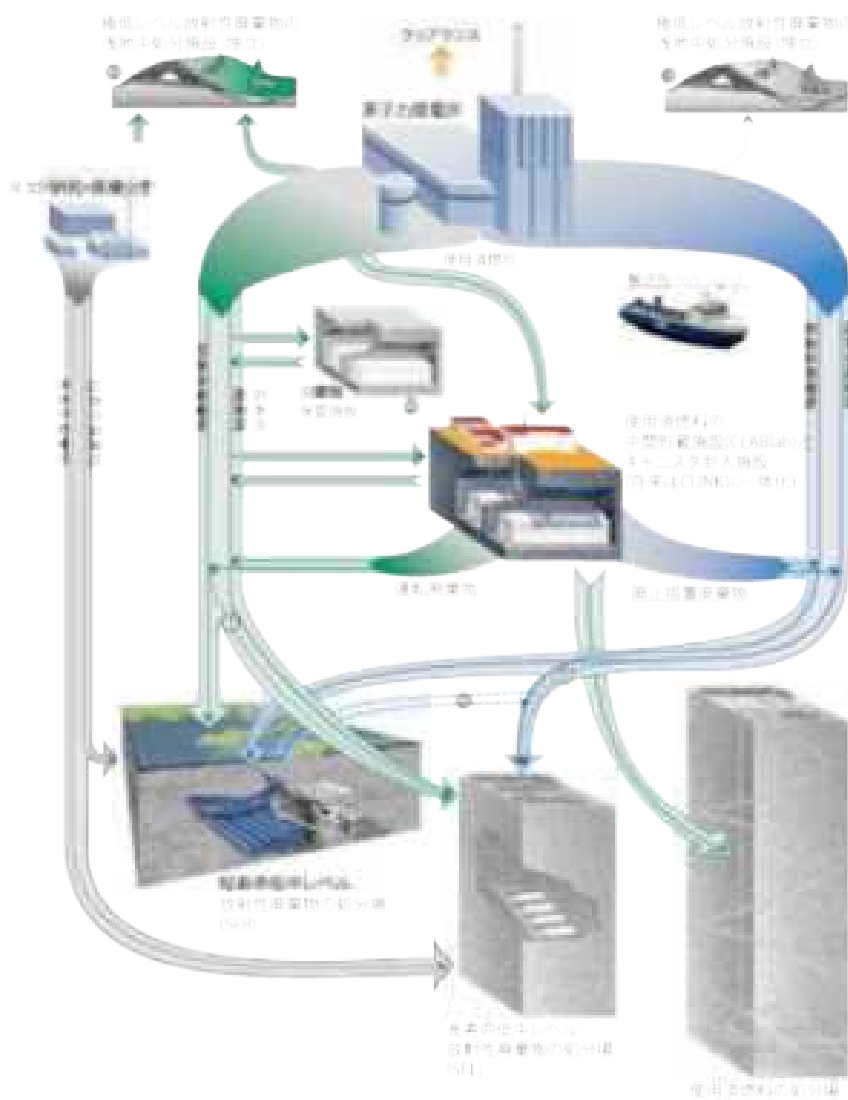
「原子力廃棄物」の定義は以下のようになっている。

- ① 処分場に定置された使用済燃料
- ② 原子力施設で生成された放射性物質で、教育または研究の目的、または医療、農業、商業的な目的に使用されるために製造もしくは施設から持ち出されたもの以外のもの
- ③ 原子力施設に属し、放射性物質で汚染された材料またはその他のもので、それ以上施設で使用されないもの
- ④ 廃止される原子力施設の放射化された部分

この定義に従えば、使用済燃料は、処分場に処分されるまで法的には廃棄物ではないが、スウェーデンでは再処理する計画がなく、実質的に廃棄物とみなされており、そのように取り扱われている。

スウェーデンでは、極低レベル放射性廃棄物に限って原子力施設サイト内（原子力発電所のある3カ所と研究施設がある1カ所）での処分が実施されているが、サイト外での使用済燃料・放射性廃棄物のすべての取扱い、輸送及び貯蔵は、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB社）が担当している。SKB社は、原子力発電事業者4社が共同出資して1984年に設立した民間企業（株式会社・株式は非上場）である。SKB社は、親会社が処分責任をもつ原子力廃棄物について、その処分に必要となる研究開発のほか、低中レベル放射性廃棄物の処分場 SFR と使用済燃料の集中中間貯蔵施設 CLAB を操業している。SKB社は、原子力発電所を起源とする放射性廃棄物のみならず、産業・研究・医療分野から発生する放射性廃棄物の処分できるように、処分立地・事業運営を計画している。

SKB 社の最新の研究開発実証プログラム (RD&D2013) では、同社は原子力廃棄物及びそれ以外の放射性廃棄物を短寿命と長寿命に分類し、3つの処分場を操業 (既存の SFR 以外に、長寿命廃棄物処分場 SFL、使用済燃料の処分場を新規に建設) する計画である。



- SFRとSFLよりも早く閉鎖する場合には、長寿命廃棄物はSFLで処分する。
- 現在、長寿命廃棄物の保管は原子力発電所、CLABなどで行われている。将来的には、SFRで行うこともありうる。
- 海中処分は、3ヶ所の原子力発電所と原子力研究所があるスタスビックで実施されている。
- 廃止措置廃棄物のうち極低レベル放射性廃棄物については、各原子力発電事業者が検討可能性がある (現時点では未定)。

図 1.3-1 スウェーデンにおける放射性廃棄物の管理システム

(1) 法規制

スウェーデンでは、極低レベル放射性廃棄物を除き、法令あるいは規制機関が定める規則では放射性廃棄物の区分がない。したがって、放射性廃棄物処分に係る法制度は、処分場の種類や処分方法別によらず、原子力廃棄物に共通する一般的な形での規制制度となっている。原子力活動法と放射線防護法は、いずれも環境省の所管である。それらの法律に基づく規制実務を行う行政執行機関として、放射線安全機関（SSM）が設置されており、SSMFS と呼ばれる規制文書を策定する権限が付与されている。SSMFS には、法的な拘束力を有する「規則」と、ある規則の適用についての SSM の考え方を記載した「一般勧告」の 2 種類がある。規則と一般勧告が一つの文書として発行されることもあれば、別々に分けて発行される場合もあるが、発行文書別に SSMFS で始まる識別番号が付される。

放射性廃棄物処分の安全規制に係る SSM の規制文書には、以下のものがある。

- 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規則及び一般勧告
- 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規則及び一般勧告

a. 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

規則及び一般勧告

2002 年以来施行されている当該規則には、施設閉鎖後の期間に鑑みた、処分施設的设计、建設、安全解析及び安全報告書に関する固有の要件が含まれている。閉鎖前の期間については、一般安全規則（SSMFS2008:1）が適用される。

使用済燃料及び原子力廃棄物を処分する上での長期的安全性に関する規則は、具体的に次の事項を対象としている。

- バリアシステムに関する定性的要件
- シナリオの定義と分類
- 安全評価のための時間尺度（核種の拡散を隔離又は遅らせるのにバリア機能が必要となる限り、ただし最低でも 10,000 年）
- 安全報告書で取り上げるべきトピックス

b. 使用済燃料及び原子力廃棄物の最終管理における人体と環境の保護に関する規則及び一般勧告 (SSMFS 2008:37)

当該規則は、使用済燃料及び原子力廃棄物の処分に適用される。低レベル原子力廃棄物のための浅地中埋設（地表での埋め立て）には適用されない。その基本的要件は、操業時と閉鎖後に、人体と環境が電離放射線の悪影響から保護されなければならないということである。また別の要件は、スウェーデン国境を越えての人体と環境への影響は、同国内で許容されているレベルを上回ってはならないということである。規則には、利用可能な最善手法（BAT）と最適化、リスク基準と最大被ばく集団、リスク解析に要する期間、それぞれの期間ごとの遵守証明などに関する規定が含まれている。

(2) 原子力活動法の改正…脱原子力政策からの転換と原子力施設の定期安全評価の法制化

2010年6月、スウェーデン議会（国会）は、1980年代から続いた「段階的な原子力発電からの撤退」政策を約30年ぶりに転換し、リプレースに限っての原子炉の新規導入を認める法案パッケージを賛成174票、反対172票のわずかな差で可決した。

スウェーデンでは1980年3月に実施された「原子力発電の将来に関する国民投票」以来、脱原子力政策が続いていた。1984年制定の原子力活動法の条文には、新規の原子炉導入に対する許可は発給されないことが明記された。1997年になって段階的撤退の期限（=2010年）を撤廃したうえで「原子力発電の撤廃に関する法律」（SFS 1997:1320）が国会で可決され、バーセベック発電所の2基の原子炉が閉鎖（1号機は1999年11月末、2号機は2005年5月末）された。

しかしながら、現在のスウェーデンのエネルギー政策はEU政策と同じく、生態学的持続可能性、競争力、及びエネルギー安全保障の3つの柱を結びつけることを目指す動きに変わっており、2010年には原子力活動法と環境法典の改正がおこなわれた。

この法改正により、原子力活動法から新規の発電用原子炉の建設を認めないとする条項（旧法第5条第1項）が削除され、原子力活動法に基づく許可の必要性に加えて、環境法典に基づく許可が必要である旨の規定（新法第5b条第2項）が盛り込まれた。

同時に安全規制に関係する条項も改正されており、原子力施設の10年ごとの全体評価の実施義務（新法第10a条、いわゆる「定期安全レビュー」）が法律条文で規定された。定期安全レビュー自体は、従来から、放射線安全機関規則「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及び一般勧告」において、同様の規定が存在したが、これが法律レベルで規定するように強化されたこととなる。なお、定期安全レビューの法律化は、新規原子炉への許可発給を禁じる条項の撤廃と一体で行われたものである。

SSMFS 2008:1 に基づく定期安全レビューの範囲は、SSM 規則が法的根拠とする 2 つの法律—原子力活動法と放射線防護法—に係わる要件のみであったが、これが原子力活動法で規定されたことで、環境法典に基づく要件についても全体評価が必要となっている。

なお、この法改正以前から、既設原子炉の出力増強が政府の許可を得て実施されているが、2013 年末現在では既設 10 基の原子炉のいずれについても、具体的なリプレースの計画は公表されていない。

表 1.3-1 原子力活動法 2010 年改正による条文対比

表 原子力活動法 (SFS 1984:3) の改正内容 (主要部分のみ抜粋)	
改正前の条項	2011 年 1 月 1 日発効の条項
<p>第 5a 条 <u>新規の発電用原子炉を建設する許可は発給されない。</u> 他国の原子力施設またはその他の原子力活動から発生した使用済燃料及び原子力廃棄物を特別の許可なしに国内で処分することは禁じられている。このことは、処分までの貯蔵 (中間貯蔵) にも適用される。許可は、特殊な理由が存在し、かつ第 12 条に記載のプログラムの実施が困難にならない場合のみ交付される。 この法律に基づく使用済燃料または原子力廃棄物の輸送の許可は、放射線防護法 (SFS 1988:220) 第 20a 条に言及される地域または国への輸送には発給されない。</p>	<p>第 5a 条 (2011 年 1 月 1 日に発効) [→旧第 1 項廃止] 他国の原子力施設またはその他の原子力活動から発生した使用済燃料及び原子力廃棄物を特別の許可なしに国内で処分することは禁じられている。このことは、処分までの貯蔵 (中間貯蔵) にも適用される。許可は、特殊な理由が存在し、かつ第 12 条に記載のプログラムの実施が困難にならない場合のみ交付される。 この法律に基づく使用済燃料または原子力廃棄物の輸送の許可は、放射線防護法 (SFS 1988:220) 第 20a 条に言及される地域または国への輸送には発給されない。</p>
<p>第 5b 条 この法律に基づく案件の審査においては、環境法典第 2 章と第 5 章第 3 条が適用される。 特定の活動及び措置に許可が必要であるかどうかについての規定は、環境法典第 7 章第 28a 条から第 29 条に記載されている。</p>	<p>第 5b 条 (2011 年 1 月 1 日に発効) この法律に基づく案件の審査においては、環境法典第 2 章と第 5 章第 3 条が適用される。 <u>新規原子炉を建設し、所有し、操業する許可の審査においては、環境法典第 17 章第 6a 条も適用される。</u> 特定の活動及び措置に許可が必要であるかどうかについての規定は、環境法典第 7 章第 28a 条から第 29 条に記載されている。</p>

表 原子力活動法（SFS 1984:3）の改正内容（主要部分のみ抜粋）

改正前の条項	2011年1月1日発効の条項
<p>原子力施設を建設、所有または操業する許可の申請には、環境影響評価が含まれていなければならない。政府または政府が定める機関は、この法律に基づく許可に関する他の案件において、環境影響評価が実施されるよう規定を定めることができる。</p> <p>環境影響評価を実施する方法及びその要件ならびに計画及び計画策定根拠に関しては、環境法典第6章が適用される。</p>	<p>第5c条（2011年1月1日に発効）</p> <p>原子力施設を建設、所有または操業する許可の申請書には、環境影響評価報告書が含まれていなければならない。政府または政府が定める機関は、この法律に基づく許可に関するその他の案件において、環境影響評価を実施する方法、その要件及び計画及び計画策定根拠に関しては、環境法典の第6章が適用される。</p> <p>政府または政府が定める機関は、この法律に基づく許可に関するその他の案件において、環境影響評価が実施されるよう規定することができる。</p> <p>政府または政府が定める機関は、原子力活動に対する許可申請の内容及び形式に関するより詳細な規定を定める。</p>
<p>第10条（2011年1月1日に失効）</p> <p>原子力活動の許可を有する者は、以下の各号を履行する上で必要なすべての措置を確実なものにする責任を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子力活動の性質及びその実施状況を考慮して安全を維持すること、 2. 原子力活動で発生する原子力廃棄物、あるいはそこで発生する再利用されない核物質を安全な方法で取り扱い、処分すること、 3. 操業を停止した施設を安全な方法で廃止し、解体すること。 <p>原子力活動の許可を有する者は、未然事故、脅威またはその他の同様な事態が生じる場合、できる限り速やかに第16条に記載された機関に安全性の判断にとって重要となる情報を提供しなければならない。</p>	<p>第10条（2011年1月1日に発効）</p> <p>原子力活動の許可を保持する者は、下記の各号を履行する上で必要な措置を講じる責任を有する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 活動の種類及びその操業状況を考慮し、安全性を維持すること。 2. 活動に伴って生じた原子力廃棄物、あるいはそれに伴って発生する再利用されない核物質を安全な方法で取り扱い、最終処分すること。 3. 施設における全ての活動が停止し、全ての核物質及び原子力廃棄物が最終的に閉じ込められる最終処分場に定置されるまで、活動を停止した施設の廃止措置を安全な方法で実施し、解体すること。 <p>原子力活動の許可を保持する者は、起こり得る事故、脅威またはその他の同様な事態が生じる場合、できる限り速やかに第16条に記載された機関に対し、安全面での判断にとって重要となる情報を提供しなければならない。</p>
	<p>第10a条（2011年1月1日に発効）</p> <p><u>原子力施設を所有または操業する許可を保持する者は、少なくとも10年ごとに、当該施設の安全性及び放射線防護に関する全体評価を実施しなければならない。この検査は、科学技術の発展を考慮した上で実施されなければならない。またその中には、下記の各号の解析及び説明が含まれていなければならない。</u></p>

表 原子力活動法 (SFS 1984:3) の改正内容 (主要部分のみ抜粋)

改正前の条項	2011年1月1日発効の条項
	<p>1. <u>施設の構造、機能、組織及び活動が、本法、環境法典及び放射線防護法 (SFS 1988:220) の要件、並びにこれらの法律に基づいて設定された規定及び条件をいかに満たしているか。</u></p> <p>2. <u>これらの規定及び条件が、次回の全体検査の実施時まで満たされると判断する上での前提条件。</u></p> <p>全体評価及びそれに伴って実施される措置は、第16条に記載される機関〔注:放射線安全機関(SSM)〕に報告されなければならない。</p> <p>第10b条 (2011年1月1日に発効) 政府または政府が定める機関は、下記の各号に関して更なる規定を定めることができる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 第10a条に基づく評価の内容。 2. 第10a条に基づく評価が安全面での理由から10年間の1度よりも頻繁に行わなければならないこと。 <p>第10c条 (2011年1月1日に発効) 政府または政府が定める機関は、例外に関する規定を定め、第10a条の要件からの免除を認めることができる。そのような例外及び免除は、当該施設によってもたらされるリスクが小さい原子力施設のみを対象とすることができる。</p>

(3) 高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全規制の状況

SKB社は、2013年3月に使用済燃料の処分場の立地・建設許可申請書を放射線安全機関(SSM)及び土地・環境裁判所に提出した。SKB社の処分概念はKBS-3と呼ばれており、自国で発生する使用済燃料を銅製キャニスタに封入し、地下約500mの結晶質岩に掘削した処分孔内に、ベントナイト製の緩衝材でキャニスタを取り囲むようにして定置する方針である。処分場の建設予定地は、首都ストックホルムから約170km北方、バルト海に面したエストハンマル自治体のフォルスマルクである。SKB社の計画では、既に運転を停止した原子炉2基、並びに運転中の原子炉10基が廃止されるまでに発生すると見込まれる約12,000トン(ウラン換算)の使用済燃料を約6,000体のキャニスタに封入して処分することになるとしている。

今回の使用済燃料の処分場の立地・建設許可申請書の提出により、SKB 社が先に提出していたキャニスタ封入施設の建設許可申請書と合わせて、スウェーデンにおける使用済燃料の処分実現に向けて SKB 社が提出する必要がある以下の 3 つの申請書が出そろったことになる。

- ① オスカーシャムにおけるキャニスタ封入施設の建設許可申請書
(2006 年 11 月に提出済、2011 年 3 月 16 日更新) …原子力活動法に基づく申請
- ② フォルスマルクにおける使用済燃料の処分場の建設許可申請書
(2011 年 3 月 16 日に SSM に提出) …原子力活動法に基づく申請
- ③ 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
(2011 年 3 月 16 日に土地・環境裁判所に提出) …環境法典に基づく申請

最初の 2 つの申請書は原子力活動法に基づく申請書であり、SSM が審査する。3 番目の申請書は環境法典に基づく申請書であり、土地・環境裁判所で審理される。SKB 社は、ストックホルム近郊にあるナッカ土地・環境裁判所に申請書を提出した。

審査・審理の手続きの概略

スウェーデンの法制度では、使用済燃料の処分場に係わる申請について、SSM 及び土地・環境裁判所とも、それぞれ単独で許可発給をすることはできず、申請案件の審査・審理の結果をそれぞれスウェーデン政府に提出する必要がある。政府は双方の結果をもとに、地元自治体の受け入れ意思を確認した上で、KBS-3 システムに基づく処分事業が許容できるか否かの決定を行う（スウェーデンでは「許容性判断」と呼ばれる）ことになっている。

政府が許容可能と決定する場合、案件が SSM と土地・環境裁判所に戻され、審査・審理が続けられる。土地・環境裁判所では、新たな聴聞会（公開審理）を開き、環境法典に基づいて必要な条件を定めた上で認可を発給する。原子力活動法に基づく許可は、SSM ではなく政府が発給権限をもつ。このため、SSM は原子力活動法と放射線防護法に基づき、許可に必要な条件を定めることになる。

なお、放射線安全機関規則「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及び一般勧告」では、原子力施設の「建設前に、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前に、予備的安全報告書を作成しなければならない」とする規定があり、同報告書は SSM の承認を受ける必要がある。地層処分場の「予備的安全報告書」は、本来、操業安全性と閉鎖後の長期安全性の両方を 1 つの報告書で扱うもの

であるが、2011年3月の申請時点では分けられている（分割した理由としては、SSMと土地・環境裁判所への提出資料で重複を回避する配慮のほか、長期安全性についてはOECD/NEAの国際ピアレビューに対応する予定であったことなどがある）。審査期間中にSKB社が実施していた研究開発・施設設計の作業を踏まえて、単に分割していたものを統合するだけでなく、更新すべき部分が発生するとSKB社は見込んでいた。このため、SKB社は原子力活動法に基づく申請書のなかで、建設開始前の予備的安全報告書の更新に関する条件を許可発給時に設定するよう求めている。

審査・審理の手続きの状況

2013年末時点では、SSM及び土地・環境裁判所とも、申請案件の審査・審理の結果をスウェーデン政府に提出するには至っていない。スウェーデンでは、環境法典と原子力活動法の両方が関係する新規原子力施設の申請審査・審理は、いずれの法律の制定後でも初めてのケースである。ある事項がSSMと土地・環境裁判所のいずれで扱われるべきかについても、申請側と審査側で見解が相違するなどの混乱がある。

2012年10月に、SSMは土地・環境裁判所から要請されていた“環境法典に基づく申請書類の十分性についての判断”の回答を公表した。回答文書の中でSSMは、SKB社が作成した環境影響評価書は大幅に補足する必要があるとした結論を提出するとともに、SKB社に対して補足書類の提出を2012年11月30日までに行うよう要請した。SSMは、環境法典の規定に従って環境影響評価書においてSKB社が説明する必要がある代替方法について、環境法典における自然資源の保護に関する規定との兼ね合いでより詳細に説明しなければならないとしている。また、SKB社に対して、銅製キャニスタの長期健全性に関する研究や、キャニスタの定置技術が申請書で述べられている基準をどのように満たすのかを実証するための具体的な計画の提示を要求した。

こうした補足要求に対して、SKB社は2013年の4月、6月、12月の3回にわけて対応を行ってきた。銅製キャニスタの腐食に関する補足は3回目対応時に提出している。この他に、キャニスタ封入施設に関する補足が要求されており、SKB社は2014年夏までに提出する予定としている。

また、土地・環境裁判所の審理予定表（裁判所の公示情報）では、当初2015年に最初の審理結果を取りまとめて政府に許容性判断を求めるために、補足書類が揃った完全な申請書類一式を縦覧するとしていたが、SSM側が原子力活動法に関する申請書類一式を縦覧で

きるようにする時期と整合させるために 2016 年に遅らせている。

SKB 社では、2011 年 3 月の申請前の研究開発実証プログラム 2010 の取りまとめ時点では 2015 年には地層処分場の建設を開始できると見込んでいた。申請書類への補足対応の最中である 2013 年 9 月に公表した『研究開発実証プログラム 2013』では、建設開始を 2019 年と約 3 年半遅らせている。安全審査プロセスが SKB 社の当初の想定よりも長引いていることを踏まえ、規制機関や自治体等の関係機関が申請書のレビューや意見提出に費やす時間を十分確保できるように設定したとしている。

(4) 低レベル放射性廃棄物の処分の安全規制の状況

SKB 社は、使用済燃料以外の低中レベル放射性廃棄物を、短寿命と長寿命の二つに分けて、それぞれの放射性廃棄物処分場を設置する計画である。

短寿命廃棄物の処分場 (SFR)

短寿命廃棄物の処分については、SKB 社が 1988 年からフォルスマルクにおいて、短寿命低中レベル放射性廃棄物の処分場 (SFR) を操業している。処分容量は 63,000m³ であり、このうち 2012 年末時点で約 34,000m³ が処分済みである。SFR で処分する許可を受けている放射性廃棄物は、原子力発電所の運転廃棄物に限定されているが、今後の発生が見込まれる廃止措置廃棄物も処分できるように拡張する。SKB 社の計画は、既に閉鎖されているバーセバック発電所の原子炉 2 基の廃止措置を 2023 年半ばから開始することを想定したものであり、SFR の拡張工事の開始を 2018 年、拡張部分の操業開始を 2023 年頃としている。

SKB 社は 2013 年 9 月の取りまとめた研究開発実証プログラム (RD&D2013) において、SFR の処分区画の拡張と廃止措置廃棄物も処分可能 (既存部分での処分を含む) とすることを目的として、原子力活動法及び環境法典に基づく許可申請を 2014 年内に行う予定であることを明らかにしている。

長寿命廃棄物の処分場 (SFL)

長寿命低中レベル放射性廃棄物の処分場 (SFL) については、SKB 社は処分場システムの概念検討を進めている段階である。2013 年 9 月に SKB 社が取りまとめた RD&D2013 において、2013 年末までに検討成果を取りまとめる予定としており、この報告書を TR-13-14『SFL 概念研究報告書』(2013 年 12 月) として公表した。SKB 社は、その成果

をもとに今後 3 年間で処分概念に対する安全性の評価を行うとしている。

RD&D2013 で示している計画では、SFL の操業開始を 2045 年頃であり、それまでの間に発生する長寿命廃棄物を SFR などの他の既存施設で保管することも検討している。なお、SFR での長寿命廃棄物の保管については、2014 年に予定している SFR の拡張に関する原子力活動法及び環境法典に基づく許可申請で扱う予定となっている。

1.3.2 規制機関の概要

(1) 放射線安全機関 (SSM)

スウェーデンでは 2008 年 7 月 1 日に、原子力安全と放射線安全を所管する規制機関として、新たに「放射線安全機関」(SSM) が設立された。SSM は環境省に属する中央行政執行機関である。SSM の発足以前には、いずれも環境省に属する中央行政執行機関として、原子力安全を所管していた「原子力発電検査機関」(SKI) と放射線安全を所管する「放射線防護機関」(SSI) が設立されていた。SSM は、これら 2 つの規制機関を統合したものである。

SSM は、原子力活動法 (1984:3) (SFS 1984:3) 及び放射線防護法 (SFS 1988:220) に基づき、使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理を監督する権限を有する国家の規制機関である。スウェーデン憲法においては、行政執行機関は、法律においても政府により与えられる立場においても極めて独立性が高く、行政執行機関が処理する事案に一大臣が介入することはできないとされている。

SSM 長官は、通常 6 年の任期で政府により任命される。スウェーデンの全ての行政執行機関と同様に、SSM は、主な結果、影響、歳入及びコストの概要を示す年次活動報告書を政府へ提出する。政府はその報告書に基づいて、追加確認作業を行い、SSM の運営状況を評価する。加えて、SSM は、スウェーデンの原子力発電所における原子力安全及び放射線防護の状態と管理に関する年次報告書を政府へ提出する。この報告書は、運転経験・規制査察及び審査、技術的安全状況・放射線防護の取組み・環境影響・廃棄物管理・緊急時対応、そして組織の問題・安全文化・物的防護と保安について、SSM の所見と結論をまとめたものである。

公衆、政治家及びメディアへの情報開示・提供サービスについて SSM 及びスウェーデンのその他の機関に課される要件は非常に高度である。同国の公文書は、情報の一般利用及び秘密保護法 (SFS 2009:400) に基づいて分類する決定がなされない限り開示される。国

家機密、国際関係、商業関係、又は個人のプライバシー権などが、秘密保護の理由となり得る。誰も、公文書の閲覧希望を正当化する、あるいは文書を閲覧するのに身分を証明する必要はない。

a. SSM の組織構成

SSM の職員数は約 300 人である。多くがたいていの場合、査察、規制審査と承認業務、規制の改訂、研究の請負に関する取扱い、そして広報活動への参加など個人の専門性を要求する各活動において、複数の任務を兼務している。放射性廃棄物等安全条約に基づくスウェーデン第 4 回国別報告書では、スウェーデンには規制機関を支援する技術支援組織 (TSO) がなく、SSM 自身が多くの特設分野を扱っていることから、職員の学歴は比較的高いとしている。また、国際的に比較して SSM の規制スタッフ数は、原子力計画の規模の割に少ないと評価している。

使用済燃料及び放射性廃棄物の管理状況の監督に関する任務は主として、放射性物質部門が担当である。



図 1.3-2 放射線安全機関 (SSM) の組織構成

b. SSM の財源

SSM の規制活動は、国家予算から資金供給される。コストは主に、規制活動と関連する調査対象費として事業者から回収される。費用の規模は毎年 SSM が提案し、政府が決定する。原子力廃棄物処分施設の許可及び原子力廃棄物管理システムの資金調達に関連する活動に対しては、原子力廃棄物基金から資金供給される。

表 1.3-2 SSM の予算規模（単位は 1,000 クローナ=約 1.5 万円）

Budget Item	2009	2010	2011	Funding source
Nuclear safety, emergency preparedness, radiation protection (including administration)	214,350	233,400	230,450	Mainly fees
Scientific research and development work	90,000	96,000	79,000	Mainly fees
Disposal of spent fuel and radioactive waste	6,000	28,200	70,000	Waste management fund
Historical wastes etc.	2,700	2,000	2,000	Tax funded
Crisis management ¹	29,000	27,000	25,000	Tax funded
Total (kSEK)	342,050	386,600	404,450	

Table E2: Budget of SSM in kSEK - 1 SEK is about 0.1 Euro

(1.3 の参考文献)

- 1) Ministry of the Environment, Sweden: Sweden's fourth national report under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Ds2011:35. 2011.
- 2) SKB: RD&D Programme 2013. Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste. TR-13-18. September 2013.
- 3) The review process – Strålsäkerhetsmyndigheten
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/In-English/About-the-Swedish-Radiation-Safety-Authority/1/The-site-for-a-spent-nuclear-fuel-repository/1/Review-Process/>
- 4) Nacka tingsrätt - Ansökan om slutförvar för använt kärnbränsle m.m.:
<http://www.nackatingsratt.domstol.se/Om-tingsratten/Ansokan-om-slutforvar-for-anvant-karnbransle-mm/>

1.4 フィンランドにおける最新情報の整理

1.4.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

フィンランドにおける放射性廃棄物の地層処分に関して、処理・処分に係る最新の安全基準や指針等の整備状況、その内容について以下に整理を行う。

フィンランドの放射性廃棄物処分の安全規制に係る安全基準・指針等としては、原子力利用全般についての法令である原子力法(990/1987)及び原子力令(161/1988)が整備されている。使用済燃料の廃棄物管理についての一般規則は、1999年に「使用済燃料の最終処分における安全性に関する政府決定(478/1999)」が、また原子力発電所の運転により発生する運転廃棄物についての一般規則は1991年に「原子力発電所から発生する運転廃棄物の最終処分施設の一般安全規則に関する政府決定(398/1991)」がそれぞれ定められていた。これら政府決定に基づいて、フィンランドの安全規制機関の放射線・原子力安全研究センター(STUK)は、使用済燃料及び低中レベル放射性廃棄物の管理、クリアランス、貯蔵、処分の長期安全性、操業安全性に関する5つの詳細安全規則を制定した。

その後、2008年に原子力法の改正が行われた。改正された原子力法第7q条の規定に基づいて、「原子力廃棄物の最終処分における安全性に関する政令(736/2008)」が2008年11月27日に制定され、同年12月1日に発効している。同政令は1991年及び1999年の2つの政府決定を置き換えるものとなっており、2つの政府決定は廃止された。

また、原子力法第7r条には、STUKにより詳細安全規則が定められることが規定されており、STUKは詳細安全規則の改訂作業を進め、新しい詳細安全規則は2013年12月1日に発行された。その結果、使用済燃料及び低中レベル放射性廃棄物処分に関する詳細安全規則、「YVL 8.1 原子力発電所の操業からの低中レベル放射性廃棄物の処分(2003)」と「YVL 8.4 使用済燃料処分の長期安全性の指針(2001)」は、全ての原子力廃棄物処分の詳細安全規則「STUK YVL D.5 原子力廃棄物の最終処分」に統合された。

表 1.4-1 に原子力法の改正に伴い改正された、または改正予定の放射性廃棄物管理に関する法規制体系について示す。

表 1.4-1 フィンランドにおける放射性廃棄物管理に関する法規制体系

旧法規制体系： 2008年原子力法改正前の 放射性廃棄物管理の法規制体系		現行の法規制体系： 2008年原子力法改正後の 放射性廃棄物管理の法規制体系	
○原子力法(990/1987)	→改正→	○原子力法(990/1987) (第2a章 安全に関する要件、18カ条追加)	
○原子力令(161/1988 雇用経済省令)	→改正→	○原子力令(161/1988 雇用経済省令)	
○一般安全規則 ・ 原子力発電所から発生する運転廃棄物の最終処分施設の一般安全規則に関する政府決定(398/1991) ・ 使用済燃料の最終処分における安全性に関する政府決定(478/1999)	→廃止 →廃止	○一般安全規則 ・ 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令(736/2008 政府令) … 廃止された左記2つの政府決定を統合したものに相当。	
○詳細安全規則 (STUK が策定する文書) <u>YVL</u> パート 8 (放射性廃棄物の管理) ・ YVL 8.1 原子力発電所の操業からの低中レベル廃棄物の処分(2003) ・ YVL 8.2 原子力廃棄物及び廃止措置された原子力施設のクリアランス(2008) ・ YVL 8.3 原子力発電所における低中レベル廃棄物の処理・貯蔵(2005) ・ YVL 8.4 使用済燃料処分の長期安全性の指針(2001) ・ YVL 8.5 使用済燃料処分の操業安全性の指針(2002)	→改訂→	○詳細安全規則 (STUK が策定する文書) <u>STUK-YVL</u> パート D (核物質と原子力廃棄物) ・ STUK YVL D.1 核不拡散規制 ・ STUK YVL D.2 核物質及び原子力廃棄物の輸送 ・ STUK-YVL D.3 核燃料の取り扱いと貯蔵 ・ STUK-YVL D.4 原子力施設での低中レベル廃棄物の取り扱い及び貯蔵、並びに原子力施設の廃止措置 ・ <u>STUK-YVL D.5 原子力廃棄物の最終処分</u> ・ STUK YVL D.6 ウランとトリウムの生産	

なお、処分実施主体のポシヴァ社は2012年末に処分場の建設許可申請書を提出しているが、新しい詳細安全規則のドラフト版に基づいて申請書を作成することについてあらかじめSTUKと合意していた。

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全規制の状況

エウラヨキ自治体オルキルトに建設予定の高レベル放射性廃棄物（使用済燃料）処分場について、処分場の概要、安全規制の状況を表 1.4-2 に示す。

処分実施主体のポシヴァ社は2012年12月28日に政府宛ての処分場建設許可申請書を雇用経済省に提出した。雇用経済省は、建設許可の決定に向けた準備のために複数の政府機関、関係当局や組織、エウラヨキ自治体と隣接自治体に対して、文書による意見提出を2013年2月に要請している。これらの意見書の提出期限については、STUKを除いて、2013年9月末であるが、STUKから雇用経済省への意見書の提出期限は2014年6月30日とされている。なお、原子力令の規定によって、STUKには、ポシヴァ社から提出された予備的安全解析書等の建設許可申請書関連文書の審査文書を意見書に含めることが求められている。また、海外訪問調査におけるSTUKとの面談において、STUKから雇用経済省への意見書の提出予定は当初より遅れて2014年10月頃の見込みとなるとの言及があった。

STUKは、法令の規定に従って、使用済燃料のキャニスタ封入施設と最終処分施設に関するポシヴァ社による建設許可申請書に関して、記載すべき事項の十分性と内容の適切さの審査を実施し、2013年4月に安全審査の第一段階を終了し、次のステップに移行していることを公表している。また、長期安全性に関するセーフティケースについては、申請書提出時に一部の欠落があったことから、STUKはセーフティケースについては第1段階の審査を保留していた。2013年10月にポシヴァ社から追加の提出がなされたことを受け、STUKはセーフティケースに関しても記載事項範囲の審査を行った。その結果、STUKは、一部の資料に不備があるものの、セーフティケースの資料が包括的であることを確認し、セーフティケースについても詳細な審査プロセスに回すことを表明した。

表 1.4-2 高レベル放射性廃棄物の地層処分の概要及び安全規制の状況

名称	オルキルトに建設される使用済燃料処分場（固有の処分場名については無し）
所在地	エウラヨキ自治体オルキルト
岩種、深度	結晶質岩、地下約 400～450m
対象廃棄物	使用済燃料（オルキルト 1～4 号機とロヴィーサ 1～2 号機の 6 基の原子炉から発生する使用済燃料 9,000 トン）
実施主体	ポシヴァ社
規制機関	雇用経済省、放射線・原子力安全センター
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1991、1995、2011 年 貿易産業省決定 ・ 原子力法 ・ 原子力令 ・ 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令 ・ STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1983 年：政府による処分場のサイト選定スケジュールの決定に従い、サイト選定の開始。 ・ 1983～1985 年：サイト確定調査（101 箇所の潜在的調査対象地域を選定）。 ・ 1987 年：概略サイト特性調査対象の 5 箇所のサイトを選定 ・ 1986 年～1992 年：概略サイト特性調査（オルキルト、キヴェッティ、ロムヴァーラの 3 箇所の詳細サイト特性調査サイトを選定） ・ 1993～2000 年：詳細サイト特性調査（1997 年にハーシュホルメンが追加） ・ 1999 年：ポシヴァ社がオルキルトを最終処分場サイトとして選定し、原則決定を申請 ・ 2000 年：政府による原則決定 ・ 2001 年：国会が原則決定を承認 ・ 2002 年：事業計画が認められたオルキルト 3 号機から発生する使用済燃料を処分するための処分場の容量拡大（2,500 トン；合計で 6,500 トン）の原則決定。 ・ 2004 年：地下特性調査施設（ONKALO）の建設開始。並行して地下の特性調査を実施。 ・ 2010 年：事業計画が認められたオルキルト 4 号機から発生する使用済燃料を処分するための処分場の容量拡大（2,500 トン；合計で 9,000 トン）の原則決定。 ・ 2012 年 12 月 28 日：ポシヴァ社が処分場の建設許可を申請。

(2) 低中レベル放射性廃棄物の処分

フィンランドにおいて、オルキルト原子力発電所及びロヴィーサ原子力発電所の操業から発生する低中レベル放射性廃棄物は、各原子力発電所内の浅層基盤への処分が進められている。これらの低中レベル放射性廃棄物処分場は VLJ（VoimaLaitosJäte：発電所廃棄物）処分場と呼ばれている。TVO 社は 1992 年から、オルキルト原子力発電所の VLJ サイトにて低中レベル放射性廃棄物処分の操業を実施している。FPH 社は 1998 年からロヴィーサ原子力発電所の VLJ サイトにて低中レベル放射性廃棄物処分の操業を実施している。

原子炉容器の内部から除去された破片及び装置で、中性子によって放射化され、強い放射線を放出するものは、放射化金属廃棄物と呼ばれる。STUK が放射性廃棄物管理等安全

条約に基づき 2011 年に発行した使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約による「国別報告書 (STUK-B-138)」によれば、放射化金属廃棄物はこれまで処理されずに各発電所内にて貯蔵されている。また、今後これら放射化廃棄物は類似した廃止措置廃棄物とともに処分されること、及び処分方法としては VLJ 処分場の延長線上が考えられている。

オルキルト原子力発電所内の低中レベル放射性廃棄物処分場は、地下 60~100m のトナライト岩盤内に 2 基のサイロが設けられている (図 1.4-1)。片方は固体の低レベル放射性廃棄物用であり、もう一方はビチューメン化された中レベル放射性廃棄物用である。



Figure 8. The Olkiluoto LLW repository. LLW drums in the disposal silo (left) and cross-sectional view of the repository lay-out (right).

図 1.4-1 オルキルトの低中レベル放射性廃棄物処分場概念図 (左)。右の写真はサイロ内に保管されているドラム缶。

ロヴィーサ原子力発電所内の VLJ 処分場は、地下 110 メートルの花崗岩の岩盤内にある。処分場は、2 本の低レベル固体放射性廃棄物用坑道と、1 本のコンクリート固化された中レベル放射性廃棄物用坑道から成る (図 1.4-2)。



図 1.4-2 ロヴィーサ発電所処分場。LILW 用処分場と計画されている廃炉廃棄物用拡張部の断面図（左）、処分場坑道内の原子炉運転廃棄物の LLW 入りドラム缶（中）、廃棄物が置かれていない固体廃棄物用処分場坑道（右）

表 1.4-3 低中レベル放射性廃棄物処分の概要及び安全規制の状況（オルキルオト）

名称	オルキルオト VLJ 処分場
所在地	エウラヨキ自治体オルキルオト
岩種、深度	結晶質岩、地下約 60-100m
対象廃棄物	低中レベル放射性廃棄物
実施主体	テオリスーデン・ヴォイマ社
規制機関	STUK
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1991、1995、2011 年 貿易産業省決定 ・ 原子力法 ・ 原子力令 ・ 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令 ・ STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1988 年：VLJ 処分場の建設開始。 ・ 1992 年：VLJ 処分場の操業開始。

表 1.4-3 低中レベル放射性廃棄物処分の概要及び安全規制の状況（ロヴィーサ）

名称	ロヴェーサ VLJ 処分場
所在地	ロヴィーサ自治体ハーシュトホルメン島
岩種、深度	結晶質岩、地下約 110m
対象廃棄物	低中レベル放射性廃棄物
実施主体	フォルツム・パワー・アンド・ヒート社
規制機関	STUK
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1991、1995、2011 年 貿易産業省決定 ・ 原子力法 ・ 原子力令 ・ 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令 ・ STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1993 年：VLJ 処分場の建設開始。 ・ 1998 年：VLJ 処分場の操業開始。

1.4.2 規制機関の概要

(1) 放射線・原子力安全センター (STUK)

放射線・原子力安全センター (STUK) の概要について、海外訪問調査の結果を含め以下にまとめる。STUK は、1958 年に設立された。当初は病院で使用される放射線の監督の業務を行っていたが、その後核実験に係るフォールアウト、原子力施設、非電離放射線、核不拡散等の科学的・工学的な多様な分野での活動が増えていった。

STUK の全体組織構成を図 1.4-3 に示す。調査部門の組織としては、原子炉の規制、環境放射線の監視、原子力廃棄物と原子力物質の規制、放射線防護の規制部門が設置されている。職員数は 2013 年末で 367 人である。

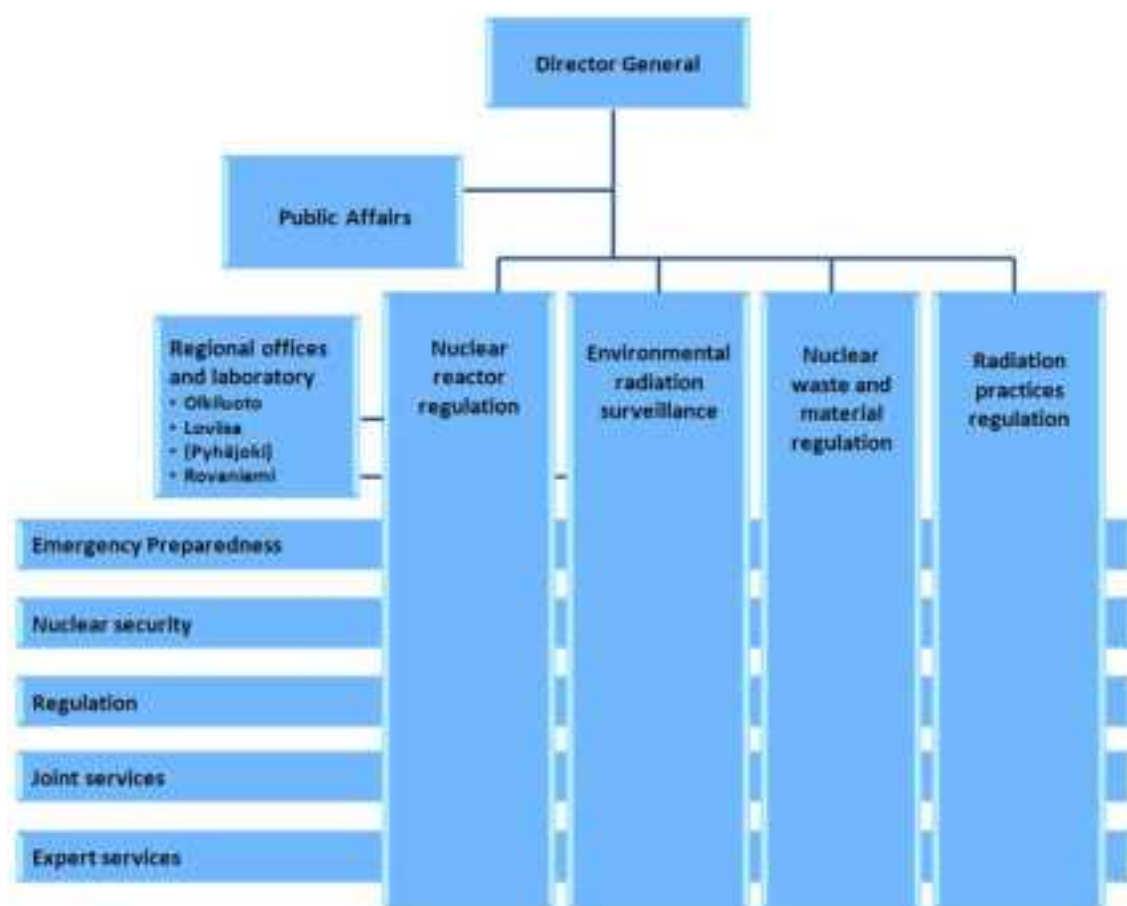


図 1.4-3 放射線・原子力安全センター (STUK) の全体組織構成 (2014 年 1 月 31 日現在)

○許可に係る活動

フィンランドでは2000年の政府による原則決定と2001年の国会による承認により、使用済燃料の処分地がオルキルオトに決まっているが、処分を開始するまでには事業者が建

設許可と操業許可についてそれぞれ政府から発給を受ける必要がある。ポシヴァ社は2012年末に建設許可を申請しており、現在STUKが安全審査を実施している。STUKによる使用済燃料処分場の許可に係る規制活動についてはPORAプロジェクトと呼ばれる枠組みで実施している。（図 1.4-4、PORAはフィンランド語で「ドリルで穴を開ける」という意味である）

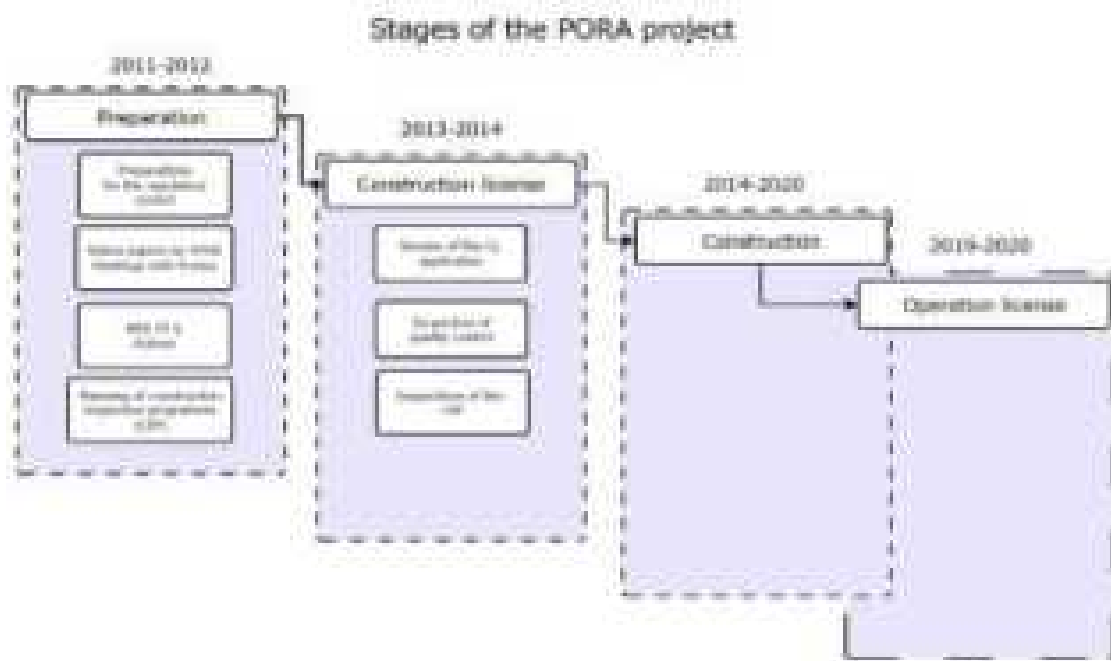


図 1.4-4 使用済燃料処分場の許可に係る規制活動のプロジェクト

図 1.4-4によれば、建設許可前の2011～2012年に準備活動（規制管理準備、ポシヴァとの会合、原子力法55条に関連するアクション、建設監査プログラム立案）を実施しており、2013～2014年の建設許可審査期間中には建設許可申請書の審査、品質管理の監査、建設監査（CIP）プログラムの検査の活動が行われている。図 1.4-4には2014年～2020年、及び2019～2020年の期間にそれぞれ建設時、操業許可審査の活動が区分されているが、具体的な活動については記載されていない。

また、PORAプロジェクトのサブプロジェクトについては図 1.4-5に示す8つのプロジェクトがあるとしている。8つのサブプロジェクトの範囲は放射線防護、品質マネジメント、封入施設と処分場設計、人工バリアシステム、サイト調査と地下施設の設計と建設、閉鎖後安全性評価、核物質防護、セキュリティとなっている。また、図 1.4-5には、それぞれのサブプロジェクトにおいて審査対象となる文書が示されている。

Section/ subproject	Area of responsibility	Responsible person	Application documents
YIA/SAKA	Radiation protection (persons and environment), operational safety system, PRA, emergency and operational event management	Arto Isolankila	PSM, Design phase PRA, preliminary plan for emergencies
YIA/LATU	Quality organization, management, QC of construction and commissioning	Jouko Mononen	Description of quality management during construction, PSM
YIA/LASU	Design of Escapulation plant and safety classification	Päivi Maaranen	PSM, Proposal for distribution drawing
YIA/E85C	EIS	Marko Alenius	Safety Case, PSM
YIA/PARA	Site investigation, design and construction of the underground works	Ari Luukkonen	Safety Case, PSM
YIA/PCSC	Post closure safety assessment	Jarmo Lehtikoinen	Safety Case, PSM
YMA/PYVO	Nuclear materials / Safeguards	Mikaël Moring	Plan for arranging safeguards control
YTS/TUJA	Security	Tapani Hack	Emergency plan for security

図 1.4-5 PORA プロジェクトのサブプロジェクト

○安全審査の人員リソース

建設許可申請書の安全審査はSTUK職員、外部の協力機関、外部専門家を加えて全体で70～90名程度であるとしている。

・ STUK :

原子力廃棄物と核物質部門

－原子力廃棄物管理部門 17人

－核物質と原子力廃棄物輸送 5人

原子炉部門 (約35人)

－臨界、放射線防護、確率論的リスク解析 (PRA) 、設計 (機械、自動化、電気) 、セキュリティ・・・

・ VTT

技術支援組織 (TSO) としてSTUKと2016年まで契約 (+2年のオプション ; 建設許可の安全審査のみにとどまらない)

・ 外部専門家

閉鎖後セーフティケースの評価のために外部のコンサルタントを活用 (異なる分野からなる13人の専門家と契約)

1.5 スイスにおける最新情報の整理

1.5.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

スイスにおける放射性廃棄物の地層処分について、処理・処分に係る最新の安全基準や指針等の整備状況などを整理する。

スイスでは、現在 2008 年に連邦政府が策定した特別計画「地層処分場」（以下、特別計画という）に従い、放射性廃棄物の地層処分場のサイト選定を実施しており、操業されている放射性廃棄物処分場はない。放射性廃棄物の処分方法としては、原子力法で地層処分のみが定められているため、我が国の浅地中処分に相応する処分概念は採用されていない。放射性廃棄物は、原子力令において、表 1.5-1 に示すように高レベル放射性廃棄物、アルファ廃棄物、低中レベル放射性廃棄物の 3 つに区分されている。

表 1.5-1 スイスにおける放射性廃棄物の区分

高レベル放射性廃棄物	1. 再利用されない使用済燃料集合体 2. 使用済燃料集合体の再処理からの核分裂生成物溶液のガラス固化体
アルファ廃棄物	アルファ線放射体の含有量が処理された放射性廃棄物 1g 当たり 20,000Bq の値を超過する放射性廃棄物
低中レベル放射性廃棄物	その他の全ての放射性廃棄物

現在スイスでは、特別計画に基づいて地層処分場のサイト選定手続が進められているが、原則的に高レベル放射性廃棄物処分場と、低中レベル放射性廃棄物処分場のための 2 カ所のサイトが選定される予定である（地質条件等によっては、全ての放射性廃棄物を処分する 1 カ所の処分場サイトが選定される可能性もある。）。2 カ所に処分場を建設する場合、高レベル放射性廃棄物の処分場では全ての高レベル放射性廃棄物が処分されるとともに、一部のアルファ廃棄物と低中レベル放射性廃棄物も併置処分することが検討されている。高レベル放射性廃棄物で併置処分されなかったアルファ廃棄物と低中レベル放射性廃棄物は、低中レベル放射性廃棄物の処分場で処分される。以上を表 1.5-2 にまとめる。

表 1.5-2 スイスにおける放射性廃棄物の区分と処分概念

区分	処分概念	処分場
高レベル放射性廃棄物	地層処分	高レベル放射性廃棄物処分場
アルファ放射性廃棄物		一部は高レベル放射性廃棄物処分場に併設した処分場に併置処分、その他は低中レベル放射性廃棄物用処分場に処分
低中レベル放射性廃棄物		

スイスでは、憲法第 3 条において、憲法による制限がない限り州がすべての権限を有することが規定されているが、第 90 条において原子力分野における立法権が連邦に帰属することを規定している。放射性廃棄物処分を規制する法令としては、原子力法・原子力令を中心として、その他に放射線に起因する危険からの人と環境の保護を目的とした放射線防護法・放射線防護令や、資金確保について基金の設置を定める政令等が制定されている。放射性廃棄物の処分場の安全規制に係る安全基準・指針等として、安全規制機関である連邦原子力安全検査局 (ENSI) が 2009 年 4 月に「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」を策定している。ENSI は前身の原子力施設安全本部 (HSK) が改組されて、2009 年 1 月に発足したものである。また、原子力令の規定に従って、2008 年 4 月に、前述のように連邦政府は、3 段階のサイト選定手続等を定めた特別計画「地層処分場」を策定したが、特別計画においても、サイト選定において考慮すべき安全性に関する評価基準などが定められている。また、2010 年 4 月には、ENSI がサイト選定の第 2 段階の進め方などを具体的に示した「予備的安全評価と安全性の比較に係る要件」を策定した。

以下、これらの法令や基準、計画等における放射性廃棄物処分に係る主な規定内容について報告する。

(1) 原子力法 (2003 年)

原子力法は、スイスの原子力分野の基本法である。同法は、原子力施設の運転者に放射性廃棄物の管理及び処分の義務を課すとともに、この義務の履行条件として、放射性廃棄物が地層処分場に搬入され、モニタリング期間と将来行われる可能性のある閉鎖のための資金が確保されていることを規定している。その他、原子力法における放射性廃棄物に係

る主要な規定を含む条項は以下の通りである。

第5編 放射性廃棄物

第1章 総則

第30条 原則

第31条 管理義務

第32条 放射性廃棄物管理プログラム

第33条 連邦による管理

第34条 放射性廃棄物の取り扱い

第2章 地球科学的調査

第35条 許可義務及び許可条件

第36条 地球科学的調査の許可内容

第3章 地層処分場に関する特別規定

第37条 操業許可

第38条 操業許可所有者の地層処分場に関する特別義務

第39条 モニタリング期間及び閉鎖

第40条 地層処分場の防護

第41条 地球科学的情報の提供及び利用

第7編 廃止措置及び放射性廃棄物管理の資金確保

第77条 廃止措置基金及び放射性廃棄物管理基金

(2) 原子力令（2004年）

原子力令は、原子力法の施行令として定められたものである。原子力法を受け、放射性廃棄物の地層処分についても詳細を規定している。原子力令における放射性廃棄物に係る主要な規定を含む条項は以下の通りである。

第5編 放射性廃棄物

第1章 総則

第50条 放射性廃棄物の最小化

第51条 放射性廃棄物のカテゴリー

第 52 条 放射性廃棄物管理プログラム

第 2 章 クリアランス及びコンディショニング

第 53 条 物質のクリアランス

第 54 条 コンディショニング

第 3 章 放射性廃棄物の取り扱い

第 55 条 権限

第 56 条 申請及び申請書類

第 57 条 事前説明、有効期間、書類の保管及び届出義務

第 4 章 地球科学的調査

第 58 条 申請書類

第 59 条 調査プログラム

第 60 条 地質報告書

第 61 条 許可義務の免除

第 5 章 地層処分場のための特別規定

第 62 条 概要承認申請

第 63 条 適正規準

第 64 条 地層処分場の構成要素

第 65 条 試験区域

第 66 条 パイロット施設

第 67 条 埋め戻し

第 68 条 モニタリング期間

第 69 条 閉鎖

第 70 条 防護区域

第 71 条 文書化

第 72 条 地球科学上のデータの利用

(3) ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件 (2009 年)

ENSI-G03 は、地層処分場の設計原則を定めることを要求している原子力令の規定に従い指針として策定されたものである。ENSI-G03 では、地層処分場の長期的な安全性を確保するための防護目標及び防護基準、ならびに地層処分場の要件を定めるだけでなく、地

層処分場のセーフティケースについてもその内容等について規定している。ENSI-G03 の目次構成と内容は以下の通りである。

表 1.5-3 ENSI-G03 の構成及び内容

ENSI-G03 「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」(2009年)	
1	序
2	対象及び適用範囲
3	指針の根拠
4	防護目標及び防護基準
4.1	地層処分場の防護目標
4.2	防護目標を実現するための原則
4.3	防護基準
5	設計、操業及び閉鎖
5.1	地層処分場及びそれに付帯する地上施設の設計
5.2	地層処分場の操業
5.3	地層処分場の閉鎖及び標識
6	最適化、品質マネジメント及び文書作成
6.1	地層処分場の操業段階及び長期安全性の最適化
6.2	品質マネジメント
6.3	文書化
7	地層処分場の安全性の立証
7.1	操業段階のセーフティケース
7.2	閉鎖後段階のセーフティケース
8	保障措置に関する立証

(4) 特別計画「地層処分場」(2008年)

原子力令に基づいて策定された特別計画「地層処分場」は、サイト選定手続やその基準、土地利用や社会経済的基準、さらにサイト選定手続における連邦と州や自治体間の協力などを広範囲に規定するものである。同計画では、安全性と技術的実現可能性に関するサイトの評価基準が以下の通り定められている。

表 1.5-4 特別計画が定める安全性と技術的実現可能性に関するサイトの評価基準

基準グループ	基準
1. 母岩及び閉じ込め機能を果たす岩盤領域の特性	1.1 空間的な広がり 1.2 水力学的バリア機能 1.3 地球化学的条件 1.4 放出経路
2. 長期安定性	2.1 サイト・岩盤特性の安定性 2.2 侵食 2.3 処分場による影響 2.4 利用による係争
3. 地質学的知見の信頼性	3.1 岩盤の特性の評価可能性 3.2 空間的な条件の調査可能性 3.3 長期的変化の予測可能性
4. 建設上の適性	4.1 岩盤力学的性質と条件 4.2 地下坑道の掘削と排水

また、サイト選定の第 1 段階から第 3 段階における段階的なサイト選定の進め方についても規定している。それによれば、第 1 段階には安全性に関する一般的な検討が行われ、第 2 段階には予備的安全評価、及びそれに基づく安全性の観点からのサイトの比較が行われ、第 3 段階にはサイトの決定のために原子力法で要求されている概要承認のための安全評価が実施される。

(5) 「予備的安全評価と安全性の比較に係る要件」(2010 年)

本要件は、特別計画に基づくサイト選定の第 2 段階で行われる予備的安全評価と安全性の観点からの比較作業に関して、特別計画が定める実施内容を詳細に記している。また、予備的安全評価と安全性の観点からの比較に関して ENSI が規定している要件について、具体的に示している。さらに、第 2 段階で必要とされる安全性に関する文書化の範囲及び内容も示されている。

「予備的安全評価と安全性の比較に係る要件」の構成は以下の通りである。

表 1.5-5 「予備的安全評価と安全性の比較に係る要件」の構成

ENSI「予備的安全評価と安全性の比較に係る要件」(2010年)	
1	序
2	予備的安全評価と安全性の比較に係る特別計画での基準
2.1	予備的安全評価の目的
2.2	予備的安全評価の範囲
2.3	補足的調査の必要性を明示した報告書
2.4	当局による予備的安全評価の結果の審査
3	予備的安全評価の中心的な内容
4	予備的安全評価に必要な解析及びデータ
4.1	母岩及び閉じ込め機能を有する岩盤領域の特性評価
4.2	水文地質学と放射性核種の移行のメカニズム
4.3	地球化学的な条件
4.4	長期的な変遷(地球力学面)
4.5	生物圏及び被ばく経路
5	特別計画の第2段階におけるサイトの比較
5.1	標準化されたパラメータ変動手続き
5.2	標準化されたパラメータ変動手続きの結果に基づいた安全性の比較作業
5.3	標準化されたパラメータ変動手続きの適用の実例
6	特別計画第2段階における予備的安全評価及び安全性の比較作業の文書化
7	概念の定義

(6) 「特別計画「地層処分場」第2段階において、高レベル放射性廃棄物及び低中レベル放射性廃棄物の地層処分場についてそれぞれ最低2カ所の候補サイトを選定するための安全性に関する方法論の詳細(ENSI 33/154)」(2013年1月)

ENSI 33/154は、特別計画及びENSI 33/075に示されている「要件の基準」をより詳細に示した報告書である。

ENSIは特別計画の第2段階で少なくとも2カ所の候補サイトを選定するために用いる安全性についての指標がどのようなものかをNAGRAが示すべきであるとしている。また、地質学的候補エリアが欠点を有する場合には、NAGRAがその欠点をどのように把握・評価するのか、候補サイトを提案するまでに欠点をどう考慮していくのかをNAGRAが説明していくべきだとしている。

ENSI 33/154の構成は以下の通りである。

表 1.5-6 「特別計画「地層処分場」第 2 段階において、高レベル放射性廃棄物及び低中レベル放射性廃棄物の地層処分場についてそれぞれ最低 2 カ所の候補サイトを選定するための安全性に関する方法論の詳細 (ENSI 33/154)」の構成

<p>ENSI「特別計画「地層処分場」第 2 段階において、高レベル放射性廃棄物及び低中レベル放射性廃棄物の地層処分場についてそれぞれ最低 2 カ所の候補サイトを選定するための安全性に関する方法論の詳細 (ENSI 33/154)」(2013 年 1 月)</p>
<p>概要</p>
<p>1 特別計画第 2 段階の目標と基準</p>
<p>1.1 サイト概念の定義</p>
<p>1.2 特別計画方針部分と文献 [ENSI 33/075] で規定された ENSI 基準に基づき、HAA 処分場と SMA 処分場のそれぞれに少なくとも 2 カ所の候補サイトを選定するために用いる安全性に関する方法論</p>
<p>1.3 特別計画第 2 段階の知見</p>
<p>1.4 特別計画第 2 段階における不確実性及び変動可能性の処理</p>
<p>2 処分場タイプごとに少なくとも 2 カ所のサイト地域を選定するための安全性に関する方法論の明確化</p>
<p>2.1 処分場タイプごとに少なくとも 2 カ所の候補サイトを選定する際の決定に重要な意味を持つ特徴の使用</p>
<p>2.2 最低要件及び厳格要件</p>
<p>2.3 指標による評価結果の補足的な提示</p>
<p>3 参考文献</p>
<p>付属書 1 特別計画第 2 段階のプロジェクト管理の明確化</p>
<p>付属書 2 安全性及び技術的実現可能性の基準</p>
<p>付属書 3 特別計画第 1 段階における NAGRA の最低要件及び厳格要件の利用</p>

(7) 「特別計画「地層処分場」第 2 段階のための安全性に関する資料の提出に先立つ地質学的な知見の検証の進め方 (ENSI 33/155)」(2013 年 1 月)

NAGRA は 2010 年 10 月付の「技術報告書 10-01」において、現在有する知見と特別計画第 2 段階で得られる知見により予備的安全評価が実施可能であるという判断を示した。ENSI はこの報告書を評価し、既に特別計画第 1 段階で得た知見と第 2 段階で得られる知見に加えて、ENSI が補足を要求した 41 の要求事項を NAGRA が明らかにできるならば、予備的安全評価の実施が可能であるとする報告書 (ENSI 33/115) を 2011 年 3 月に公表している。

ENSI33/155 では、ENSI33/115 の 41 の要求事項を補足する形で地質学的知見の充足度の検証方法を示しており、専門家が参加する会議において、予備的安全評価を実施し、安全性の観点からサイトを比較する上で知見が十分であるかについて説明することになっている。地質学的な知見が十分であると ENSI が判断できる場合にのみ、NAGRA は第 2 段

階における安全性に関する文書を作成するとしている。十分であると判断できない場合には、NAGRA が調査を進めてさらに知見を向上させ、これを踏まえて作成した文書を専門家が参加する会議へ提出し、会議がこの文書を検討する。

ENSI33/155 の構成は以下の通りである。

表 1.5-7 「特別計画「地層処分場」第 2 段階のための安全性に関する資料の提出に先立つ地質学的な知見の検証の進め方 (ENSI 33/155)」の構成

「特別計画「地層処分場」第 2 段階のための安全性に関する資料の提出に先立つ地質学的な知見の検証の進め方 (ENSI 33/155)」 (2013 年 1 月)
概要
1 序
2 文献 [NTB 10-01] に示された知見の水準に関するコメント
2.1 文献 [ENSI 33/115] における見解表明
2.2 文献 [KNS 23/247] における見解表明
2.3 AG SiKa/KES の見解表明
3 知見の水準に関する判断を行う作業の進め方
3.1 中間段階の専門会議
3.2 中間段階の専門会議における知見の水準に関する判断
3.3 ENSI による知見の水準に関する最終的な判断
4 概略的な検証
5 詳細な検証
6. 参照文献

(8) 「特別計画「地層処分場」第 2 段階におけるアクセス構造物に関する建設技術に係るリスク評価及び補完的な安全性の検討に関する要件 (ENSI 33/170)」(2013 年 1 月)

特別計画第 2 段階で NAGRA は、6 つの地質学的候補エリアを取り囲む計画範囲ごとに、地上施設の設置区域を最低 1 カ所提案することとなっている。NAGRA は地上施設と地下施設を結ぶアクセス構造物についても、検討し設計するとされている。

ENSI 33/170 は、地層処分場のアクセス構造物が安全要件を満たしているかどうか、操業や閉鎖の安全性が確保されているか等、建設技術に係るリスクの評価方法を示したものであり、評価の指標として「発生確率」と「損害の規模」が用いられている。

ENSI 33/170 の構成は以下の通りである。

表 1.5-8 「特別計画「地層処分場」第2段階におけるアクセス構造物に関する建設技術に係るリスク評価及び補完的な安全性の検討に関する要件 (ENSI 33/170)」の構成

「特別計画「地層処分場」第2段階におけるアクセス構造物に関する建設技術に係るリスク評価及び補完的な安全性の検討に関する要件 (ENSI 33/170)」(2013年1月)
概要
1 枠組み条件
1.1 特別計画「地層処分場」方針部分に従った作業の進め方
1.2 建設技術面での実現可能性に関する EN SI の要請
1.3 プロジェクトの現状と必要とされる詳細さ
2 アクセス構造物の建設技術的なリスク解析と安全性についての補足的な考察に関する要件
2.1 建設技術的なリスク解析とその適用
2.1.1 建設基本モデル
2.1.2 リスク比較表
2.2 操業段階におけるアクセス構造物に関する安全面での補足的考察にとっての要件
参照文献

1.5.2 規制機関の概要

(1) 連邦原子力安全検査局 (ENSI) 及び諮問機関等について

図 1.5-1 に、スイスにおける放射性廃棄物処分の実施体制を示す。

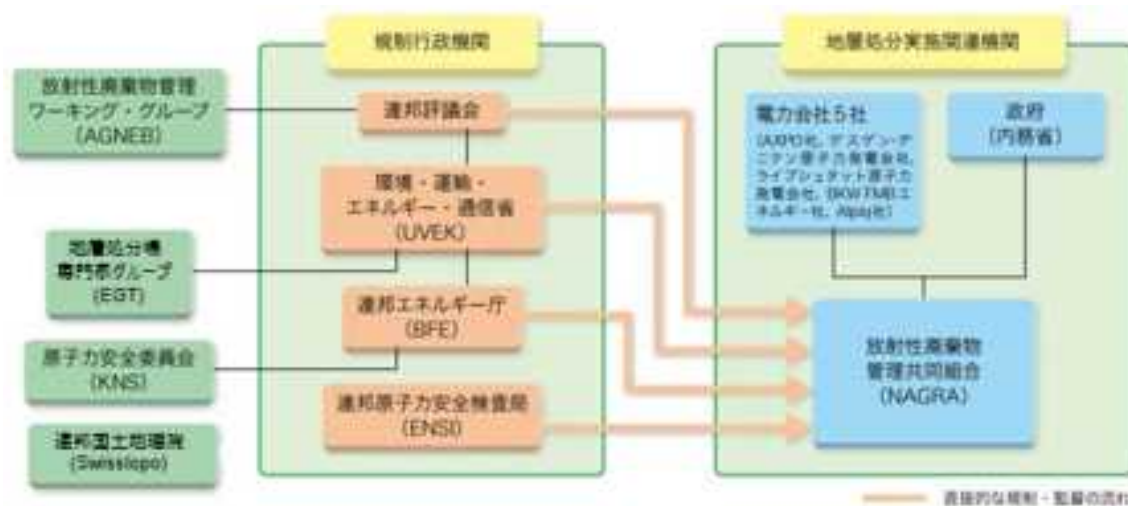


図 1.5-1 スイスにおける放射性廃棄物処分の実施体制

次に、処分に関わる行政機関である連邦評議会、UVEK、BFE、及びENSIの役割を、表 1.5-9 にまとめる。¹⁾

表 1.5-9 放射性廃棄物処分に関わる行政機関

連邦評議会	内閣に相当。サイト選定手続きの各段階の完了には連邦評議会の承認が必要。処分場の立地場所やプロジェクトの基本事項を定める「概要承認」を発給
UVEK	建設・操業許可の発給。サイト選定のための地球科学的調査の許可の発給
BFE	特別計画によるサイト選定及び概要承認手続のを担当官庁
ENSI	安全規制機関。サイト選定においては、安全性に関する評価基準を策定するとともに、NAGRAの提案を審査・評価

ENSIは、前身の原子力施設安全本部（HSK）を、原子力法の規定に従いBFEから独立させて、2009年1月に発足した組織であり、2013年現在の職員数は約145名である。ENSIの監督の対象となるのは、国内の4カ所の原子力発電所、使用済燃料の集中中間貯蔵施設、研究炉、放射性物質の輸送等である。ENSIには原子力発電所、放射性廃棄物管理をそれぞれ担当する2部門が設けられているが、安全解析と放射線防護の担当は、これらの組織を横断する形で設置されている。ENSIの組織図を図1.5-2に示す。²⁾

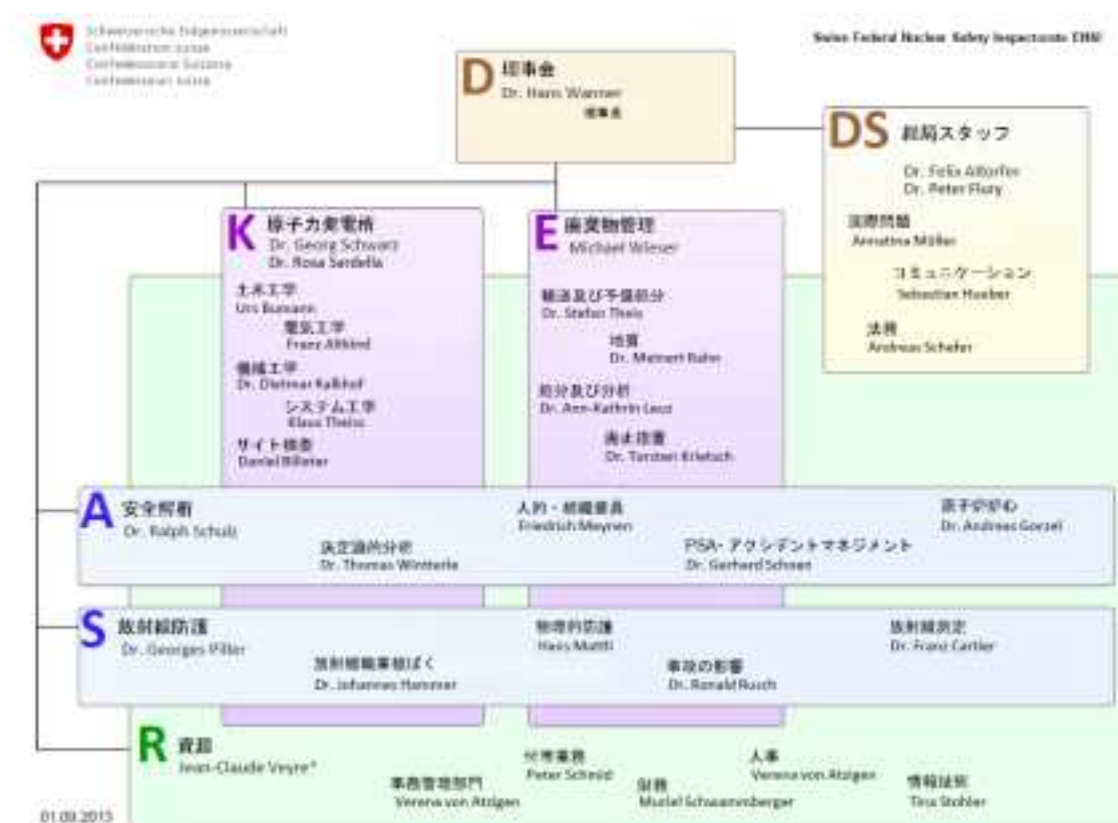


図 1.5-2 ENSI の組織図 (2013年9月1日時点)

また、複数の機関が ENSI の審査結果に対する見解表明等を行う役割を担っている。これは ENSI の審査に対するクロスチェックとして、品質保証の一環と捉えることができる。それらの機関の概要を表 1.5-10 にまとめる。¹⁾

表 1.5-10 放射性廃棄物処分に関わる諮問機関など

組織名	組織の概要	役割
EGT ³⁾	放射性廃棄物処分において、地球科学的な観点で ENSI に助言。大学教授等 9 名の委員で構成	地球科学的問題、長期安全性等について ENSI に助言
スイス国土地理院	国防・市民防衛・スポーツ省 (VBS) の外庁の一つ。地質に関する情報の作成等の専門組織。職員数約 320 名	地質学的問題について ENSI を支援
KNS	原子力法で設置を規定された、原子力安全に関する諮問組織。専門家 7 名で構成	ENSI、UVEK、連邦評議会に対して、安全性に関する重要な問題に関して助言。サイト選定の各段階で、ENSI の評価報告書に対する見解を作成
AGNEB ⁴⁾	1978 年に連邦評議会が設置。ENSI、BFE、連邦国土地理院等の 8 名の代表で構成され、NAGRA から必要に応じてオブザーバーが参加	特別計画には役割が明記されていないが、放射性廃棄物処分に関連する活動を監視、「放射性廃棄物研究プログラム」を取りまとめ

新たに設置された「地層処分場専門家グループ (EGT)」は、2012 年から放射性廃棄物管理委員会 (KNE) の業務を引き継いだ。KNE は 2011 年末をもって解散した。

(1.5 参考文献)

- 1) Bundesamt für Energie , “Sachplan geologische Tiefenlager, Konzeptteil (特別計画「地層処分場」方針部分) ”, April, 2008
- 2) IAEA, “Implementation of the Obligations of the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Fourth National Report of Switzerland in Accordance with Article 32 of the Convention ”, October, 2011
- 3) EGT ウェブサイト, Role, constitution and independence,
<http://www.egt-schweiz.ch/index.php?id=194&L=2>
- 4) BFE ウェブサイト, Swiss Federal Workgroup for Nuclear Waste Disposal (AGNEB)
<http://www.bfe.admin.ch/radioaktiveabfaelle/01275/02612/index.html?lang=en>

1.6 英国における最新情報の整理

1.6.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

英国における放射性廃棄物の地層処分に係る最新の安全基準や指針等の整備状況、その内容について整理を行う。

英国では放射性廃棄物の処分方法として、高レベル放射性廃棄物等¹は地層処分（スコットランドでは永久貯蔵を行う方針）、低レベル放射性廃棄物は浅地中処分を行う方針である。低レベル放射性廃棄物に関しては、すでにセラフィールドやドーンレイにおいて浅地中処分が実施されているが、高レベル放射性廃棄物等を処分するための地層処分場はまだ決まっていない。英国における放射性廃棄物の区分を表 1.6-1 に示す。

表 1.6-1 英国における放射性廃棄物の区分

分類区分		発生源	廃棄物形態	処分方針
高レベル放射性廃棄物	放射能濃度が最も高く、かなりの発熱を伴うため、貯蔵・処分施設的设计時に、これらの要因を考慮する必要のあるもの。	使用済燃料の再処理施設(商業用、軍用)	高レベル再処理廃液(未処理の使用済燃料・プルトニウム)	使用済燃料・プルトニウム・ウランについては、現時点では廃棄物として分類されていないため、処分方針は未定。
		核兵器製造施設等の軍事施設	高レベル廃液	中間貯蔵後、地層処分
中レベル放射性廃棄物	比較的放射能濃度が低く、貯蔵・処分施設的设计時に、その発熱量を考慮する必要のない廃棄物で、 α 放射体の場合が 4GBq/t、 β - γ 放射体の場合が 12GBq/t を越えるもの。	使用済燃料の再処理施設、原子炉(商業用・軍用・研究用)、研究・工業・医療施設	固体及び液体廃棄物(金属・黒鉛・有機物/無機物のスラッジ等)	中間貯蔵後、地層処分
		原子力施設(商業用・軍用)の除染・解体	固体・液体の解体廃棄物(放射能汚染金属・放射化学金属・除染廃液等)	
低レベル放射性廃棄物	一般廃棄物と一緒に処分が許容されない放射性物質を含む廃棄物で、 α 放射体の場合が 4GBq/t、 β - γ 放射体の場合が 12GBq/t を越えないもの。	原子炉(商業用・軍用・研究用)、研究・工業・医療施設、軍用施設	固体・液体の運転廃棄物(機器・部品のスクラップ類、作業着・ペーパータオル・プラスチック梱包材等の有機物質)	浅地中処分 ※ただし、半減期が非常に長いもの、毒性が強いなどの低レベル放射性廃棄物については、中間貯蔵後、地層処分される。
		原子力施設(商業用・軍用)の除染・解体	固体・液体の解体廃棄物(金属・コンクリート・除染廃液等)	
極低レベル放射性廃棄物	通常のごみと一緒に処分できる廃棄物であり、物質 0.1m ³ につき、 β 、 γ 線の含有量が 400kBq 未満、あるいは単一項目につき、 β 、 γ 線の含有量が 40kBq 未満のもの	病院及び非原子力産業からの種々の線源を含む、非常に低い放射能を有する廃棄物を対象範囲としている。	-	浅地中処分

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分の安全規制の状況

高レベル放射性廃棄物の地層処分について、処分場の概要、安全規制の状況を表 1.6-2 に示す。

¹高レベル放射性廃棄物及び中レベル放射性廃棄物、一部の低レベル放射性廃棄物を指す

英国の高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制として、イングランドとウェールズの環境規制機関（EA）などが管轄する放射性廃棄物処分に関する規制と、原子力規制局（ONR）が管轄する原子力施設の建設や操業などに関する規制がある。

英国では、1984年に当時の環境省が放射性物質法の下で、放射性廃棄物処分などに関する規制文書「低・中レベル放射性廃棄物の陸地処分施設：人間環境の保護に関する原則」¹⁾を公表している。その後、1993年に放射性物質法（RSA93）²⁾が制定され、当該機関に放射性廃棄物処分を許可する法的権限及び義務が与えられている。また、英国では規制機関がより効果的な規制を実施できるようにするため、2010年にRSA93に含まれる放射性廃棄物処分の部分を環境許可規則（EPR2010）³⁾に組み込んだ。このことにより、規制機関は処分施設の開発段階（ボーリング調査など）においても、事業者に対し、許可の取得を求めることが可能となった。なお、EPR2010は、イングランドとウェールズの環境規制機関（EA）に対して有効であり、スコットランド及び北アイルランドの規制機関では、RSA93に基づいて規制が実施される。

1995年には環境法⁴⁾が制定され、イングランドとウェールズの環境規制機関（EA）及びスコットランド環境保護局（SEPA）が設置された。1997年にEA、SEPA及び北アイルランドの規制機関である北アイルランド環境省（DoENI）が「低・中レベル放射性廃棄物の陸地処分施設：許可要件に関するガイダンス」⁵⁾を公表した。このガイダンスでは、低レベル放射性廃棄物及び中レベル放射性廃棄物の処分施設に対して行われる許可申請の際に、規制機関が検討する際の基礎となる原則及び要件に関する事項が含まれている。

2009年2月にEA等は「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」⁶⁾を公表した。このガイダンスは、地層処分施設の事業者を対象としたものであり、地層処分施設の開発または操業に関する許可申請が規制機関に提出された際に、事業者によって履行されると規制機関が想定する様々な要件についての説明がされている。なお、この地層処分施設のガイダンスについては、1997年のEA等のガイダンスに置き換わるものである。

また、原子力施設の建設や操業などに関する規制は、1965年に公表した原子力施設法（NIA65）⁷⁾に基づき、実施されている。原子力施設法では、原子力関連事業を含む全ての事業の従事者及び影響を受ける可能性のある一般公衆の健康及び安全の確保、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理や処分施設を含む原子力施設の建設や操業などについての規制事項が定められている。

表 1.6-2 高レベル放射性廃棄物の地層処分の概要及び安全規制の状況

名称	未定
所在地	未定
岩種、深度	未定
対象廃棄物	高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、浅地中処分場で処分できない低レベル放射性廃棄物
実施主体	原子力廃止措置機関（NDA）
規制機関	原子力規制局（ONR）及びイングランドとウェールズの環境規制機関（EA）等
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性物質法 ・環境許可規則 ・原子力施設法 ・労働安全衛生法 ・土地利用計画法 ・地層処分施設の許可要件に関するガイダンス
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・2008年6月：サイト選定プロセスを公表し、公募によるサイト選定を開始 ・2008年6月～2009年2月：カンブリア州西部の1州2市が関心表明を行う ・2010年6月：関心表明を行った自治体を対象とした初期スクリーニングを開始 ・2010年10月：初期スクリーニングの結果を公表 ・2011年11月～2012年3月：西カンブリア放射性廃棄物安全管理パートナーシップがサイト選定プロセスへの参加に関する公衆協議を開始 ・2011年8月：西カンブリア放射性廃棄物安全管理パートナーシップがサイト選定プロセスへの参加に関する自身の意見及び勧告・助言をまとめた報告書を公表 ・2013年1月：カンブリア州西部の1州2市がサイト選定プロセスから撤退 ・2013年5月：「根拠に基づく情報提供の照会」を開始 ・2013年9月：英国政府はサイト選定プロセス改善案を公表し、公開協議を開始 ・2014年：改善されたサイト選定プロセスによるサイト選定を開始予定

(2) 原子力規制局（ONR）の設立

英国では、2011年4月に保健安全執行部（HSE）の内部組織として、原子力規制局（ONR）が設置された。ONRは法律の下で独立した安全規制を行うために設立された組織であり、法整備が出来るまでの間、HSEの内部組織として暫定的に設置された。2013年12月に2013年エネルギー法⁸⁾が成立したことで、今後、ONRはエネルギー・気候変動省（DECC）の大臣の監督下で独立した原子力安全規制機関として設置される予定である。ONRはHSE及び運輸省が実施していた、原子力施設の原子力サイト許可に係る安全管理や放射性廃棄物の輸送などの規制を行う機関となる。

(3) 地層処分施設のサイト選定の状況

英国では、2008年より地層処分施設におけるサイト選定プロセスを進めてきたが、2013年1月にサイト選定プロセスへの関心表明を行っていたカンブリア州西部がサイト選定プロセスから撤退することになり、現在、英国政府はサイト選定プロセスを見直し中である。

a. 現行のサイト選定プロセスについて

英国では、2008年6月に英国政府が公表した白書「放射性廃棄物の安全な管理—地層処分実施の枠組み」(以下、2008年MRWS白書)⁹⁾に基づき、地層処分施設のサイト選定が公募により開始された。2008年MRWS白書のサイト選定プロセスは6段階から構成されており、地域社会は最終的な立地に対する責任を有しない関心表明ができること、地域社会が撤退権を有すること、サイト選定プロセスへの参加に係る資金提供が行われること、地域振興策等をパッケージとして示すこととともに、地域立地パートナーシップを構築することなどが特徴となっている。



図 1.6-1 2008年MRWS白書におけるサイト選定プロセス

b. カンブリア州西部のサイト選定プロセス撤退までの動き

2008年6月から公募が開始され、2008年6月にカンブリア州コーブランド市、2008年12月にカンブリア州、2009年2月にカンブリア州アラデール市の1州2市が関心表明を行った(図1.6-2参照)。2010年6月より、英国政府の委託を受けた英国地質調査所(BGS)は、関心表明を行ったカンブリア州西部を対象として、地層処分場の開発に対して地質学的に不適格な地域を判断するための初期スクリーニングを開始した。2010年10月に、BGSはカンブリア州西部における初期スクリーニングの結果を示した報告書¹⁰⁾を公表した。初期スクリーニングでは、アラデール市及びコーブランド市全域と沖合5kmまでを範囲とし、深度200~1,000mに設置予定の地層処分場に対して明らかに不適格となる地域について、初期スクリーニング基準を用いて検討した結果が示された(図1.6-3参照)。初期スクリーニング基準は、主として資源採掘のための人間侵入リスクや利用可能な地下水源の保護の必要性に基づき、2つの独立した専門機関により設定されたものである。



図 1.6-2 関心表明を行った地域

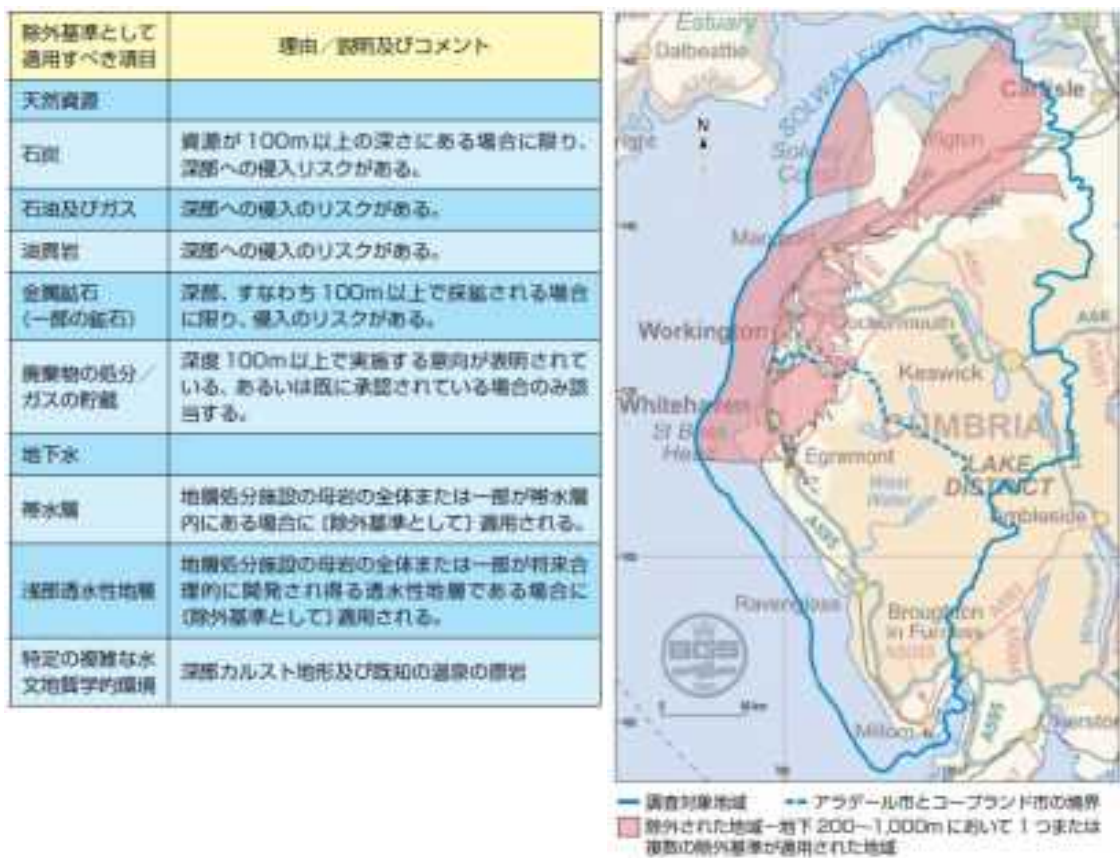


図 1.6-3 初期スクリーニング基準及び結果

2011年11月に、西カンブリア放射性廃棄物安全管理パートナーシップ²は、地層処分場のサイト選定プロセスへの参加に関する公衆協議文書を公表し、2012年3月まで公衆協議を実施した。2012年8月に同パートナーシップは、公衆協議での意見などを踏まえた、同パートナーシップの意見及び勧告・助言をまとめた最終報告書を公表した。2013年1月に、関心表明を行った1州2市の各議会で、以降のサイト選定プロセスへの参加に関する議決が行われた。その結果、カンブリア州議会で以降のサイト選定プロセスへの参加が否決された。サイト選定プロセスへの参加に関する決定においては1州2市の合意が必要とされていたため、関心表明を行った1州2市は揃ってサイト選定プロセスから撤退することとなった。カンブリア州議会がサイト選定プロセスへの参加を否決した理由としては、カンブリア州西部の地質学的な適性に対する懸念、サイト選定プロセスにおいて撤退権が法律により担保されていないことなどが挙げられている。

c. 英国政府のサイト選定プロセスの改善案

2013年5月に英国政府は、特に今日までサイト選定プロセスに参画した者、関心を持って経緯を追ってきたものから意見を収集するため、地層処分場のサイト選定プロセスについて、「根拠に基づく情報提供の照会」(Call for Evidence³)を実施した。2013年9月に英国政府は、サイト選定プロセスの改善案に向けた協議文書¹¹⁾を公表した。この協議文書は、「根拠に基づく情報提供の照会」の結果を踏まえたものであり、地層処分の政策に関する背景情報、現行のサイト選定プロセスからの変更点の説明、英国政府が提案しているサイト選定プロセスの改善案を示すとともに、これらの提案に関する具体的な質問を提示し、公衆からの見解を求めたものである。英国政府は、2014年に改善されたサイト選定プロセスによりサイト選定を開始する予定である。以下に、英国政府のサイト選定プロセスの改善案の例、改善案とともに例示された大枠のタイムスケール及び提案に対する具体的な質問を示す。

² 西カンブリア放射性廃棄物安全管理パートナーシップは、関心表明を行った1州2市が合同で設立した諮問組織である。同パートナーシップは、公衆やステークホルダーの意見を広く集め、各自治体への支援として、サイト選定プロセスへの参加に関する判断材料を提供するものである。

³ 英国などでは、政策の検討プロセスのなかに、Call for Evidence が取り入れられており、有用なデータを広く収集できるしくみを整えている。寄せられた情報をもとに、政府はより質の高い、頑健な政策を立案できる。

<英国政府のサイト選定プロセスの改善案の例>

- 第一段階として、公衆への情報提供及び情報共有、協議するための期間を設けており、その期間中に、英国政府は国全体で地層処分プロジェクトに対する国民の認識が高まるよう努力する。
- 自治体を得ることのできる利益と地層処分事業の実施において見込まれる投資の規模及び時期に関する情報が、以前よりも明確な形で、早い段階から示される。
- サイト選定プロセスは、2つの主要な段階として「学習」(Learning)及び「集中」(Focusing)で構成され、より連続的なプロセスに変更されている。自治体の準備が十分に整う前に、何らかの約束をする状況に追い込まれることがないようにするため、英国政府はこのサイト選定プロセス全体を通じて「決定ポイント」を設けないことにしている。

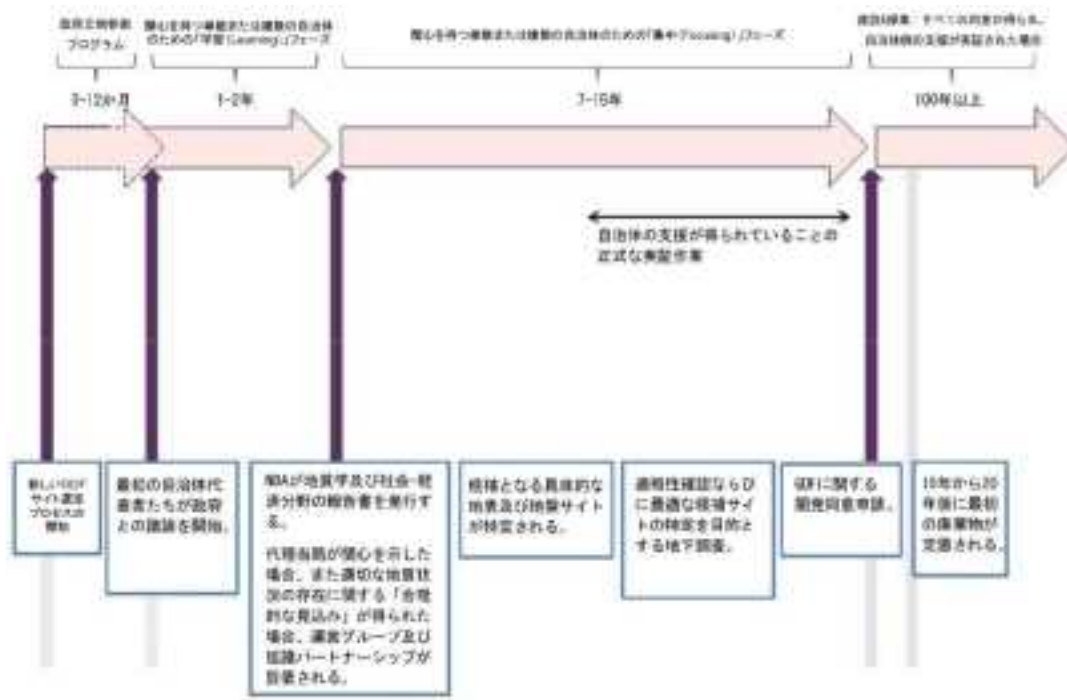


図 1.6-4 例示された大枠のタイムスケール

※図は、サイト選定プロセスに自治体が関与するものを示しており、環境影響評価や持続可能性評価、原子力施設としての許認可などの規制判断に関するものについては省略している。

<提案に対する具体的な質問>

- 自治体が撤退権を失う前に、住民の支持を調査・確認 (test) することに賛成しますか。もし、住民の支持を調査・確認するなら、どのような方法が最適であり、いつ行

うべきだと思いますか。また、住民の支持の調査・確認に賛成しない場合は、その理由を示して下さい。

- 「放射性廃棄物の安全な管理」(MRWS)のサイト選定プロセス中の意思決定に関する見直し案に賛成しますか。賛成しない場合は、提案した段階的な方法をどのように修正すればよいのか、もしくは、別の方法を理由とともに示して下さい。
- MRWS 白書で設定されたサイト選定プロセスにおける関係機関の役割を修正することに賛成しますか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。
- MRWS によるサイト選定プロセスの一部として、提案した地質学的な適合性を評価する手法について賛成しますか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。
- 提案した地層処分施設の計画に賛成しますか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。
- 地層処分対象の放射性廃棄物のインベントリについての説明に賛成しますか。また、自発的に地層処分施設を受け入れる自治体にどのように伝えるか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。
- 地層処分施設のサイト選定に関連した自治体の利益に関する提案を支持しますか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。
- 地層処分施設が及ぼす社会経済面での効果を取り上げた提案について賛成しますか。賛成しない場合は、別の方法を理由とともに示して下さい。

1.6.2 規制機関の概要

(1) イングランドとウェールズの環境規制機関 (EA) 等

英国の放射性廃棄物の処分に関する規制を行う機関は、イングランドとウェールズの環境規制機関 (EA) 等である。英国では地域ごとに環境に関する規制行政機関が設置されており、イングランドとウェールズの管轄は EA であり、スコットランドではスコットランド環境保護局 (SEPA)、北アイルランドでは北アイルランド環境省 (DoENI) が規制機関の役割を果たしている。

EA は 1995 年の環境法 (EA95) 4)により 1996 年に設置された環境・食糧・農村地域省 (Defra) 管轄の政府外公共機関 (NDPB) である。

放射性廃棄物処分に関連する EA の主な役割は、イングランドとウェールズの大気、水(地

表水と地下水) 及び土壌への放射性物質及び非放射性物質の放出と廃棄物処分を許可し、規制することである。

EAのスタッフ数は約 12,000 名、その内、原子力規制に関与するスタッフは約 65 名である。EAは 15 名までの委員（委員長と事務局長を含む）で構成される委員会を持ち、年に 4 回の会合を開くことになっている。EAはDefraとウェールズ政府から資金を得ており、総予算額は 12 億 5,000 万ポンドを超えており、主に洪水対策、環境保護に支出されている。EAの収入財源としては、主に規制料金として得られる収入、洪水防止策税、政府からの助成金が挙げられる。規制料金として得られる収入というのは、環境法により規制実施のための経費を回収するために規制活動に関する料金を徴収する権限がEAに与えられており、その権限において得られた収入である¹²⁾。

(2) 原子力規制局 (ONR)

英国では、1974 年の労働安全衛生法 (HSWA74)¹³⁾により、原子力利用を含む労働安全及び労働衛生に関する規制を行う機関として保健安全委員会 (HSC) 及び原子力施設の建設及び操業などの規制を行う機関として保健安全執行部 (HSE) の 2 つの組織が設置された。2008 年にHSEとHSCの権限及び職務を統合した組織として、保健安全執行部 (HSE) が設置された。

2011 年 4 月には、HSE の内部組織として、原子力規制局 (ONR) が設立された。ONR は、以下の 7 つの部門で構成されており、原子力施設の原子力サイト許可に係る安全管理や放射性廃棄物の輸送などについて、HSE に代わって規制を行う組織である。ONR は約 220 名のスタッフが所属している¹²⁾。2013 年 12 月にエネルギー法が成立したことにより、ONR は HSE から独立した規制機関として新たに設立される予定である。

- ・ 民間原子力規制
- ・ 核化学及び研究サイト規制
- ・ 国防関連の原子力施設規制
- ・ 法人サービス
- ・ 民間原子力セキュリティ室
- ・ 原子炉一般設計評価
- ・ 原子力政策及び国際関係

(1.6 の参考資料)

- 1) Department of the Environment, Scottish Office, Welsh Office, Department of the Environment for Northern Ireland and Ministry of Agriculture, Fisheries and Food 1984. Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Wastes: Principles for the Protection of the Human Environment. HMSO, London. [低・中レベル放射性廃棄物の陸地処分施設：人間環境の保護に関する原則]
- 2) HMSO 1993. Radioactive Substances Act 1993: Elizabeth II. Chapter 12. ISBN 0105412937. [1993 年放射性物質法 (RSA93)]
- 3) ENVIRONMENTAL PROTECTION, ENGLAND AND WALES : The Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 [2010 年環境許可規則 (EPR2010)]
- 4) TSO 1995. Environment Act 1995: Elizabeth II. Chapter 25. ISBN 0105425958. [1995 年環境法]
- 5) Environment Agency, Scottish Environment Protection Agency and Department of the Environment for Northern Ireland, 1997. Radioactive Substances Act 1993 – Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation. Environment Agency, Bristol. [低・中レベル放射性廃棄物の陸地処分施設：許可要件に関するガイダンス]
- 6) Environment Agency, Northern Ireland Environment Agency, Geological disposal facilities on land for solid radioactive wastes: Guidance on requirements for authorisation. February 2009. [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]
- 7) The Nuclear Installations Act, 1965 ISBN 0108502163. [1965 年原子力施設法 (NIA65)]
- 8) Energy Act, 2013
- 9) Defra, BERR, Welsh Assembly Government, Department of the Environment Northern Ireland, Managing Radioactive Waste Safely: A framework for implementing geological disposal, Cm7386, June 2008. ISBN 0101738625. [放射性廃棄物の安全な管理－地層処分の実施に向けた枠組み]
- 10) BRITISH GEOLOGICAL SURVEY, Managing Radioactive Waste Safely: Initial Geological Unsuitability Screening of West Cumbria, COMMISSIONED REPORT CR/10/072, October 2010
- 11) DECC, Consultation Review of the Siting Process for a Geological Disposal Facility, URN 13D/250, September 2013
- 12) DECC, The United Kingdom's fourth national report on compliance with the obligations of the joint convention on the safety of spent fuel management and on the safety of radioactive waste management, September 2011 [2011 年英国国別報告書]
- 13) HMSO 1965. Nuclear Installations Act 1965: Elizabeth II. Chapter 57. ISBN 0108502163. [1974 年労働安全衛生法 (HSWA74)]

1.7 カナダにおける最新情報の整理

1.7.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

カナダにおける放射性廃棄物の分類は、法令や原子力規制当局が定める規制文書では定めがない。政府、産業界、及び消費者団体の代表で構成される非営利組織である「カナダ規格協会」(CSA) が 2008 年 3 月に発行した標準『N292.3-08 - Management of Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste』がある。この標準文書では、(a)照射された核燃料(使用済燃料)、(b)天然起源の放射性物質またはその濃縮物(NORM/TENORM)、(c)ウラン採鉱・製錬廃棄物、(d)規制免除廃棄物—には適用されないとされている。N292.3-08 の策定には、原子力発電事業者を含む産業界、連邦政府、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) が関与している。CSA N292.3-08 に基づく放射性廃棄物の分類を表 1.7-1 に示す。

表 1.7-1 カナダにおける放射性廃棄物の分類

分類名称	定義
高レベル放射性廃棄物 (HLW)	放射性廃棄物であると申告された使用済(照射済)の核燃料、または放射性崩壊によって相当な熱(一般的に 2 kW/m ³ 超)を発生する廃棄物
中レベル放射性廃棄物 (ILW) 下位分類として、長寿命核種の含有有無により ILW-SL と ILW-LL を区別する場合がある	ILW は取扱いと中間貯蔵の際に遮へいが必要な、十分なレベルの透過性放射線を一般に示す廃棄物。一般に、このタイプの放射性廃棄物の取扱い、輸送及び長期管理の間に熱放散に対する対策がほとんど、または全く必要ない。しかし、その総放射能レベルのために、一部の ILW は短期的に熱放散が必要なことがある。(例えば、原子炉の改修に伴って発生する廃棄物) ★ILW と LLW の区別する数値的な基準は存在しない
低レベル放射性廃棄物 (LLW) 下位分類として、極短寿命廃棄物(VSLLW)、極低レベル廃棄物(VLLW)がある。	クリアランスレベルと規制免除量を超える放射性核種の含有量を含む物質と、一般的に限られた量の長寿命放射能が含まれる。最長数百年間、隔離と閉じ込めが必要である。通常、LLW の取扱いと中間貯蔵の際に有意の遮へいが必要ない。
ウラン採鉱・製錬廃棄物 Uranium mine and mill waste	ウラン鉱山の廃石と製錬尾鉱は、ウラン鉱石の採鉱と精錬、及びウラン濃縮物の加工の際に発生する特別な種類の放射性廃棄物である。一般的に、採鉱活動では、尾鉱に加え、鉱体に接近するために掘削された鉱化した廃石、及び未鉱化した廃石が大量に発生する。尾鉱と廃石にはかなりの濃度の長寿命放射性元素、すなわち、トリウム 230 とラジウム 226 が含まれる。

CSA N292.3-08 に基づく放射性廃棄物の分類では、放射性廃棄物の分類名称には《高》《中》《低》が使われているが、これらの名称は IAEA の一般安全指針 No.GSG-1「放射性廃棄物の分類」(2009 年)の用語とは異なっている点に注意が必要である。IAEA が提案し

ている分類では、放射性廃棄物の処分方法との対応で《高》《中》《低》を分類しているが、カナダの分類では“熱放散対策の必要性”と“放射線遮蔽の必要性”によって区別している点が異なっている。

(1) 放射性廃棄物処分に係る法制度

カナダでは、原子力安全・管理法 (NSCA) 及び関連規則にも“放射性廃棄物” (radioactive waste) の定義は示されていないが、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) 策定の規制政策 P-290 『放射性廃棄物の管理』では、放射性廃棄物とは「NSCA の第 2 条で定義されているように、核物質を含み、当該物質の所有者がそれ以上の使用を予見しておらず、所有者が廃棄物であると宣言した何らかの液体、気体または固体の物質のことをいう。その定義により、放射性廃棄物は非放射性成分を含むことがある」と述べられている。したがってカナダにおいては、放射性廃棄物は、核物質を含む他の全ての物質と同様の方法で規制されている。

原子力安全に係る規則等は、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) が「規制文書」 (regulatory documents) として作成している。規制文書を作成する権限は、原子力安全・管理法 (NSCA) によって付与されている。規制文書には、その文書の性質により、以下の 4 種類がある。

①規制方針 (Regulatory Policy) : 文書番号の冒頭に「P」が付される。

規制方針は、規制に対する CNSC のアプローチの根底にある理念 (philosophy)、原則あるいは基本的な諸要素を示すものである。これにより CNSC のスタッフに対して規制の方向性を示すものであると同時に、事業者を含むステークホルダーは情報を得ることができる。

②規制基準 (Regulatory Standard) : 文書番号の冒頭に「S」が付される。最近発行された文書では番号冒頭が「RD」に変更されている。

規制基準は、CNSC による規制要件を示すものである。許可あるいはその他法的拘束力を有する手段において規制基準に対する参照がなされた場合、規制を受ける者は、当該規制基準により拘束を受けることとなる。

③規制指針 (Regulatory Guide) : 文書番号の冒頭に「G」が付される。最近発行された文書では番号冒頭が「GD」に変更されている。

規制指針は、法、諸規制、規制基準あるいはその他の法的拘束力を有する手段において規定された通りに、CNSC の規制要件を満足するための方法を示すもので

ある。これは許可所有者及びその他のステークホルダーの指針となるものである。

④規制通知 (Regulatory Notice) : 文書番号の冒頭に「N」が付される。

規制通知は、許可所有者及びその他のステークホルダーに対して、重要な問題に対して適宜適切な対応ができるように情報を提供するものである。

CNSC は数多くの規制文書を策定しているが、放射性廃棄物処分の安全規制に関する規制文書は少なく、以下のものがある。

① 規制方針 P-290 「放射性廃棄物の管理」 (2004 年 7 月)

Regulatory Policy P-290: Managing Radioactive Waste (8 pages)

② 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」 (2006 年 12 月)

Regulatory Guide G-320: Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management (48 pages)

a. 規制方針 P-290 「放射性廃棄物の管理」 (2004 年 7 月)

カナダ原子力安全委員会 (CNSC) の規制政策 P-290 は、許認可活動から生じる放射性及び危険廃棄物の長期管理の必要性を規制文書として明文化したものである (全体で 8 頁の短い文書)。この規制文書は、放射性廃棄物管理の原則を示しており、CNSC が放射性廃棄物管理に関する規制決定を行う場合に、その目標を、一定の鍵となる原則をそれぞれのケースごとの事実や状況に照らして検討することによって達成すべく努力することを明言している。これらの原則を以下に示す。

1. 放射性廃棄物の発生量は、設計面での措置、作業手順及び廃止措置の実現により、実行可能な範囲において、最小限にされる。
2. 放射性廃棄物の管理は、人々の健康及び安全に対する、さらには環境ならびに国家安全保障に対するその放射線学的、化学的及び生物学的な危険に相応しい形で実施される。
3. 放射性廃棄物が人々の健康及び安全、さらには環境に対して及ぼす可能性のある影響の評価が実施される将来の期間には、最大限の影響が生じることが予測される時点が含まれる。
4. 放射性廃棄物の管理に伴って人々の健康及び安全ならびに環境に将来生じることが予測される影響は、規制決定がなされた時点でカナダで許容されてい

る影響を上回ることはない。

5. 現世代及び将来の世代に対して放射性廃棄物の危険性から不当なリスクがもたらされることを防止するために必要な措置が開発され、資金が提供され、合理的に実行可能な限り迅速に実行される。
6. カナダにおける放射性廃棄物の管理の結果として生じることがあり得る人々の健康及び安全ならびに環境に対する国境を越えた効果は、カナダで経験される当該効果を上回るものとはならない。

b. 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」(2006年12月)

規制指針 G-320 は、許認可取得者や申請者が、放射性廃棄物の貯蔵及び処分の方法が環境及び人々の健康や安全に及ぼし得る長期的な影響の評価を支援するものである。この指針では、長期管理方法の受け入れ可能性や経済的な実現可能性、あるいは設備操作の評価については取り扱っていない。この指針では、長期安全性の評価に関して、以下の事項を取り扱っている。

- 評価アプローチ、構造及び方法論
- 評価の詳細さのレベル
- 評価結果に対する信頼度
- 放射線学的及び非放射線学的な規準の適用
- 影響評価で使用される決定グループの定義
- 影響評価のための時間枠の選択
- 廃止措置後の幾つかの目標の設定
- 長期的な保存整備面での検討事項
- 制度的管理の使用

なお、規制指針 G-320 はガイダンス文書であり、(文書の役割として) CNSC の規制要件を満足するための方法を示すものであるが、この規制要件を定める「規制基準」レベルの文書(文書番号が S または RD で始まる文書)は未策定である。

処分の長期安全性の評価に関して、規制指針 G-320 において CNSC が推奨しているアプローチを表 1.7-2 にまとめた。

表 1.7-2 CNSC 規制指針 G-320 で長期安全性評価において推奨されるアプローチ

論点	指針
評価のアプローチ	CNSC は、申請者が十分体系化された透明で追跡可能な方法によって廃棄物管理システムを把握していることを安全評価で立証するよう求めている。 すべての仮定が保守的である必要はないが、すべての仮定の正味の影響が長期的影響及びリスクを保守的に代表しているべきである。
危険物質、人間以外の生物相	長期的評価は、放射性廃棄物の放射性成分と有害な非放射性成分の両方が人間と人間以外の生物相に及ぼす影響を取り上げるべきである。
時間枠	放射性廃棄物から起こる将来の影響の評価には、最大の影響が起こると予想される期間を含めるよう求められる。人工バリアに仮定する性能の時間枠と時間に伴うそれらの安全機能の変化を文書化し、現行の国内基準または必要であれば国際基準を参照して正当化するべきである。
制度的管理	許認可申請者の提出物は、廃棄物管理システムの安全性に制度的管理が果たす役割とその役割が安全評価でどのように考慮されているかを明らかにするべきである。
評価のエンドポイント	主な規制要件は、放射線量と環境濃度を取り上げた要件である。汚染物質の放出及び移行現象に直接関係する可能性のある閉じ込めバリアの有効性やサイト固有の特性を反映する指標など、いくつかのその他の安全指標を示して廃棄物管理システムの長期的性能を説明することもできる。
放射線防護	施設または汚染されたサイトの長期安全評価は、公衆の被ばくに関する規制の放射線量限度を超えないという合理的保証を示すべきである。しかし、複数の源に対する被ばくの可能性を考慮し、評価している施設から起こる線量を合理的に達成可能な限り低減すること（ALARA）を保証するために、1mSv/年の規制限度を下回る受け入れ基準を使用すべきである。
危険物質の環境濃度	危険物質からの防護のベンチマーク値は連邦及び州の環境目標及び指針に定められている。利用できる場合、カナダ環境大臣審議会（CCME）の人の健康を保護するための環境基準指針をベンチマークまたは毒性基準値として使用するべきである。CCME の人の健康の指針を使用できない場合、人の健康に関する州の指針を用いるべきである。カナダの司法で人の健康に関する指針を確立していない場合、ベンチマークは米国環境保護庁の指針を基にすることができる。上記以外の情報源に基づいて示されるベンチマークは、使用に際して追加的正当化を必要とする可能性がある。
最適化	原子力施設の設計は、すべての当該要件を超えるよう最適化するべきである。特に、放射性廃棄物管理施設は規制限度を単に満たすだけでなく、長期間の安全を保証する余裕によってこのような限度以下に留まるべきである。
シナリオ	長期的評価のシナリオは、サイトと生物圏の将来の潜在的状態のすべてを十分考慮するほど包括的であるべきである。安全評価には、通常または予測されるサイト及び施設の長期の変化と、破壊的事象または閉じ込め失敗モードの潜在的影響を調べる追加的シナリオを含めることが一般的である。シナリオは、サイトの特性、廃棄物特性、受容体の特徴とその生活様式に関する現在と将来の条件に基づく特性、事象及びプロセス（FEP）の系統だった解析による体系的で、透明かつ追跡可能な方法で開発すべきである。
侵入シナリオ	廃棄物施設への偶発的人間侵入に関するシナリオは、1mSv/年の規制限度を上回る線量を予測する。このような結果は評価に関連する不確実性の程度や線量限度の保守性、侵入確率を踏まえて解釈するべきである。したがって、侵入の確率とそれから起こるリスクの両方を報告すべきである。

論点	指針
	影響の大きい侵入シナリオからの線量を制限し、侵入が発生する可能性を減らすための合理的取り組みを行うべきである。
受容体	<p>受容体は、FEP 分析または生態系における貴重な生態系要素（VEC）の評価から特定することができる。シナリオの人間の受容体は、人の放射線防護に関する ICRP の決定グループの概念を基にすることができる。人間の決定グループに仮定する習慣や特徴は、現在の生活様式と入手できるサイト固有または地域固有の情報を考慮する合理的に保守的で妥当な仮定に基づかせるべきである。</p> <p>人間以外の受容体には通常多様なレベルの生物学的組織（たとえば、有機体、個体群、地域社会または生態系）で発生する広範囲の植物と動物が含まれる。いくつかある基準の中でも、受容体は特定の経路からより大きな被ばくを受ける可能性が高い分類群を代表するべきである。</p>
データ	開発の初期段階など、サイト固有のデータを入手できない場合は、概念及びコンピュータ・モデルを開発する際にサイト固有のデータの代わりに一般的またはデフォルトデータを使用することができる。しかし、現況情報及び操業データの取得や施設の寿命サイクルでサイトの特性の知見の増大とともにサイト固有のデータを使用すべきである。
概念及び数学的モデル	廃棄物管理システムの場合、概念モデルは、評価の目的に適した厳密度と詳細度で開発するべきである。概念モデルは、不確実性、システムの説明の不十分な情報、さらにはサイトの特性評価データの解釈時に採用した単純化と仮定を説明するべきである。このようなモデルの単純化と仮定、その結果生じた制約や限度を評価の中で特定し、検討するべきである。別の解釈を却下するための根拠を検討するべきである。
計算ツール	評価で使用するすべてのソフトウェアは容認された品質保証（QA）基準に準拠すべきである。
知見	評価結果を支配する根本的な科学的・工学的原理の完全な理解を証明する。
不確実性	不確実性源を特定するために、予測値の正式な不確実性解析を行うべきである。この解析は、入力データ、シナリオの仮定、評価モデルの数学的特性、概念モデルから生じる不確実性を区別すべきである。
信頼性の構築	許認可申請を支援するために提出する長期安全性の申し立ては、評価とその結論を裏づける「証拠の重み」と信頼性構築の根拠（すなわち科学的証拠、複数の理由づけの系統、その他の補完的根拠）によって評価することができる。
順守	解釈には、受け入れ基準の準拠の評価と評価に関連する不確実性の分析を含めるべきである。将来の安全を合理的に保証するための評価結果と受け入れ基準の比較には、モデルの結果の保守性と安全指標のために受け入れ基準に織り込まれた保守性の検討を含めるべきである。

(2) CNSC による規制フレームワークの再検討

カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、放射性廃棄物処分を含む原子力安全規制全体の規制フレームワークをより頑健で、現在のニーズと新たなニーズに対処できるものとするために、再検討作業を計画的に進めている。「規制フレームワークプラン」と呼ばれる 5 年計画を毎年策定し、開発作業進捗を踏まえつつ随時改訂版をホームページで公開している。

2013 年末時点では、2013 年 8 月時点での規制文書等の開発計画（2013-2019）が公表されている。前年度時点の開発計画（規制フレームワークプラン 2012-2018）〔最終版の日付は 2013 年 3 月〕では、上記(1)及び(2)の規制文書 P-290 と G-320 の検討スケジュールが掲載されており、2012 年第 3 四半期から分析作業を開始し、2014 年第 2 四半期には改訂版の刊行をするスケジュールが織り込まれていた。

しかし、その後に公表されている 2013 年 8 月時点のフレームワークプラン 2013-2019 では、これら 2 つの規制文書に関する作業スケジュールは削除され、作業計画が割り当てられていない状況になっている。

(3) 処分方針の現状

カナダ政府の 1996 年の声明書『放射性廃棄物に関する政策枠組み』では、「廃棄物発生者及び所有者は、“汚染者支払い原則” に従い、それぞれの廃棄物に関して必要とされる廃棄物長期管理施設及びその他の施設に関する資金調達を行い、組織化し、管理し、その操業を実施する責任を負う」とされている。このためカナダでは、原則的には、廃棄物分類に応じた処分方針が存在するのではなく、廃棄物発生者自らが自身が責任を有する廃棄物の処分方針を策定することになる。カナダにおいて、放射性廃棄物の長期管理（処分）に責任を有する組織を図 1.7-1 に示す。

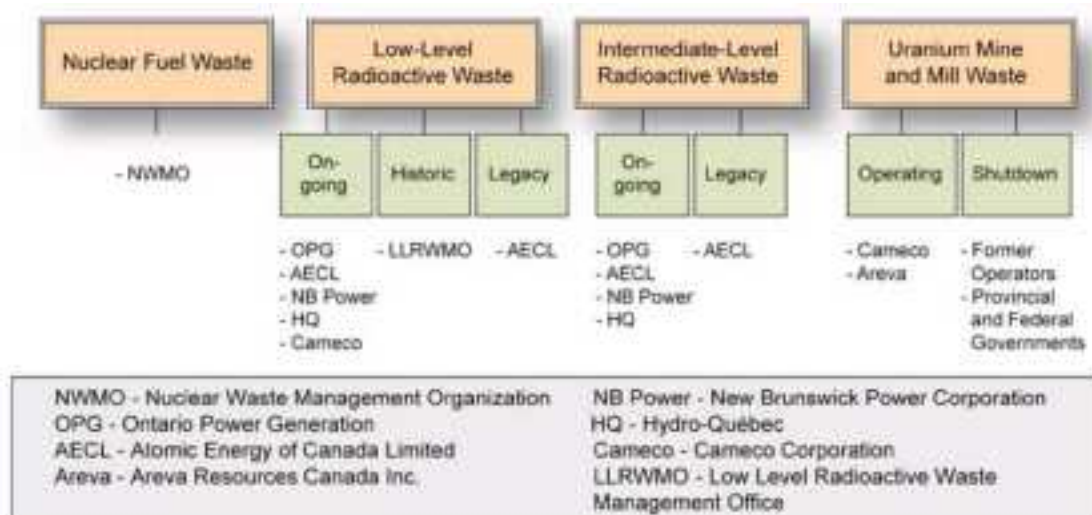


図 1.7-1 使用済燃料及び放射性廃棄物の長期管理に関する責任を担うカナダの組織

カナダにおける放射性廃棄物の処分方針の（政策面から見た）検討状況は、現時点では以下のように整理される。

a. 核燃料廃棄物（使用済燃料）の処分方針

カナダでは使用済燃料を再処理せず、地層処分をエンドポイントとする「適応性のある段階的管理」（APM: A d a d a p t i v e P h a s e d M a n a g e m e n t）を長期管理方針としている。核燃料廃棄物の処分方針は、2002年制定の核燃料廃棄物法に基づき、使用済燃料の発生者が共同で設立した「カナダ核燃料廃棄物管理機関」（NWMO）が検討し、政府に提案したものがある。NWMOは、2005年11月に最終報告書『進むべき道の選択：カナダの使用済燃料の管理』を公表し、最終的には地層処分を行うが、当面約60年間は、サイト貯蔵、集中貯蔵を実施するという「適応性のある段階的管理」（APM）を天然資源大臣に提案した。2007年6月に、天然資源大臣の勧告を受けて行われた総督決定により、使用済燃料の長期管理アプローチとしてAPMが決定した。NWMOは、核燃料廃棄物の地層処分場のサイト選定を開始している。

カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、APMプロジェクトへの規制組織の早期関与を図るために、実施主体であるNWMOとの間で2009年に役務協定を調印している。CNSCは、新たに提案される原子力プロジェクトの早い段階から関与したい考えであり、許認可申請者及びプロジェクトによる影響を受ける自治体が、規制活動におけるCNSCの役割に関して包括的な理解を得られるようにすることを目的としている。CNSCは、将来の申請者に対して、許認可申請書の提出及び環境評価プロセスの開始に先立って、CNSCの法的規制及び許認可プロセスに関する情報及びガイダンスを提供したい意向である。

NWMOのAPMプロジェクトについては、CNSCがNWMOに対して規制ガイダンスを提供すること、並びにNWMOの「適応性のある段階的管理」（APM）を支援することに関して、2009年にCNSCとNWMOは役務協定に調印した。この役務協定は、CNSCが許認可申請書の提出に先立ってNWMOに役務を提供するための諸条件を示したものである。これらの役務の中には、APM地層処分場概念に関するプロジェクト開始に先立つ設計レビューの提供、地層処分場のための法的要件の特定、さらにはCNSCの役割に関する情報を提供するために行う公開会合への参加などが含まれている

この取り決めの一環としてCNSCは、NWMOが提示する使用済燃料向けのAPM地層処分場の概念設計や具体例としての閉鎖後安全評価に関する報告書を対象に、プロジェ

クト開始に先立つ設計レビューを実施する予定である。ここでいう「設計レビュー」とは、将来の許認可申請者が提示した概念に基づいて提案された設計のレビューを実施する作業のことをいう。「プロジェクト開始に先立つ」という表現は、許認可申請が CNSC に提出される以前に設計レビューが行われることを意味している。

現時点では、地層処分場の立地点が不明であるため、NWMO は 2 ヶ所の仮想サイトについて、概念設計、すなわち設計草案 (モデル) の作成を進めている。NWMO はさらに、サイト閉鎖に関する決定がなされた後の (すなわち閉鎖後の段階に関する) これらの 2 ヶ所の仮想サイトの安全性の評価を取り扱った報告書も提出する予定である。CNSC は、2 つの代表的な岩石層、一つは結晶岩、もう一つは堆積岩に立地される 2 ヶ所の仮想的な (しかし現実的な) サイトに関する概念設計と閉鎖後安全性を取り扱った報告書レビューを実施することになっている。

b. OPG 社の低中レベル放射性廃棄物の処分方針

オンタリオ・パワージェネレーション社 (OPG 社) はブルース原子力発電所サイトにおいて「ウェスタン廃棄物管理施設」(WWMF) を操業しており、オンタリオ州で運転されている同社の 20 基の原子炉の運転に伴って生じた低中レベル放射性廃棄物を集中的に貯蔵している。カナダにある 22 基の CANDU 炉のうちの 20 基を所有する OPG 社は、毎年カナダで発生する低中レベル放射性廃棄物の約 77% に関する責任を負う。

OPG 社は、同社の 20 基の CANDU 炉からの現存する、あるいは将来発生する低中レベル放射性廃棄物に関する長期アプローチとして、LLWF に隣接したサイトの地表から約 680m の深さに設置する地層処分場 (DGR) において処分する方針である。

OPG 社は 2011 年 4 月に提出した環境影響評価書 (EIS) 及び予備的安全評価書等について、カナダ環境評価局 (CEAA) とカナダ原子力安全委員会 (CNSC) は合同評価パネル (JRP) を設置して審査している。JRP は、DGR プロジェクトに対して、関係する個人、団体、組織のほか、国・地方自治体のあらゆるレベルの行政当局から書面による意見を収集するパブリックコメントの募集を 2012 年 2 月から開始した。募集期間は当初 6 カ月の予定であったが、寄せられた質問・追加情報の要求に対応するため、OPG 社の要請を受けて、JRP はパブリックコメントの募集期間を 2013 年 5 月 24 日まで延長した。提出された意見書は原則として、カナダ環境評価局のインターネットサイト (環境評価レジストリと呼ばれる) に登録・公開されることになっており、DGR プロジェクトにつ

いては、パブリックコメントの終了時点で 644 件の意見書が公開されている。今後、合同評価パネル（JRP）は公聴会を開催し、評価結果を環境大臣に報告した上で、2014 年にはサイト準備・建設の許認可発給が見込まれている。

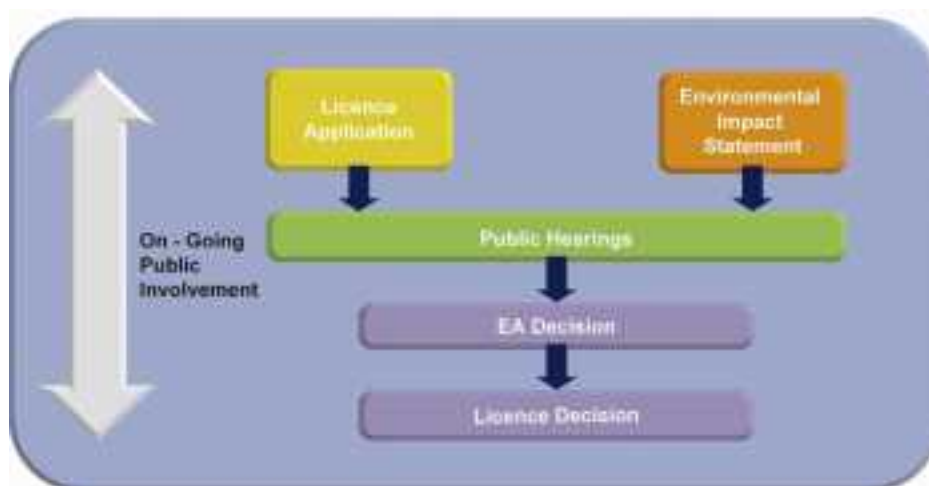


図 1.7-2 許認可及び環境アセスメントのプロセス

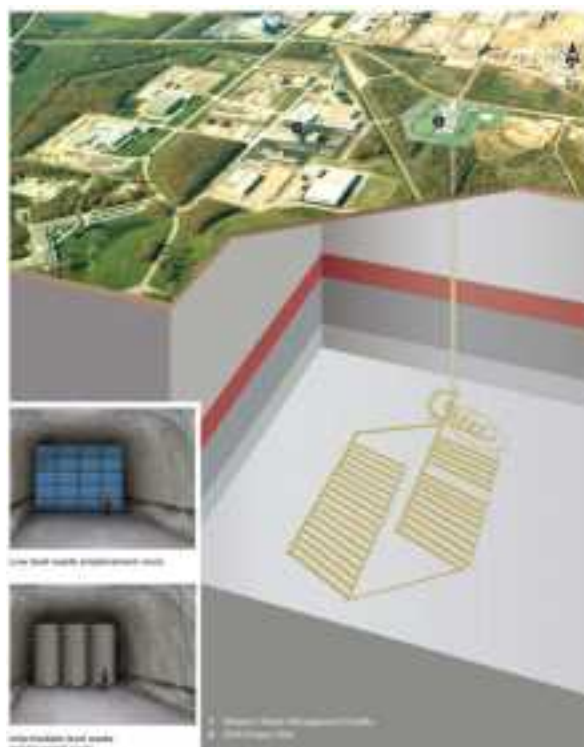


図 1.7-3 OPG 社の低中レベル放射性廃棄物の地層処分場 DGR の概念

DGR の地下施設（定置空洞部分）は地表から約 680 メートルに設置予定。定置空洞は長さ約 250 メートル、幅 8 メートル、高さ 7 メートルであり、パネル 1 で 14 本、パネル 2 は 17 本で構成される。

1.7.2 規制機関の概要

(1) カナダ原子力安全委員会（CNSC）

カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、原子力安全管理法に基づき、核燃料サイクルを含め、カナダにおける核物質の利用の規制責任を負う独立した規制組織として 2000 年に設立された。原子力安全管理法は 1997 年 3 月 20 日に連邦議会で可決、2000 年 5 月に法律として発効した。1946 年に設立された旧原子力管理委員会（AECB）は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）により置き換わっている。

CNSC は、カナダ総督が任命する 7 人までの常任委員で構成される「裁定委員会」（Commission Trubunal. =委員会裁定機関）であり、原子力規制に関する許認可発給権限をもつ。カナダ総督は、必要な場合に非常任委員を使命できることになっており、2013 年末現在では、3 名の非常任委員（いずれも OPG 社が申請している低中レベル放射性廃棄物の地層処分場プロジェクトのレビューパネルのメンバー）が任命されている。

加えて CNSC は、裁定委員会に対して実務面を支援する「CNSC スタッフ」で構成されている。CNSC スタッフは約 800 名であり、裁定委員会から付与された許認可及び認可権限を行使し、NSCA 及び関連規制と許認可条件について、許認可取得者の順守状況の評価を担当する。

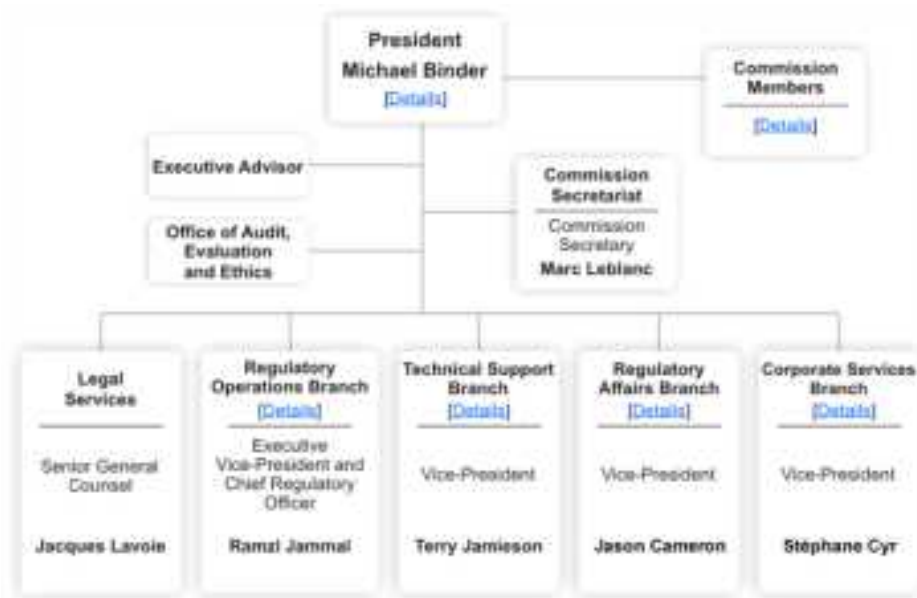


図 1.7-4 カナダ原子力安全委員会（CNSC）の組織構成

(1.7 の参考文献)

- 1) Government of Canada: Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Final Report October 2011.
- 2) CNSC 環境アセスメント情報
http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/readingroom/newbuilds/opg_dgr/index.cfm
- 3) <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/about/organization/index.cfm>
- 4) CNSC Fact Sheet on Regulating Canada's Geological Repositories. February 2011.
<http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/about/regulated/radioactivewaste/regulating-canadas-geological-repositories-fact-sheet.cfm>

1.8 ドイツにおける最新情報の整理

1.8.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

ドイツでは、放射性廃棄物については、定置により処分空洞壁面への温度影響の程度に応じて発熱性放射性廃棄物（高レベル放射性廃棄物が相当）と非発熱性放射性廃棄物（低中レベル放射性廃棄物が相当）に区分されており、いずれも地層処分される方針である。

ドイツにおける放射性廃棄物の分類を図 1.8-1 に示す。¹⁾

- 発熱性放射性廃棄物：廃棄物の発熱により処分空洞壁面の温度上昇が平均 3K（ケルビン）以上のもの
- 非発熱性放射性廃棄物：廃棄物の発熱により処分空洞壁面の温度上昇が平均 3K（ケルビン）未満のもの

非発熱性放射性廃棄物を処分場壁面の温度上昇が 3K 未満としている理由は、処分場の操業段階における、鉱山建造物の安定性に影響する可能性のある温度の上昇を回避すること、及び閉鎖後段階において放射性核種の拡散の計算において温度への依存関係を考慮せずに済むようにするためとされている。²⁾

(1) 発熱性放射性廃棄物処分の安全規制の状況

発熱性放射性廃棄物に関しては、ゴアレーベン・サイト（岩塩ドーム）が処分場候補サイトとされ、1970 年代からサイト特性調査として探査活動が実施されてきた。2000 年から探査活動が一時凍結されることとなったが、2009 年 9 月に成立した連立政権により探査活動を再開する方針が示され、10 年間の凍結の後 2010 年 11 月から探査活動が開始された³⁾。しかし、2012 年 11 月にゴアレーベンでの探査活動は再度停止されることが決定した。

また、2011 年 12 月には、連邦環境・自然保護・原子炉安全省（BMU）と州が、ゴアレーベンでの探査活動と並行して、発熱性放射性廃棄物処分のための新たなサイト選定手続の工程を進めることで合意した。この合意に基づき、2013 年 7 月に発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続きを定める法律（以下、サイト選定法）が成立した。この法律に従い、今後新たに処分場サイト選定が行われる予定である。ドイツにおける発熱性放射性廃棄物処分の経緯、安全規制の状況などについて表 1.8-1 に示す。⁴⁾

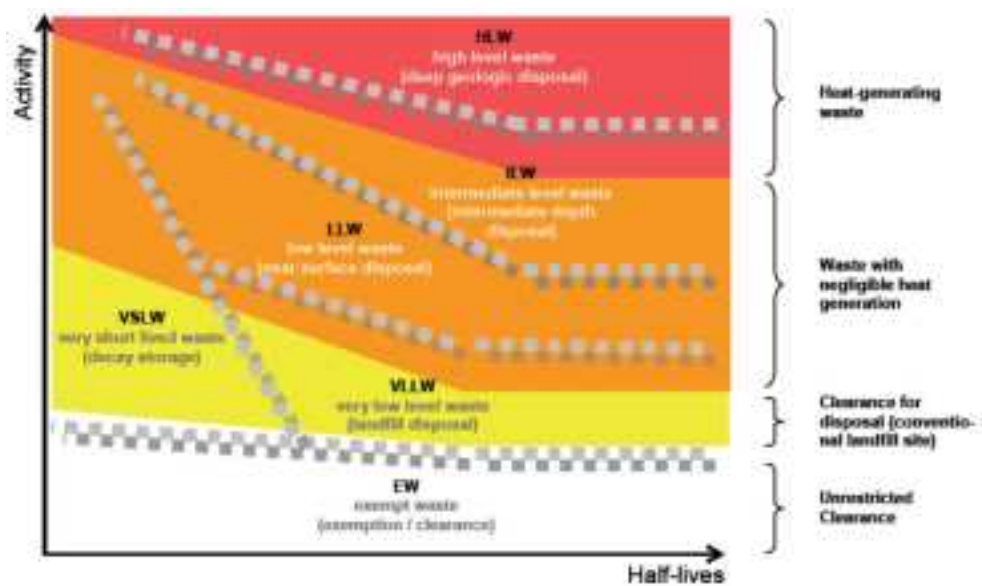


図 1.8-1 ドイツの廃棄物分類方式と国際原子力機関（IAEA）の提案の比較
 （放射性廃棄物等安全条約に基づくドイツ国別報告書（第3回））

このため、以下では、サイト選定法⁵⁾に基づき、同法に規定されたサイト選定手続きなど発熱性放射性廃棄物処分における安全規制関連の動向をまとめる。

a. 高レベル放射性廃棄物処分委員会

サイト選定法では、33名の委員からなる「高レベル放射性廃棄物処分委員会」（以下、委員会）を設置し、サイト選定手続等を検討し連邦議会へ報告することが規定されている。この委員会の構成は、以下のように規定されている。

- 委員長：1名
- 科学界の代表者：8名、環境団体の代表者：2名、宗教団体の代表者：2名、経済界の代表者：2名、労働組合の代表者：2名
- 連邦議会議員：8名（各政党から1名ずつ）、州政府の代表：8名

委員会は、2015年末までに以下のことを検討し、提案を連邦議会及び連邦参議院、ならびに連邦政府に対して提出することとされている。

- 地下深部の地層処分場に、高レベル放射性廃棄物を遅滞なく処分する代わりに、この種の廃棄物を秩序正しく処分するその他の可能性について科学的な調査を実行すべきかどうか、さらにはこの調査が終了するまで廃棄物を地表の中間貯蔵施設に

- 保管しておくかべきかどうかに関する判断を示し、決定を行うための提案を示す。
- ▶ 処分のための一般的な安全要件、処分が実施される地層の地球科学、水資源及び地域開発計画での除外基準及び最低要件、岩塩、粘土、結晶質岩などの候補母岩に固有の除外基準及び選定基準、母岩とは独立した評価基準、さらには実行する必要がある予備的安全評価のための方法論などの決定の基礎となる情報についての提案を行う。
 - ▶ 処分概念に関する要件 — 特に放射性廃棄物の取り出し、回収、回収可能性などの問題と、サイト選定手続きのそれ以前の段階に戻る可能性についての要件など発生しうる欠陥を是正するための基準に関する提案を行う。
 - ▶ 選定プロセスの組織と手続きに関する要件、ならびに代替案の検討のための要件についての提案を行う。
 - ▶ 公衆の参加と公衆への情報提供に関する要件、ならびに透明性の確保に関する要件についての提案を行う。

サイト選定法では、除外基準、最低要件、評価基準等については、委員会の勧告に基づき、連邦議会が法律として制定することが規定されている。

b. サイト選定手続きの概要

サイト選定法では、地表からの調査サイトの選定、地下調査サイトの選定、処分場サイトの選定と段階的に選定を行う、発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続きが規定されている。このサイト選定手続きについて、各段階の概要を以下に示す。

① 地表からの探査実施サイトの選定

実施主体である連邦放射線防護庁（BfS）が、「高レベル放射性廃棄物処分委員会」の提案に基づき法律で定められた要件、基準を適用し検討対象となるサイト地域を確定する。さらに、安全要件、除外基準に基づき、明らかに不適切な地域や地質学的に最低要件を満たさない地域を排除し、サイト地域の提案を作成する。また、BfSは、これらのサイト地域に対する予備的安全評価を実施する。

BfSは、サイト地域の提案、予備的安全評価の結果及びこの結果に基づき選定した地表からの探査を実施するサイトの提案を規制機関である連邦放射性廃棄物処分庁（新たに

設置される規制機関であり、詳細は 1.8.2(1)参照)に提出する。連邦放射性廃棄物処分庁は、予備的安全評価の結果を含む提出された提案について検討を行い、サイト地域及び地表からの探査サイトの提案を連邦環境・自然保護・原子炉安全省 (BMU) (2013 年の総選挙の結果、同年 12 月に成立した政権により、現在は連邦環境・自然保護・建設・原子炉安全省 (BMUB) になっている。)に報告する。連邦政府は、これらの提案を連邦議会・連邦参議院に伝え、議会が地表からの探査を行うサイトを法律により決定する。

② 地下での探査を行うサイトの選定

BfS は、決定した地表からの探査サイトにおける探査を実施し、探査結果に基づき、委員会の提案に基づき定められた基準等に従い、予備的安全評価を更新する。探査及び予備的安全評価の結果について評価を行い、地下探査を実施する必要がある母岩及びサイトの提案を連邦放射性廃棄物処分庁に提出する。連邦放射性廃棄物処分庁は、提出された提案の検討を行い、BMU に結果を報告する。連邦政府は、連邦議会・連邦参議院に報告し、連邦議会が地下探査を行うサイトを法律により決定する。

③ 処分場サイトの決定

BfS は、地下探査の計画及びサイトに関連した評価基準を作成し、連邦放射性廃棄物処分庁に提出する。連邦放射性廃棄物処分庁はこれらの確認を行う。BfS は、地下での探査を行い、処分場の操業段階と閉鎖後段階に関する包括的な予備的安全評価を実施するとともに、探査結果と探査結果の評価報告書、環境適合性調査 (環境影響評価に相当) のための基礎情報を取りまとめ、連邦放射性廃棄物処分庁に提出する。同庁は、環境適合性審査法に基づき、サイトの環境適合性調査を実施する。

連邦放射性廃棄物処分庁は、包括的な予備的安全評価結果、詳細な地質学的探査結果及びその評価報告書などに基づき、処分場サイトを BMU に対して提案する。この提案については、公的及び私的な利害関係を評価した上で、新たな連邦法を制定することによって確定される。

c. ゴアレーベン・サイトの扱い

サイト選定法では、発熱性放射性廃棄物処分場の候補サイトとして探査が行われていたゴアレーベン・サイトについてもその取扱いが規定されている。同法では、ゴアレー

ベンについて他のサイトと同様に、サイト選定法に基づき策定されるサイト選定基準、要件などにより考慮に入れられることが規定されている。また、同法の手続により除外されたされた場合に、検討対象から外されることが規定されている。さらに、これまで実施されてきた探査により得られたゴアレーベン・サイトに関する知見や探査のための施設の存在が、他のサイトとの比較評価において考慮されないことも規定されている。

表 1.8-1 高レベル放射性廃棄物の地層処分の概要及び安全規制の状況

名称	未定（サイト選定法によりサイト選定を実施し 2031 年までに決定）
所在地	未定
岩種、深度	未定
対象廃棄物	発熱性放射性廃棄物（使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物）
実施主体	連邦放射線防護庁（BfS）
規制機関	連邦放射性廃棄物処分庁 ※2014 年 1 月 1 日に発効する連邦放射性廃棄物処分庁設置法に基づき設置される予定。連邦放射性廃棄物処分庁の発足までの現行の制度では、連邦委任行政により、ゴアレーベンの地元州であるニーダーザクセン州の環境省が許認可の発給を行うことになっていた。
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力法 ・発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続きを定める法律（サイト選定法） ・鉱山法 ・放射線防護令 ・発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・1976 年：ニーダーザクセン州政府の任命したプロジェクトチームが同州内の岩塩ドームを対象にサイト選定手続を開始 ・1977 年 2 月：連邦政府に対してゴアレーベンを候補サイトとして提案 ・1979 年 9 月：連邦及び全州がバックエンド決議を行いゴアレーベンを処分場候補サイトとすることを決定。地表からの探査を開始 ・1986 年：ゴアレーベン・サイトにおいて地下からの探査を開始 ・2000 年：連邦政府と電力会社の協定により、ゴアレーベンでの探査活動を 3～10 年間凍結することを決定 ・2009 年 10 月：連邦政府がゴアレーベンでの探査活動凍結を撤廃する方針を提示。 ・2010 年 11 月：実施主体である連邦放射線防護庁（BfS）がゴアレーベンでの探査活動を再開 ・2011 年 12 月：連邦政府と州が、ゴアレーベンでの探査と並行して、発熱性放射性廃棄物処分のための新たなサイト選定手続の工程を進めることで合意。サイト選定のための新たな法律を制定することなどを決定 ・2012 年 11 月：ゴアレーベンでの探査活動を再び停止することを決定 ・2013 年 7 月：発熱性放射性廃棄物の処分場サイト選定に関する法律（サイト選定法）が成立

(2) 非発熱性放射性廃棄物処分の状況

ドイツでは、非発熱性放射性廃棄物については、ニーダーザクセン州の旧鉄鉱山であるコンラッドにおいて処分することが決まっている。コンラッド処分場については、処分場に関する原子力法上の許認可である計画確定手続きが 2002 年に発行されており、2007 年

にその法的効力が確定した（異議申し立て等が起こされたため、効力の確定まで裁判手続等行われていた）。現在は、処分場への改造工事が進められている。コンラッド処分場の操業開始は2019年ごろが見込まれている。表 1.8-2 にコンラッド処分場の概要及び安全規制の状況等を示す。⁶⁾

表 1.8-2 コンラッド処分場の概要及び安全規制の状況

名称	コンラッド処分場
所在地	ニーダーザクセン州ザルツギッター
岩種、深度	旧鉄鉱山の地下 800～1300m
対象廃棄物	非発熱性放射性廃棄物
実施主体	連邦放射線防護庁（BfS）
規制機関	連邦放射性廃棄物処分庁 ※2014年1月1日に発効する連邦放射性廃棄物処分庁設置法に基づき設置される予定。連邦放射性廃棄物処分庁の発足までの現行の制度では、連邦委任行政により、地元州であるニーダーザクセン州の環境省が許認可の発給を行っており、2002年の計画確定は同省により発給された。
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力法 ・鉱山法 ・放射線防護令 ・鉱山における放射性廃棄物の最終処分に関する安全基準
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・1976年：鉄鉱石の採掘が停止 ・1976年：放射線・環境協会（GSF）がコンラッド鉱山について放射性廃棄物の最終処分場としての適合性調査を開始（～1982年まで） ・1982年：当時の放射性廃棄物処分の実施主体であった連邦物理・技術研究所（PTB）がニーダーザクセン州環境省に対して原子力法に基づく計画確定を申請し、計画確定手続きが開始 ・2002年：計画確定手続きに係る許可発給 ・2007年：計画確定の発給に関する訴訟が決着し、計画確定決議が法的効力を持つことが確定 ・2007年～：処分場への改造工事中

また、モルスレーベン処分場では、旧岩塩鉱山を利用した処分場で1971年から1991年、及び1994年から1998年の期間にアルファ核種が比較的低濃度の低中レベル放射性廃棄物が処分されていた。同処分場では、地下約500mに廃棄物が処分されている。これらの放射性廃棄物は、以下の活動・機関等から発生したものであった。⁷⁾

- 原子力発電所の運転
- 原子力施設の廃止措置
- 発電以外の原子力産業
- 研究機関
- 州の廃棄物貯蔵施設、または小規模の廃棄物発生者から直接

➤ 他の放射性物質の使用者

モルスレーベン処分場については、現在、廃止措置に向けた許認可手続きが行われている。

表 1.8-3 モルスレーベン処分場の概要及び安全規制の状況

名称	モルスレーベン処分場
所在地	ザクセン・アンハルト州モルスレーベン
岩種、深度	旧岩塩鉱山の地下約 500m
対象廃棄物	低・中レベル放射性廃棄物
実施主体	連邦放射線防護庁 (BfS)
規制機関	連邦放射性廃棄物処分庁 ※2014年1月1日に発効する連邦放射性廃棄物処分庁設置法に基づき設置される予定。連邦放射性廃棄物処分庁の発足までの現行の制度では、連邦委任行政により、地元州であるザクセン・アンハルト州が許認可の発給を行っていた。
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力法 ・鉱山法 ・放射線防護令 ・鉱山における放射性廃棄物の最終処分に関する安全基準
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・1960年代後半～：低中レベル放射性廃棄物の処分場サイト選定を実施 ・1970年：旧東ドイツの処分場として選定 ・1981年：5年間の期限付きで試験操業開始 ・1986年：長期操業許可が発給 ・1990年：東西ドイツの統一により、連邦施設となる ・1991年：放射性廃棄物の定置作業の一時停止 ・1994年：定置作業の再開 ・1998年：操業を中止 ・2003年：安定化のため、処分場エリア以外の部分に岩塩・コンクリートの充填作業を開始 ・2005年：処分場の廃止措置に関する計画確定手続における公衆参加のための資料をザクセン・アンハルト州農業・環境省 (MLU) に提出 ・2009年：MLUが資料の公開及び異議申し立ての受け付け開始 ・廃止措置の計画確定手続中

この他にドイツには放射性廃棄物処分場ではないが、旧岩塩鉱山のアッセ II 研究鉱山では、旧岩塩鉱山を利用した放射性廃棄物処分の調査・研究が行われていた。アッセ II 研究鉱山では、1967年に低レベル放射性廃棄物、1972年に中レベル放射性廃棄物の試験的な定置が開始された。試験的な定置の許可が1978年に失効したため、以降は放射性廃棄物の新たな定置を行わず、放射性廃棄物処分の研究開発が継続されていた。アッセ II 研究鉱山では、1988年以降、周囲の岩盤から地下水の流入が継続し、また坑道の安定性も悪化している。このため、同鉱山の閉鎖の実施主体である BfS は、以下の3つの閉鎖オプションの検討を行った。

- 放射性廃棄物の回収
- 同鉱山のより深い地層への処分
- 特殊なコンクリートによる埋め戻し

検討の結果 BfS は、2010 年 1 月に、放射性廃棄物の回収を行うことを決定した。現在は、坑道内の試験的な掘削など現状確認調査を進めている。回収された廃棄物はコンラッド処分場において処分されることとなっている。

2013 年 3 月には、同研究鉱山の閉鎖を促進するための原子力法の改正法が成立した。同改正法では、主に以下が規定されている。⁸⁾

- 優先オプションとして、放射性廃棄物の回収し研究鉱山を閉鎖する
- 作業の迅速化を図るため、放射性廃棄物の回収作業に関しては、計画確定手続は不要とする。ただし、放射性廃棄物の取り扱いに関しては、原子力法と放射線防護令に基づく許認可が必要である。
- 許認可手続きを段階的に進めることを可能とし、回収の準備措置や具体的な回収作業に関する法的手続きを柔軟にする。
- 放射線防護の原則や鉱山技術面の安全性の観点から、住民や作業者に生じる可能性のある影響を正当化できない場合には、回収作業を中止する。
- 放射性廃棄物の回収及び閉鎖のための作業に関して、原子力法の規定が順守できない場合には、代替の閉鎖オプションの利点と欠点を比較評価し、最善と判断されたオプションにより閉鎖を実施する。
- 放射性廃棄物の回収作業を中止する場合や代替閉鎖オプションを選択する場合は、BMU は連邦議会に事前に情報提供を行い、BfS は公衆に対して意見表明の機会を与える。
- 今後の費用は、連邦政府が負担する。
- 新たな放射性廃棄物の搬入とその定置のための許認可の発給は認めない。

表 1.8-4 アッセ II 研究鉱山の概要及び安全規制の状況

名称	アッセ II 研究鉱山
所在地	ニーダーザクセン州アッセ
岩種、深度	旧岩塩鉱山の地下約 511m、725m、750mのレベルに処分
対象廃棄物	低・中レベル放射性廃棄物
実施主体	連邦放射線防護庁 (BfS)
規制機関	連邦放射性廃棄物処分庁 ※2014年1月1日に発効する連邦放射性廃棄物処分庁設置法に基づき設置される予定。連邦放射性廃棄物処分庁の発足までの現行の制度では、連邦委任行政により、地元州であるニーダーザクセン州が許認可発給を行っていた。
適用される法令	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力法 ・鉱山法 ・放射線防護令 ・鉱山における放射性廃棄物の最終処分に関する安全基準
これまでの経緯	<ul style="list-style-type: none"> ・1964年：岩塩の採掘を停止 ・1965年：放射線環境研究所（現ミュンヘン・ヘルムホルツセンター（HMGU）が、アッセ鉱山を取得 ・1967年：低中レベル放射性廃棄物処分の試験操業開始 ・1978年：試験操業の停止 ・2008年9月：連邦政府がアッセ II 研究鉱山と法律上処分場とみなすことを決定 ・2009年1月：BfS がアッセ II 研究鉱山の実施主体となる ・2009年3月：原子力法の改正により、アッセ II 研究鉱山の閉鎖手続きを行うことを規定 ・2009年9月：閉鎖オプションとして、廃棄物の回収、廃棄物を同鉱山内のより深い地層へ処分、特殊なコンクリートでの埋め戻しの3つのオプションから選定することを公表 ・2010年1月：閉鎖オプションとして処分坑道の安定性の問題から廃棄物の回収を選択 ・2010年5月：回収計画の策定のため、一部坑道の試験的な掘削及び調査を実施することを公表 ・2010年10月：試験的な掘削及び調査のための許認可手続（原子力法及び鉱山法）を開始 ・2011年4月：原子力法に基づく許可が発給

1.8.2 規制機関の概要

(1) 連邦放射性廃棄物処分庁

サイト選定法とともに連邦官報において公布された「連邦放射性廃棄物処分庁の設置に関する法律」（2014年1月1日発効）では、放射性廃棄物の安全な管理及び処分施設の監督を行うための規制機関として、連邦放射性廃棄物処分庁を設置することが規定されている。ここでは、連邦放射性廃棄物処分庁の設置に関する法律⁹⁾などに基づき、連邦放射性廃棄物処分庁の概要をまとめる。

連邦放射性廃棄物処分庁は、連邦環境・自然保護・原子炉安全省（BMU）の管轄分野における連邦政府の行政府として設置され、BMUの監督を受けることが規定されている。また、連邦放射性廃棄物処分庁の設置に関する法律では、以下の役割を有することが規定されている。

- 原子力法、サイト選定法やその他の連邦法律によって与えられた放射性廃棄物の安全

な管理及び処分のための連邦施設の監督

- 放射性廃棄物の安全な管理及び処分のための連邦施設の監督に関連して、BMU を科学及び専門分野の面から支援

1.8.1 において示したように、サイト選定法に基づく発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続において、連邦放射性廃棄物処分庁はその各段階において様々な役割を有している。以下にサイト選定手続における連邦放射性廃棄物処分庁の主な役割をまとめる。

- BfS が作成した、地表及び地下からの探査計画やサイトに関連した検査基準を確認する
- サイト決定の提案を作成する
- サイト選定手続を推進する

この他に、連邦放射性廃棄物処分庁は、実施されたサイト選定手続がサイト選定法で定める要件や基準に基づき実施されたか、また、サイトの提案がサイト選定法の要件や基準に従ったものであるのか判断し決議によって確認することが規定されている。

連邦放射性廃棄物処分庁の運営は、長官によって行われ、副長官がそれを補佐することが規定されている。なお、長官及び副長官の使命、その他の構成員の指名については 2014 年中に決定されることとなっている。

また、サイト選定法による原子力法の改正では、連邦放射性廃棄物処分庁の以下の役割に関する規定が追加されている。

- 原子力法第 9b 条による計画確定と許認可を発給し、さらにそれを廃止すること。
- それぞれの州の管轄権のある鉱山当局の了解を得た上で、原子力法第 9a 条の第(3)項に基づく放射性廃棄物からの安全確保と最終処分を実行する連邦政府の施設の建設、操業及び廃止措置を目的とする第 9b 条に基づいた認可手続きの際に、鉱山法に基づく認可と、鉱山法に基づいたその他の必要な許認可を発給すること。
- 原子力法第 9a 条の第(3)項に基づく維持と最終処分を実行する連邦政府の施設に対して、連邦鉱山法の第 69 条から第 74 条までの規定に基づいた監督を実施すること。
- 管轄権のある水資源当局の了解を得た上で、第 9a 条の第(3)項に基づく放射性廃棄物からの安全確保及び最終処分を実行する連邦政府の施設について、第 9b 条に基づいた許認可手続きの際に、水資源法に基づく許認可を発給すること。

(1.8 参考文献)

- 1) Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management -Report of the Federal Republic of Germany for the Fourth Review Meeting in May 2012, August 2011
- 2) Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vom 22 Mai 2002
- 3) http://www.bfs.de/en/endlager/erkundungsbergwerk_gorleben/einfuehrung.html
- 4) http://www.bfs.de/en/endlager/standortfindung/endlagersuche_deutschland.html
- 5) Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz – StandAG) vom 23. Juli 2013
- 6) http://www.endlager-konrad.de/EN/Home/home__node.html?__nnn=true
- 7) http://www.bfs.de/en/endlager/endlager_morsleben
- 8) Gesetz zur Beschleunigung der Rückholung radioaktiver Abfälle und der Stilllegung der Schachanlage Asse II
- 9) Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für kerntechnische Entsorgung (連邦放射性廃棄物処分庁の設置に関する法律)

1.9 ベルギーにおける最新情報の整理

1.9.1 放射性廃棄物処分の安全規制等に係る最新情報

ベルギーにおける放射性廃棄物の地層処分に係る最新の安全基準や指針等の整備状況、その内容について整理を行う。ベルギーでは、放射性廃棄物の区分を半減期、放射エネルギー、発熱の程度により、以下のように分類されている。

表 1.9-1 放射性廃棄物の区分

	放射能レベルが低い	放射能レベルが中程度	放射能レベルが高い
短寿命放射性廃棄物	A	A	C
長寿命放射性廃棄物	B	B	C

- カテゴリ A 廃棄物：放射性核種の濃度が十分に低く、半減期が十分に短いために浅地中処分が可能な廃棄物 (IAEA 及び欧州連合の一般勧告に従い、長寿命 α 放射能が 400 ~ 4,000 Bq/g)。
- カテゴリ B 廃棄物：カテゴリ A に関する放射線基準を満たしていないが、カテゴリ C に分類するほどの発熱は伴わない廃棄物。
- カテゴリ C 廃棄物： α 及び β 核種の量がきわめて多く、熱出力が 20W/m³ を上回る廃棄物。20W/m³ という数値は、カテゴリ B と C の境界値であり、粘土層への処分を行うか否かの判断基準となる。このカテゴリの廃棄物は、中間貯蔵により冷却する必要がある。

カテゴリ A 廃棄物の処分については、連邦政府が、カテゴリ A 廃棄物の処分に関する 2006 年 6 月 23 日決定によって、放射性廃棄物の管理を行うベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関 (ONDRAF/NIRAS) に対して、デッセル自治体におけるカテゴリ A 廃棄物の表層処分施設の統合プロジェクトを策定するように要求し、詳細な設計や安全評価の研究に入った。ONDRAF/NIRAS は、長期のセーフティケースの国際ピアレビュー (長期安全戦略、長期安全評価手法、提案されるシステム設計、安全評価の基となる科学技術の品質に焦点を当て) に続いて、2012 年に規制行政機関である連邦原子力管理庁 (FANC)

に建設許認可申請書を提出している。

カテゴリ B 及び C 廃棄物の処分に関する、粘土層における地層処分に関する研究は 30 年以上前から開始されているが、カテゴリ B 及び C 廃棄物の長期間の管理オプションは、国の政策としては確定されていない。最新の研究開発の概要は、SAFIR2 レポートであり、2001 年に ONDRAF/NIRAS が政府やステークホルダーに対して公表している。このレポートは、監督大臣の要請により、NEA による国際ピアレビューに提出された。これら廃棄物の処分に適用される規制は、表 1.9-2 の通りになる。

表 1.9-2 ベルギーにおける処分施設に関する規制上の枠組み

	ユーラトム条約 (37 項)	電離放射線の危険性に対する人及び環境の防護、及び FANC に関する 1994 年 4 月 15 日の法律	核物質のセキュリティに関する 1994 年の法律の改正 核物質以外の放射性物質のセキュリティに関する 1994 の法律の改正案**
国王令 (一般)	電離放射線の危険性に対する公衆、作業員および環境の防護に関する一般規制(GRR-2001)	原子力施設安全に係る国王令*(一般部分)	核物質及び原子力施設のセキュリティに係る国王令**
国王令 (Royal Decree) (処分施設に特有)	処分施設の許認可システムに係る国王令*	処分施設の安全に係る国王令*(原子力施設の安全に係る国王令の特定部分)	
FANC ガイダンス (拘束力は無し)			
	浅地中処分ガイダンス - 浅地中処分 - 地震 - 外部に由来する事故 - 人間侵入 - 地下水	地層処分ガイダンス - 地下処分	

*承認段階にある

** 策定中

カテゴリ B 及び C 廃棄物の長期管理に関しては、ONDRAF/NIRAS は 2011 年 9 月に、政府に最終廃棄物計画書（以下、廃棄物計画という）を提出した。これは、2011 年 9 月 23 日に ONDRAF/NIRAS の理事会にて承認されて、政府に提出されたものである。この計画書は、政府による廃棄物（廃棄物と宣言されれば使用済燃料も含む）の長期管理の政策に

関する原則の決定のための情報を提供するものとなる。

この廃棄物計画によると、ONDRAF/NIRAS は高レベル放射性廃棄物または長寿命放射性廃棄物はベルギー国内の粘土層に地層処分することを勧告している。この中では、これらの廃棄物の長期貯蔵やボアホール処分等、さまざまなオプションが比較検討され、その結果として地層処分が最適であるという結果を示している。処分の実施については、過度の遅れが無く、技術の成熟度や社会の支援と調和したペースで実施すること、段階的に適応可能、かつ参加型で、透明性のある意思決定プロセスを伴うこと、及び回収可能性、可逆性、知識の管理や伝達に関連する社会状況を考慮に入れることとしている。

今後、連邦政府は、これらの廃棄物の長期管理に関する方針を決定するために、検討を進めていき、ベルギー国内における廃棄物の長期管理オプションについて連邦政府が決定を下すことになる。

1.9.2 規制機関の概要

(1) 連邦原子力管理庁 (FANC)

ベルギーの放射性廃棄物管理に関する規制行政機関は、連邦原子力管理庁 (FANC) ¹⁾ であり、その支援機関 (Bel V と呼ばれる機関) とともに安全規制を行っている。FANC は、法人格を持つ独立した政府機関である。14 名の理事からなる理事会が FANC を運営しており、理事は科学または職業面での業績に基づき連邦政府が指名する。独立した立場を保証するために、理事はその任期中、原子力分野と公的分野でその他の責任を負うことはできない。FANC は理事会に出席する政府委員を通じて、連邦内務相の監督下に置かれる。

FANC は任務を達成するため、科学評議会の支援を受ける。科学評議会の構成及び権限は王令によって規定されている。科学評議会は原子力及び原子力安全の分野における高度な専門家で構成されている。

FANC は、法律によって規定された許認可の付与や拒否などの行政及び法律面での活動を通じて、原子力操業者に対してその規制権限を行使する。FANC はこれらの許認可などの中に記された条件の順守を検証するための立入検査を実施する。また、FANC の下した決定への違反には罰則を科すことができる。

FANC の運営資金は、FANC の役務提供先である企業、組織または個人から回収される資金に全面的に依拠している。実際には、許認可などの取得者または申請者が支払う 1 回

払いの料金または年間での課金という形で料金が徴収されている。1回払いの料金は、王令によって決定される。また、FANCの収支は均衡していなければならない。

FANCは2001年9月1日から原子力活動の規制を実施しているが、2007年9月1日付け組織再編が行われ、以下の4つの部門に分割された。

○規制、国際関係及び開発 (Regulation, International Affairs & Development)

- 規則の策定とフォローアップ
- 住民の安全と防護の推進に必要な研究開発の促進、フォローアップ及び実行
- 高い見地からの知見の管理、維持及び開発
- FANCの全プロジェクト相互間の調整
- 国際問題

○施設及び廃棄物 (Facilities & Waste)

- 原子力施設の安全 (許認可申請書の審査と評価が含まれる)
- 放射性廃棄物管理における安全 (諸活動が許認可条件などに従い実施されているか否かの検査と調査などが含まれている)
- 保健物理管理面での有資格専門家の認定、並びにBel V及び保健物理管理における認証団体の監視に関連したもの (様々なカテゴリの放射性廃棄物の長期管理に関する法的及び規制枠組みの策定と、将来における処分施設の許認可が含まれる)

○セキュリティ及び輸送 (Security & Transport)

- 核物質の物理的防護
- 核不拡散とセキュリティ、並びに放射性廃棄物の輸送、輸入、通過及び輸出に対する責任

○健康及び環境 (Health & Environment)

- 人とその環境の防護に関連した活動 (公衆及び全ての分野における作業者と環境の防護を志向したものであり、医療用途、天然放射線源、領域内の放射線監視、国家原子力緊急計画、及び汚染サイトの除染/回復がその対象となる)

(1.9 参考文献)

- 1) Kingdom of Belgium: Fourth meeting of the Contracting Parties to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, May 2012

第2章 放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

放射性廃棄物の地層処分及び余裕深度処分に相当する埋設処分等の長期的な安全性に関する情報（評価期間及び不確実性の取扱い、利用可能な最善の技術（BAT）、長期的安全基準、セーフティケース等）並びにそれらの活用状況について調査・整理する。具体的な調査項目は下記のとおりである。

- 1) 立地選定段階における規制側の関与
- 2) 評価期間の考え方
- 3) 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）
- 4) 人間活動の影響
- 5) 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠
- 6) 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い
- 7) セーフティケースの内容とレビュー
- 8) 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション
- 9) 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）
- 10) 可逆性と回収可能性
- 11) 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等
- 12) 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）
- 13) 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）
- 14) 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）
- 15) 暫定保管・長期保管
- 16) 損傷燃料・熔融燃料の処理・処分

2.1 米国における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

地層処分、余裕深度処分相当の処分場の種類と適用される安全基準・指針等をまとめて表 2.1-1 に示す。

高レベル放射性廃棄物の地層処分に適用される安全基準・指針等に関しては、一般サイトに適用されるものの他、1992年エネルギー政策法に基づいて策定されたユッカマウンテン処分場のみに適用されるものが存在している。一般サイトに適用される 10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」については、ユッカマウンテン処分場のみに適用される 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」の策定段階において、以下のような考慮事項があり、改定が必要と認識されている¹⁾。

- ・ 10 CFR Part 63 でのリスク・インフォームド・アプローチ及び性能ベース・アプローチの 10 CFR Part 60 への適用
- ・ ユッカマウンテン以外のサイトに適用する EPA の一般的な環境放射線防護基準である 40 CFR Part 191 に適合することの必要性
- ・ EPA が異なるレベルのリスクで設定している個人防護基準、独立した地下水防護基準を合わせて放出基準を策定していること

米国の余裕深度処分相当等の処分に適用される安全基準・指針については、現状が処分概念を検討する段階であり、具体的なものが策定されていない。ただし、原子力規制委員会 (NRC) が許認可を行うことは 10 CFR Part 60 などで示されていることか、今後、NRC が安全基準・指針を策定するものと考えられる。

2.1.1 以降の処分の長期的な安全性に関する調査においては、米国の地層処分、余裕深度処分相当に適用される安全基準・指針として、原子力規制委員会 (NRC) 及び環境保護庁 (EPA) の連邦規則 (CFR) である下記に列挙するものを主として対象とするが、各々の根拠法である 1982 年放射性廃棄物政策法、1992 年エネルギー政策法、1992 年 WIPP 土地収用法も併せて規定内容の調査対象とする。

- ・ 10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」(1981 年)
- ・ 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994 年)
- ・ 40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロット・プラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規制との適合性の承認基準」(1996 年)

・ 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」(2009年)

・ 40 CFR Part 197 「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」(2008年)

以下では、上記の連邦規則(CFR)の構成及び内容を整理する。

表 2.1-1 地層処分、余裕深度処分相当の処分場の種類と適用される安全基準・指針等

処分場の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
高レベル放射性廃棄物の地層処分	一般サイト	<p>【根拠法】 1982年放射性廃棄物政策法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」(1981年) ・ 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994年) [ただし、1992年 WIPP 土地収用法第 8 条(a)(2)(B)では、1982年放射性廃棄物政策法第 113 条(a)に基づいてサイト特性調査の対象となるいかなるサイトでのサイト特性調査、許認可、建設、操業、閉鎖には適用されないと規定している。]
	ユッカマウンテン処分場	<p>【根拠法：1992年エネルギー政策法】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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」(2009年) ・ 40 CFR Part 197 「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」(2008年)
TRU 廃棄物の地層処分	廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP)	<p>【根拠法：1992年 WIPP 土地収用法】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994年) ・ 40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロット・プラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規制との適合性の承認基準」(1996年)
クラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物の処分場	未定	<p>適用される処分概念・処分場に応じて、以下の安全基準・指針等の適用が想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 浅地中処分：10 CFR Part 61 ・ ユッカマウンテン処分場以外での地層処分：10 CFR Part 60 ・ ユッカマウンテン処分場での地層処分：10 CFR Part 63 ・ 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) での地層処分：40 CFR Part 191、40 CFR Part 194 ・ 中深度ボーリング孔処分：現在、NRC が許認可を発給した類似の処分場は存在しないため、適用される連邦規則は不明確。

(1) 10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」(1981年)

10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」は、1982年放射性廃棄物政策法に基づいて、原子力規制委員会(NRC)が策定しており、高レベル放射性廃棄物の地層処分に適用され、その許認可要件を規定するものである。ただし、1992年エネルギー政策法に基づいて10 CFR Part 63の適用を受けるユッカマウンテンには適用されないものとなっている。

10 CFR Part 60は、サブパートAからサブパートJまでの10サブパートから構成されており、各々のセクションで許認可申請書の内容、サイト特性調査、制度的管理、回収可能性の維持、線量基準値の考え方などが規定されている(表2.1-2参照)。

表 2.1-2 10 CFR Part 60 の構成及び内容

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパートA—一般規定		
	§ 60.1 目的と範囲	1982年放射性廃棄物政策法に基づく地層処分に適用。
	§ 60.2 定義	(省略)
	§ 60.3 必要な許認可	許認可によらなければ建設、操作ができないことを規定。
	§ 60.4 通信と記録	(省略)
	§ 60.5 解釈	(省略)
	§ 60.6 免除	(省略)
	§ 60.7 一定の予備活動に必要な許認可	(省略)
	§ 60.8 情報収集要件：承認	(省略)
	§ 60.9 従業員保護	(省略)
	§ 60.10 情報の完全性と精度	(省略)
	§ 60.11 故意の不法行為	(省略)
サブパートB—許認可		
申請以前のレビュー	§ 60.15 サイト特性調査	許認可申請書の提出前にサイト特性調査を実施する旨を規定。
	§ 60.16 必要なサイト特性調査計画	実施前にサイト特性調査計画を提出することを規定。
	§ 60.17 サイト特性調査計画の内容	サイト特性調査計画に含めるべき内容を規定。
	§ 60.18 サイト特性調査活動のレビュー	サイト特性調査計画のレビュー手続きを規定。
許認可申請	§ 60.21 申請の内容	許認可申請書が一般情報と安全解析書から構成され、その記載内容を規定。環境影響評価書を添付する旨を規定。
	§ 60.22 申請書の提出と配布	(省略)
	§ 60.23 重複の除去	(省略)
	§ 60.24 申請書と環境影響評価書の更新	(省略)

サブパート	セクション	主要な規定内容
建設認可	§ 60.31 建設認可	建設認可の発給を判断する根拠を規定。
	§ 60.32 建設認可の条件	建設認可に当たって条件を付する観点を規定。
	§ 60.33 建設認可の修正	建設認可の修正申請書は、必要な変更を記載し、当初の様式に従ってNRCに提出される。
許認可発給と修正	§ 60.41 許認可の発給基準	操業許可の発給を判断する基準を規定。
	§ 60.42 許認可の条件	操業許可に当たって条件を付する観点を規定。
	§ 60.43 許認可指定	操業許可の条件の区分・項目を規定。
	§ 60.44 変更、試験、実験	(省略)
	§ 60.45 許認可の修正	(省略)
	§ 60.46 許認可修正が必要な特定活動	(省略)
恒久閉鎖	§ 60.51 許認可修正または恒久閉鎖	土地利用制限、マーカーの設置、記録の保存等の制度的管理を規定。
	§ 60.52 許認可の終了	(省略)
サブパート C—州政府及び影響を受けるインディアン部族の参加		
	§ 60.61 情報の提供	(省略)
	§ 60.62 サイト・レビュー	(省略)
	§ 60.63 許認可レビューへの参加	(省略)
	§ 60.64 州への通知	(省略)
	§ 60.65 代理	(省略)
サブパート D—記録、報告書、試験、検査		
	§ 60.71 記録と報告書	(省略)
	§ 60.72 建設記録	(省略)
	§ 60.73 欠陥の報告	(省略)
	§ 60.74 試験	(省略)
	§ 60.75 検査	(省略)
サブパート E—技術基準		
	§ 60.101 目的と調査結果の性質	(省略)
	§ 60.102 コンセプト	(省略)
性能目標	§ 60.111 恒久閉鎖による地層処分施設作業区域の性能	廃棄物の定置開始後の50年間での回収可能性を規定。
	§ 60.112 恒久閉鎖後の地層処分施設の全体システム性能目標	具体的な線量基準値は、40 CFR Part 191を適用することを規定。
	§ 60.113 恒久閉鎖後の特定バリアの性能	人工バリア、地質環境が持つべき性能を規定。
土地所有権と管理	§ 60.121 土地の所有権と利害関係の管理の要件	土地の所有権、水利権等を規定。
処分地選定基準	§ 60.122 処分地選定基準	地質環境の好ましい条件、潜在的に不適格な条件を既定。
地層処分施設作業区域の設計基準	§ 60.130 地層処分施設作業区域の設計基準の範囲	許認可申請書には、安全性、廃棄物の隔離に重要な構造・システム・構成物の設計、製作、建設、試験、メンテナンス、及び性能要件を確立するための設計基準を含むことを規定。

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 60.131 地層処分施設作業区域の一般的設計基準	放射線防護、火災、臨界、立坑などの施設、設備の一般的な設計基準を規定。
	§ 60.132 地層処分施設作業区域の地上施設の追加設計基準	廃棄物の受取・回収、換気、放射線管理などの設計基準を規定。
	§ 60.133 地下施設の追加設計基準	地下施設の閉じ込め・隔離、操業中の安全、廃棄物の回収、人工バリアの設計要件などを規定。
	§ 60.134 立坑とボーリング孔の密封設計	立坑とボーリング孔の密封は、閉鎖後の性能を損なう経路にならないように設計するよう規定。
廃棄物パッケージの設計基準	§ 60.135 廃棄物パッケージ及び部品の基準	高レベル放射性廃棄物の廃棄物パッケージの設計基準を規定。
性能確認要件	§ 60.137 性能確認の一般的要件	性能確認プログラムの実施を可能にするように設計することを規定。
サブパート Fー性能確認プログラム		
	§ 60.140 一般的要件	性能確認プログラムの目的、実施時期、概略的な実施内容、要件などを規定。
	§ 60.141 地質工学及び設計パラメータの確認	地質工学及び設計パラメータの確認についての目的、計測対象、データの利用方法を規定。
	§ 60.142 設計試験	ボーリング孔及び立坑の密封などの特性の原位置試験、埋め戻し、廃棄物パッケージ、埋め戻し、岩盤、地下水の熱相互作用の影響に関するプログラムの実施を規定。
	§ 60.143 廃棄物パッケージのモニタリングと試験	廃棄物パッケージを対象としたモニタリング、試験の内容を規定。
サブパート Gー品質保証		
	§ 60.150 範囲	品質保証は、材料、構造物、部品の品質管理、または材料、構造物、部品の品質を制御する方法を提供するシステム等に対するものを含むと規定。
	§ 60.151 適応可能性	品質保証の対象を規定。
	§ 60.152 実施	(省略)
サブパート Hー要員の訓練と証明		
	§ 60.160 一般的要件	(省略)
	§ 60.161 訓練と証明プログラム	(省略)
	§ 60.162 身体要件	(省略)
サブパート Jー違反		
	§ 60.181 違反	(省略)
	§ 60.183 刑罰	(省略)
サブパート Iー緊急事態計画立案基準 (留保)		

(2) 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994 年)

40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」は、1982 年放射性廃棄物政策法に基づいて、環境保護庁 (EPA) が策定しており、高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物の地層処分に適用されるものとして、その許認可要件を規定している。ただし、実際には、1992 年 WIPP 土地収用法に基づいて、廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の操業に係る許認可 (第 1 回目の適合性認定、その後の廃止措置段階が終了するまでの 5 年毎の適合性再認定) に適用されている。

40 CFR Part 191 は、サブパート A、B 及び C で構成されており、サブパート A が管理及び貯蔵に、サブパート B が処分に適用され、サブパート C が処分における接近可能環境内の飲用水の地下水源に生じた放射能汚染に適用される。(表 2.1-3 参照)。

表 2.1-3 40 CFR Part 191 の構成及び内容

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパート A 管理及び貯蔵に関する環境基準		
	§ 191.01 適用対象	使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物を管理及び貯蔵することに適用。
	§ 191.02 定義	(省略)
	§ 191.03 基準	管理・貯蔵による一般公衆の被ばく線量として 25mrem/年 (0.25mSv/年) を規定。
	§ 191.04 代替基準	(省略)
	§ 191.05 発効日	1985 年 11 月 18 日に発効
サブパート B 処分に 関する環境基準		
	§ 191.11 適用対象	使用済燃料、高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物の処分により放出された放射性物質、その結果による放射線量、処分システムの近傍での地下水汚染に適用。
	§ 191.12 定義	(省略)
	§ 191.13 閉じ込め要件	処分後の 1 万年間での累積放出量の制限値を超えないことを規定。
	§ 191.14 保証要件	能動的な制度的管理の維持、処分後の監視、マーカー、記録の保存、人工バリアと天然バリアによる構成、回収可能性の維持などを規定。
	§ 191.15 個人防護要件	処分後の 1 万年間にわたり、処分システムの擾乱を受けていない性能によって、15mrem/年 (150 μ Sv/

サブパート	セクション	主要な規定内容
		年)を超えないように設計することを規定。
	§ 191.16 処分に関する代替規定	(省略)
	§ 191.17 発効日	1985年11月18日に発効
サブパート C 地下水保護のための環境基準		
	§ 191.21 適用対象	サブパート B の活動の結果による放射線量、その結果により飲用水の地下水源に生じた放射能汚染に適用。
	§ 191.22 定義	(省略)
	§ 191.23 一般規定	(省略)
	§ 191.24 処分基準	処分後の 1 万年間にわたる擾乱を受けていない性能によって、飲用水の地下水源における放射能汚染レベルが、40 CFR Part 141 の制限値を超えないように設計することを規定。
	§ 191.25 その他の連邦規制の遵守	(省略)
	§ 191.26 代替規定	(省略)
	§ 191.27 発効日	1994年1月19日に発効

(3) 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」(2009年)

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」は、1992年エネルギー政策法に基づいて、ユッカマウンテン処分場での高レベル放射性廃棄物処分に適用されるものとして原子力規制委員会(NRC)が策定しており、許認可申請書の記載内容、許認可要件、性能評価の実施内容などの具体的な規定がなされている。なお、性能評価の実施内容は、環境保護庁(EPA)が策定した40 CFR Part 197 「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」の規定内容を反映したものとなっている。

10 CFR Part 63 は、サブパート A からサブパート J までの 10 サブパートから構成されており、各々のセクションで許認可申請書の内容、サイト特性調査、制度的管理、回収可能性の維持、線量基準値の考え方などが規定されている(表 2.1-4 参照)

表 2.1-4 10 CFR Part 63 の構成及び内容

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパート A : 一般規定		
	§ 63.1 目的及び範囲	ユッカマウンテンの許認可発給に適用。10 CFR Part 60 により許認可が発給される活動に適用されない。
	§ 63.2 定義	(省略)

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 63.3 必要とされる許認可	許認可によらなければユッカマウンテンで建設、操業ができないことを規定。
	§ 63.4 通知及び記録	(省略)
	§ 63.5 解釈	(省略)
	§ 63.6 免除	(省略)
	§ 63.7 一部の予備的な活動に許認可は要求されない	(省略)
	§ 63.8 情報収集要件: OMB の承認	(省略)
	§ 63.9 被雇用者の保護	(省略)
	§ 63.10 情報の完全性と正確性	(省略)
	§ 63.11 意図的な違法行為	(省略)
サブパート B: 許認可		
申請前の審査	§ 63.15 サイト特性調査	許認可申請書を提出する前に、ユッカマウンテン・サイトでサイト特性調査計画を実施する旨を規定。
	§ 63.16 サイト特性調査活動のレビュー	サイト特性調査計画のレビュー手続きを規定。
許認可申請	§ 63.21 申請の内容	許認可申請書が一般情報と安全解析書から構成され、その記載内容を規定。環境影響評価書を添付する旨を規定。
	§ 63.22 申請書の提出と配布	(省略)
	§ 63.23 重複の排除	(省略)
	§ 63.24 申請書及び環境影響報告書の更新	(省略)
建設認可	§ 63.31 建設認可	
	§ 63.32 建設認可の条件	
	§ 63.33 建設認可の修正	建設認可の修正に関する申請は、NRC に提出し、申請は必要とされた変更に関する十分な記述を行う。
許認可の発給及び修正	§ 63.41 許認可の発給基準	操業許可の発給を判断する基準を規定。
	§ 63.42 許認可の条件	操業許可に当たって条件を付する観点を規定。
	§ 63.43 許認可仕様	操業許可の条件の区分・項目を規定。
	§ 63.44 変更、試験及び実験	(省略)
	§ 63.45 許認可の修正	許認可の修正申請は、必要となった変更を記述し、許認可申請の書式に従って提出することを規定。
	§ 63.46 許認可修正が必要となる特定の活動	許認可修正が要求される活動として、①廃棄物を回収不可能な状態にすること、②建造物の解体、③サイトへのアクセスの制限・管理の撤廃・緩和、④維持が求められている記録の破壊・処分、⑤許認可で指定された設計・操業手順の変更、⑥永久閉鎖を規定。
永久閉鎖	§ 63.51 永久閉鎖のための許認可修正	永久閉鎖の許認可修正の申請は、許認可申請の更新で構成し、①性能評価の更新 (性能確認データを含む)、②永久閉鎖後モニタリング計画、③関連情報を保管するための措置 (土地利用の管理、標識の建設、記録の

サブパート	セクション	主要な規定内容
		保存など)、④操業期間内に入手される地質学的、地球物理学的、地球化学的、水理学的データ等、⑤天然及び人工システムの試験、実験及び分析結、⑥永久閉鎖計画の見直し、⑦許認可以降の入手情報を含めることを規定。 増補が組み込まれた環境影響報告書を許認可修正申請書とともに提出することを規定。
	§ 63.52 許認可の終了	永久閉鎖及び地上施設の解体後、許認可を終了させるための修正申請することができることを規定。
サブパート C 州政府、影響を受ける地元政府の組織及び影響を受けるインディアン部族の参加		
	§ 63.61 情報の提供	(省略)
	§ 63.62 サイト審査	(省略)
	§ 63.63 許認可審査への参加	(省略)
	§ 63.64 州に対する通知	(省略)
	§ 63.65 代表者	(省略)
サブパート D : 記録、報告書、試験及び検査		
	§ 63.71 記録及び報告書	(省略)
	§ 63.72 建設記録	(省略)
	§ 63.73 欠陥に関する報告	(省略)
	§ 63.74 試験	(省略)
	§ 63.75 立ち入り検査	(省略)
	§ 63.78 核物質管理、計量管理の記録及び報告書	(省略)
サブパート E : 技術基準		
	§ 63.101 目的及び認定の性格	サブパートの目的として、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を記述。
	§ 63.102 概念	地層処分場の概念として、多重バリア、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、制度的管理、人間侵入、性能確認などを規定。
閉鎖前性能目標	§ 63.111 永久閉鎖に至るまでの地層処分場操業エリアに関する性能目標	閉鎖前の性能目標として、放射線防護、設計目標、廃棄物の回収可能性（廃棄物定置作業が開始後、50年間、性能確認プログラムを NRC が承認するまで実施）を規定。
閉鎖前安全解析	§ 63.112 地層処分場操業エリアの閉鎖前安全解析に関する要件	閉鎖前安全解析として含めるべき事項、解析を規定。
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	地層処分場は多重バリアが含まれなければならない、天然バリアと人工バリアシステムで構成されることを規定。
閉鎖後性能評価	§ 63.114 性能評価に関する要件	処分後 1 万年間に関する順守を立証するための性能評価の条件を規定。

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 63.115 多重バリアに関する要件	多重バリアに関する遵守の立証として実施すべき事項を規定。
土地の所有権及び管理	§ 63.121 土地所有権及び権益の管理に関する要件	土地は、DOE の管轄権及び管理の下で取得された土地、利用のために永久的に確保または保有された土地とし、あらゆる権利及び抵当権などを伴うことを規定。
サブパート F : 性能確認プログラム		
	§ 63.131 一般的な要件	性能確認プログラムで取得すべきデータの種類を示すとともに、サイト特性調査中に開始して閉鎖まで継続すること、原位置モニタリング、室内試験、現場試験及び原位置試験によること等を規定。
	§ 63.132 地質工学的なパラメータと設計パラメータの確認	処分場の建設及び操業期間中、連続的な計画が実施され、設計パラメータ等の確認、現場で遭遇した条件に対応する設計変更に係る情報を得ることを目的として実施することを規定。
	§ 63.133 設計試験	建設の初期及び開発段階では、人工バリアなどの構成要素の試験を実施することを規定。
	§ 63.134 廃棄物パッケージのモニタリング及び試験	廃棄物パッケージの条件をモニタリングするため、廃棄物が定置される環境を代表するものを対象として試験を実施することを規定。
サブパート G : 品質保証		
	§ 63.141 範囲	品質保証には、地層処分場及びその構造物、システムまたは構成要素が、実際の使用において満足のゆく性能を発揮するための計画・措置、品質管理が含まれることを規定。
	§ 63.142 品質保証基準	品質保証のための組織、計画、設計監理、文書管理、指示・手続き、設備・役務管理、プロセス管理、点検、試験管理、測定管理、取扱い・貯蔵・輸送、不適合・是正措置、記録、監査などを規定している。
	§ 63.143 実施	(省略)
	§ 63.144 品質保証計画の変更	品質保証計画の変更手順を規定。
サブパート H : 職員の訓練及び資格認定		
	§ 63.151 一般的な要件	(省略)
	§ 63.152 訓練及び資格認定計画	(省略)
	§ 63.153 身体的要件	(省略)
サブパート I: 緊急時対応計画基準		
	§ 63.161 永久閉鎖前の地層処分場操業エリアに関する緊急時対応計画	(省略)
サブパート J : 違反		
	§ 63.171 違反	(省略)
	§ 63.172 刑事罰	(省略)

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパート K 閉鎖前の公衆衛生及び環境基準		
	§ 63.201 目的及び範囲	放射性物質の貯蔵を対象とすることを規定。
	§ 63.202 サブパート K に関する定義	(省略)
	§ 63.203 サブパート K の履行	(省略)
	§ 63.204 閉鎖前基準	一般公衆の構成員は、0.15mSv/年を上回る線量を受けることがないようにすることを規定。
サブパート L 閉鎖後の公衆衛生基準及び環境基準		
	§ 63.301 目的及び範囲	放射性物質の処分を対象とすることを規定。
	§ 63.302 サブパート L に関する定義	閉鎖後の基準に係る接近可能な環境、制度的管理、地質学的に安定な期間などを定義。
	§ 63.303 サブパート L の履行	順守は、処分後 100 万年間の性能評価での予測線量の算術平均に基づくことを規定。
	§ 63.304 合理的な見込み	合理的な見込みとは、不確実性が不可避であることを認識した上で、記録に基づいて遵守が達せられることを NRC が納得することと定義。
	§ 63.305 参照生物圏に要求される特徴	参照生物圏は、サイト周辺での現時点での知識に適合したものでなければならないと規定。
閉鎖後の個人防護基準	§ 63.311 永久閉鎖後の個人防護基準	性能評価により、処分後 10,000 年間は 0.15mSv/年、地質学的に安定な期間 (100 万年と想定) までは 1mSv/年を超えないことを立証することを規定。
	§ 33.312 合理的に最大の被ばくを受ける個人に必要な特徴	性能評価で対象となる、合理的に最大の被ばくを受ける個人の特徴を規定。
人間侵入に関する基準	§ 63.321 人間侵入に関する個人防護基準	廃棄物パッケージを認識せずに人間侵入が発生する時期を想定するとともに、様式化したシナリオによる性能評価により、処分後 10,000 年間は 0.15mSv/年、地質学的に安定な期間 (100 万年を想定) までは 1mSv/年を超えないことを立証することを規定。
	§ 63.322 人間侵入シナリオ	人間侵入シナリオとして様式化したシナリオの内容を規定。
地下水防護基準	§ 63.331 地下水防護のための独立した基準	地下水防護を目的として、処分後 10,000 年間にわたり、接近可能環境での代表的な地下水量において 0.04mSv/年 (β 及び光子を放出する核種の組合せ) を超えないことなどを立証することを規定。
	§ 63.332 代表的な地下水量	評価で用いる代表的な地下水量を規定。
追加規定	§ 63.341 (削除)	

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 63.342 性能評価に関する限定	評価で対象とする FEP は、発生確率が 10^{-8} /年以下と推定されるものを除外するなどの性能評価の実施上の限定を規定。
	§ 63.343 個人防護基準及び地下水防護基準の可分性	個人防護基準及び地下水防護基準は、分離した形で実施することができると規定。

(4) 40 CFR Part 197「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」(2008年)

40 CFR Part 197「ネバダ州ユッカマウンテンのための環境放射線防護基準」は、1992年エネルギー法に基づいて、ユッカマウンテンでの高レベル放射性廃棄物処分に関する環境放射線基準として環境保護庁(EPA)が策定している。なお、1992年エネルギー法の規定に基づいて、40 CFR Part 197の内容は、ほぼ同じ形で10 CFR Part 63に含まれて許認可申請書、その審査に適用されることとなっている(表 2.1-5 参照)。

表 2.1-5 40 CFR Part 197 の構成及び内容

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパート A 貯蔵に関する公衆衛生及び環境基準		
	§ 197.1 サブパート A は何を対象としているか?	放射性物質の貯蔵を対象とすることを規定。
	§ 197.2 サブパート A ではどのような定義が適用されるか?	(省略)
	§ 197.3 サブパート A はどのように実施されるか?	(省略)
	§ 197.4 DOE はどのような基準を満たさなければならないか?	一般公衆の構成員は、0.15mSv/年を上回る線量を受けることがないようにすることを規定。
	§ 197.5 このパートはいつ発効されるか?	(省略)
サブパート B—処分に関する公衆衛生及び環境基準		
	§ 197.11 サブパート B は何を対象としているか?	放射性物質の処分を対象とすることを規定。
	§ 197.12 サブパート B ではどのような定義が適用されているか?	閉鎖後の基準に係る接近可能な環境、制度的管理、地質学的に安定な期間などを定義。
	§ 197.13 サブパート B はどのように実施されるか?	順守は、処分後 100 万年間の性能評価での予測線量の算術平均に基づくことを規定。
	§ 197.14 合理的な見込みとは何か?	合理的な見込みとは、不確実性が不可避であることを認識した上で、記録に基づいて遵守が達せられることを NRC が納得することと定義。

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 197.15 DOEは、地質学的に安定な期間に生じる変化をどのように考慮しなければならないか？	社会の変化、気候以外の生物圏、人間の生態学、人間の知識・技術の増減を予測すべきではなく、これらは、許認可申請時と同様と仮定することを規定。 ただし、地質学的に安定な期間は地質、水文学、気候の変化を仮定。
個人防護基準	§ 197.20 DOEはどのような基準を満たさなければならないか？	性能評価により、処分後10,000年間は0.15mSv/年、地質学的に安定な期間までは1mSv/年を超えないことを立証することを規定。
	§ 197.21 合理的に最大の被ばくを受ける個人とは誰か？	性能評価で対象となる、合理的に最大の被ばくを受ける個人の特徴を規定。
人間侵入基準	§ 197.25 DOEはどのような基準を満たさなければならないか？	廃棄物パッケージを認識せずに人間侵入が発生する時期を想定するとともに、様式化したシナリオによる性能評価により、処分後10,000年間は0.15mSv/年、地質学的に安定な期間までは1mSv/年を超えないことを立証することを規定。
	§ 197.26 人間侵入とはどのような状況か？	人間侵入シナリオとして様式化したシナリオの内容を規定。
地下水防護基準	§ 197.30 DOEはどのような基準を満たさなければならないか？	地下水防護を目的として、処分後10,000年間にわたり、接近可能環境での代表的な地下水量において0.04mSv/年（β及び光子を放出する核種の組合せ）を超えないことを立証することを規定。
	§ 197.31 代表量とは何か？	評価で用いる代表的な地下水量を規定。
追加規定	§ 197.35 [除外し、留保した]	
	§ 197.36 DOEが性能評価で考慮しなければならない要素には限度があるのか？	評価で対象とするFEPは、発生確率が 10^{-8} /年以下と推定されるものを除外するなどの性能評価の実施上の限定を規定。
	§ 197.37 EPAはこの規則を修正することができるか？	規則は修正可能であるとして、手続きを規定。
	§ 197.38 個人防護基準と地下水防護基準は分離可能か？	個人防護基準と地下水防護基準とは、分離した形で実施することができることを規定。

(5) 40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロット・プラント (WIPP) の40 CFR Part 191 処分規制との適合性の承認基準」(1996年)

40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロット・プラント (WIPP) の40 CFR Part 191 処分規制との適合性の承認基準」は、廃棄物隔離パイロットプラントの許認可に40 CFR Part 191を適用するための詳細規定を行ったものであり、1992年WIPP土地収用法に基づいて

環境保護庁（EPA）が策定を行ったものである（表 2.1-6 参照）。

表 2.1-6 40 CFR Part 194 の構成及び内容

サブパート	セクション	主要な規定内容
サブパート A：一般規定		
	§ 194.1 目的、範囲及び適用対象	WIPP に適用する 40 CFR Part 191 への適合性の認定・再認定に係る基準を設定することが目的。
	§ 194.2 定義	(省略)
	§ 194.3 書類	(省略)
	§ 194.4 適合性認定の条件	適合性認定には、条件が含まれる場合があることを規定。
	§ 194.5 引用を通じて組み込まれた文書	(省略)
	§ 194.6 代替規定	(省略)
	§ 194.7 発効期日	(省略)
	§ 194.8 WIPP における処分のために廃棄物発生サイトから廃棄物輸送のための承認プロセス	(省略)
サブパート B：適合性認定及び再認定の申請		
	§ 194.11 適合性認定申請の完全性及び正確性	適合性認定申請の裏付けとして提供された情報は、完全かつ正確なものとするを規定。
	§ 194.12 適合性認定申請書の提出	(省略)
	§ 194.13 引用文献の提出	(省略)
	§ 194.14 適合性認定申請書の内容	適合性認定申請書には、処分システムの性能に影響を及ぼす可能性のある自然・人工構造に関する現時点での記述、処分システムの設計に関する記述、実施された評価の結果、評価に関連する入力パラメータと選定の根拠の説明、保証要件を満たすために取られた措置に関する文書、廃棄物受け入れ基準と保証のための措置の説明、バックグラウンド放射線と決定手順に関する記述、処分システム周辺の地形図、過去及び現在の気象条件、適合性を判定するために必要と判断した補足的な情報、分析、テストまたは記録を含めることを規定。
	§ 194.15 適合性再認定申請書の内容	処分規制への適合性が継続していることを示す情報を提供できるよう、前回の申請書を更新することを規定。
サブパート C：適合性認定及び再認定		
一般要件	§ 194.21 立ち入り検査	(省略)
	§ 194.22 品質保証	品質保証計画を策定し、適合性認定申請書に含め、データの品質特性を評価した情報を提供することを規定。
	§ 194.23 モデル及びコンピュー	適合性認定申請書には、概念モデルと

サブパート	セクション	主要な規定内容
	タ・コード	シナリオ構築に関する記述、コンピュータ・コードに係る要件遵守に関する文書、モデル及びコンピュータ・コードの文書を含めることを規定。
	§ 194.24 廃棄物の特性調査	適合性認定申請書には、廃棄物の化学的、放射線学的及び物理学的な組成、閉じ込めなどの分析結果、総インベントリにおける限度値・不確実性の指定、廃棄物の収容方式、総インベントリの制限遵守の証明を含めることを規定。
	§ 194.25 将来の状態に関する仮定	性能評価及び適合性認定評価では、将来の水理地質学的、地質学的または気象学的な条件が、適合性認定申請書の作成時の状態を維持するものと仮定することを規定。
	§ 194.26 専門家の判断	適合性認定申請の裏付けとして、専門家・専門家パネルの判断が利用できることを規定。
	§ 194.27 ピアレビュー	適合性申請書には、概念モデル、廃棄物特性調査分析、人工バリア評価のピアレビュー文書を含めることを規定。
閉じ込め要件	§ 194.31 放出制限値の適用	放出制限値は、40 CFR Part 191 に示された計算式により、処分する総放射エネルギーを用いて計算することを規定。
	§ 194.32 性能評価の範囲	性能評価では、処分システムに影響を及ぼす可能性のある自然のプロセス及び事象、探鉱活動、深層ボーリング、浅層ボーリングについて検討することを規定。
	§ 194.33 性能評価におけるボーリング事象の検討	性能評価では、処分システムに影響を及ぼす可能性のある深層ボーリング及び浅層ボーリングを検討するものとし、適用する仮定及びプロセスを規定。
	§ 194.34 性能評価の結果	性能評価の結果は、プロセス及び事象によって生じる累積放出が超過する確率を示す補累積分布余関数 (CCDF) にまとめること、不確実なパラメータ値の確率分布に係る文書を含めることを規定。
保証要件	§ 194.41 能動的な制度的管理	適合性認定申請には、能動的な制度的管理、管理の場所、能動的管理の継続期間を記述することを規定。 性能評価には、処分後 100 年を超えた期間の能動的な制度的管理を考慮しないことを規定。
	§ 194.42 モニタリング	処分システム・パラメータが閉じ込めに及ぼす影響の分析し、分析結果により閉鎖前及び閉鎖後のモニタリング計画を開発すること、最低限分析すべき処分システム・パラメータを規定。
	§ 194.43 受動的な制度的管理	適合性申請には、処分システムの所在地、設計及び収容物に関する知識を保存する措置、受動的な制度的管理が維持及び理解されると予想される期間を

サブパート	セクション	主要な規定内容
		含めることを規定。
	§ 194.44 人工バリア	処分システムには、放射性核種の近接可能環境への移動を防止・遅延させる人工バリアが含まれること、人工バリアの選定評価を示すことを規定。
	§ 194.45 資源の存在に対する配慮	適合性認定申請には、処分システムの特性により、資源が存在するために擾乱が生じる可能性が高まる事実が相殺されることを立証する情報を含めることを規定。
	§ 194.46 廃棄物の回収	適合性認定申請には、処分後の合理的な期間にわたり、廃棄物の回収が可能であることを示す文書を含めることを規定。
個人防護及び地下水防護要件	§ 194.51 防護対象となる個人に関する検討	適合性評価では、地表の接近可能な環境の単一地点に一人の人間が居住し、処分システムからの放射性核種の放出により最も高い線量を受けると仮定することを規定。
	§ 194.52 被ばく経路の検討	適合性評価では、あらゆる潜在的な被ばく経路を検討するものとし、個人が接近可能な環境にある地下飲用水源から、1日当たり2リットルの飲用水を消費するものと仮定することを規定。
	§ 194.53 地下飲用水源の検討	適合性評価では、処分システムによる影響を受けると予想される接近可能な環境のすべての地下飲用水源が検討されることを規定。
	§ 194.54 適合性評価の範囲	適合性認定申請には、適合性評価が含まれるものとし、発生する可能性のある潜在的なプロセス、事象、またはプロセス及び事象の連続を特定する情報などが含まれることを規定。 擾乱を受けていない性能の適合性評価には、処分システム近辺にある既存のボーリング孔、処分前または処分直後に処分システム近辺で行われるいずれかの活動が及ぼす影響を含めるものとすることを規定。
	§ 194.55 適合性評価の結果	適合性評価では、処分システムの性能に関連した不確実性について検討した文書、不確実な処分システム・パラメータ値に関する確率分布の文書を含めることを規定。 適合性認定申請には、放射線量の見積り値の全範囲、放射性核種濃度の見積り値の全範囲を含めることを規定。
サブパート D : 公衆の参加		
	§ 194.61 認定に関する規則作成案の事前公示	(省略)
	§ 194.62 認定に関する規則作成案の公示	(省略)
	§ 194.63 認定に関する最終規則	(省略)

サブパート	セクション	主要な規定内容
	§ 194.64 適合性継続に関する文書	(省略)
	§ 194.65 修正または取り消しに関する規則作成案の通知	(省略)
	§ 194.66 修正または取り消しに関する最終規則	(省略)
	§ 194.67 記録ファイル(ドケット)	(省略)

2.1.1 立地選定段階における規制側の関与

高レベル放射性廃棄物処分場の立地選定段階での規制機関（原子力規制委員会（NRC）及び環境保護庁（EPA））の関与については、法律、連邦規則（CFR）の各々のレベルで規定があり、その概要を以下に整理する。

(1) 1982年放射性廃棄物政策法での規定内容

高レベル放射性廃棄物処分の根拠法である「1982年放射性廃棄物政策法」において、以下の規制機関の行為が規定されている。

- 1) エネルギー長官が策定するサイト選定の一般的指針：NRCの同意
- 2) エネルギー長官が作成するサイト特性調査（精密調査に相当）の調査活動に係る全体計画書：NRCの審査及び意見
- 3) サイト特性調査における放射性物質の使用：必要性のNRCによる同意
- 4) 大統領に対する処分サイトの推薦時に作成する環境影響評価書：NRCの見解
- 5) サイト特性調査の分析及び廃棄体について、処分場の許認可申請書に記述する上での十分性：NRCの予備的見解
- 6) 処分場の環境放射線防護基準に係る連邦規則（CFR）：EPAによる策定
- 7) 処分場の建設、操業、閉鎖及び廃止措置に係る技術要件・基準に係る連邦規則（CFR）：NRCによる策定。高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の回収可能性に関するNRCによる制約条件の規定。

(2) 10 CFR Part 60での規定内容

10 CFR Part 60「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」（NRC、1981年）においては、以下の規制機関の行為が規定されている。

- 1) エネルギー省（DOE）が策定するサイト特性調査計画：サイト特性調査に関する立坑の掘削前に、DOEはサイト特性調査計画をNRCに提出し、レビューと意見を

求める。NRC の意見が出されるまで立坑の掘削を延期する。

2) サイト特性調査活動のレビュー（許認可申請の予定者と NRC との非公式協議）

- ・州等に対して見解を提示する機会を NRC が提供。州等と協議するために NRC 職員を配置。
- ・サイト特性調査計画を NRC がレビューし、計画に関してサイト特性調査解析を作成する。その際、NRC は、DOE のサイト特性調査計画についての関係者の見解を求め、検討し、DOE が開く公聴会での意見をレビューし、検討できる。
- ・サイト特性調査計画に対して NRC は勧告を行う。
- ・放射性トレーサを含む放射性物質のオンサイト試験に対して NRC の意見の表明
- ・DOE は、サイト特性調査活動の進捗について最低半年に 1 回は NRC に報告
- ・NRC は、サイト特性調査活動が実施される場所を訪問・検査し、行われる掘削、ボーリング、原位置試験を観察
- ・NRC は、DOE に意見し、見解を表明

なお、サイト特性調査活動のレビューは、申請予定者である DOE と NRC 職員との間の非公式協議とされ、許認可手続きの一部ではないとされており、許認可の交付、NRC の審査、手続きなどの NRC の権限に影響する約束を構成しないとされている。

(3) 1992 年エネルギー政策法での規定内容

ユッカマウンテン処分場に適用する安全基準・指針等の策定の根拠法である「1992 年エネルギー政策法」において、以下の規制機関の行為が規定されている。

- 1) 環境保護庁（EPA）による環境放射線防護基準（連邦規則（CFR））の策定
 - ・全米科学アカデミー（NAS）の調査結果と勧告に基づき、矛盾することなく、ユッカマウンテン・サイトの処分場に処分等される放射性物質からアクセス可能な環境への放出から公衆個人が受ける最大年間実効線量当量を規定。
 - ・NAS による調査のため、EPA は、実施のための契約を NAS と締結。
- 2) 原子力規制委員会（NRC）による要件及び基準（連邦規則（CFR））の策定
 - ・NRC は、技術要件及び基準を EPA の環境放射線防護基準に合致するように変更。

(4) 10 CFR Part 63 での規定内容

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」(NRC、2001年)においては、以下の規制機関の行為が規定されている。

- 1) サイト特性調査活動のレビュー(許認可申請の予定者とNRCとの非公式協議)
 - ・放射性トレーサを含む放射性物質のオンサイト試験に対してNRCの意見の表明
 - ・DOEは、サイト特性調査活動の進捗について少なくとも6カ月に1回はNRCに報告
 - ・NRCは、サイト特性調査活動が実施される場所を訪問・検査し、行われる掘削、ボーリング、原位置試験を観察
 - ・NRCは、DOEに見解を表明。サイト特性調査計画に対してNRCは勧告を行う。NRCは、DOEに対して提示したコメント、DOEが半年に一回提出する報告書に関するレビュー、その他のコメントに関して、公衆からのコメントを募集。そのためNRCはコメントを公開フォーラムに提示。

なお、サイト特性調査活動のレビューは、許認可申請予定者であるDOEとNRCとの間の非公式協議であり、許認可手続きの一部を構成するものではないこと、NRCによるコメントの作成は許認可の発給に関する言質を与えるものではないこと、NRCの許認可手続きに関する権限に影響を与えるものではないことが規定されている。

2.1.2 評価期間の考え方

高レベル放射性廃棄物等の処分場の評価期間については、環境保護庁(EPA)の検討結果に基づいて、原子力規制委員会(NRC)が連邦規則(CFR)に反映を行っているが、CFRに明示されている評価期間としては以下の2つが存在する。

- ・処分後の10,000年間
- ・地質学的に安定な期間(処分後100万年)

現在でも40 CFR Part 191では、適合性を示す期間を10,000年としている。EPAがこの期間を設定した理由については、40 CFR Part 197の規則案を掲載した1999年8月27日付けの連邦官報²⁾において以下の3つと明記されている。

- 1) その期間(10,000年間)を過ぎると、適合評価の不確実性が許容できないほど大きくなるおそれがある(50 FR 38066、38076、1985年9月19日)
- 2) その期間(10,000年間)中は例外的に大きな地質学的変化が起こると考えられない(47 FR 58196、58199、1982年12月29日)
- 3) 期間を10,000年より短くすると、サイト間の有効な比較ができなくなる。例えば、

1,000年では、よく選ばれたサイトでの地下水移行時間が長い(47 FR 58196、58199、1982年12月29日)ため、分析した一般的サイトすべてがほぼ同じように廃棄物を閉じ込めると思われた。

一方、100万年の評価期間については、1992年エネルギー政策法に基づいて、ユッカマウンテン処分場に適用する環境放射線防護基準をEPAが策定する際、全米科学アカデミー(NAS)の報告書・勧告で示されたものである。NASの報告書「ユッカマウンテン基準に関する技術的な基礎」(NAS、1995年)³⁾では、以下のような記述がされている。

現在のEPA基準では、遵守評価の対象となる期間を10,000年に限定されている。我々は、こうしたやり方で個人の防護基準の期間を限定することには科学的な根拠が存在しないと考える。我々は、処分場性能の大部分の物理的、地質学的側面に関する遵守評価を、基本的な地質学的な体制の長期的な安定性に関連したタイムスケール(すなわちユッカマウンテンの場合には100万年程度のタイムスケール)で実行することができるものと、さらには少なくとも重要なものとなり得る被ばくの一部は、数十万年経過した後でなければ起こらない可能性があると考えている。これらの理由から、我々は遵守評価が最大のリスクが発生する時期まで、地質環境の長期的な安定性によって課せられる限度内で実行されることを勧告する。[下線は原典のまま]

当初の40 CFR Part 197(2001年6月13日)及び10 CFR Part 63(2001年11月2日)の最終規則では、個人防護基準及び人間侵入基準に係る性能評価の評価期間は10,000年と規定されていた。しかし、2004年7月4日の連邦控訴裁判所の判決で10,000年の評価期間は無効との判決を受け、現在の40 CFR Part 197(2008年10月15日)及び10 CFR Part 63(2009年3月13日)の最終規則では、評価期間は「地質学的に安定な期間(この期間は処分後100万年後に終了する)」と規定されている。なお、連邦控訴裁判所の無効判決は、評価期間の技術的な判断というよりは、1992年エネルギー政策法第801条の「EPA長官は、全米科学アカデミーの調査結果と勧告に基づき、また、これらに矛盾することなく、ユッカマウンテン・サイトの処分場に貯蔵、または処分される放射性物質からの放出から公衆を防護するための公衆健康安全基準を規則通りに策定する」の規定に違反していると判決されている。

2.1.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

米国の地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則 (CFR) では、放射線防護の観点での最適化、BAT (利用可能な最善の技術、利用可能な最良の技術) に係る規定は見られない。

なお、「利用可能な最良の技術」(best available technology、BAT) の定義などは、環境保護庁 (EPA) の 40 CFR Part 141 「国家基本飲料水規則」(EPA、1975 年) に見られ、現場の条件及び単独でなく実験室の条件で有効性を調査した後、行政側が、コストを考慮したうえで、利用可能であることを見出した最良の技術、処理技術、またはその他の手段を意味すると定義されており、必ずしも放射線防護に直接的に関連する用語とは見なされていない。

2.1.4 人間活動の影響

米国の地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則 (CFR) では、人間活動の影響を評価するための人間侵入シナリオの取扱いとして、以下の 3 つのパターンが見られる。

- 1) 10 CFR Part 60 : 一般的なサイトに適用するため、原子力規制委員会 (NRC) が策定。予期されないプロセス及び事象の一つとして、人為的事象によって開始されるシナリオを想定し、評価を行うことを規定している。
- 2) 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194: 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) に適用するため、環境保護庁 (EPA) が策定。資源の存在に応じた人間侵入の発生を想定したシナリオを定義している。
- 3) 40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63: ユッカマウンテン処分場に適用するため、EPA の安全基準・指針に基づいて原子力規制委員会 (NRC) が策定。地下水探査のためのボーリング孔の掘削に関する様式化した人間侵入シナリオを定義している。

以下では、具体的に人間侵入シナリオを定義している 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194、40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63 について、規定された人間侵入シナリオの概要を整理する。

(1) 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 の規定内容及び許認可申請書での検討内容

40 CFR Part 191 では、性能評価において、処分後 100 年を超える期間での能動的な制度的管理の役割を考慮できないこと、受動的な制度的管理 (連邦政府による処分サイトの

所有権の維持、標識（マーカー）及び記録の保存）によっても人間侵入を完全に排除できるとは考えられないとした上で、資源調査のためのボーリングによる偶発的及び断続的な侵入が最も重大な侵入シナリオとなる可能性があること、特定の処分システムのサイト、設計及び受動的な制度的管理の効果を検討すること、偶発的なボーリングの掘削の発生確率の上限、最も重大なものとして想定される事象を列挙している。

40 CFR Part 194 は、40 CFR Part 191 での人間侵入シナリオの規定内容をより具体化したものであり、以下のような規定がされている。

- 1) 性能評価では、採鉱活動、深層ボーリング、浅層ボーリングを検討する。
- 2) 採鉱活動の影響の評価は、天然資源の掘削採鉱活動による水理地質学的単位における透過係数の変化に限定する。採鉱活動は 1 世紀に 100 分の 1 の確率で生じる。鉱物資源の完全な掘り出しは、規制期間中に一度だけ行われるものと仮定する。
- 3) 処分システムに影響を及ぼす可能性のある深層ボーリング及び浅層ボーリングを検討する。
- 4) ボーリング事象が起こる可能性とその影響を評価する場合には、以下に示す仮定及びプロセスを用いる。
 - ・資源を目的としたボーリングによる偶発的及び断続的な侵入が、最も重大な人間侵入シナリオである。
 - ・性能評価では、デラウェア盆地において、規制期間中に時間的、空間的に任意の間隔においてボーリング事象が発生すると仮定される。
 - ・深層ボーリング及び浅層ボーリングの頻度は、過去 100 年間にわたり、デラウェア盆地内にある資源ごとに行われた深層ボーリングを特定し、資源ごとのボーリングの比率の合計を求める。
 - ・将来のボーリング活動及び技術は、適合性申請書の作成時に用いられている技術（泥水の種類及び量、ボーリング孔の深度、直径、密封材等）と同様とする。

廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）の許認可申請書に当たる適合性認定申請書の性能評価⁴⁾での人間侵入シナリオの例として、採鉱活動シナリオ、深層ボーリングシナリオの模式図をそれぞれ図 2.1-1、図 2.1-2 に示す。

詳細な評価シナリオの設定、評価結果等に関しては、「3.1.4 WIPP での TRU 廃棄物処分」に整理を行った。

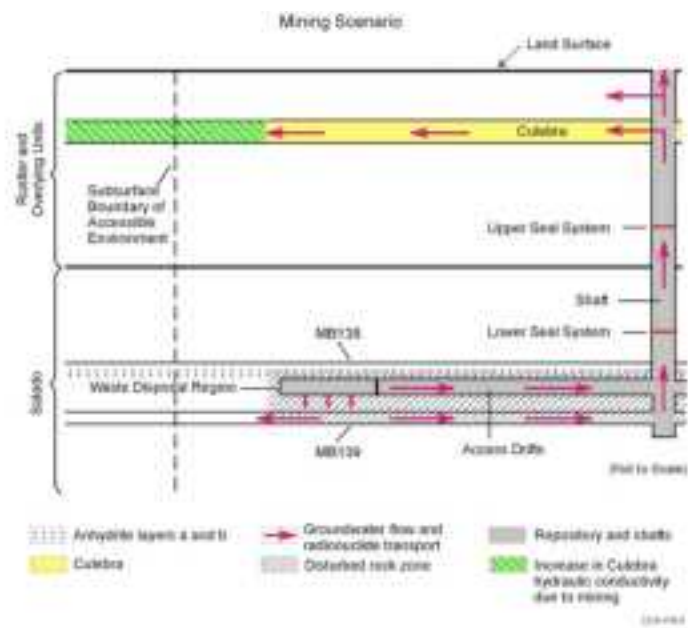


Figure 6-10. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Mining Scenario

図 2.1-1 WIPP の性能評価での人間侵入シナリオ (採鉱活動シナリオ)

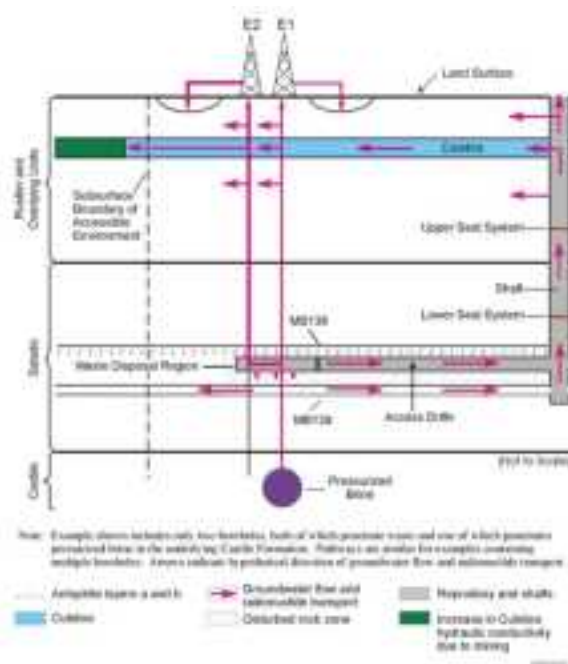


Figure 6-13. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Deep Drilling Scenario E1E2

図 2.1-2 WIPP の性能評価での人間侵入シナリオ (深層ボーリングシナリオ)

(2) 40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63 の規定内容

ユッカマウンテン処分場のみ適用する 40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63 では、廃棄物パッケージが破損し、掘削者が認識せずに人間侵入が発生する処分後の最も早い時期を検討した上で、以下の仮定に基づく人間侵入シナリオを評価することが要求されており、様式化したシナリオの提示がされていると認識される。

- 1) 地下水探査のためのボーリングにより 1 回の人間侵入が発生する。
- 2) 破損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ボーリング孔を掘削する。
- 3) 掘削者は、現在ユッカマウンテン周辺地域で地下水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。
- 4) ボーリング孔の注意深い密封は行われず、自然の劣化プロセスによってボーリング孔が変化する。
- 5) 被ばくシナリオでは、水によって飽和帯に運ばれた放射性核種のみを考慮する。

ユッカマウンテン処分場の性能評価での様式化した人間侵入シナリオの模式図 ⁵⁾ を図 2.1-3 に示す。

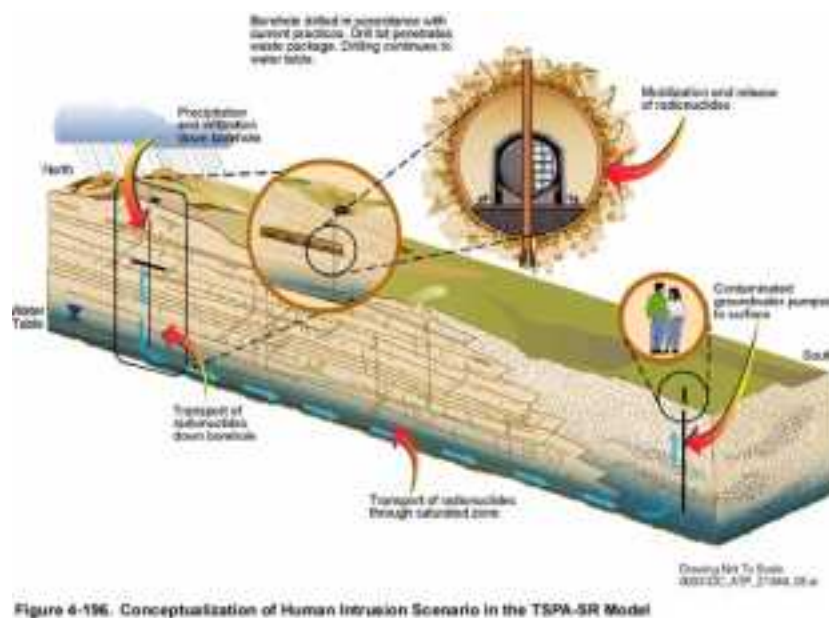


図 2.1-3 ユッカマウンテン処分場の性能評価での人間侵入シナリオ（様式化）⁵⁾

2.1.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

(1) 線量・リスク基準の規定内容

米国の地層処分、余裕深度処分等に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、環境保護庁（EPA）、原子力規制委員会（NRC）ともに、線量基準が用いられている。

規定されている基準値については、NRC が単独で策定している低レベル放射性廃棄物処分に適用する 10 CFR Part 61 「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」（1982 年）での 0.25mSv/年を除いては、高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物の処分に適用する EPA 及び NRC の連邦規則（CFR）とも、EPA が従来から用いている 0.15mSv/年が規定されている。また、ユッカマウンテン処分場に適用する 40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63 では、処分後の 10,000 年までは 0.15mSv/年とし、10,000 年以降で地質学的に安定な期間中（処分後 100 万年で終了すると定義）に関しては、1mSv/年（100mrem/年）が規定されている。以上のように、米国では、以下の 3 つの線量基準値が設定されている。

- 1) 0.15mSv/年：40 CFR Part 191、40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63
- 2) 0.25mSv/年：10 CFR Part 61
- 3) 1mSv/年：40 CFR Part 197 及び 10 CFR Part 63

なお、40 CFR Part 197 において 0.15mSv/年を設定する理由については、40 CFR Part 197 の規則案を掲載した連邦官報（1999 年 8 月 27 日）の前文において、他の現行の指針、規則、基準との一貫性があること、全米科学アカデミー（NAS）の報告書「ユッカマウンテン基準に関する技術的な基礎」（1995 年）³⁾を検討した結果であるとしている。

また、10,000 年以降で地質学的に安定な期間中（処分後 100 万年で終了すると定義）での 1mSv/年の基準値については、40 CFR Part 197 の最終規則を掲載した連邦官報（EPA, 2008 年 10 月 15 日）⁶⁾の前文において、国際的に適用されている防護基準を定性的基準として採用し、他の線源の存在が想定されないことから割当を行わなかったなどの理由を掲載している。

(2) 代替指標に関する規定内容

米国の地層処分、余裕深度処分等に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、10 CFR Part 60 のみに代替指標の適用を許容することを主旨とした規定が見られる。

そもそも、10 CFR Part 60 は、閉鎖 1,000 年後に存在すると計算された放射性核種の在庫量の年間で 10 万分の 1 の放射性核種の放出速度を処分システムの性能目標としているが、

具体的には、処分システムの全体の性能目標が満たされることを前提として、以下のよう
な代替指標の使用を承認している。

- 1) 他の放射性核種の放出速度
- 2) 閉じ込め期間
- 3) 地下水移動時間

代替指標の使用を NRC が承認する際には、40 CFR Part 191 の環境放射線防護基準、廃
棄物の寿命・性質、地下施設の設計、母岩・地下水等の地球化学的特性、性能予測での不
確実性の発生源を考慮すると規定されている。

2.1.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

米国の地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、長期を対象とした
性能評価に不確実性の存在は避けられないとして、評価方法に不確実性を織り込むことを
要求するとともに、その説明を求めている。

各々の連邦規則（CFR）での性能評価・安全評価における不確実性の取扱いの規定内容
の概要について、以下に整理を行う。

(1) 10 CFR Part 60 での規定内容

10 CFR Part 60 では、処分システムの性能が、閉鎖後の人工バリアシステムからの放射
性核種の放出速度によって示すことが求められており、具体的には閉鎖の 1,000 年後に処
分場に存在する放射性核種からの放出が 10 万分の 1 を超えないことと規定されている。

性能予測における不確実性については、特段の規定はないものの、システム性能を示す
指標として他の指標を用いる場合、地層処分施設の性能を予測する際の特定の不確実性の
発生源を原子力規制委員会（NRC）が考慮して承認することとなっている。

(2) 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 での規定内容

TRU 廃棄物の処分に適用されている 40 CFR Part 191 では、対象となる期間が長いこと、
関連する事象及びプロセスの特性のため、処分システムの性能評価での不確実性の存在は
避けられないとしている。そのため、40 CFR Part 191 への適合性評価の方法を規定した
40 CFR Part 194 では、適合性評価において以下の 2 項目の実施を要求している。

- 1) 処分システムの性能に関連した不確実性を検討して文書化すること。

2) 適合性評価で用いられる処分システム・パラメータ値の不確実性に関する確率分布を開発して文書化すること。

また、開発した処分システム・パラメータ値の確率分布を用いて、無作為サンプリングにより抽出したデータを用いて、線量、放射性核種濃度を計算することが求められている。

(3) 10 CFR Part 63 及び 40 CFR Part 197 での規定内容

ユッカマウンテン処分場に適用される 10 CFR Part 63 及び 40 CFR Part 197 では、性能評価は特徴、事象、プロセス (FEP) に基づくものとして、事象・シーケンスの発生確率、関連する不確実性を含めて実施することが規定されている。不確実性は、地質環境、生物圏、人工バリアシステムの変遷に関連して付随するものと考えられており、不確実性を考慮した上でも性能目標に適合していることを示すことが求められている。そのため、性能評価で用いるパラメータは、合理的なパラメータ分布を考慮することとされている。また、不確実性の他、知識の欠如も考慮に入れるべきとしている。

性能評価の要件として、パラメータ値の不確実性、可変性を考慮し、パラメータの範囲、確率分布、バウンディング値 (保守的に境界を見積った分析により得られる値) などの技術的根拠を示すことが条件とされている。

2.1.7 セーフティケースの内容とレビュー

地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則 (CFR) では、セーフティケースという用語は用いられていないものの、許認可申請書での安全解析書、適合性認定申請書での評価、性能評価、適合性評価などに広範なデータ、情報を含めることが求められている。

各々の連邦規則 (CFR) でのセーフティケースの内容の規定内容の概要について、以下に整理を行う。

(1) 10 CFR Part 60 での規定内容

一般的なサイトでの高レベル放射性廃棄物の処分に適用される 10 CFR Part 60 には、性能評価を含めた「安全解析書」を許認可申請書の一部として作成することが求められている。安全解析書では、サイトの記述、評価を記述することとなっているが、後者の評価での記載内容がセーフティケースに近いものと考えられる。

安全解析書の評価には、以下を含めることとなっている。

- 1) サイトの環境特性の解析
- 2) サイト選定基準の適合性の解析
- 3) 放射性物質の放出に係る性能評価
- 4) 放射性物質の放出に対する人工バリア、天然バリアの有効性
- 5) 地上施設及び地下施設の性能解析
- 6) 評価モデルをサポートする方策

(2) 40 CFR Part 194 での規定内容

TRU 廃棄物の地層処分場である廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) に適用される 40 CFR Part 194 では、許認可申請書に相当するが 5 年毎に提出が求められている適合性認定申請書において、40 CFR Part 194 に基づいて実施された評価の結果、評価に関連する入力パラメータ、入力パラメータの選定根拠に関する説明を記述することが規定されている。

また、適合性認定申請書には、広範な情報、検討結果などを含めるべきとしており、以下に項目のみを列挙する。

- 1) 品質保証
- 2) モデル及びコンピュータ・コード
- 3) 廃棄物の特性評価
- 4) 将来の状態に関する仮定
- 5) 専門家の判断
- 6) ピアレビュー
- 7) 性能評価 (範囲、事象の検討、結果)
- 8) 能動的な制度的管理
- 9) モニタリング
- 10) 受動的な制度的管理
- 11) 人工バリア (代替案を含む)
- 12) 資源の存在に対する配慮
- 13) 廃棄物の回収
- 14) 個人防護等の要件への適合性評価 (範囲、結果)

(3) 10 CFR Part 63 での規定内容

ユッカマウンテン処分場での高レベル放射性廃棄物の処分のみ適用される 10 CFR Part 63 には、性能評価を含めた「安全解析書」を許認可申請書の一部として作成することが求められている。安全解析書では、サイトの記述、人工バリア等の設計、放射性廃棄物の回収計画、特徴・事象・プロセス（FEP）に係るサイト特性調査の進捗状況、個人防護及び人間侵入に係る「性能評価」を記述することとなっているが、性能評価での記載内容がセーフティケースに近いものと考えられる。

性能評価に用いられる分析及びモデルに関する裏付けとして、以下による情報、または組合せを含めることとしている。

- 1) 現場試験
- 2) 原位置試験
- 3) 現場条件を再現した室内試験
- 4) モニタリング・データ
- 5) ナチュラルアナログ研究

また、その他の許認可申請書の主要な記載事項としては、以下がセーフティケースとの関連があるものと考えられる。

- ・性能確認プログラム
- ・専門家の判断
- ・品質保証計画
- ・記録の保存
- ・アクセス制限、土地利用制限、標識（マーカー）の概念設計

2.1.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

米国の地層処分に係る社会・ステークホルダーとのコミュニケーションについては、高レベル放射性廃棄物での処分は 1982 年放射性廃棄物政策法、10 CFR Part 60（一般的なサイト）及び 10 CFR Part 63（ユッカマウンテン処分場）に、TRU 廃棄物の廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）での処分は 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法に、規制機関である原子力規制委員会（NRC）及び環境保護庁（EPA）、実施主体であるエネルギー省（DOE）と州等の地元政府との許認可レビュー等での関与として規定されている。

(1) 1982年放射性廃棄物政策法での規定内容

1982年放射性廃棄物政策法には、州等と規制機関、実施主体との協議に関する事項として、以下を列挙している。

- 1) 情報提供：エネルギー長官、NRC等から州知事及び議会への情報提供
- 2) 協議及び協力：エネルギー長官と州知事及び議会との協議、協定
- 3) 書面による協定：エネルギー長官と州とは協定締結に努める（NRCの権限に影響を及ぼすものではない）
- 4) 現地代表：エネルギー長官は、州、地方自治体に対し、現地監視活動を行う代表者を任命する機会を与える。

(2) 10 CFR Part 60での規定内容

10 CFR Part 60には、州政府の参加に関する事項として、以下が列挙されている。

- 1) 情報提供：NRCが州知事及び議会に完全な情報を提供
- 2) サイト・レビュー：NRCと州との書面により要求される協議（サイト特性調査の進捗、NRCの規制活動への参加、州による許認可レビューへの参加案の作成協力）
- 3) 州による許認可レビューへの参加

(3) 1992年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法での規定内容

1992年WIPP土地収用法には、エネルギー長官及び環境保護庁（EPA）とニューメキシコ州との協定、管理等に関する協議事項として、以下が列挙されている

- 1) 協定：州とエネルギー省（DOE）との協議・協調協定
- 2) 管理責任体制：エネルギー長官と州との協議、エネルギー長官から州への管理プランの提出
- 3) 定期的な適合性再認定：エネルギー長官からEPA、州に対して定期的なEPA連邦規則（CFR）への適合性認定に係る申請書の提出
- 4) 関連法令への適合性：エネルギー長官からEPAに対して、関係法令への適合性に関する文書の提出
- 5) WIPPの廃止措置：エネルギー長官と州との廃止措置プランについての協議

(4) 10 CFR Part 63 での規定内容

10 CFR Part 63 には、州政府の参加に関する事項として、以下が列挙されている。

- 1) 情報提供：NRC が、州知事及び州議会、地元政府に対し、完全な情報を提供
- 2) サイト審査：NRC と州及び地元政府との書面により要求される協議（サイト特性調査の進捗、NRC の規制活動への州及び地元政府の参加、州による許認可レビューへの参加案の作成協力）
- 3) 州及び地元政府による許認可審査への参加

2.1.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

米国は、高レベル放射性廃棄物の処分と TRU 廃棄物の処分とで、大きく異なる許認可体系が取られている。高レベル放射性廃棄物の処分については、大きく建設、操業、閉鎖、許認可の終了と段階的に許認可が段階的に行われるが、TRU 廃棄物の廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）は、環境影響評価書に関するエネルギー省（DOE）の決定をもって建設が開始されており、その後の 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法で規制機関が環境保護庁（EPA）に特定されたことから、40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 による適合性認定の承認により操業が開始され、これ以降は閉鎖段階までの 5 年毎の適合性再認定により操業が続けられることとなっている。

このように、同じ地層処分であっても、高レベル放射性廃棄物処分の段階的な許認可に対して、TRU 廃棄物の処分は定期的な安全性の確認という、まったく異なる規制体系が取られている。

(1) 高レベル放射性廃棄物の処分の規制体系

1982 年放射性廃棄物政策法、10 CFR Part 60 及び 10 CFR Part 63 による高レベル放射性廃棄物の処分は、以下の段階による許認可が行われる。

- 1) 建設認可
- 2) 操業許可（原料物質、特殊放射性物質、副生成物を受け取り、保有する許認可）
- 3) 操業許可の修正（許認可の修正）：以下の場合に許認可の修正を要する
 - ・ 定置された高レベル放射性廃棄物を回収不可能な状態にするための活動、または定置された廃棄物の回収の困難度を著しく増すような活動。
 - ・ 構造物の解体

- ・ サイトへのアクセスを制限し、サイトの擾乱、またサイト外にあり、その条件が影響を与える可能性のある様々なエリアの擾乱を回避するために適用される管理の撤廃または緩和。
 - ・ 維持されることが求められている記録の破壊または処分
 - ・ 許認可で指定された設計及び操業手順に対する何らかの実質的な変更
- 4) 閉鎖許可：性能確認プログラムで得られた情報に関する NRC の審査完了が条件
 - 5) 許認可の終了

(2) TRU 廃棄物の規制体系

1992 年 WIPP 土地収用法、40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 による TRU 廃棄物の処分は、以下の段階による許認可が行われる。

- 1) 操業許可：適合性認定についての EPA の決定。放射性廃棄物の受入開始から廃止措置段階の終了までの 5 年毎の EPA の決定。
- 2) 廃止措置許可：適合性再認定について EPA が決定し、廃止措置段階へ移行。

2.1.10 可逆性と回収可能性

米国の放射性廃棄物に関する法令には、可逆性の用語は見当たらない。一方、回収可能性については、安全規制に係る連邦規則 (CFR) での安全性の確保のための回収の他、1982 年放射性廃棄物政策法には使用済燃料中の経済的に重要な含有物を利用するための回収が規定されている。

また、1982 年放射性廃棄物政策法、1992 年 WIPP 土地収用法には、処分の定義として、回収を意図しないで処分場に定置することとし、閉鎖後の処分場からの回収は考慮しないことが示唆されているものと考えられる。

(1) 1982 年放射性廃棄物政策法での規定内容

1982 年放射性廃棄物政策法の第 2 条 (定義) では、処分を「予見し得る期間内での回収を意図せずに処分場に定置することをいう。ただし、かかる廃棄物を回収できるような定置方法であるか否かは問わない」と定義している。また、処分場の定義の中で「定置される物質を当初の操業期間の一定時期に回収できるように設計されているか否かは問わない。」とし、回収を考慮した設計とすることを必ずしも要しないとしている。

また、1982年放射性廃棄物政策法第122条（使用済燃料の処分）には、「操業期間中、住民の健康及び安全または環境等に関する理由から、または、かかる使用済燃料中の経済的に重要な含有物の回収を図る目的で、かかる処分場に定置された使用済燃料を再び取り出すことができるよう設計・建設されなければならない」として、安全性、環境影響の他、使用済燃料中のウラン、プルトニウム等の含有物の有効利用のための回収も意図されている。

(2) 10 CFR Part 60 及び 10 CFR Part 63 での規定内容及び許認可申請書での検討内容

10 CFR Part 60 及び 10 CFR Part 63 での回収の定義は、処分のために定置した放射性廃棄物を取り出す行為としている点は同様であるが、前者は単に「意図的」なものとする一方で、後者は回収が「永久的」なものとして位置付けている。

また、回収可能性の維持の期間については、廃棄物の定置期間中であること、性能確認プログラムで得られた情報に関する原子力規制委員会（NRC）の審査が完了するまでとしている。

さらに、定置された廃棄物の回収は、「廃棄物定置作業が開始されてから 50 年間経過するまでのいずれかの時点で始まる合理的なスケジュールによって可能になるように設計されなければならない」として、回収を実現するためのスケジュールを示すことが求められている。

このため、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安全解析書「1.11 放射性廃棄物の回収及び代替貯蔵の計画」では、以下の作業を実施するものとして、全体で 38 年 6 ヶ月を要するとのスケジュールが示されている（図 2.1-4 参照）。

- 1) 回収の理由、回収のための施設・設備、許認可に係る評価：6 ヶ月
- 2) 設計・操業計画の立案：24 ヶ月
- 3) NRC の審査：約 36 ヶ月
- 4) 施設建設・設備調達及び回収の操業手順書の作成：12～36 ヶ月
- 5) 回収作業：30 年



Figure 1.11-2. Retrieval Planning Time Line

NOTE: MCAA = Material Control and Accounting

図 2.1-4 ユッカマウンテン処分場の廃棄物回収のスケジュール

(3) 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法での規定内容

1992 年 WIPP 土地収用法では、回収 (retrieval) は処分場から撤去 (removal) すること定義している。また、処分の定義においては、廃棄物の回復 (recovery) はしないという目的で、接近可能な環境からの TRU 廃棄物の恒久的隔離を意味するとしている。

(4) 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 での規定内容及び許認可申請書での検討内容

40 CFR Part 191 の § 191.02 (定義) においては、処分が「使用済燃料または放射性廃棄物を接近可能環境から、回復 (recovery) の意図を持たずに永久に隔離する」と定義されており、回復が可能か否かは問われないとしており、1992 年 WIPP 土地収用法での規定と同様なものとなっている。

また、§ 191.14 (保証要件) (f)には、「処分後の相当な期間にわたり大部分の廃棄物の撤去 (removal) を排除しないように、処分システムは選定されるべき」としており、閉鎖後の処分場からの廃棄物の撤去を保証するように要求している。

このため、WIPPの許認可申請書に当たる適合性認定申請書⁸⁾においては、Appendix WRAC「閉鎖後の廃棄物の撤去 (Waste Removal After Closure)」の中で、閉鎖後のWIPPに定置された廃棄物を撤去する実現可能性について検討が行われており、必要性が生じた場合には、現在の技術を利用して廃棄物の撤去を行うことが可能であるため、付加的な設計要件なしに撤去要件に適合しているとの結論が示されている。

2.1.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の処分については、実施責任がエネルギー省（DOE）にあるため、許認可終了後の制度的管理は、計画立案、関連施設的设计・建設・維持管理等は DOE が実施することとなっている。また、土地の所有を含めた土地利用制限、記録の保存などの受動的な制度的管理には、管理を終了するという考え方はなく、永久に維持するという考え方が取られている一方で、能動的な制度的管理については、管理を終了することが想定されており、終了の要件などが規定されている。

(1) 1982 年放射性廃棄物政策法での規定内容

1982 年放射性廃棄物政策法第 302 条（放射性廃棄物基金）には、放射性廃棄物基金の用途が規定されており、エネルギー長官が放射性廃棄物基金から支出することができるものとして、処分場の閉鎖後の維持及び監視が規定されている。

(2) 10 CFR Part 60 での規定内容

10 CFR Part 60 の § 60.51（許認可修正または恒久閉鎖）では、閉鎖に当たって修正した許認可申請書を提出すること、その中に、閉鎖後のモニタリング・プログラムを記載することが求められている。

また、§ 60.71（記録と報告書）においては、地層処分施設での放射性廃棄物の受け入れ、取り扱い、処分の記録は、貯蔵・処分のすべての段階までの廃棄物の移動の完全な履歴を提供すること、将来の世代が有用となる方法で記録を保持することが規定されている。

さらに、§ 60.121（土地の所有権と利害関係の管理の要件）で土地の所有権について、地層処分施設は、エネルギー省（DOE）の権限及び管理の下で取得された土地、または DOE の利用のために永久的に収用、留保された土地に設置されるものとするとの規定がされている。

(3) 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法での規定内容

1992 年 WIPP 土地収用法の第 13 条（WIPP の廃止措置）では、WIPP の廃止措置、または土地収用の終了後の収用地の管理、利用に関する計画を策定すること、計画を連邦議会に提出することが求められている。

(4) 40 CFR Part 191 での規定内容

40 CFR Part 191 の § 191.12 (定義) には、能動的及び受動的な制度的管理が以下のよう
に定義されており、制度的管理の実施者は明示されていないが、処分の実施主体が想定
される。

1) 能動的な制度的管理

- ・受動的な制度的管理以外の手段による処分サイトへのアクセスを管理すること
- ・サイトにおける保守作業または修復活動の実施
- ・サイトからの放出物の管理あるいは浄化
- ・処分システム性能に関連するパラメータの監視

2) 受動的な制度的管理

- ・処分サイトに設置された永続的な標識
- ・公共の記録または資料
- ・土地または資源利用に関する政府の所有権及び規制
- ・処分システムの所在地、設計及び収容された物質に関する知識を保存するための
その他の方法

また、40 CFR Part 191 の § 191.14 (保証要件) には、§ 191.13 に規定された閉じ込め
要件を長期的に保証するための要件として、制度的管理の基本的な実施事項、制度的管理
の終了の考え方が以下のとおり規定されており、特に処分後のモニタリングの終了は懸念
が存在しなくなるまでとしている。なお、ここでも制度的管理の実施者は明示されていな
いが、処分の実施主体が想定される。

- 1) 能動的な制度的管理は、処分後の実行可能な期間にわたり維持する。ただし、性能
評価では処分後 100 年を超える能動的な制度的管理の役割を考慮しない。
- 2) 不利な方向への処分システムの性能の著しい逸脱を検知するため、処分後もモニタ
リングする。ただし、それ以上のモニタリングを必要とする懸念が存在しなくなる
まで実施する。
- 3) 永続性の高い標識、記録及びその他の受動的な制度的管理によって処分サイトを表
示する。

(5) 40 CFR Part 194 での規定内容

40 CFR Part 194 の § 194.42 (モニタリング) において、閉鎖後モニタリングは、立坑

の埋め戻し及び密封された後の早い段階で、予想された性能からの重大かつ有害な逸脱の検知を目的としたモニタリングが行われること、エネルギー省（DOE）が、それ以上のモニタリングの実施が必要となる重大な懸念は存在しないことを環境保護庁（EPA）長官が満足できる形で証明した時点で終了するとして、閉鎖後モニタリングの終了は EPA 長官が判断するように規定されている。

(6) 1992 年エネルギー政策法での規定内容

1992 年エネルギー政策法には、処分場のバリア破損、個人被ばくの増加によるリスクを発生させる活動の防止を目的として、エネルギー長官がユッカマウンテン・サイトを監督し続けると規定し、能動的な制度的管理である監督を継続するとの考え方が示されている。

(7) 10 CFR Part 63 での規定内容

10 CFR Part 63 の § 63.302（サブパート L に関する定義）には、受動的な制度的管理が以下のように定義されており、制度的管理の実施者は明示されていないが、処分の実施主体であるエネルギー省（DOE）が想定される。

- 1) 地表に設置される実現可能な限り永続的な標識
- 2) 公開記録及び保管文書
- 3) 土地及び資源利用に関する政府の所有及び規制
- 4) ユッカマウンテン処分システムの所在地、設計及び収容物に関する知識を保存することを目的としたその他の合理的な方法

また、§ 63.51（永久閉鎖のための許認可修正）においては、閉鎖に先立って提出される修正版の許認可申請書において永久閉鎖後モニタリング計画を示すことが求められており、制度的管理の実施者は明示されていないが、処分の実施主体であるエネルギー省（DOE）が想定される。

2.1.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の処分に関する法律、連邦規則（CFR）での能動的な制度的管理のうち、閉鎖後のモニタリングについては、ほぼ許認可申請書にモニタリング計画を記載することが求められている。ただし、40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロット・プラント（WIPP）の 40 CFR Part 191 処分規制との適合性

の承認基準」(EPA、1996年)には、モニタリング項目を決定するための分析事項が示されるとともに、最小限含めるべきモニタリング計画の内容が規定されている。以下にその概要を示す。

(1) 40 CFR Part 194 での規定内容

40 CFR Part 194 の § 194.42 (モニタリング) においては、処分システム・パラメータが処分システムによる廃棄物の閉じ込めに及ぼす影響の分析を実施し、閉鎖前及び閉鎖後のモニタリングに関する計画の策定に利用することが要求されている。

分析される処分システム・パラメータは、少なくとも以下のを含めることとしている。

- 1) 埋め戻し材の特性 (間隙率、透過係数、圧密及び再固化の度合いなど)
- 2) 廃棄物処分室周辺天盤、壁及び床の応力及び変形の程度
- 3) 天盤またはその周辺岩盤内での大規模な脆性変形構造の開始または変位
- 4) 処分システム近辺への人間侵入による地下水流及びその他への影響
- 5) 塩水の量、フラックス、組成及び空間的分布
- 6) 気体の量及び組成
- 7) 温度分布

また、分析されたすべての処分システム・パラメータについて、処分システムの将来の性能予測への重要性などのためにモニタリングを行わないとしたものは、許認可申請書に明記することが求められている。

閉鎖後モニタリングは、立坑が埋め戻し及び密封された後の早い段階で、予測された性能からの重大・有害な逸脱の検知を目的として実施することが求められている。さらに、閉鎖後モニタリングは、それ以上のモニタリングの実施が必要となる重大な懸念が存在しないことの証明を環境保護庁 (EPA) 長官が満足した時点で終了することとしている。

許認可申請書においては、以下のような情報を閉鎖後モニタリング計画を含めることが要求されている。

- 1) モニタリングの対象となるパラメータと、基準値の決定方法の特定。
- 2) 処分システムの予測性能からの逸脱を評価するために各パラメータを利用する方法に関する記述。
- 3) 予測性能からの逸脱を検知するため、各パラメータのモニタリングを実施する期間の検討。

(2) 10 CFR Part 63 での規定内容

10 CFR Part 63 の § 63.51 (永久閉鎖のための許認可修正) においては、閉鎖後のモニタリング計画は、ユッカマウンテン処分場の閉鎖に先立って、許認可修正の申請の中に、地層処分場の永久閉鎖後モニタリング計画に関する記述が求められている。

2.1.13 受動的な制度管理 (文書・マーカ等の記録の管理等)

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の処分に関する法律、連邦規則 (CFR) での受動的な制度的管理として、記録の保存、マーカー・標識、土地利用制限の 3 項目の規定内容の概要を以下に整理する。

(1) 記録の保存に関する規定内容

ほとんどの連邦規則 (CFR) において、記録の保存の方法を許認可申請書に含めることが求められているが、以下のような記録すべき内容、保存の方法の具体例が規定されている場合がある。

1) 10 CFR Part 60 :

- ・潜在的な侵入者が参照する可能性があり、地下施設、ボーリング孔及び立坑、管理区域の境界、廃棄物の性質及び危険を含む地層処分施設作業区域の場所を確認するための記録
- ・地元の州及び連邦政府機関の公文書と土地記録システム、世界のその他の場所の公文書館への配置
- ・将来の世代にとっての有用性を確保する方法で地層処分施設の建設の記録を維持する。必要な記録は少なくとも以下を含む。
 - －すぐに認識可能な地上施設またはモニメントによって参照される地下施設掘削、立坑、ボーリング孔の調査
 - －遭遇した物質の記述
 - －地質図及び地層断面
 - －地下水の湧出の位置及び量
 - －作業の設備、方法、進捗、順序の詳細
 - －建設上の問題点
 - －遭遇した異常状態

- －計測器の位置、計測値、解析
 - －構造的支持システムの位置及び記述
 - －排水システムの場所及び記述
 - －使用しているシールの詳細、設置の方法、場所
- 2) 40 CFR Part 191：処分システムの所在地、設計及び収容された物質に関する知識を保存するためのその他の方法。
- 3) 40 CFR Part 194：未開発資源の探査に当たる人々が調べる可能性のある地元自治体、州及び連邦政府の公文書館及び土地登記システム、また国際的な公文書館に、以下のような記録を保管する。
- －管理区域及び処分システムの所在地
 - －処分システムの設計
 - －廃棄物の性質及び危険性
 - －処分システムにおける廃棄物の閉じ込めに関連する地質学的、地球化学的、水理学的、その他のサイト・データ、あるいはこの種の情報の所在地
 - －掘削区域の埋戻し、立坑の密封、廃棄物と処分システムとの相互作用に関する試験、実験及びその他の分析の結果。さらに処分システムにおける廃棄物の閉じ込めに関するその他の試験、実験または分析の結果、あるいはこの種の情報の所在地
- 4) 10 CFR Part 63：
- ・侵入を行う可能性のある人間が調べる可能性が高い、現地、州及び連邦政府機関の記録保管所及び土地登記体系、世界の別の地点にある記録保管所における記録の保管。
 - ・記録は、地層処分場の所在を明らかにするものであり、その中には地下施設、ボーリング孔、立坑及び斜坑、サイトの境界線、廃棄物の性格及び危険性に関する記録が含まれる。
 - ・ユッカマウンテン・サイトの地層処分場の建設記録を、将来の世代が利用しやすいような方法で維持するものとする。建設記録には、少なくとも次のものが含まれる。
 - －地下施設の掘削部分、立坑、斜坑及びボーリング孔に関する概要。また、容易に識別できる地表の特徴または標識（マーカー）との関連についても示される。

- －遭遇した物質の記述
- －地質図及び地質学的な断面図
- －地下水の湧出場所及び量
- －設備、方法、経過及び作業手順の詳細
- －建設上の問題
- －遭遇した変則的な事態
- －計器類の所在地、示度及び分析
- －構造的支持システムの設置場所及び記述
- －排水システムの設置場所及び記述
- －使用されたシール材に関する詳細、設置方法及び設置場所
- －施設設計記録（設計仕様及び完成図面など）

(2) マーカー・標識に関する規定内容

各々の連邦規則（CFR）において、モニュメント、マーカー・標識の意味を規定した上で、設計要件が示されている。

1) 10 CFR Part 61 :

- ・管理区域をモニュメントでマークする。
- ・管理区域は、地下施設の外の境界から 10 キロメートル以内の適切なモニュメントによってマークされる地上の場所、及び地層処分施設として利用されることになっており、不適切な活動が恒久閉鎖後に限定される地下部分を意味する。
- ・閉鎖に先がけて修正される許認可申請書では、将来の世代の利用のために適切な情報が保存の方策として、できる限り恒久的なものとして設計、製造、処分されたモニュメントを含めることとなっている。

2) 40 CFR Part 191 : 処分サイトの存在は、きわめて永続性の高いマーカー・標識によって示されるものとする。

3) 40 CFR Part 194 : 許認可申請書では、処分システムの所在地、設計及び収容物に関する知識を保存するために用いられる措置についての詳細な記述が含まれるものとし、実行可能な限り恒久的なものとして設計、製造及び定置される標識(マーカー)による管理区域の特定が含まれる。

4) 10 CFR Part 63 :

- ・ 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する目的で適用する管理として、閉鎖後のサイトの特定に使用される標識（マーカー）の概念設計を許認可申請書に含める。
- ・ 閉鎖に先がけて修正される許認可申請書では、地層処分場内に定置された廃棄物の長期的な隔離を損なう可能性のある活動を制限または防止し、将来の世代が利用できるように関連情報を確実に保管するために使用される様々な措置として、標識（マーカー）の建設について、実行可能な限り永続的なものとして設計、製造及び設置された標識（マーカー）による、サイト及び地層処分場操業エリアの特定に関する詳細な記述を含める。

(3) 土地利用制限に関する規定内容

高レベル放射性廃棄物の地層処分場の土地に関しては、実施主体であるエネルギー省（DOE）の管轄権及び管理の下で取得された土地か、DOE による利用のために永久的に確保または保有された土地として、以下のような、あらゆる権利が伴わない形で確保されることが規定されている。

- ・ 権利及び抵当権（一般的な鉱業法の下で発生する諸権利、通行権などの地役権）
- ・ その他の権利（賃貸借契約、立入権、証書、譲渡証書、抵当権、占有、長年の使用に基づく権利など）
- ・ 水利権

また、TRU 廃棄物の廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）は、以下のとおり、すべての権利関係が収用され、内務長官からエネルギー長官に管轄権が移管されている。

- ・ 土地収用：無制限の鉱物賃貸法、地熱賃貸法、物質販売法を含む一般土地法、及び採掘法に基づき、登録、割り当て、処分というすべての形式から収用される。
- ・ 管轄権：収用地の管轄権は、内務長官からエネルギー長官へ移管される。

2.1.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の法律、連邦規則（CFR）には、性状の異なる放射性廃棄物を同一処分場に埋設する際の相互影響の評価など、併置処分に係る規定はされていない。

ただし、以下のような特別な規定が見られる。

- ・ 10 CFR Part 60：高レベル放射性廃棄物以外の種類の廃棄物の設計基準は、地層処分施設での処分が提案される場合、個別ベースで対処される。
- ・ 1992 年廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）土地収用法：高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の WIPP への輸送、WIPP での設置、処分を行ってはならない。
- ・ 10 CFR Part 63：高レベル放射性廃棄物の中には、再処理廃棄物だけでなく、照射済みの核燃料が含まれる。しかし、DOE が地層処分場操業エリアを高レベル放射性廃棄物以外の放射性廃棄物の保管に使用することを提案した場合、この種の放射性廃棄物の保管は 10 CFR Part 63 の諸要件の対象となる。

2.1.15 暫定保管・長期保管

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の法律、連邦規則（CFR）には、「回答、高レベル放射性廃棄物の処分について」（日本学術会議、2012 年 9 月 11 日）に見られる暫定保管という概念は記載がない。

また、1982 年放射性廃棄物政策法には、高レベル放射性廃棄物の長期保管のための監視付き回収可能貯蔵（MRS）を以下のように位置付けている。

- ・ 監視付き回収可能貯蔵（MRS）は、高レベル放射性廃棄物、または使用済燃料の安全かつ確実な管理を行うための一つの選択肢である。
- ・ 行政府及び連邦議会は、長期貯蔵を行うための監視付回収可能性を有する貯蔵施設を 1 ヶ所または数ヶ所建設のための提案を十分検討するため、できるだけ早急に着手すべきである。
- ・ 連邦政府は、当該施設のためのサイト固有の設計を本条の規定に従って確実に提出する責任を負っている。
- ・ 当該施設に貯蔵する高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の発生者及び所有者は、高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の長期貯蔵コストを支払う責任を負う。

ただし、米国で MRS は、実際の立地に至っていない。

2.1.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

米国の高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の法律、連邦規則（CFR）には、損傷燃料・溶融燃料の処理・処分に係る記載はない。

ただし、原子力規制委員会（NRC）の暫定スタッフ指針-1「機能に基づく中間貯蔵及び輸送のための使用済燃料の状態の分類」（NRC、2007年）⁹⁾には、貯蔵または輸送に当たって、使用済燃料を 1)破損・損傷、2)非破損・非損傷、3)無傷に分類する指針を提示しており、以下のような定義がされている。

- 1) 使用済燃料（SNF）：10 CFR Part 72.3 の定義を参照。
- 2) 破損・損傷 SNF（Damaged SNF）：燃料の特定またはシステム関連の機能を満足できない燃料棒または燃料集合体
- 3) 非破損・非損傷 SNF（Undamaged SNF）：すべての特定またはシステム関連の機能を満足できる使用済燃料。ただし、割れ目がある可能性がある。
- 4) 割れ目のある使用済燃料棒（Breached spent fuel rod）：被覆管に割れ目のある使用済燃料棒であり、燃料棒の内部からガスが漏洩することが可能になったもの。
- 5) ピンホール漏洩、またはヘアラインクラック（Pinhole leaks or hairline cracks）：軽度な被覆管の欠陥で、燃料棒からの粒子状の過度の漏洩が可能になっていないもの。
- 6) 著しく破壊された使用済燃料棒（Grossly breached spent fuel rod）：使用済燃料被覆管が破損したものであり、ピンホール漏洩またはヘアラインクラックよりも大きな破損のあるもの。
- 7) 無傷 SNF（Intact SNF）：すべての特定またはシステム関連の機能を満足できる使用済燃料であり、割れ目のないもの。
- 8) 破損・損傷燃料のための缶（Can for Damaged Fuel）：1体の使用済燃料集合体を閉じ込めるような大きさの金属製の封入物。
- 9) 集合体の不具合（Assembly Defect）：集合体の組立状態の物理的な変化のあるもの。

(2.1 参考文献)

- 1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Division of High-Level Waste Repository Safety, “Summary Statement, Regulations for Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste”, Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future (Disposal Subcommittee), September 1, 2010
- 2) Environmental Protection Agency, “40 CFR Part 197, Environmental Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, Nevada; Proposed Rule, III.B.7. How Far Into the Future Is It Reasonable To Project Disposal System Performance?”, 46976 Federal Register, Vol. 64, No. 166, August 27, 1999
- 3) Committee on Technical Bases for Yucca Mountain Standards, National Research Council, National Academy of Sciences (NAS), “Technical Bases for Yucca Mountain Standards”, 1995
- 4) U.S. Department of Energy, “Title 40 CFR Part 191 Subparts B and C Compliance Recertification Application 2004”, DOE/WIPP 2004-3231, March 2004
- 5) Office of Civilian Radioactive Waste Management, U.S. Department of Energy, “Yucca Mountain Science and Engineering Report, Technical Information Supporting Site Recommendation Consideration”, DOE/RW-0539-1, Revision 1, February 2002
- 6) Environmental Protection Agency, “40 CFR Part 197, Environmental Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, Nevada; Final Rule”, 61256 Federal Register, Vol. 73, No. 200, October 15, 2008
- 7) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, “Yucca Mountain Repository License Application”. DOE/RW-0573, June 2008
- 8) U.S. Department of Energy, “Title 40 CFR Part 191 Compliance Certification Application 1996”, DOE/CAO 1996-2184, October 1996
- 9) NRC, “Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function”, Interim Staff Guidance - 1 , 2007

2.2 フランスにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

2.2.1 立地選定段階における規制側の関与

フランスにおいて安全規制当局が原子力安全規制法令に基づいて ANDRA の活動に関与できるのは、ANDRA の活動の対象施設が原子力基本施設 (INB) に指定されているためである。しかし、これまでに ANDRA のサイト選定活動の要所において多様な位置づけによる規制当局の関与実績が存在する。

(1) 処分場の設置許可申請における規制機関の関与

1991 年の放射性廃棄物管理研究法のもと、地域からの自発的応募を原則として、地下研究所設置のためのサイト選定が進められ、1999 年には粘土層を有するビュールが地下研究所の設置サイトに選定されている。2006 年放射性廃棄物等管理計画法（以下、管理計画法という）により、処分場の設置許可申請を行うことができるのは、地下研究所による研究の対象となった地層のみとされた。管理計画法では、処分場の設置許可申請を行う前には、公開討論会を開催しなければならないことが規定されており、また、同申請については、国家評価委員会 (CNE) による評価報告書、原子力安全機関 (ASN) の意見書が求められることになっている。同申請書は公開討論会の報告書、CNE と ASN によって出された各々の報告書が添付され、議会科学技術選択評価委員会 (OPECST) に提出される。OPECST は申請書についての評価結果を議会に報告し、次に政府は、処分場の可逆性の条件を定める法案を議会に提出する。法案が成立した場合、公衆意見聴取が行われ、その後、処分場の設置を許可するデクレが公布される。

(2) 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処分場サイト選定での関与

1987 年に放射性廃棄物管理機関 (ANDRA) が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地層処分場のサイト選定のための調査を開始し、ビュール、ガール、ヴィエンヌの 3 カ所のサイトを提案した。政府は 1996 年 6 月にこれら 3 つのサイトそれぞれについて地下研究所の建設及び操業許可申請書の提出を認めた。その後、ANDRA が行った 3 つのサイトに関する地下研究所の建設及び操業許可申請に関して政府は、1998 年 12 月に異なる 2 種類の地質媒体に対する調査を 2 カ所の地下研究所で実施する必要性を示し、粘土層に関する地下研究所サイトとしてビュールを選定するとともに、花崗岩に関する地下研究所サイトを新たに探すことを指示した。また、ASN 内部の常設専門家グループや IRSN

が、ANDRAによる2005年の研究成果報告書（Dossier2005）の取りまとめまでの中間レポートについて助言、勧告を実施している。そして、2005年に、ANDRAが粘土層での処分の実現可能性を示した報告書（Dossier2005）などを作成した事を受け、ASNがこれらのレビューを行い、意見書を提示している。フランスは段階的な手順と評価を行うとしており、ANDRAから文書が出る度に（2, 3年に一度のペース）、ASNからの依頼を受けてIRSNもレビューを行っている。

Dossier2005は、1991年放射性廃棄物管理研究法のもとで15年間にわたり実施された3つの管理方策（地層処分、核種分離・変換、長期貯蔵）の研究成果の1つとして取りまとめられたものである。1991年放射性廃棄物管理研究法の規定によれば、Dossier2005を含む3分野の研究報告の総括評価の実施は、同法で規定された国家評価委員会（CNE）の役割であるが、ASNは「放射性廃棄物等の管理に関する国家計画の策定」の任務の一環として、地層処分の研究成果報告書を含む3つの管理研究の成果について評価を行った。

2006年の管理計画法で規定されたスケジュール等に基づき、ANDRAは、ビュール地下研究所周辺の約250km²の区域を対象に、サイト選定に向けた調査を行ってきた。ANDRAは地層処分サイトの提案に関して、今後詳細な地下調査を行う地層処分場の地下施設の展開が予定される約30km²の区域、及び地上施設を配置する可能性のある区域を特定した報告書を2009年末に政府に提出している。政府からの要望により、ASNはANDRAの提案内容に関する意見書を政府に提出している。また、ASNは放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）にも意見提示を要請し、IRSNはANDRAの提案に対する意見を示している。

これを受けANDRAは特定された区域での詳細な地質調査と地上施設に関する調査を経て、2012年末迄に政府にサイトの特定に関する提案を行った。またANDRAは、2013年において、下記の構造を持つ処分施設のアーキテクチャを説明した。

- 出口がオート＝マルヌ地区の指定区域にある2重の斜坑。Cigéoプロジェクトの地上施設の内部では、一次廃棄物パッケージの受付とオーバーパックを行う。
- ムーズ地区の区域に達する数多くの立坑。この場合、この区域には3つの考えられるオプションがまだ存在する（図 2.2-1 に赤色で示す）。

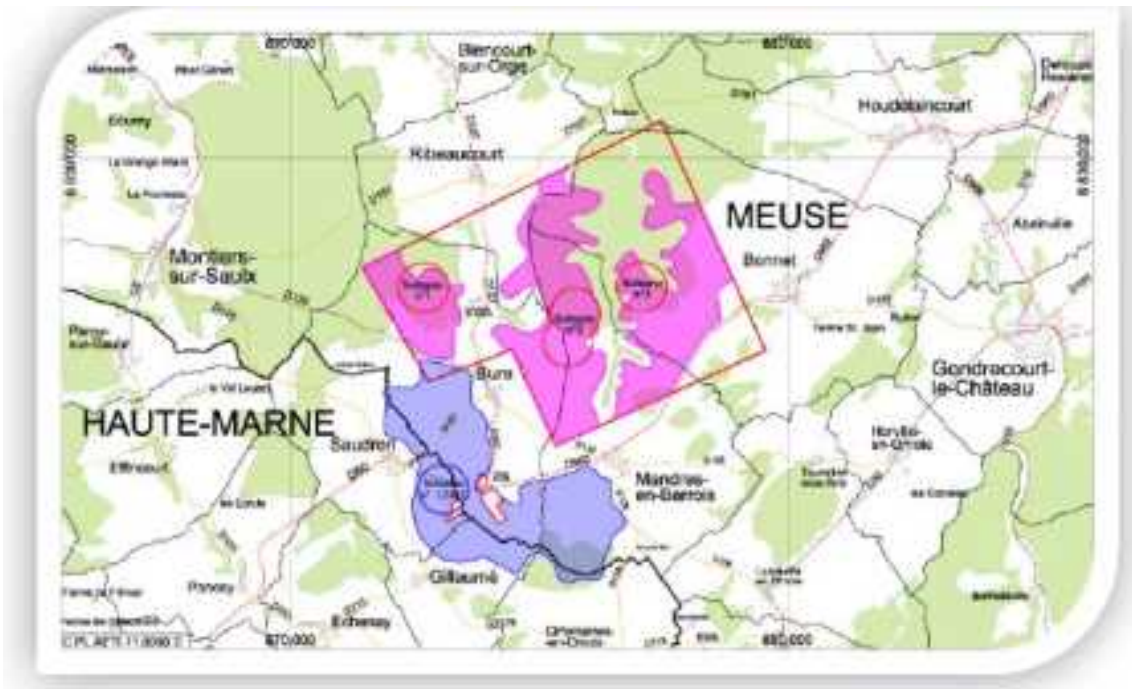


図 2.2-1 地層処分場（CIGÉO）の2つの地上施設の候補区域

2.2.2 評価期間の考え方

処分場閉鎖後の安全評価については、その方法論と判断指標（線量基準等）等が各処分概念に対応した安全規則において規定されている。各処分概念毎の安全規則で示される評価期間及び対応する判断指標（線量基準等）は、表 2.2-1 のように整理される。

中深度処分及び地層処分はその処分対象廃棄物の特性を踏まえて、安全規則（中深度処分の安全性一般方針及び地層処分の安全指針）において、当該処分が隔離型の処分施設であることを明示的に示している。表 2.2-1 に示したように、閉鎖後の安全評価の評価期間に関しては、明示的には示されていないが、10,000 年以降の期間についての評価も要求している。対応する評価指標については長期の評価における不確実性を考慮して、10,000 年を境に異なる指標・考え方が示されている。なお、ANDRA が 2005 年に取りまとめた Dossier2005 では、地層処分の安全評価計算結果として 100 万年までの期間についての計算値が示されている。

表 2.2-1 各処分概念毎の安全規則で示される評価期間及び対応する判断指標

規則名称	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（2008年5月；将来の安全指針の一部をなす）	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(2008年2月)
規則で規定される処分概念	中深度処分 (深度の規定値無し)	地層処分 (最低深度として200mを提示)
線量又はリスク基準(管理期間終了後に相当するもの)及び評価期間	<ul style="list-style-type: none"> ●リファレンス状態について、 ・10,000年迄について、線量拘束値0.25mSv/年を採用。 ・10,000年以降についても、地質環境の変遷要因を加味した定性的評価による推定で補い、放射性物質の放出により受容不能な線量が発生しないことを確認する。この確認においても、線量拘束値0.25mSv/年を基準値として採用する。 ●変動状態については、リスク概念の使用への言及無し。それ以外は地層処分と同様。 <p>※安全性の一般方針の序文部分において、10,000年の減衰期間にわたり廃棄物を有効に封じ込めることを目標とすることを記述。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ●リファレンス状態について、 ・10,000年迄について、線量拘束値0.25mSv/年を採用。 ・10,000年以降についても、線量拘束値0.25mSv/年を参考値として採用（超える場合は、適切な研究プログラムにより不確かさを減少させるか、施設設計の見直が必要）。 ●変動状態については、その発生確率を考慮するリスク概念(当該事象の発生確率とそれに伴う被ばく影響の積)の使用が可能（個人被ばく線量が、確定的影響を誘発する可能性のあるレベルより十分に低く維持されるように施設設計で考慮しなければならない）。

2.2.3 処分場の最適化とBAT（利用可能な最善の技術）

最適化に関連しては、現行法規制文書では直接的な規定はないものの、地層処分を対象とした安全指針では、放射線防護基準の規定においてその扱いを定めている。同基準では、処分の設計が安全基本目標を満たしていることを確認するために、年間0.25 mSvという線量拘束値が採用されるとしているが、この値を超える場合には、適切な研究プログラムによって不確かさを減少させるか、施設の設計を見直さなければならないことが規定されている。また、処分施設の設計において考慮すべき変動状態に関連する個人被ばくは、確定的影響を誘発する可能性のあるレベルよりは十分に低いものに保たなければならないと規定されている。

なお、中深度処分の一般方針は、将来の安全指針の一部を為すものではあるが、当面のサイト選定における評価に参照されるべきものとして暫定的に策定されたものであり、その内容は基本的に地層処分の安全指針を踏襲したものとなっているため、以下の2.2.4から2.2.6までの安全評価に関連する規定内容や考え方の整理においては、地層処分の安全指針の規定内容を中心に整理する。

BAT（利用可能な最善の技術）に関しては、安全規則では該当する記述はないが、原子力安全・技術開示法において、定期的な安全レビューの実施に関連して、BATに関する考

え方を示している。当該規定では、安全レビューのインプットや方法を最善技術や最新データでアップデートするだけでなく、その結果として、原子力安全機関（ASN）が新たな技術的規定を下すこともできるとしている。本法律の施行以後、未だ処分施設に対する定期的な安全レビューは実施されていないが、地層処分等の長期間にわたる施設の操業などにおいては、操業期間中における BAT の導入の可能性を残したものとも想定される。

2.2.4 人間活動の影響

閉鎖後安全評価における人間侵入の扱いは、シナリオ例として、各処分概念に対応した安全規則において示されている。

地層処分の安全指針では、人間活動に関連する変動状態として人間侵入を挙げている。人間侵入に関しては、処分の記憶の維持により、500 年間は偶発的な人間侵入が発生することはないと想定している。考慮すべき人間侵入のシナリオなどとして、以下を挙げている。

○探査ボーリング孔コアの採取を伴う、処分場を通過するボーリング

採取されたコアに対する調査の種類に応じ外部被ばくを評価する。

○鉱山の掘削

結晶質岩及び粘土岩サイトについては、調査対象のサイトや処分深度の地層に鉱物学的価値が存在しないため対象とはしない。

岩塩層サイトについては、採掘の際の労働者の被ばくを評価する。

○処分場を通過する放棄された及び密封不良の探査ボーリング孔

結晶質岩サイトでは、地下水流動及び放射性核種の移行時間の変化に関連した影響を評価する。

堆積岩サイトについては帯水層間の連結、あるいは帯水層と処分場の連結に関連する影響を評価する。

○深い帯水層からの飲用水または農業用水の採取用ボーリング孔

深い帯水層からの飲用水または農業用水の採取の可能性を水資源に応じて明確にする。個人被ばくの評価のために、地下水流動への採水の影響を評価する。

2.2.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

これらについては、上述の「2.2.1 長期に及ぶ評価期間の考え方」において、その評価期間の考え方と共に示しているので参照されたい。また、具体的な基準値については、既述

の表 2.2-1 で概括的に整理しているため参照されたい。

地層処分のリファレンスシナリオに関しては、長期にわたる不確実性の増大に関して、1 万年という時間スケールを境に、適用される基準と評価の方法論が使い分けられている。1 万年以内の期間においては拘束線量値としての年間 0.25mSv を、超えてはならない基準値としている。1 万年を超える期間については、同様に年間 0.25mSv を目標値として設定しており、これを超える場合には、適切な研究プログラムによる不確実性の減少、あるいは施設設計の見直しという最適化の努力を要求している。一方で、変動シナリオに関しては確定的影響を誘発する可能性のあるレベルよりは十分に低いものに保つ、という定性的な指標が示されるのみとなっており、併せて、リスク概念を導入しても良いことも示されている。但し、リスク概念の導入に関しては、発生確率とその影響の等価性の解釈や事象の発生確率の見積りの難しさも示しており、必ずしもリスク概念の導入を奨励している状況にはなっていない。

2.2.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

地層処分の安全指針では長期にわたる安全評価における不確実性について、上記の 2.2.1 及び 2.2.5 で既述したように、安全評価の方法論及び判断資料を使い分けることで対応している。リファレンスシナリオにおいて 1 万年までの期間については明示的な不確かさに関する調査に基づく客観的な立証を申請者に要求しており、1 万年を超える期間についても、不確実性の増大を理解しつつも、定量的な安全側の評価と、地質環境の変遷要因を考慮したこれらの推定結果の定性的評価による可能な限りの補足を要求している。

また、安全指針では上記の長期にわたる評価期間を念頭に置いた判断指標の扱いに加え、不確実性に対する考慮と感度解析の実施を要求しており、不確実性の発生源を特定するとともに、感度解析を含めた事業者が行うべき不確実性への対処に関する考え方を示している。

2.2.7 セーフティケースの内容とレビュー

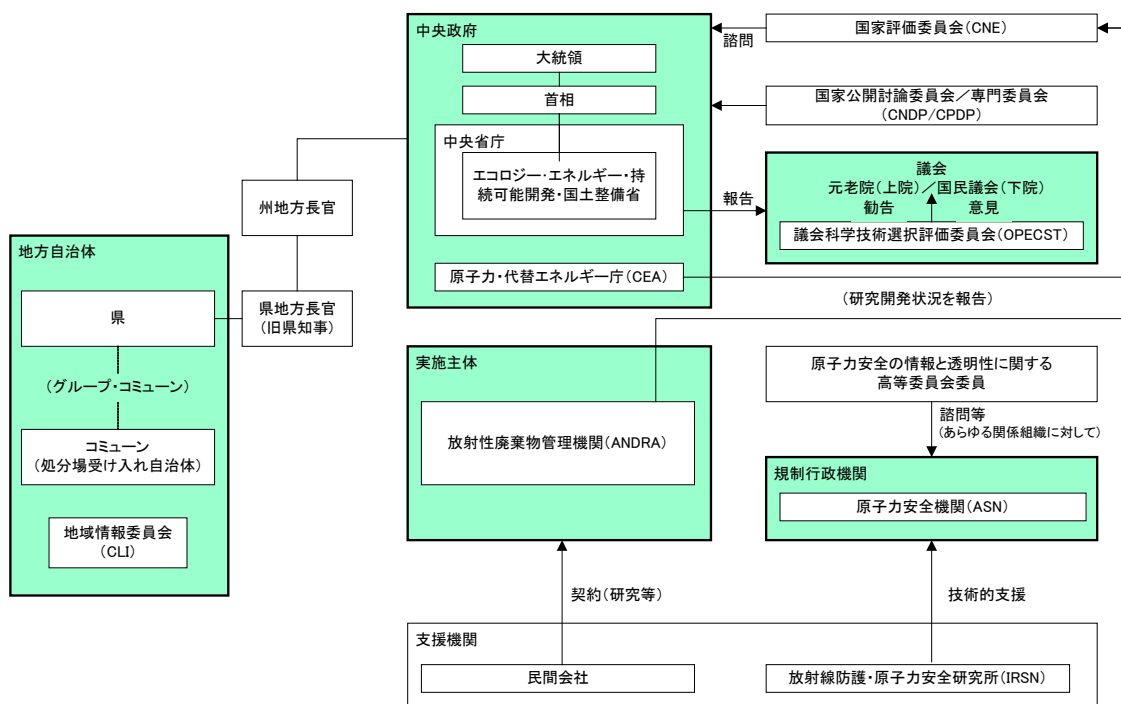
現在のフランスの安全規制に関する法令及び安全規則文書では、セーフティケースという用語は用いられていないが、原子力安全・情報開示法及び原子力基本施設（INB）及び原子力安全・放射性物質輸送管理に関するデクレ（INB 等デクレ）では、放射性廃棄物処分施設に関する 3 つの許可段階（設置許可、操業許可、操業停止及び監視段階への移行許可）

を規定し、各段階で申請者が提出すべき一式書類や情報を定めている。また、これらの一式書類に含まれる安全評価に関しては、定期的な安全レビューの実施を要求している。

2.2.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

原子力安全・情報開示法は、独立した組織として原子力安全機関（ASN）を設置すること及び同機関の役割を定めている。同法がその冒頭（総則）で掲げる法制定の目的に、原子力安全に関する国民の知る権利を担保することが示されており、ASN の役割として、1) 原子力安全と放射線防護に関する規制機関としての活動に加え、2) 原子力安全に関する国民の知る権利を担保するための情報公開に関する活動を実施することが規定されている。ASN は上記の自身の役割のため、原子力安全に関する各種の情報提供やコミュニケーション活動を実施するが、原子力安全・情報開示法では、その具体的な枠組みとして、原子力基本施設（INB）を有する地域に地域情報委員会（CLI）を設置することを規定しており、その CLI 自身による活動費の支給についても規定している。また、CLI による活動のような地域における情報提供やコミュニケーション活動とは別に、中央側に原子力安全の情報と透明性に関する高等委員会（HCTISN）を設置することも規定しており、全国レベルでの活動が展開される。上記の広く一般的な原子力安全に関する活動に加え、原子力安全・情報開示法及び INB 等デクレで規定される 3 つの許可段階のそれぞれで、申請内容に関して地元との協議や公衆意見聴取を行うことが規定されている。

以上のように、原子力安全の規制の枠組みにおいて、情報に関する国民の知る権利が担保され、その活動を主体的に管理する責務は原子力安全当局である ASN にある。また、安全規制の枠組み以外にも、実施主体である ANDRA には、当然のことながら放射性廃棄物管理に関する情報を広く提供する役割が 2006 年放射性廃棄物等管理計画法に定められており、また図 2.2-2 に示す放射性廃棄物処分事業に関する各種組織・機関が適宜評価の実施・評価レポートの公開などの各種情報提供活動を行うこととなっている。



注) ・原子力庁 (CEA) は、法的にはANDRAと同様に商工業的性格を有する会社であるが、実務的には原子力関連研究や新技術開発等の実施面で中央政府に近いことから上記体制図では中央政府側に位置付けている。
 ・ANDRA及びCEAは廃棄物管理に関する研究開発状況を国家評価委員会 (CNE) に報告する。CNEは毎年その進捗状況を評価して報告書を作成し議会に提出する。議会はこれをOPECSTに内容確認を付託して公表する。

図 2.2-2 フランスにおける放射性廃棄物処分事業の実施体制

2.2.9 段階的意思決定 (定期的な安全レビュー (PSR) の扱いを含む)

原子力安全の規制の枠組みにおいて、原子力安全・情報開示法及び INB 等デクレは、放射性廃棄物処分施設について、1)設置許可、2)操業許可、3)操業停止及び監視段階への移行許可の3つの許可段階を規定している。更に、定期的な安全レビューの実施規定に基づき、許可保有者は定期的な安全レビューを行い、その結果に応じて規制当局は新たな技術的規定を下すことも可能である (BAT の導入の可能性を示唆)。

現在の計画では、1)に関して実施主体である ANDRA は、2014 年に設置許可申請を提出する。一方で、原子力安全の規制の枠組みとは別に、2006 年管理計画法は、実施主体による設置許可申請後に、可逆性の条件を定める立法を予告しており、原子力規制当局は、ANDRA による 2014 年の設置許可申請の評価 (審査) を、立法化される可逆性の条件も踏まえて行うこととなる。更に、管理計画法は、処分場の最終閉鎖に関して、「新法」により許可を発給することを規定している。

上記のように、フランスの地層処分事業に関しては、原子力安全の規制枠組みのもとでの 3

段階の許可段階に加え、民意を代表する議会の立法による、2段階の意思決定段階が組み込まれている。議会立法による民意の反映は、将来世代に判断を委ねるというフランス特有のシステムであり、地層処分に関しては、そのような考えを担保するために可逆的な地層処分概念が取り入れられている。

2.2.10 可逆性と回収可能性

2006年の管理計画法において、設置許可では処分の可逆性を確保しなければならない最低期間（100年）を定めており、可逆性の条件は設置許可申請後に新法により規定されることになっている。

1991年フランス放射性廃棄物研究法は、地層処分場のフィージビリティ調査に、可逆性アプローチの検討を含めるように求めている。地下研究所(1992-1998)のサイト選定段階の間、可逆性は公衆受容と意思決定にとって重要な課題であることが明らかになった。その後、2006年の管理計画法において可逆性のある地層処分が管理の基本方針とされた。

段階的意思決定プロセスは、フランスの技術的及び法的プログラムに取り込まれている。前述のように処分施設を作るための許可は、法により定められた可逆性の要件を満たさない限り発給されない。最終的な閉鎖は、制定される新法によってのみ許可されることになる。

2.2.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

フランスにおいて、高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等については、特に規定は存在しない。

しかし、公用廃止以降でも、脅威が確認された場合には、原子力安全機関（ASN）は、原子力安全情報開示法第29条において、事業者に必要な評価や措置の実施を命ずることができることが規定されている。

2.2.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

原子力安全・情報開示法及びINB等デクレでは、閉鎖後段階におけるモニタリング・監視に関する規定は、段階的な許認可段階における申請書類としての提出以外に、その内容等の具体的な規定は無い。段階的な許認可段階の一つである操業停止及び監視段階への移行許可申請では、廃棄物の受け入れ終了後に計画されている作業に関する文書（作業後に

必要となる監視措置とその維持について詳述する)が提出書類に含まれている。

現行の安全規則(安全指針)においては、地層処分を対象とした安全指針及び中深度処分を対象とした安全性の一般方針では、施設設計における考慮事項として、将来の閉鎖後段階におけるモニタリング・監視の実施可能性を示唆する程度の内容となっている。これらの安全規則では、地層処分及び中深度処分は隔離型の処分であることが明示的であり、処分施設の閉鎖後監視や制度的管理に依存するものであってはならないことが示されている。

2.2.13 受動的な制度管理(文書・マーカ等の記録の管理等)¹⁾

原子力安全・情報開示法及び原子力基本施設(INB)及び原子力安全・放射性物質輸送管理に関するデクレでは、記録の保存及びマーカに関する規定は無い。現行の安全規則(安全指針)においては、地層処分を対象とした安全指針及び中深度処分を対象とした安全性の一般方針では、安全評価の枠内の人間侵入シナリオの扱いにおいて、それぞれ次のように示している。

- 地層処分：記憶の維持措置による人間侵入阻止期間を500年としている。
- 中深度処分：人間侵入の状況が発生する段階について、処分の記憶の保持段階を超えた段階としている。

上記のような安全評価シナリオの扱いとしての記憶の保持段階(期間)の記述は、同安全規則(安全指針)において、そのための活動や取り組みの実施を直接的に要求するものではないが、例えば、地層処分に関しては、その記憶の保持期間について、記憶保存のために使用することのできる措置や規則による制度的な書類等の永続性に依存するとしても、500年という期間を設定することが妥当としている。このことは、逆に言えば、500年間の記憶保存を担保できる措置を事業者に要求しているとも理解できる。

2.2.14 併置処分(性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む)

フランスでは、Dossier2005で示された粘土層を対象とした地層処分概念において、深度500m前後の粘土層内に高レベル放射性廃棄物と長寿命中レベル放射性廃棄物を併置処分することとなっているが、併置処分に関しての特別の規定は無い。

2.2.15 暫定保管・長期保管

フランスでは、地層処分、放射性核種分離・変換に加え、放射性物質ないし放射性廃棄物を一時的に保管する中間貯蔵が、処分のオプションの1つとして研究されている。中間貯蔵は、地層処分、核種分離・変換と共に1991年放射性廃棄物管理研究法に基づいて研究が開始され、後に管理計画法において、ANDRAの内部に、中間貯蔵施設の設置を目的とした基金が設置されること、及び引き続き必要なあらゆる研究活動を実施することが規定されている。

フランスにおける中間貯蔵の定義は、「回収することを前提に、これらの物質をこのために地表又は浅地中に特別に整備した施設内に一時的に貯蔵することをいう。」としている。またフランスにおけるこの中間貯蔵の目的は、地層処分を実現する上で、ある種の柔軟性を得ることで、最終的に地層処分を実現することに資するものであるとされている。

中間貯蔵は、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デクレにおいて、環境法典L.542-1-2条にて示される、放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画の規定に適合するものでなければならないとされている。環境法典L.542-1-2条において、中間貯蔵では処理を待つ放射性物質または処分を待つ最終放射性廃棄物を貯蔵することが定められており、発生する放射廃棄物の生成計画に基づき貯蔵期間が定められるとしている。

2.2.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

フランスの放射性廃棄物処分に係る法制度においては、損傷燃料・溶融燃料に特別に言及している規定は存在しない。

(2.1 参考文献)

- 1) Decret 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)

2.3 スウェーデンにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

地層処分、余裕深度処分相当の処分場に適用される安全基準・指針等には表 2.3-1 に示すものがある。これらのうち、処分の長期安全性に関しては、SSM が策定している規則と一般勧告である⑤と⑦が特に重要である。

表 2.3-1 スウェーデンにおいて放射性廃棄物処分に関する安全基準・指針等

名称	安全規制面の概要
① SFS1988:808 環境法典	<ul style="list-style-type: none"> ・持続可能な開発を推進し、現在及び将来世代の健全な環境確保を目的とする。適用対象には、原子力活動及び放射線を伴う活動も含む。 ・事業者の一般配慮事項を定めるほか、環境影響評価、地元との協議に関する要件を含む。
② SFS 1984:3 原子力活動法	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全を規制する基本法。原子力施設の定期安全レビューの規定条項を含む。
③ SFS 1988:220 放射線防護法	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線の有害な影響から人、動物、環境を守ることを目的とする。原子力活動も適用を受けるが、放射線防護法単独の許認可は不要である。
④ 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 (2008年10月3日決定) 2010年11月25日一部改訂	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設一般に適用される。組織マネジメント、設計の基本原則、安全評価の実施/審査、廃棄物管理、SSM への報告事項、文書化と記録保存、廃止措置計画などに関して、規制当局の有効な監督業務の実施に必要な措置を定める。
⑤ 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12月19日決定)	<ul style="list-style-type: none"> ・閉鎖後に配慮した上での処分施設の設計、建設、安全解析及び安全報告書に関する固有の要件を規定。バリアシステムに関する定性的要件、シナリオの定義と分類、安全評価で扱う時間尺度、安全報告書で取り上げるべき事項などを含む。
⑥ SSMFS 2008:22 原子力施設における放射性廃棄物及び原子力廃棄物の取り扱いに関する放射線安全機関の規則 (2008年12月19日決定)	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物管理の計画立案と品質保証、放射性廃棄物の文書化と登録、規制当局への報告など、処分前管理に関する事項を規定。
⑦ 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12月19日決定)	<ul style="list-style-type: none"> ・最終管理における人間と環境の保護に関する基本的要件を定める。利用可能な最善手法 (BAT) と最適化、リスク基準と最大被ばく集団、リスク解析の対象期間、順守証明などに関する規定を含む。
⑧ SSMFS 2008:38 原子力施設に5における文書保存に関する放射線安全機関の規則 (2008年12月19日決定)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設における業務に関連して作成あるいは受領する文書の保存に適用される。ただし、閉鎖後制度的管理を意図した規則ではない。

2.3.1 立地選定段階における規制側の関与

スウェーデンは立地調査段階の効率化をねらい、国会が1970年代に放射性廃棄物の最終廃棄処分地を選択し提案する責任と権利は原子力発電事業者（4社が共同で設立したSKB社）にあると決めた。従って規制機関の関与は最終段階のみであり、SKB社の提案を受け入れるかどうか決定するので、事前準備やすべてはSKB社に一任されている。

スウェーデンにおいては、放射性廃棄物の処分施設の立地に係る規準、サイト調査の実施指針等に相当する法的な拘束力をもつ文書として規制機関が定めているものはない。このことは、2001年当時の規制当局SKIが取りまとめた「スウェーデン核燃料・放射性廃棄物管理会社のRD&Dプログラム98補足書に関する審査文書」(SKI Report 01:32, p. 15)においても言及されている。スウェーデンの放射性廃棄物管理の安全確保のアプローチは、「許可保有者の責任を明確にし、その責任を希薄化しないようにするために、規制監督機関が定める規則では、その達成に向けた詳細な方法を指示するのではなく、達成すべき要件を定義する」という方法であり、個々の許可保有者に対して「各自の解決方法を策定し、それによって達成される安全レベルを規制監督機関に提示しなければならない」ことを要求する形式の規制方法である（「」内は廃棄物等安全条約スウェーデン報告書より抜粋）。

このような規制方法の違いから、スウェーデンでは、立地に係る選定基準や調査実施指針等は実施主体側が作成し、それらを規制側が審査、承認する方法で処分事業が進められている。具体的には、原子力活動法に基づき、SKB社は3年毎に「研究開発実証プログラム」を取りまとめ、その内容を放射線安全機関(SSM)が審査し、政府の承認を受ける。(政府の承認は、政府決定という文書で公表される)。SSMは政府に対して、政府が決定文書で示すべき判断や付すべき条件を提案する。

サイト選定の方法と基準について、その最初のもは、SKB社が1992年に取りまとめた『研究開発実証プログラム92』の審査プロセスにおいて、政府による同プログラムの補足要求に応える形で、SKB社によって1994年に策定されている。SKB社は、1994年に『研究開発実証プログラム92の補足』という報告書で、サイト選定方法と基準を提示し、規制機関及び政府の承認を得た。

SKB社は、1992年から地層処分場のサイト選定を開始したが、並行して立地の背景資料を評価するための方法論を開発するための作業を継続した。この成果は、2000年にSKB社の報告書『KBS-3処分場は母岩にどのような要件を課すか 立地とサイト評価に関する

地球科学的な適性指標と基準』(SKB TR-00-12)として取りまとめられた。新たに整理されたサイト選定の基準は「研究開発実証プログラム 98」の審査時における政府による補足要求事項に応えるために SKB 社が 2000 年末に取りまとめた報告書 (SKB TR-01-03) に盛り込まれ、規制機関の審査を受けている。SKB 社の TR-01-03 報告書は「サイト調査段階に先立つ、手法、サイト選定及びプログラムの総合的説明書」というタイトルであるが、この文書は研究開発実証プログラム 98 の審査で政府によって要求された説明書であることから、「研究開発実証プログラム 98 補足説明書」と呼ばれることがある。

SKB 社は 2007 年までに候補地のフィージビリティ調査、サイト調査と環境影響評価を実施し、2009 年 6 月にエストハンマル自治体のフォルスマルクを処分場として選定した。SKB 社が 2006 年 10 月に取りまとめた SR-Can 安全評価報告書『フォルスマルク及びラクセマルにおける KBS-3 概念処分場の長期安全性－最初の評価』(TR-06-09) に対して、規制機関である原子力発電検査機関 (SKI) 及び放射線防護機関 (SSI) が合同でレビューを行い、2008 年 3 月にレビュー報告書を公表している。

- SKI Rapport 2008:19 / SSI Rapport 2008:04 :

SKI:s och SSI:s gemensamma granskning av SKB:s säkerhetsrapport SR-Can
(2008 年 3 月) [スウェーデン語版]

- SKI Report 2008:23 / SSI Report 2008:4e :

SKI' s and SSI' s review of SKB' s safety report SR-Can (2008 年 3 月) [英訳版]

レビュー報告書において SKI/SSI は、SR-Can のレビューを「規制当局と SKB 社の事前協議プロセスの一環として行われたもの」との認識を表明している。

本レビュー報告書は、SKB 社が処分場建設予定地を 1 カ所に絞り込む前 (地上からのボーリング調査が行われるサイト調査の実施期間中) に公開されたものである。その後 2009 年に処分場建設予定地がフォルスマルク 1 カ所に絞り込まれ、SKB 社は 2011 年 3 月に処分場を立地・建設する許可申請を行った。許認可申請書 SR-Site では、SKI/SSI の SR-Can に対するレビュー報告書での指摘事項に対応した形で安全評価が実施されている。

SKI/SSI はレビューの観点として以下の 3 つの観点を挙げ、各観点について独立したレビューを行うために 3 つの国際レビューチームを組織し、レビューを委託している。

1. サイト調査データの統合

2. 人工バリアの設計

3. 安全評価方法

SKI/SSI は、サイト調査対象自治体（エストハンマルとオスカーシャム）、環境法典に基づく審査（環境裁判所での審理）に関与する環境団体にも SR-Can に対する意見提出を依頼している。これらの意見を踏まえて、SKI/SSI は独自の評価を行って約 150 ページのレビュー報告書を取りまとめている。なお、SKI/SSI のレビュー報告書の中心は、SKB 社の SR-Can に対するコメントであるが、国際レビューチームから受けたコメントに対する見解（同意見とするもの/同意しないものの両方）も表明する形式をとっている。

SR-Can が正式な許可申請に係わる安全評価ではなく、サイト記述が 2 カ所でのサイト調査（地上からのボーリング調査）の初期段階時点で得た限りのデータに基づいた限定的かつ予備的なものであることに留意して、サイト記述モデルについては詳細なレビューや規制独自の解析を行っていない。また、2 カ所でのサイト候補地の優劣に結びつく判断を避けているほか、SKB 社が提案する処分概念（KBS-3）に基づく処分場の安全性や放射線防護に関する判断も差し控えている。

SKI/SSI は、全体を通したレビュー結果の結論を以下の 5 つに要約している。

1. SKB 社の安全評価の方法論（ロジック）は、全体としては適用される規則に従ったものであるが、方法の一部は許可申請に向けて更に開発することが必要である。
2. SKB 社による SR-Can での品質保証は、許可申請の目的としては不十分である。
3. 緩衝材の浸食など、計算されたリスクに対して潜在的に大きく影響する決定的プロセスについて、知識基盤を強化することが必要である。
4. 処分場構成要素に仮定している初期特性と、それらの製造、試験、操業の品質保証手順との関連に関する説明は、許可申請前に強化することが必要である。
5. 処分場からの早期放出に関する潜在的可能性について、より詳細な報告が必要である。

2.3.2 評価期間の考え方

SSMFS 2008:21 規則では、安全評価の評価期間は「少なくとも 1 万年」と規定されている。評価期間の上限にしては、SSMFS 2008:21 規則及び SSMFS 2008:37 規則のいずれにおいても、具体的な規定は行われていないが、SSMFS 2008:37 の一般勧告では、リスク解析の対象となる期間の設定を「すべき」であるとの表現で指針を示している。廃棄物の種

類によって評価期間の上限は以下のように異なっている。

1. 使用済燃料または他の長寿命原子力廃棄物の処分場については、十分に予測可能な外的影響(strains)を解明するために、リスク解析は少なくとも約 10 万年、または氷期 1 サイクルに当たる期間を含むべきである。リスク解析の期間は、最大でも 100 万年とし、処分場の防護能力の改良可能性についての重要な情報をもたらす限りの期間まで拡張されるべきである。
2. 前号で示された以外の放射性廃棄物の処分場については、リスク解析の期間は、最大でも 10 万年とし、少なくともリスク及び環境影響の観点から最大の結果が生じるまでの期間を含むべきである。利用されたリスク解析の上限期間は、説明がなされるべきである。

SSM 規則及び一般勧告では、100 万年を超える期間を対象とした安全評価は要求されていない。

2.3.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

SSMFS 2008:21 規則 (第 6 条) 及び SSMFS 2008:37 規則 (第 4 条) のいずれにおいても、BAT を要求する規定がある。最適化の要求は、SSMFS 2008:37 規則 (第 4 条) で規定されている。

SSMFS 2008:21 規則及び SSMFS 2008:37 規則での BAT 要求の規定は、スウェーデンの環境政策の根拠法である環境法典 (Environmental Code、1998 年制定) に由来するものであり、規制機関は環境法典に盛り込まれている「配慮義務」を事業者に課すために、SSM 規則において規定を行っている。「配慮義務」は原子力活動法あるいは放射線防護法で直接的に要求されているものではない。

2.3.4 人間活動の影響

処分場に対する将来の人間活動の影響の評価については、SSMFS 2008:37 の一般勧告で指針が示されている。この一般勧告では、「処分場に対して人間が与える偶発的な影響に関する複数のシナリオが提示されるべき」とし、それらのシナリオは、「処分場へのボーリングに関連して生じる人間の直接的な侵入を扱った 1 ケース、並びに、例えば処分場内及びその周囲の地下水の化学的な性質または水理条件の変化のような、処分場の防護能力の低下に間接的に繋がるその他の活動を扱った複数の事例を含むべき」としている。

SSMFS 2008:21 の一般勧告ではシナリオの分類（3 分類）の考え方が示されており、このうち「残余シナリオ」に属するシナリオとして、「処分場に侵入する人間が受ける損害を解明するケース、及び閉鎖されていない処分場が監視されずに放置された結果について解明するケースも含まれるべき」としている。

2.3.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

(1) 線量・リスク基準の規定内容

SSMFS 2008:37 規則ではリスク基準を採用しており、「閉鎖後の有害な影響に係る年間リスクが、最大のリスクを受けるグループの代表的個人について 10^{-6} を超えないように設計しなければならない」と規定されている。同規則の一般勧告では「最大のリスクを受けるグループ」の決定方法について指針が示されており、このグループの決定すること自体が「処分場の防護能力の定量化手段」の一つであるという考えが述べられている。

このリスク基準の適用について、同規則の一般勧告では、約 10 万年までは定量的なリスク解析に基づく報告をすべきとしており、リスク基準の適用は約 10 万年までとする考え方である。

(2) 代替指標に関する規定内容

SSMFS 2008:37 の一般勧告において「規則で定められている個人リスクに関する基準に対して、計算されたリスクの値を厳格かつ定量的に比較することは意味をなさない」との SSM の考えを述べている。SSM は定量的な比較の代わりに、「処分場の防護能力の評価はバリア機能、放射性核種フラックス及び環境における濃度のような、処分場の防護能力の関する複数の補完的指標」を用いて、計算されたリスクに関する考察に基づくべきであると勧告している。

2.3.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

SSMFS 2008:21 規則及び SSMFS 2008:37 規則では、不確実性に関する報告が要求されているが、その方法に関する具体的な規定はない。不確実性の取扱いについては、それらの規則の一般勧告において指針が示されている。

SSMFS 2008:37（リスク基準を示す規制文書）の一般勧告では、SSMFS 2008:21 で示されている不確実性のカテゴリについて、体系的な方法で評価して報告すべきとしている。

SSMFS 2008:21 の一般勧告で述べられている不確実性のカテゴリを以下に示す。

- 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徴、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、化学的状態）。

SSMFS 2008:21 の一般勧告において SSM は、「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」と指摘している。

2.3.7 セーフティケースの内容とレビュー

スウェーデンの放射性廃棄物処分の規制機関である放射線安全機関（SSM）が定めている規則では、「セーフティケース」という用語は使用されていない。SSM の規制文書では、「安全報告書(Safety Report)」という用語が使用されており、これは IAEA の用語「安全解析書(Safety Analysis Report)」に相当するものとされている（SSMFS 2008:1 規則の第 4 章第 2 条の脚注を参照）。

SSMFS 2008:1 規則の規定では、安全報告書の作成時期は「施設が建設される以前」に予備的安全報告書を作成し、「試験操業が開始される前」に更新、施設の通常操業に安全報告書を補足することになっており、各段階で放射線安全機関の審査及び承認を受けることになっている。さらに、原子力施設の安全性に関する統合解析及び総合評価は、少なくとも 10 年に 1 度実施しなければならない（同規則の第 4 章第 4 条、原子力活動法第 10a 条を参照）ことになっており、定期的な安全報告書の見直しを要求する規定がある。

2.3.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

「社会・ステークホルダーとのコミュニケーション」に関連する規定は、法律レベル（原子力活動法）で規定されており、放射線安全機関（SSM）が策定している規制文書（規則

及び一般勧告)には関連規定はない。

スウェーデンでは、原子力施設の許可審査では、原子力活動法に基づく許可審査だけでなく、スウェーデンの環境政策の根拠法である環境法典 (Environmental Code、1998 年制定) に基づく許可審査も並行して実施されることになっている。社会・ステークホルダーとのコミュニケーションは、環境法典に基づいて実施されるものであり、原子力施設のみで特化して実施されるものではなく、一定規模以上のあらゆる事業施設について実施される。原子力活動法においては、2001 年の法改正により、環境法典の適用を受けること (すなわち、環境影響評価の実施) を規定する条項 (第 5b 条) が盛り込まれた。

環境法典第 6 章に基づいて実施される環境影響評価手続きでは、環境影響評価書を作成するのみならず、その作成に先立って関係各所との協議が必要となっている。協議先には、県域執行機関 (訳注: 国の地方出先機関)、監督機関、その他の国の公的機関、並びに特に影響を受けることが予想される個人のほか、自治体、市民、影響を受けることが予想される団体とされている。環境影響評価書に記述する事項は、環境法典第 6 章第 7 条で規定されている。

2.3.9 段階的意思決定 (定期的な安全レビュー (PSR) の扱いを含む)

放射線安全機関 (SSM) が策定している規制文書 (規則及び一般勧告) には段階的意思決定に関連する規定はない。

スウェーデンでは、1984 年に制定された原子力活動法において、原子力発電事業者が使用済燃料及び原子力廃棄物を安全な方法で処分する責任をもつことが明確化され、処分に必要となる技術開発、サイト選定などについて計画を策定して実施する責任がある。処分事業の実施計画や処分場のサイト選定は、処分実施主体が 3 年ごとに策定する「研究開発実証プログラム」に基づいて進められることになっている。このプログラムは、規制機関等による審査及び評価を受け、最終的に政府の承認を受ける。研究開発実証プログラムの審査において、規制機関は、処分場サイト選定の調査が行われている自治体などにもプログラムを送付して意見を収集し、規制機関自身に取りまとめて政府に提出するレビュー報告書に反映させている。

スウェーデンでは、使用済燃料及び原子力廃棄物の処分方法 (地層処分を採用するという方針) の国レベルでの正式な決定は、その実施場所との組み合わせた形で、処分場の立地・建設の許可申請の審査で行われることになっている。それまでの準備段階では、処分

実施主体の処分事業実施計画（研究開発実証プログラム）を 3 年ごとの審査が実施されることから、これが段階的意思決定のプロセスに相当するものとなっている。

操業中の原子力施設に対する定期的な安全レビューに関しては、法律レベル（原子力活動法第 10a 条）で要求されている。原子力施設の安全性に関する統合解析及び総合評価は、少なくとも 10 年に 1 度実施しなければならないことになっており、定期的な安全報告書の見直しを要求する規定がある（SSMFS 2008:1 規則の第 4 章第 4 条、原子力活動法第 10a 条を参照）。

2.3.10 可逆性と回収可能性

スウェーデンでは、処分事業の可逆性や処分された廃棄物の回収可能性を定めた法的要件はない。ただし、SSMFS2008:37「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」第 8 条、及び SSMFS2008:21「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」第 8 条の規定において、処分された廃棄物への接近を容易にする、あるいは困難にする措置をとる場合、その措置による処分場の防護能力に対する影響や安全性に対する影響について、SSM への報告を求めている。規則での要求の仕方から、SSM は回収を予期しなければならないことも、不要とすることも要求していないというスタンスである。

規則での要求表現は、SSMFS2008:21 規則の「設計と建設」の見出し以下の条項において「処分された核物質または原子力廃棄物の監視または処分場からのそれらの回収を容易にするための措置、または処分場への侵入を困難にするための措置については、それらの措置が安全性に与える影響を解析し、放射線安全機関に報告しなければならない」（SSMFS2008:21 規則第 8 条）としている。SSM は、回収（及び必然的に人間侵入）と関係する設計配慮を禁止しているわけではない。このような措置が処分場の安全性に少しまたは無視できるほどの影響しかないこと、または措置が講じられなかった場合に比べて安全性の改善をもたらすことを安全報告書に明示することを求めている。

2.3.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

SSM2008:1 規則では、「施設を建設する前には、その施設の将来の廃止措置に関する準備計画を立案しなければならない」と定めており、当該施設が操業されている限り補足及

び更新されなければならないが、10年ごとに放射線安全機関に報告することを要求している。

実際に施設を解体する際には、事業者は事前に廃止措置計画を更新し、安全報告書と統合しなければならないと定めている。この改訂した安全報告書はSSMが審査・承認を受けなければならない必要がある。

スウェーデンの法規制においては、許認可終了後の制度的管理の具体的な内容や終了判断に関する規定は未整備である。

2.3.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

スウェーデンでは、処分場閉鎖後における制度的管理のうち、モニタリング・サーベイランス等の能動的な管理に関する規定は未整備である。

2.3.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

スウェーデンでは、処分場閉鎖後における制度的管理のうち受動的なものに関する規定としては、記録の保存に関するものがある。マーカー・標識、土地利用制限に関するものは、未整備である。

(1) 記録の保存に関する規定内容

原子力施設に関する記録の保存については、SSMFS 2008:38「原子力施設の記録保存に関する放射線安全機関の規則」において規定されている。この規則では、施設の場所、設計、廃棄物のインベントリに関する文書は、100年以上保管することを規定している。関連の記録は、施設の廃止または閉鎖の際に国及び地方の公文書館に移される。SSMの文書は、アーカイブス法（1990:7）及び国立公文書館が定めた規則により、国立公文書館に定期的に保管される。

また、SSMFS2008:37「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」には、処分場に関する記録の保存は、将来の人的影響のリスクを低減しうるものであるとし、記録を保存する戦略については、処分場閉鎖前に措置を講じるように策定すべきとしている。

(2) マーカー・標識に関する規定内容

マーカー・標識の設置に関する要件は未整備である。

(3) 土地利用制限に関する規定内容

処分場閉鎖後の土地利用に関する要件は未整備である。

2.3.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

スウェーデンの放射性廃棄物処分に係る法制度では、性状の異なる放射性廃棄物を同一処分場に埋設する際の相互影響の評価など、併置処分に係る規定はない。

スウェーデンでは、許認可（ライセンス）を受けた処分場には、廃棄物の受け入れ条件が設定されるため、受け入れ条件を満足しない放射性廃棄物を後から処分できるようにするには、ライセンスの取り直しが必要である。

2.3.15 暫定保管・長期保管

スウェーデンの放射性廃棄物処分に係る法制度では、暫定保管—「回答、高レベル放射性廃棄物の処分について」（日本学術会議、2012年9月11日）で見られる用語—に相当する概念は記載がない。

原子力施設内での放射性廃棄物について SSM は、「原子力施設における放射性廃棄物及び原子力廃棄物の取り扱いに関する規則」(SSMFS 2008:22)を定めている。この規則では、施設にある全ての廃棄物、施設で発生する廃棄物または施設に持ち込まれる全ての廃棄物について、それらの取り扱い及び最終処分の計画を策定し、SSM に事前に報告することになっている。同規則では、最終処分のために払い出す廃棄物に対してのみならず、施設内で 2 年以上保管する廃棄物についても、その保管パッケージごとに記録を作成するよう要求している。同規則には、保管パッケージの耐久性などに関する規定はなく、最終処分の計画と記録作成に関する要件のみを定めているにすぎない。2 年以上の保管について、保管パッケージの記録作成を求めているに留まるため、この要件を「長期保管」に関する規定と考えるには無理がある。

2.3.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

スウェーデンの放射性廃棄物処分に係る法制度では、損傷燃料・溶融燃料に特別に言及している規定はない。

2.4 フィンランドにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

地層処分相当の処分場の種類と適用される法令、安全基準・指針等をまとめて表 2.4-1 に示す。

フィンランドの放射性廃棄物処分の安全規制に係る安全基準・指針等としては、原子力利用全般についての法令である原子力法(990/1987)及び原子力令(161/1988)が整備されている。また、使用済燃料の処分に関する一般安全規則として 1999 年に「使用済燃料処分の安全性に関する政府の決定(478/1999)」が、また低中レベル放射性廃棄物処分に係る一般安全規則として 1991 年に「運転廃棄物処分施設の安全性のための一般規則に関する閣議決定」が策定されていた。その後これら 2 つの一般安全規則は 2008 年に「原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令」として改訂・統合された。

さらに、使用済燃料の処分に関する詳細安全規則としては 2001 年に「YVL 8.4 使用済燃料処分の長期安全性の指針」が、低中レベル放射性廃棄物処分に係る詳細安全規則として「STUK YVL 8.1: 原子力発電所の操業からの低中レベル放射性廃棄物の処分」が策定されていたが、これらについても 2013 年 12 月に新しい詳細安全規則「STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分」に改訂・統合された。

表 2.4-1 放射性廃棄物処分に適用される法令、安全基準・指針等

処分場の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
使用済燃料処分場	オルキルオトに建設予定の処分場	一般安全規則： 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令
低中レベル放射性廃棄物処分場	オルキルオト処分場 ロヴィーサ処分場	詳細安全規則： STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分 【根拠法】原子力法 ・第 7q 条、第 7r 条

(1) 原子力法 (1987 年)

原子力法は、フィンランドにおける原子力の利用、原子力廃棄物管理、原子力利用の許可及び管理、管轄政府機関に関する一般規則について規定している。2008 年に改定が行われ、第 2a 章として第 7a 条から第 7r 条までの「安全性に関する要件」に関する 18 の条文が追加された。原子力廃棄物管理に関連する事項としては以下が含まれる。

- 政府による原則決定
- 原子力廃棄物管理

- 原子力廃棄物のための資金提供
- 原子力問題の管理・監督機関

(2) 原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令（2008年）

原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令（736/2008）（以下、政令（736/2008）という）は、岩盤内に建設される区域における、原子力施設から発生する使用済燃料及びその他の原子力廃棄物の最終処分に関して定めている。政令は第1章～第8章に分かれ、それぞれの章にいくつかの条文を含み、合計で23条の条文から構成されている。原子力廃棄物処分に係る放射線防護、原子力廃棄物施設の設計、安全評価方法についての規定が含まれている。

同政令では、原子力廃棄物の種類について500年経過後の放射能濃度に基づいて「長寿命廃棄物」と「短寿命廃棄物」という分類を規定している。

(3) STUK YVL D.5 原子力廃棄物の処分

新しい指針であるYVL D.5は、政令（736/2008）と同様に岩盤内に建設される区域における、原子力施設から発生する使用済燃料及びその他の原子力廃棄物の最終処分に関して定めている。政令と同様に指針はセクションが1～8まであり、放射線防護、処分方法の計画策定、処分施設の設計及び実施方法、処分施設の操業、安全要件の遵守証明、規制面での管理に分かれている。また、セーフティケースに関する規定が同指針の最後に附属書として添付されている。

2.4.1 立地選定段階における規制側の関与

フィンランドでは1983年の政府原則決定により使用済燃料の最終処分場のサイト選定が開始された。この中で、実施主体は1985年末、及び1992年にそれぞれサイト確定調査と概略サイト特性調査の取りまとめを実施することが決定された。また、実施主体が、翌年に実施する研究の計画書、及び前年に実施した研究活動の報告書を貿易産業省とSTUK、環境省に提出することも定められた。1983年政府原則決定の一部抜粋を以下に示す。

放射性廃棄物管理の分野における研究、調査及び計画策定を行う際に遵守すべき目標に関する政府による原則決定(1983.11.10)〔廃棄物管理目標の原則決定（1983.11.10）〕
 （中略）

さらに、サイトの選定、処分場の設計、安全評価に必要な研究調査の実施においては、一連の達成目標を定めた以下のスケジュールに従わなければならない。

(1) 1985 年末までに、複数の候補地における概略サイト特性調査で利用するために、利用可能な地質学的情報及びその他の科学的情報を明らかにすることを前提目標として、それらに関する調査結果の取りまとめを実施しなければならない。さらに、使用済燃料に関する処分技術計画を補足して、更新しなければならない。

(2) 1992 年末までに、概略サイト特性調査をこれらの候補地で実施し、詳細サイト特性調査を実施する最適な候補地を複数選定し、さらに様々なサイト候補地から得た情報を考慮して処分技術計画を補足しなければならない。

(3) 2000 年末までに、安全確保及び環境保護の要件の観点から一つのサイトが選定され、同サイトにおける処分技術計画が取りまとめられることを前提目標として、詳細サイト特性調査を上記で選ばれた複数の候補地で実施しなければならない。

(中略)

2. 許可保有者は毎年、共同または個別に、翌年に実施する研究の計画書、及び前年に実施した研究活動の報告書を、その評価を受けるために貿易産業省に提出しなければならない。研究計画書及び活動報告書は、環境省及び放射線・原子力安全性センターにも送付されなければならない。年次研究計画書には、今後 5 年間の研究実施計画の概要も記述しなければならない。貿易産業省は、必要である場合、計画書及び報告書の提出間隔を 1 年以外の期間に定めることができる。

1985 年に当時の実施主体であった TVO 社は、サイト確定調査によりフィンランド全土から概略特性調査地域の候補地域として 101 (+1) 箇所を選定した結果を取りまとめて当局へ提出した。(オルキルオトは沿岸域のため、101 箇所とは別の調査が行われて選ばれた)

ポシヴァ社による資料¹⁾では STUK は 1985 年の TVO 社による取りまとめに対して予備サイト調査地域の選定には可能な限り様々な地質環境を代表する地域を含めるべきであるとの見解を示している。STUK によるレビュー結果は資料²⁾として示された。

1992 年に TVO 社は概略特性サイト調査を実施した 5 ヶ所から 3 ヶ所を次の詳細サイト特性調査の対象サイトとして選定した。またこれに伴い安全評価書 TVO-92 を公表した。OECD/NEA の資料³⁾によれば、STUK は、TVO-92 に対する評価を実施した⁴⁾。また、この評価は北欧諸国の規制機関による勧告⁵⁾に基づいて行われたとしている。

なお、ポシヴァ社は 1996 年に使用済燃料処分の中間安全評価報告書 TILA-96⁶⁾ を公表した。1983 年政府原則決定では 1996 年段階でのサイト選定の取りまとめ実施についての記述はされていなかったが、TILA-96 によれば、1992 年の TVO 社の報告書と計画に対する STUK のレビューにおいて、1996 年末までにサイト調査、サイト特有の処分施設計画、及び安全評価についての中間報告書を当局まで提出することを勧告されたことに従って、安全評価の中間報告書の位置づけで TILA-96 が作成されたとしている。

STUK は TILA-96 についてもレビューを行っている(非公表)。なお、このレビューに

においても STUK は北欧北欧諸国の規制機関による勧告 5)に基づいたとしている 3)。

1987 年に原子力法が改正され、重要な原子力施設の立地に関する原則決定手続の制度が導入された。原則決定手続きでは雇用経済省が STUK から申請書に対する予備的安全評価を得ることが規定されている。

原子力法 (990/1987)

第 12 条 原則決定のための申請と必要な文書

原則決定は、政府に対する申請書の提出をもって行われ、雇用経済省は、その申請書についての放射線・原子力安全センターからの予備的安全評価書、環境省からの声明書、ならびに施設のサイトとして予定されている自治体議会及び隣接自治体からの声明書を取得しなければならない。

ポシヴァ社は 1999 年に使用済燃料の最終処分地としてエウラヨキ自治体のオルキルオトを選定し、政府に原則決定の申請を行った。STUK は原子力法に基づき、原則決定申請書に対する予備的安全評価を行い、貿易産業省（現雇用経済省）に提出した。

○STUK によるコミュニケーション活動

フィンランドでは 1994 年に環境影響評価手続法が導入された。この法律の目的は、環境に対する影響の評価を深め、計画策定及び意思決定におけるこの影響の一貫した検討を促進し、同時に市民が入手可能な情報と参加する機会を増やすことであるとしている。この法律は原子力分野のみに限定した法律ではなく、一般的な作業活動を対象として制定されたものであり、原子力は対象の一分野となっている。また、この法律が制定されたことにより、1994 年の原子力令改正において、原則決定申請において、「環境影響評価手続法 (468/94)に従って作成された評価報告書、及び許認可申請者が環境被害を回避し、環境への負担を制限するために遵守する設計基準の記述」の文書を提出することが追加された。

ポシヴァ社は 1997～1999 年の期間において、環境影響評価に関連して EIA ニュースレターの配布やパブリック・イベント（催し物）の開催等の情報提供活動や、会合における自由討論を開催していた。

この時期を前後して、STUKは最終処分の安全に関連する問題について一般大衆の知見が非常に乏しく、しばしば誤っていることを示すいくつかの調査結果について懸念するようになったとしている。STUKは、使用済燃料のための最終処分場の立地プロセスにおいて地元自治体が合法的な拒否権を持っていることも考慮して、特に地元の人々及び意思決定者が正しい情報を持ち、情報及び彼らの見解が安全性を進んで強調することが重要であると考えたとしている 7)。

STUK は、地元の人々、意思決定者及びマスコミが、STUK がコミュニケーションで役割を果たすことを望んでいるかどうか、そして、そうである場合、彼らは STUK に何を期待しているかを調査する目的でヘルシンキ大学において詳細な研究を始めた⁷⁾。その結果は STUK が果たす、事前に策を講じる「審判」の役割が評価されていることを示していた。これを受けて、STUK は、口頭説明及び資料、セミナー並びに討議集会を含めて、マスコミと協力し、直接コミュニケーションをとるためのプログラムを確立して実施した。プログラム及び活動は、地元の公衆及び彼らが STUK に伝えてきた彼らの代表(選任された人々、自治体役所、市民団体及び環境団体)の研究されたニーズにのみ基づいていたとしている。長官から検査官にいたる STUK 代表は、地元及び全国のマスコミをしばしば訪れたとしている。この領域における STUK の主な目標は、処分プロジェクト自体の決定プロセスの高品質及び透明性に対する信用、及び公衆の信頼を構築することであり、廃棄物処分に対する公衆の受入れを得ることが目標ではないとしている。⁷⁾

OECD/NEA の文書[x]によれば、EIA の初期の段階からの STUK の参加が非常に評価されたこと、また、STUK の独立性及び技術能力は大多数の関係者によって評価されているように見えたとしている。

2.4.2 評価期間の考え方

原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令(736/2008)において、放射線防護に関する規定では、2つの期間を区切っており、また、評価の区分についても分けられている。

- ・ 人々が被ばくする放射線量を十分に確からしく評価できる期間であって、かつ少なくとも数千年にわたる期間(線量拘束値)
- ・ 上記期間に続く評価期間中(放射能放出拘束値)

放射能放出拘束値に関しては、評価時間軸の上限は示されていない。なお、ポシヴァ社が2012年末に提出した建設許可申請書に添付された長期安全性を立証するためのセーフティケースでは、評価期間の上限を100万年としている。関連した説明として、廃棄物に含まれる放射能がウラン鉱床と同等のレベルにまで低下することが記載されている。

2.4.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

フィンランドの原子力廃棄物処分に係る安全基準・指針の中で、処分場の最適化に関する記述はない。

BAT の規定については、政令 (736/2008) に、処分施設の建設、操業及び閉鎖の計画策定において、高品質の技術及び科学データを利用する可能性を考慮することを規定している。一方、詳細安全規則 YVL D.5 では、関連した記述はない。

2.4.4 人間活動の影響

政令 (736/2008) において、処分地における廃棄物定置区域について人間の廃棄物定置区画への侵入を困難とする深度とすることを規定している。詳細安全規則 YVL D.5 では、使用済燃料処分場については数百メートルの深度にすることを規定している。

政令 (736/2008) では発生確率の低い事象について評価することを規定しているが、ここでは人間侵入シナリオについての記述はない。一方、YVL D.5 では人間侵入シナリオとして中程度の井戸掘削、及び廃棄物パッケージ 1 体に行き当たるコア・ドリルまたはボーリングを考慮することを規定している。また、当該事象が閉鎖いから 200 年発生しないことを仮定するとしている。

2.4.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

政令 (736/2008) において、評価期間のうち、人々が被ばくする放射線量を十分に確からしく評価できる期間であって、少なくとも数千年の期間においては線量拘束値の基準 (代表的個人に対して 0.1mSv/y) を、それ以降の期間においては核種放出率の基準を設定している。また、発生確率の低い事象に関しては、放射線影響の期待値 (expectancies) の許容性を、年間線量及び核種放出率拘束値との関係で評価することを規定している。詳細安全規則 YVL D.5 では、核種放出率の基準値について定めている。また、発生確率が低い事象に関しては線量拘束値又は核種放出量と発生確率を乗じた期待値を、それぞれの拘束値に対して低くなることを、また、確定的な放射線影響 (少なくとも 0.5 Sv の線量) の発生を意味するような放射線被ばくの発生確率をきわめて低くしなければならないことを規定している。

2.4.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

政令(736/2008)では、安全解析に含まれる不確実性要因及びそれらが意味するところは別途評価されなければならないと規定している。

安全指針 YVL D.5「原子力廃棄物の最終処分」では、「安全解析に含まれる不確実性は、適切な方法によって、例えば感度解析または確率論的方法によって、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。」としている。

2.4.7 セーフティケースの内容とレビュー

政令(736/2008)において、長期放射線安全性に係わる要件が遵守されていること、さらには処分方法及び処分地が適切であることを、想定した変遷シナリオ及び長期安全性を低下させる発生確率の低い事象の両方を解析したセーフティケースを通じて、立証することを規定している。また、セーフティケースは建設許可申請前と操業許可申請時に提出し、それ以外では15年毎に更新することが規定されている。また、閉鎖時においても更新することが規定されている。

詳細安全規則 YVL D.5 では、セーフティケースで取り扱う内容について規定している。また詳細な内容に関しては YVL D.5 の附属書 A に規定されている。

2.4.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

フィンランドでは1994年に環境影響評価手続法(以下、手続法という)が制定された。この法律の目的は、環境に対する影響の評価を深め、計画策定及び意思決定におけるこの影響の一貫した検討を促進し、同時に市民が入手可能な情報と参加する機会を増やすことであるとしている。手続法では、調整機関(原子力分野については雇用経済省)が事業者から提出された環境影響評価のための計画書、及び評価書について、公報を手配すること、及び必要な見解を求め、また意見表明の場を確保するよう手配することを規定している。また、上記に加えて、事業者及び調整機関は、公告及び意見聴取の実施について他の手段を取り決めることもできるとしている。

サイト選定期間における1997～1999年に実施された環境影響評価の概要については2.4.1節のSTUKのコミュニケーションも参照されたい。当時調整機関で合った貿易産業省は手続法に沿った調整を実施したが、STUKが実施したコミュニケーション活動について

は法律には規定されていない。

2.4.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

政令（736/2008）において、処分は、特に長期安全性に影響する側面を検討しつつ、段階的に実施されなければならないと規定している。フィンランドではサイト選定段階においては、1983年の政府原則決定によって段階的なサイト選定調査が定められていた。サイトが選定された後は、処分場の建設許可と操業許可をそれぞれ事業者が取得することになっている。サイト選定段階においては、事業者（当初TVO社、その後ポシヴァ社）は次のサイト特性調査に進む段階ごとに安全解析を実施し、STUKがレビューを行った。このSTUKによるレビューは1983年原則決定、あるいは1987年の原子力法改正後は原子力法第28条と原子力令第74条に関連して実施されたと考えられる。

選定したサイトにおける処分施設の建設計画事業については原子力法によって原則決定手続きを行うことが規定されており、ポシヴァ社が1999年にオルキルオトを処分地とすることを原則決定申請したことに対し、STUKは原子力法第12条に基づき予備的安全評価を実施した。

オルキルオトが選定された後の処分場建設許可と操業許可のプロセスは原子力法及び原子力令において規定されており、STUKはそれぞれの申請書に対して安全審査をすることが規定されている。

公衆の意思決定については、原則決定プロセスに関しては、政府が原則決定を行うにあたり、当該事業に対して自治体が好意的であることを前提条件としている。また、建設許可と操業許可のプロセスにおいても、原子力法によって雇用経済省が自治体から意見を得ることが規定されているが、政府による許認可発給において、自治体が好意的であるという前提条件はない。

表 2.4-2 フィンランドの使用済燃料処分の事業段階と安全評価

	事業段階	安全評価書等
1983-1985	サイト確定調査	TVO-85
1986-1992	概略サイト特性調査	TVO-92
1993-2000	詳細サイト特性調査	TILA-96（中間報告書）

	1999年原則決定申請、2000年政府原則決定	TILA-99
2012	建設許可申請 (2014 発給見込み)	(※準備状況報告書、2009年) 予備的安全解析報告書 (セーフティケース含む)
2020	操業許可申請 (2022 発給見込み)	最終安全解析報告書 (セーフティケース含む)

2.4.10 可逆性と回収可能性

政令(736/2008)及び詳細安全規則 YVL D.5 において、回収可能性に関する規定はない。

一方で、オルキルオトに建設される予定の使用済燃料処分場に関しては、2000年の政府による原則決定で回収可能性が求められており、この原則決定で示されている回収可能性の要件は現在でも有効となっている。

回収は、将来変換技術の発展があり、必要と見なされる場合に、また、本質的には処分操業中の安全面での問題発生において必要であるとしている。

2.4.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

原子力法において、原子力廃棄物の最終処分がなされ、放射線・原子力安全センター (STUK) が永久処分されたことを確認した場合に、雇用経済省または STUK が管理義務の終了を決定する事、また、原子力廃棄物の責任が国に移ることが規定されている。詳細安全規則 YVL D.5 では、閉鎖の前提条件として、閉鎖方法に関する技術的な記述、調査・試験及びモニタリング・プログラムの成果が考慮に入れられたセーフティケースの更新、制度的管理策のための計画と原子力法の第 85 条で規定されている措置の禁止を伴う防護エリアに関する提案を含めた閉鎖計画を STUK が承認することを規定している。

2.4.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

原子力法第 32 条において、管理義務の終了の条件として、原子力廃棄物の将来の検査及び監視に関する一括料金を国に納入することが記述されている。また、同原子力法第 34 条において、最終処分後必要となった場合には、国家は、原子力廃棄物の管理及び処分場の安全確保に必要なあらゆる施策を処分場サイトで講じる権利を有すると規定している。その一方で、原子力法第 7h 条においては最終処分は長期安全性を確保する上で最終処分場の

監視が必要とされない方法によって計画されなければならないことを規定している。

また、原子力法において、原子力廃棄物が永久に処分された土地における建物を含む不動産については、STUK が、安全確保に必要な場合において、不動産に関する禁止令を出すことが規定されている。また、原子力令において、上記の禁止例に関する措置について報告することが規定されている。また、政令（736/2008）において、原子力法第 63 条（6）で記された、土地利用の禁止例に関連して、処分施設の周囲には十分な防護区域が確保されなければならないと規定している。

2.4.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

マーカーに関する規定はない。記録の保存については政令（736/2008）において、廃棄物パッケージごとに、廃棄物の種類、放射性物質、廃棄物定置区画内のパッケージの定置場所に関する情報、及び必要とされるその他の情報を含めて、保存されなければならないと規定している。また、STUK が処分施設及び処分された廃棄物に関する情報が永続的に保存されるように手配することを規定している。

2.4.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

併置処分や性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価に関する規定は存在しない。

2.4.15 暫定保管・長期保管

政令（736/2008）において、使用済燃料の十分な冷却が確保されることを規定している。

2.4.16 損傷燃料・熔融燃料の処理・処分

YVL D.3 において、処分する燃料の受け入れ基準を設定することを規定している。また、可能性のある燃料漏れ、あるいは燃料集合体の損傷については記録をすることが規定されている。

(2.8 参考文献)

- 1) McEven and Äikäs, The Site Selection Process for a Spent Fuel Repository in Finland - Summary Report, POSIVA 2000-15, 2000.
- 2) STUK, Final disposal investigations of TVO for spent nuclear fuel- general evaluation of the site identification survey. Report 540/2/C28/85 (in Finnish), 1987.
- 3) OECD/NEA, Regulatory Reviews of Assessments of Deep Geologic Repositories, Lessons Learnt, 2000.
- 4) Ruokola, E. (Ed.), Review of TVO's spent fuel disposal plans of 1992. Helsinki, Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety, Report STUK-B-YTO 121, 1994.
- 5) The Radiation Protection and Nuclear Safety Authority in Denmark, Finland, Iceland, Norway and Sweden, Disposal of High Level Radioactive Waste Consideration of Some Basic Criteria, 1993.
- 6) Vieno and Nordman, Interim report on safety assessment of spent fuel disposal, TILA-96, POSIVA 96-17, 1996.
- 7) OECD/NEA, Stepwise Decision Making in Finland for the Disposal of Spent Nuclear Fuel Radioactive Waste Management, Workshop Proceedings, Turku, Finland, 15-16 November 2001, 2001.

2.5 スイスにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

スイスにおける地層処分に相当する処分場の種類と適用される法令、安全基準・指針等をまとめて表 2.5-1 に示す。スイスでは原子力法第 31 条において全ての放射性廃棄物を地層処分すると規定されており、適用される安全基準・指針等は共通となっている。

2005 年に施行された原子力令では、第 11 条第 3 項で「連邦原子力安全検査局 (ENSI) は、地層処分場のための特別設計原則を指針により規制する責任を負う」との規定があり、この規定に基づき、ENSI は「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」を策定している。従って、ここでは主に ENSI-G03 を調査対象とする。また、ENSI-G03 の策定に合わせて、ENSI はその解説書も公表しているのでこの内容についても調査対象とする。さらに、ENSI-G03 制定前の地層処分に係る安全基準・指針であった、ENSI の前身の原子力施設安全本部 (HSK) の「放射性廃棄物処分の防護目標－原子力施設ガイドライン HSK-R-21」(1980 年制定、1993 年改正。2009 年の ENSI-G03 策定により廃止)、原子力法や原子力令等も必要に応じて調査対象とする。

表 2.5-1 地層処分相当の処分場の種類と適用される法令、安全基準・指針等

処分場の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
高レベル放射性廃棄物用処分場	未定	【根拠法：原子力法、原子力令】 ・「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」 ・「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件 解説書」
低中レベル放射性廃棄物用処分場	未定	

2.5.1 立地選定段階における規制側の関与

立地選定段階における規制側の関与については、2005 年 2 月に施行された原子力法及び 3 段階から成るサイト選定手続きを定めた 2008 年の特別計画「地層処分場」で規定されている。スイスでは、ENSI が安全審査の役割を担う規制機関であるが、連邦評議会（日本の内閣に相当する）、環境・運輸・エネルギー・通信省 (UVEK)、連邦エネルギー庁 (BFE) も許認可を発給する機関であることから、これらの機関についても、規制機関として取り扱うこととする。また、特別計画「地層処分場」に基づくサイト選定では、連邦国土計画庁 (ARE) や連邦環境庁 (BAFU) なども関与しているため、これらの役割についても整理する。

(1) 原子力法

原子力法では第 35 条と 36 条及び 49 条から 60 条にかけて、立地選定段階において必要に応じて実施される地球科学的調査に関する規制側の関与が以下のように規定されている。

- ・環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）が地層処分場に関する情報を収集するための地球科学的調査に関する許可を発給。
- ・連邦エネルギー庁（BFE）は地球的科学調査に関する申請書を受領。
- ・地球科学的調査の許可申請者が BFE へ申請書を提出したら、BFE はその申請を当該州に伝え、3 ヶ月以内にそれに対して見解を表明するよう要請。BFE は、正当な理由がある場合、この期間の延長が可能。
- ・地球科学的調査に対する許可の時点で、法律上効力のある州の許可が下りていないときは、UVEK は掘り出した土砂等の一時保管施設用地を指定し、その使用に条件及び付帯条件を課すことが可能。

(2) 特別計画「地層処分場」

特別計画ではサイト選定の第 1 段階から第 3 段階のそれぞれの段階で官庁が行う審査、評価、意見聴取について以下の通り定められている。

第 1 段階

- ・処分義務者が提案した地層処分場が立地される可能性のある「地質学的候補エリア」の案の安全性について、官庁は審査を実施する。審査結果は、連邦原子力安全検査局 (ENSI) の評価報告書、及び同評価報告書に対する地層処分場専門家グループ (EGT) と原子力安全委員会 (KNS) の見解書としてまとめられる。
- ・連邦国土計画庁 (ARE) がサイト地域所在州との共働によって、また処分義務者の援助も得て、州の既存の基準計画と自治体の利用計画を基礎として地域開発計画の現状調査を行う。連邦エネルギー庁 (BFE) は、ARE と地質学的候補エリアとの共働により、暫定的な地層処分場の地上施設が設置される可能性のある「計画範囲」を定める。
- ・ARE の主導の下、サイト地域所在州と共働し、処分義務者も参加して、重要な地域開発計画に関する指標並びにそれらを第 2 段階において評価するための方法が検討され最終的に確定される。

- ・ BFE は、安全性に関する審査及び地域開発計画の現状調査の結果を評価し、州委員会の見解も踏まえて地質学的候補エリアの案の全体評価を行い、成果報告書とファクトシートの草案を策定する。
- ・ 草案の公表後 3 カ月の意見聴取が開催される。BFE が州との共働により意見聴取を計画・調整する。BFE は成果報告書の草案及びファクトシート案と関連資料を、州、関係連邦機関、隣接諸国並びに関係する国内の諸機関に提示。州または所轄の州官庁は、地域の機関や地方機関、並びに住民を参与のために招請する。
- ・ 意見聴取の後、成果報告書とファクトシートが更新され、最終的な見解表明のために州に提出される。BFE は第 1 段階の成果報告書とファクトシートを連邦評議会に提出し、承認を受ける。連邦評議会の決定に対して、異議申し立てを行うことはできない。

第 2 段階

- ・ 処分義務者は予備的安全評価を実施する。調査による補足が必要な場合、処分義務者は、早期に連邦原子力安全検査局（ENSI）とともに追加調査の必要性を検討しなければならない。
- ・ 処分義務者が高レベル放射性廃棄物と低中レベル放射性廃棄物のためにそれぞれ最低でも 2 カ所のサイト候補を提案した後、ENSI は、EGT の支援を受けて、処分義務者によるサイトの選定を安全性に関する観点から審査し、評価する。ENSI は、各サイトに関して、既存の知見及び不確実性が、予備的安全評価を可能にするものであるかどうかを評価する。審査結果を ENSI は評価報告書としてまとめる。KNS は ENSI の評価報告書に対する見解を取りまとめる。ARE は地域開発計画の観点から、連邦環境庁（BAFU）は環境の面から評価を実施する。
- ・ BFE は、官庁による審査と州委員会及びサイト地域の見解に基づいて、サイトの提案に対する総括評価を行い、ファクトシートを改訂する。
- ・ BFE は意見聴取について州と共働して計画・調整し、意見聴取を 3 カ月にわたって実施する。BFE は、州、関係する連邦機関及び隣接諸国、並びに国内の関係する組織に成果報告書とファクトシートの草案を送付する。州または州の所轄官庁は、地域や自治体の機関並びに住民を参与(Mitwirkung)のために招請する。
- ・ 意見聴取の後、成果報告書とファクトシートが更新され、最終的な見解表明のために州に提出される。BFE は第 2 段階の成果報告書とファクトシートを連邦評議会に提出し、

承認を受ける。連邦評議会の決定に対して、異議申し立てを行うことはできない。

第3段階

- ・連邦の専門部局は特別計画におけるサイト確定の申請とともに概要承認申請書を審査する。特に、原子力令第11条2項による設計原則と原子力令第64～69条の地層処分場の構成及び埋め戻し、モニタリング期間、閉鎖に関する要件が順守されているか否かを確認する。
- ・BFEは、官庁による審査と州委員会及びサイト地域の見解に基づいて、サイトの提案に対する総括評価を行い、ファクトシートを改訂する。AREは、サイト地域所在州とともに、必要に応じて基準計画の修正に関する調整を行う。
- ・都市計画法による意見聴取の実施と原子力法による概要承認手続は、BFEが州と共働して計画し、調整する。
- ・BFEは、概要承認申請のための資料、成果報告書とファクトシートの草案並びにその他の関連文書を、州、関係する連邦機関及び隣接諸国、並びに国内の関係する組織に送付し、見解表明を求める。州または州の所轄官庁は、地域や自治体の機関並びに住民を参与(Mitwirkung)のために招請する。
- ・意見聴取の後、BFEは成果報告書とファクトシートを更新し、州に提出する。州は最終的な見解表明を行う。
- ・第3段階の概要承認、成果報告書及び改訂したファクトシートは、同時に連邦評議会に対して提出され、承認の審査を受ける。連邦評議会の決定を裁判で争うことはできない。概要承認は連邦議会の承認を必要とする。連邦議会の決定は、任意の国民投票の対象となる。

2.5.2 評価期間の考え方

放射性廃棄物の評価期間については、規制機関である連邦原子力安全検査局(ENSI)が2009年に策定した「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」に規定されており、またその解説書において、評価期間の考え方が示されている。

ENSI-G03は、廃棄物に関連する電離放射線からの人間及び環境の保護は、永続的なものでなければならないとしている。立証期間の確定においては、収容された廃棄物の放射線学的リスクの変遷及び長期間にわたる地質学的な変遷の予測可能性が決定要因となる。

安全評価において、線量及びリスクは、地層処分場の放射線学的影響が最大となる時まで計算しなければならない。これを踏まえ、安全評価において防護基準が 100 万年までの期間にわたって遵守されるべきであると規定している。

また 100 万年以降の期間については、地層処分場に起因して地域レベルで起こりうる放射線学的影響について、その変動幅を、内在する不確実性を考慮した上で評価しなければならない。この影響は、自然界に存在する放射線学的被ばくを大きく超えるものであってはならないとしている。遠い将来における放射線学的影響に関する計算は、定義可能な集団の放射線被ばくの予測としてではなく、生物圏への放射性核種の潜在的な放出の評価に関する指標として理解しなければならない。この検討には、地質学的プロセスの結果として、地層処分場エリアが地表からの影響を徐々に受けやすくなるというシナリオも含まなければならない。

ENSI-G03 の解説書によると、100 万年という立証期間については、定置された使用済燃料の放射線学的リスクの変遷によって導き出されているとしている。それを超える数百万年程度という立証期間については、スイスにおける長期的な地質学的な変化について、信頼できる予測が可能と判断される時間の長さに基づいて導き出されている

2.5.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

ENSI-G03 では、BAT に係る規定は見られないが、最適化については一つの節を立てて扱われている。また、付属書の概念規定において、最適化についての記載がある。

ENSI-G03 の付属書によると、地層処分場の場合、最適化とは段階的なプロセスと考えられており、それぞれの段階で安全性に関する決定を下す際に、様々な選択肢と、それが処分場の操業安全性と長期安全性において持つ意味について定性的な方法で検討し、全体的に見て安全性が高まるような決定を下すプロセスであると定義している。

ENSI-G03 の「6.1 地層処分場の操業段階及び長期安全性の最適化」では、地層処分場とそれに付随する地上施設の操業段階における放射線防護を最適化しなければならないとしており、さらに最適化方法を文書化しなければならないとしている。また、長期安全性の最適化の意味において、高レベル放射性廃棄物の処分容器は、定置されてから 1,000 年にわたり、放射性核種を完全に閉じ込めるよう設計しなければならない。また処分義務者は、処分容器がこの期間にわたって放射性核種を閉じ込める能力があることを立証しなければならないと規定している

ENSI-G03 の解説書においては、最適化のための閉じ込め期間を 1,000 年とした理由について、最初の 1,000 年の期間における高レベル放射性廃棄物の放射線学的な毒性と発熱量の減少であるとしている。この期間に、埋め戻し材の飽和状況や定置廃棄物に近接した場所での圧力及び温度が推移し、平衡条件に近くなると想定しており、これによって、廃棄物の定置によって地質学的な環境に生じた影響が低減され、後の段階の安全面での検討の土台となる想定条件の信頼度が高まるとの考え方を示している。

2.5.4 人間活動の影響

ENSI-G03 は、地層処分場への人間の意図的な侵入については、安全評価の検討対象に含まないとしている。なお、ENSI の前身である原子力施設安全本部（HSK）が策定した旧基準 HSK-R-21 では、処分場への偶発的な人間侵入の可能性を低減するために、許可申請者が設置場所、設計、及び定置された廃棄物等を含めて、処分場に関する情報を保存するための処置を講じるべきであるとしている。

2.5.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

スイスの放射性廃棄物に係る安全基準については、ENSI-G03 で、プロセスや事象・変遷を発生確率が高いものと低いものに分類する形で防護基準（目標）を定めている。防護基準 1 では発生確率が高いものについて個人線量の上限を年間 0.1 mSv とする個人の被曝線量基準が定められている。防護基準 2 では発生確率が低いものについて一人の個人の年間の放射線学的致死リスク 100 万分の 1 を上限としている。

ENSI-G03 の解説書によると、防護基準 1 と防護基準 2 は国際的な基準よりも厳格であるとしている。防護基準 1 の年間 0.1 mSv の値は ICRP が勧告する個人線量の値、年間最大 0.3 mSv と比較するとかなり厳格となっている。また、ICRP が勧告する致死リスク（推定された全体的な致死リスク係数）は 0.05/Sv であるが、これは年間 1.5×10^{-5} の死亡または深刻な遺伝的な損傷を受けるリスクに対応しており、防護基準 2 はこれよりもかなり厳格である。

解説書では防護基準の考え方について以下の通り示している。防護基準 1 については、自然界の放射線被ばく変動と比較しても、極めてわずかなものであるとしている。スイス国民の年間線量の平均値は、宇宙線及び大地の放射線による線量については年間約 0.8 mSv、体内に存在する放射性核種による線量は年間 0.4 mSv、居住空間に存在するラドン及びその

崩壊生成物による線量は年間 1.6 mSv となっている。このため 0.1 mSv という年間線量は、スイスで生活する人間が 2 週間の間に自然の放射線によって被ばくする線量に相当する。

防護基準 2 は、防護基準 1 では検討されなかった地層処分場の変遷に伴って生じる全ての放射線学的健康リスクを、公衆一人一人に関して評価するものである。防護基準 2 は、この基準で考慮している全てのリスクを合計しても、健康へのリスクを年間 100 万分の 1 程度しか増加させてはならないことを規定している。このリスクは、道路交通によって死亡する年間のリスク（年間約 100 万分の 70）や、レジャーの際の、または家庭における死亡リスク（年間約 100 万分の 200）と比較しても小さな値である。

発生確率が高いものと低いものを区分する定量的な基準はない。処分義務者にはシナリオ分類に関して裁量の余地が残されているが、採用された分類方法に関する説明は、明確に示されなければならない。防護基準 2 は防護基準 1 を補う形で使用しなければならないとしている。防護基準 2 を適用する際には、個々のシナリオに発生確率を割り当てなければならない。類似したシナリオの統合する単純化は、シナリオが極端に細分化することを回避するという目的がある場合には認められる。シナリオに基づき、基準とした年について計算された個人線量に、発生確率と線量のリスク係数を乗じることによって、このシナリオの年間の放射線学的致死リスクに対する寄与を明らかにすることができる。検討すべき全てのシナリオのリスク寄与分を合計することで、基準となる年度の全体の放射線学的致死リスクを計算することができる。

2.5.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

ENSI-G03 は、将来の予測において不確実性が生じるのは不可避であり、不確実性が存在する場合は、安全評価において最大限の放射線の影響を、変動に幅をもたせた計算を通じて、あるいは保守的な仮定に基づいて見積らなければならないとしている。

ENSI-G03 の解説書では、不確実性が長期安全性に及ぼす影響について組織的に調査することが、長期安全性の予測の信頼度を高め、また今後どのような研究活動が必要とされるのかを明確にし、地層処分場の設計を最適化するのに貢献するとしている。

2.5.7 セーフティケースの内容とレビュー

ENSI-G03 は、セーフティケースに関する要件も規定している。セーフティケースとは、閉鎖された地層処分場の長期安全性の総合的な評価と定義しており、地層処分場の長期的

な変遷と、それによって生じる放射線学的影響について調査した包括的な安全評価の結果に依拠したものでなければならないとしている。

許可申請（概要承認申請、建設許可申請、操業許可申請）の際に、地層処分場の操業段階のセーフティケースと閉鎖後段階のセーフティケースを提出し、さらに処分場の閉鎖の許可申請及びその後、処分場を原子力法の適用から外す際の申請についても長期的状況に応じたセーフティケースを提出するとしている。

セーフティケースでは、安全評価の実施方法及び使用されたデータの評価を含まなければならないとしている。ENSI-G03 の解説書では、地層処分場とその周囲の環境、実際に定置された廃棄体に関して入手可能な科学・技術的なデータと、操業時のモニタリング計画を通じて得られた知識及び結果も、適切な形で考慮に入れなければならないとしている。

また、セーフティケースは安全報告書として文書化されなければならないとしており、不確実性及びその安全技術面での重要性についても安全報告書で明記される。安全評価では、地層処分場、地圏、生物圏が検討され、これらの検討に基づいて多重バリアシステムの維持能力が検討される。

2.5.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

ENSI-G03 には、社会・ステークホルダーとのコミュニケーションについて直接的に規定した条項はない。ただし、原子力法は地層処分場等の原子力施設の建設・運転において必要とされる概要承認が、一定数の国民の署名による要求があった場合に国民投票の対象となることを規定している。

サイト選定手続等を定めた特別計画「地層処分場」によると、連邦エネルギー庁（BFE）は安全技術フォーラムを設置して住民への情報提供や公衆参加の面で州をサポートしている。連邦原子力安全検査局（ENSI）の主導の下、フォーラムは、特別計画の手続に対して住民や関係者から寄せられる技術的な質問の取り纏め、議論、回答を扱う。フォーラムは、官庁（ENSI、スイス国土地理院（swisstopo））、委員会（原子力安全委員会（KNS）、地層処分場専門家グループ（EGT））の専門家、処分義務者によって構成される。BFE との協議により、フォーラムには特別計画手続の参加者の申請で別の専門家が参画することができる。州と近隣国は、プロセスによる影響を受ける場合は、意見を表明し参加するための多くの機会を与えられる。自治体は意見聴取において、サイト地域の自治体はさらに地域参加の枠組で参加することができる。

また、特別計画では、連邦は定期的に連邦、州、近隣国の関係官庁、スイス国内の関係団体、住民に情報を提供し、外国の組織や公衆には近隣国の官庁を通じて情報を提供するとしている。

特別計画では 3 段階から成るサイト選定プロセスが定められている。各段階において BFE が作成する成果報告書とファクトシートの案に対して連邦評議会が決定を下す前に、3 段階のそれぞれの最後に 3 カ月間の公式の意見聴取が行われる。処分義務者の提案、官庁審査の結果、州委員会とサイト地域の意見及び報告書、連邦評議会が承認する成果報告書とファクトシートの案は、一般に公開される。州、近隣国、近隣国（ドイツ、オーストリア、フランス、イタリア）の隣接州・地域、組織、政党は環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）に意見を寄せることができる。州の地域開発局は、利害関係のある州、地域、市町村の機関にヒアリングを行い、住民が適切な方法で参加できるように配慮する。

2.5.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

段階的意思決定については、「2.5.3 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）」の項でも報告したが、ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件では、最適化が「段階的なプロセス」と定義されている。ENSI-G03 の「6. 最適化、品質マネジメント及び文書化」においては、地層処分場を具体化していく各段階において、安全性に関係するそれぞれの決定に関して、様々な選択肢並びにそれが長期安全性にとっての意味を定量的に検討し、全体として安全性を高める方向に働く決定を下さなければならないと規定している。また、「7 地層処分場の安全性の立証」では、処分事業の各段階でセーフティケースを提出すべきことが定められている。

2.5.10 可逆性と回収可能性

原子力法では多額の費用をかけずに回収が可能であることが地層処分場の操業許可の条件となっている。

原子力令においては廃棄物の回収のための措置等が受動的な安全バリアを妨げないよう処分場を設計することが規定されている。埋め戻しについては、廃棄物パッケージの定置後に処分坑道と坑道を埋め戻すものとされ、また長期安全性が保証され、多大な出費なく廃棄物の回収が可能であることが埋め戻しの条件とされている。

ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件でも、処分場を閉鎖

するまで、多額の費用を発生させない放射性廃棄物の回収が可能でなければならないとされている。廃棄物の回収に関する計画については、地層処分場の許可申請書とともに ENSI に提出し、審査と許可を受けなければならないとされており、この回収に関する計画において、作業者及び住民において想定される放射線被ばくの評価が要求されている。また、回収が命じられるのは、地層処分場の長期安全性がもはや保証できないと判断される場合となっている。

2.5.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

原子力法では命令を受けて実施される地層処分場の閉鎖後、または追加的な監視の終了後、連邦評議会は処分場が原子力法の対象でないことを確認すると規定されている。

特別計画「地層処分場」では閉鎖された施設に係る責任が国へ移行されると定められている。

ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件でも、命令を受けて行われる閉鎖あるいは監視期間が満了した後に、地層処分場は確定行為により原子力関連法の適用から除外されると規定されている。

2.5.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

原子力法や原子力令においては、モニタリング期間の定義や処分場の所有者が担う義務が規定されている。原子力法では、処分場の閉鎖までモニタリングされると規定され、原子力令では、モニタリング期間の長さは、廃棄物の定置が終了した後の段階で環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）が決定するとされている。また、パイロット施設において、廃棄物、埋め戻し材及び母岩の挙動がモニタリング期間の終了時までモニタリングされると規定されている。

他方、原子力施設の廃止措置基金及び廃棄物管理基金に関する政令（廃止措置・廃棄物管理基金令）では、廃棄物管理費用を計算する目的で、処分場のモニタリング期間を 50 年間と想定している。

2.5.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

文書・マーカ等の記録の管理については、原子力法及び ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件において規定がある。原子力法では、連邦評議会

が地層処分場の恒久的な標識を定めるとしている。

ENSI-G03 では、処分場の所有者が、建設許可申請の枠内において、地層処分場の標識に関するコンセプトを提出し、この標識のコンセプトをその後の許可段階で具体的に示さなければならないと規定している。この標識について ENSI-G03 の解説書では、標識が正しく解釈されなければ好奇心から処分場への侵入を招き、安全性の問題が発生する可能性があるとして、標識が長期安全性を損ねるものであってはならないとの考え方が示されている。

2.5.14 併置処分（性状の異なる放射性物質を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

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（TRU 廃棄物に相当）を併置処分することが想定されている。また、特別計画「地層処分場」では、1カ所のサイトが高レベル放射性廃棄物と低中レベル放射性廃棄物の処分場としての要件をともに満たす場合には、全ての放射性廃棄物を処分する共通的な一つのサイトが選定される可能性もあるとしている。性状の異なる放射性物質を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価については規定が存在しない。

特別計画の第 1 段階において、処分義務者が、どの地質学的候補エリアを全ての放射性廃棄物カテゴリーの処分（共同処分場）とすることができるのかを明らかにしなければならないと規定している。

2.5.15 暫定保管・長期保管

ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件及びその解説書によると、処分場の安全性の確保または命令を受けて行われる閉鎖の実施が疑問視される場合に、連邦評議会の命令により操業期間中に処分場を一時的に閉鎖することが可能とされている。以下に示す通り、数十年から数百年が想定されていることから、一時的な閉鎖は暫定保管・長期保管の考え方に近い。

ENSI-G03 の解説書は、社会不安等で必要に迫られた際に一時的な閉鎖ができるように、地層処分場の受動的安全性が維持される状態が実現されるようにする措置を講じなければならないとしている。そのために、比較的簡便な方法によって施設をシーリングする上で必要な物質を施設内に保管しておくなど、少なくともいくつかの中心的なゾーンのシーリ

ングにおいて、数十年から数百年にわたって安定して安全な状態が維持されることを保証するのに必要な量は、確保しなければならないとしている。

2.5.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

関連する規定は存在しない。

2.6 英国における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

英国における地層処分、余裕深度処分相当の処分場の種類と適用される安全基準・指針等をまとめて表 2.6-1 に示す。

英国では、1993 年の放射性物質法 (RSA93)¹⁾ 及び 2010 年の環境許可規則 (EPR2010)²⁾ に基づき、イングランドとウェールズの環境規制機関 (EA) 等が放射性廃棄物処分の規制を実施しているⁱ⁾。EPR2010 は、環境規制機関に対し、地層処分施設の段階的な規制を実行に移す権限をもたらすものである。こうした段階的な規制のもとで、事業者が地層処分施設の立地候補サイトで地下掘削を伴う調査 (例えばボーリング孔の掘削など) を開始するためには、環境許可を得なければならない。この権限は、RSA93 のもとでは与えられていなかったものである。

また、2009 年 2 月に EA 等は、地層処分施設の事業者に対する放射線防護の原則や要件を設定した「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」³⁾ を策定している。(1) にこのガイダンスの概要をまとめる。

この他の放射性廃棄物処分の安全規制に関連する法令としては、原子力施設の建設、操業などについて規制事項を定めた 1965 年の原子力施設法 (NIA65)⁴⁾、原子力関連事業すべての従事者及び影響を受ける可能性のある一般公衆の健康及び安全の確保を定めた 1974 年労働安全衛生法 (HSA74)⁵⁾、EA の設置等を定めた 1995 年環境法⁶⁾、原子力廃止措置機関 (NDA) の設置等を定めた 2004 年エネルギー法⁷⁾、原子力規制局 (ONR) の設置等を定めた 2013 年エネルギー法⁸⁾ がある。

表 2.6-1 地層処分相当の処分場の種類と適用される安全基準・指針等

処分場の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
高レベル放射性廃棄物等の地層処分	未定	【根拠法：放射性物質法 (RSA93)、環境許可規則 (EPR2010)】 ・地層処分施設の許可要件に関するガイダンス (2009.2) <関係法令> ・1965 年原子力施設法 (NIA65) ・1974 年労働安全衛生法 (HSA74) ・1995 年環境法 ・2004 年エネルギー法 ・2013 年エネルギー法

i) イングランドとウェールズでは 2010 年環境許可規則 (EPR2010) に基づき放射性廃棄物処分の安全規制を実施しているが、スコットランドと北アイルランドでは 1993 年放射性物質法 (RSA93) に基づいて実施している。

(1) EA 等「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」(2009年)

「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」は、規制機関が地層処分施設を規制する枠組み及び規制を実施する方法を設定したものである。そのため、このガイダンスの対象としているのは、地層処分施設の事業者となる。このガイダンスは、放射性廃棄物処分に関する5つの原則と14の要件から構成されており、要件とはそれが履行された場合に、放射性廃棄物によって生じ得る危険に対応して、原則が適切に適用されることを保証するものとしている。このガイダンスには、環境セーフティケースを作成する方法やどのような内容が記載されるべきかが示されている。表 2.6-2 にこのガイダンスの構成及び内容、表 2.6-3 及び表 2.6-4 に5つの原則と14の要件を示す。

表 2.6-2 地層処分施設の許可要件に関するガイダンスの構成と内容

章	タイトル	主要な規定内容
第1章	緒言	—
第2章	概要	—
第3章	はじめに	—
第4章	放射性固体廃棄物の処分に関する原則	ガイダンスの基礎を構成する放射性固体廃棄物処分に関する基本的な防護目標と国際的に同意されている助言及び勧告に適合した5つの原則を提示。
第5章	処分の許可	地層処分施設の事業者がサイト選定作業の早い段階から関係者とのコミュニケーションの取り方を規制機関がどう考えているのかを説明。
第6章	マネジメント、放射線学的及び技術的な要件	地層処分施設の事業者が履行すべきマネジメント面での要件について提示。また、サイトの利用、当該施設的设计、建設、操業及び閉鎖において満たされるべき放射線学的及び技術的な要件について提示。
第7章	環境セーフティケース	環境セーフティケースを作成する方法やどのような内容が記載されるべきかに関するガイダンスを提示。
第8章	政策及び法的な枠組み	国際条約の下での英国の義務、放射性廃棄物の管理に関する英国政府及び権限移譲行政機関の政策に対する影響、放射性固体廃棄物処分に関する規制に関わる、より広範な背景について説明。
第9章	我々が施行する法律	放射性固体廃棄物を対象とする処分施設の規制を規制機関が実施するための法的な枠組みについて記述。
第10章	参考文献	—
第11章	用語集及び略語	—
付録 I 及び II	—	保健保護庁 (HPA、現 Public Health England (PHE)) の「放射性固体廃棄物の陸地処分における放射線防護目標に関する助言」との関係の説明。この報告書はガイダンスの一部ではないが、ガイダンスを理解する上で役立つものである。

表 2.6-3 地層処分施設の許可要件に関するガイダンスに示されている原則

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 2.6-4 地層処分施設の許可要件に関するガイダンスに示されている要件

	要件	主要な規定内容
処分の許可	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 受け入れ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、受け入れ側の地域社会、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。
管理要件	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 RSA 93 [1993 年放射性物質法] 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 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ない。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	主要な規定内容
放射線学的な要件	要件 5 許可期間 ⁱⁱ 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 許可期間後の人間の侵入	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。
技術的な要件	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 廃棄物の受け入れ基準	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。

ⁱⁱ 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。

2.6.1 立地選定段階における規制側の関与

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場の立地段階での規制機関の関与については、2008年環境・食糧・農村地域省（Defra）白書「放射性廃棄物の安全な管理－地層処分実施の枠組み（Cm.7386）」⁹⁾（以下、2008年MRWS白書という）と2009年EA等「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」（以下、2009年EAガイダンスという）の中で関連する記載があり、その内容を以下に整理する。

2008年MRWS白書において、規制機関は早い段階から継続的に地層処分事業に関与するよう英国政府から求められている。早い段階からの継続的な関与を行うことで、その後の正式な規制段階において情報をもたらし、規制段階の支援にもつながる。初期段階の作業に対する規制上の精査は、サイト選定プロセスを支援し、ステークホルダーに情報を提供するとともに、計画されている地層処分施設の安全、セキュリティ、環境性能に対する信頼を醸成し、この先の段階で必要な作業に情報を与え、正式な規制段階において無駄な費用や作業の遅延を防止するのに役立つとしている。2009年EAガイダンスでは、サイト選定プロセスに対する規制は対象外としているが、2008年MRWS白書に従い、サイト選定プロセスの第4段階、第5段階の初期における事業者の初期活動を規制面から審査するというやり方を通じて、サイト選定プロセスを支援する意向を表明している。

2.6.2 評価期間の考え方

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場の評価期間については、2009年EAガイダンスで示されている。以下にその内容を示す。

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としており、具体的な期間は設定していない。

2.6.3 処分場の最適化とBAT（利用可能な最善の技術）

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場の最適化とBATについては、2009年EAガイダンスの原則及び要件として示されている。以下にその内容を整理する。

地層処分施設のライフサイクルに含まれるすべての段階で最適化が考慮されなければな

らないとしており、当該施設の操業期間や能動的な制度的管理の実施期間、さらには制度的管理が解除されているが、依然として有意な放射線学的危険性が存続する期間にわたり、リスクとその他の要素のバランスを取る必要があるとしている。また、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としている。また、それぞれの意思決定段階において、EA 等は最適化を検討したことを示すための文書を事業者に提出させることを考えている。

2.6.4 人間活動の影響

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における人間活動の影響については、2009 年 EA ガイダンスの要件として示されている。以下にその内容を整理する。

2009 年 EA ガイダンスでは、EA 等は地層処分施設の事業者に対し、許可期間終了後の人間侵入が発生する見込みはきわめて低いと仮定すべきだが、許可期間終了後の人間侵入が引き起こす可能性のある影響についても評価すべきであるとしている。2009 年 EA ガイダンスでは、人間侵入を以下の 3 つに分類できると考えている。

- ① 処分施設が存在すること、その場所、施設の本質及び収容物に関する十分な知識を備えた状態での人間の侵入
- ② 処分施設に関する事前知識がなく行われる人間の侵入
- ③ 地下構造物の存在に関する知識はあるものの、そこに何が収容されているのかを理解せずに行われる人間の侵入

EA 等はこのうち、①に関しては検討すべきであるとは考えておらず、②及び③に関して検討すべきであると考えている。②に含まれる人間侵入の例としては、井戸の掘削や当該区域の地質状況が有望なものと判断された場合に行われる可能性のある鉱物資源の探査を目的としたボーリング調査が挙げられている。また、③に含まれる人間侵入の例としては、放射線に関する知識または理解のない状況で、過去に当該サイトで何らかの人間活動が実施されたことを認識した上でなされる考古学的な調査が挙げられている。また、EA 等が人間侵入とみなすことのできる事象として、以下が挙げられている。

- (a) 処分施設への直接的な人間侵入。
- (b) バリアに損傷を与えるか、その機能を低下させるその他の人間活動。その例として、すでに閉鎖され、シーリングされたアクセス坑道または立坑の部分的な再掘削が挙げられる。これらの人間活動による影響を受けると考えられるバリアは、人工バリア、天然バリア、あるいはそれら両方の組み合わせとなる場合がある。

上記のような事象が起こる可能性のある地域の外部では、リスクガイダンス・レベルが将来の人間の行為に適用される基準となるとしている。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。リスクガイダンス・レベルが適用される将来の人間の行為の例として、処分施設からの放射性核種によって汚染された帯水層に至る井戸の掘削が挙げられている。

また EA 等は、地層処分施設への人間侵入における整合性を立証するために用いるべき特定の基準を設けていない。EA 等は、地層処分施設への人間侵入の時期、種類及び範囲はきわめて不確かなものであるため、リスクガイダンス・レベルの下で考慮される人間侵入による擾乱を受けていない処分システムの変遷を扱ったシナリオとは別に、一つ以上の「what-if」シナリオを通じて検討する必要があるとしている。図 2.6-1 に、許可期間終了後の人間侵入に対するアプローチの概略図を示す。

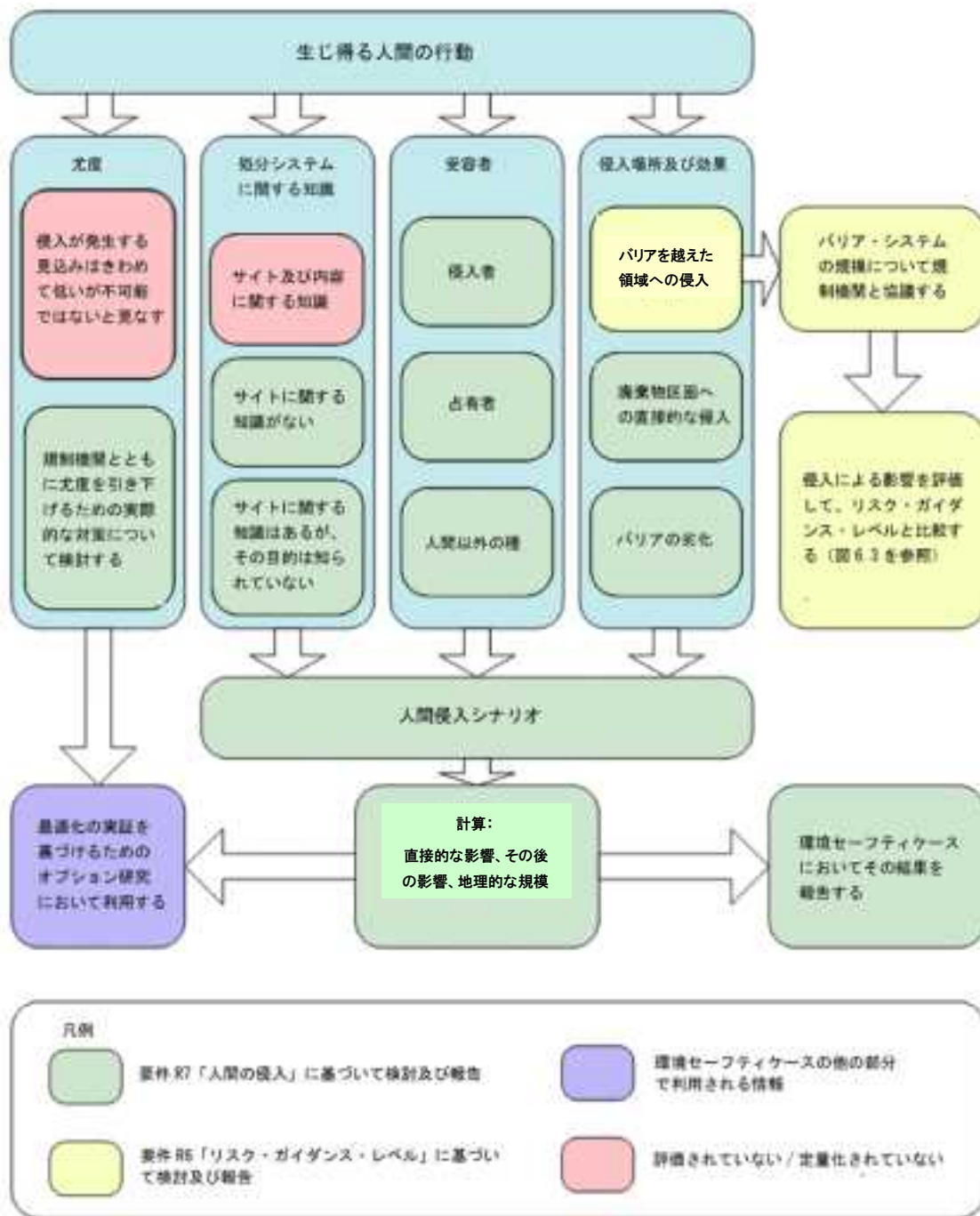


図 2.6-1 許可期間終了後の人間侵入を処理するための方法(2009年 EA ガイダンス図 6.4)

2.6.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠については、2009年 EA ガイダンスの要件として示されている。以

下にその内容を示す。

英国では、安全基準に関する基準値が以下のように定められている。

許可期間内においては、当該施設から決定グループの代表的な構成員の 1 人が受ける実
行線量は、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としている。

- ・放射線の放出が生じるいずれかの線源に関して、1 年間に 0.3 mSv。
- ・単一サイトからの放出量として、1 年間に 0.5 mSv。

また、許可期間終了後においては、最大のリスクを受ける人間を代表とする個人が一つ
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} 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としている。このリスクガイダンス・レベルは許可
期間終了後の人間侵入には適用されない。

2.6.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における性能評価・安全評価における不確実性の
取扱いについては、2009 年 EA ガイダンスの環境セーフティケースの一部として取り扱わ
れている。以下に記載内容を整理する。

環境セーフティケースを作成する上で不確実性の管理は、必要かつ重要な作業の一つと
され、環境セーフティケースを更新する度に実施する必要があるとしている。事業者は、
環境セーフティケースの中で不確実性について明確な説明を示すと共に、不確実性が及ぼ
し得る影響を分析した上で、どの部分において不確実性を低減できるのか、あるいはどの
部分において不確実性の影響を低減あるいは相殺できるのかを検討する必要があるとして
いる。また、事業者は許可期間及び許可期間終了後の両期間において、環境セーフティケ
ースに有意な影響を及ぼす不確実性の全てを適切に考慮していることを立証する必要があ
るとしており、EA 等は事業者に対し、以下を作成することを求めている。

- ・重要な不確実性の一覧表
- ・重要な不確実性の管理に関する将来に向けた明確な戦略。この戦略では、例えば、不
確実性の回避、緩和あるいは低減を実現できるかどうか、不確実性の定量化をどの程
度信頼できるやり方で実施できるかが検討される。

また、不確実性については、ある程度の信頼性をもって定量化できる不確実性と、こう

した定量化が行えない不確実性の 2 種類に区別することができる。自然界の変動可能性や統計面での不確実性は定量化できる不確実性（統計学的に評価が可能）に分類でき、データの関連性の問題、プロセスに関する理解の欠如、将来の人間に関する不確実性は定量化が行えない不確実性に分類される。環境セーフティケースでは、この両方の不確実性が考慮される必要があるとしている。図 2.6-2 に、より広範に適用できるような不確実性に関する処理のアプローチの例を示す。

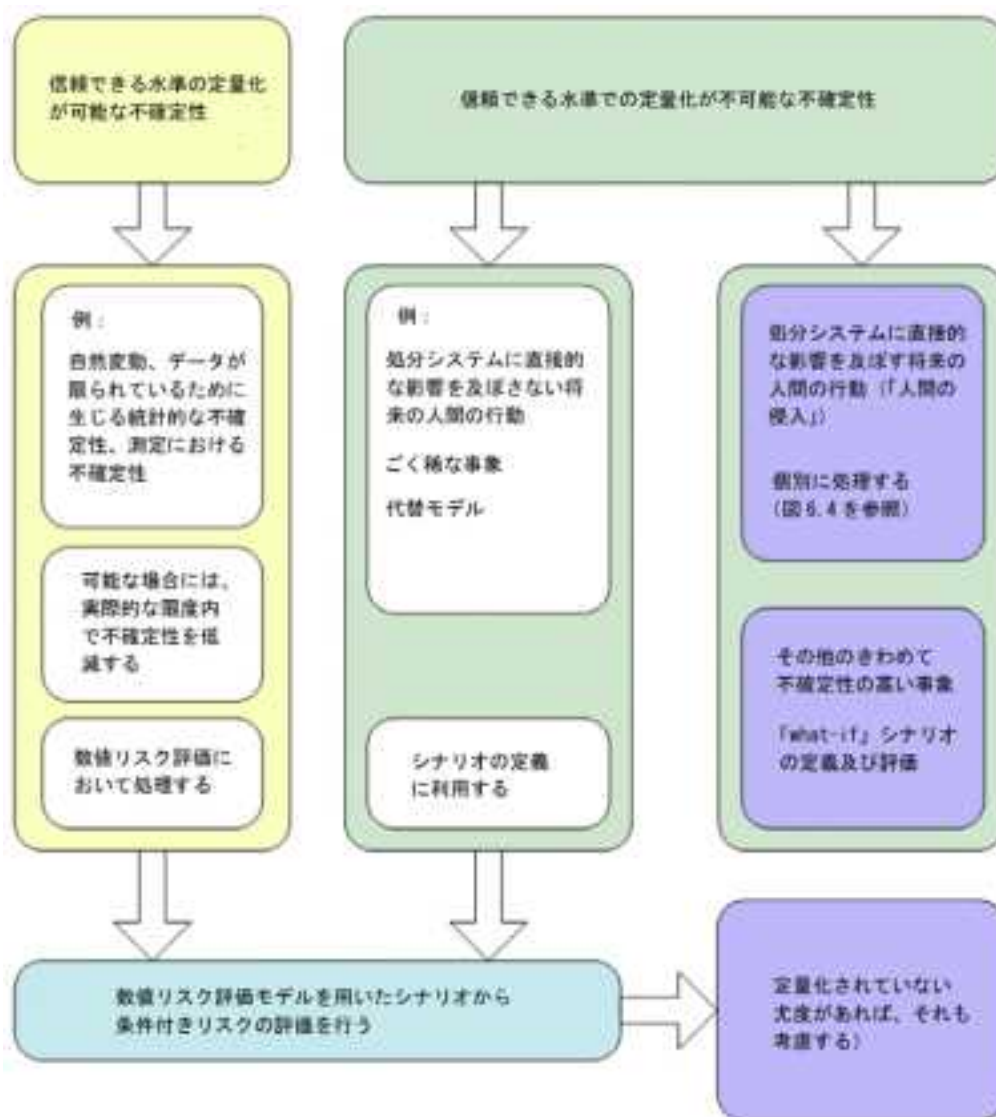


図 2.6-2 不確実性の処理方法（2009 年 EA ガイダンス図 6.3）

2.6.7 セーフティケースの内容とレビュー

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場におけるセーフティケースの内容とレビューについては、2009年EAガイドンスでは要件として環境セーフティケースが示されている。以下に記載内容を整理する。

環境セーフティケースは、放射性固体廃棄物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もので、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としている。環境セーフティケースには、当該サイトの地質学的状況、水文地質学及び地表環境、(処分に先立つ廃棄物の処理及び調整を含む) 廃棄物の様々な特徴、施設の設計、建設、操業及び閉鎖に用いる手法が含まれる。また、事業者は環境セーフティケースにおいて、以下に挙げる項目について、見解の論拠の説明が必要であるとしている。

- ・ 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、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(表 2.6-4: 要件 R4 を参照のこと)。

またレビューに関しては、技術的な作業に関して妥当な場合にはその他の品質マネジメントアプローチを補うものとして、ピアレビューが活用されるべきとしている。

2.6.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における社会・ステークホルダーとのコミュニケーションについては、2009年EAガイドンスでは要件として、以下のように記載されている。

事業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、受け入れ側の地域社会、その他のステークホルダー及び一般市民との対話に参画しなければならないとしている。事業者及び規制機関は、受け入れ側の地域社会及びその他の人々との対話を開かれた、包括的で建設的なものにすることを目指し、協力して活動しなければならないとして

いる。受け入れ候補となっている地域社会及びその他の人々に対し、技術及びその他の問題に関する技術者または規制機関の考えに対する疑問を提示する機会が提供されていないとされている。

2.6.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）については、2009年EAガイダンスで示されている。以下にその内容を整理する。

英国では地層処分施設の可否に関して、段階的な許可を実施することとしている（図2.6-3参照）。段階的な許可では、以下のようなことが期待される。

- ・ 詳細サイト調査の開始時点から強制力のある規制決定を伴う、強力かつ独立した環境規制が実現する。
- ・ 開発者が規制機関の承認を得なければ、その先に進むことのできないポイントが設定される。これは「ホールドポイント」と呼ばれる。
- ・ 我々、すなわち受け入れ側の地域社会、現地及び国家政府、さらにはその他の利害関係者にとって、開発の次の段階に進む根拠が存在すること、並びに施設が環境安全面の様々な要件を満たす可能性が高いことが保証される。
- ・ 開発者にとって規制面での確実性の度合いが高まる。自発的な合意と規制機関の助言のみに基づいたプロセスに比べて、法的な規制決定は、開発者の計画予定表と投資プログラムの根拠として、より優れたものである。

また、当該施設の操業段階において、EA等は環境許可の定期的な再審査を実施している。再審査の実施時期及び範囲に関しては、事業者と合意した上で決定する予定である。定期的な再審査を支援するために、事業者から以下のものを含んだ更新された環境セーフティケースが提出されることをEA等は期待している。

- ・ 当該施設の建設及び操業期間中に入手された知識。
- ・ その時点で進められているサイト特性調査作業において得られた新たな理解。
- ・ 継続されている研究開発作業で得られた成果。
- ・ 他国の同様な施設で得られた経験。
- ・ 放射性廃棄物の特性調査、調整及びパッケージングに関して実現した技術的な進歩。

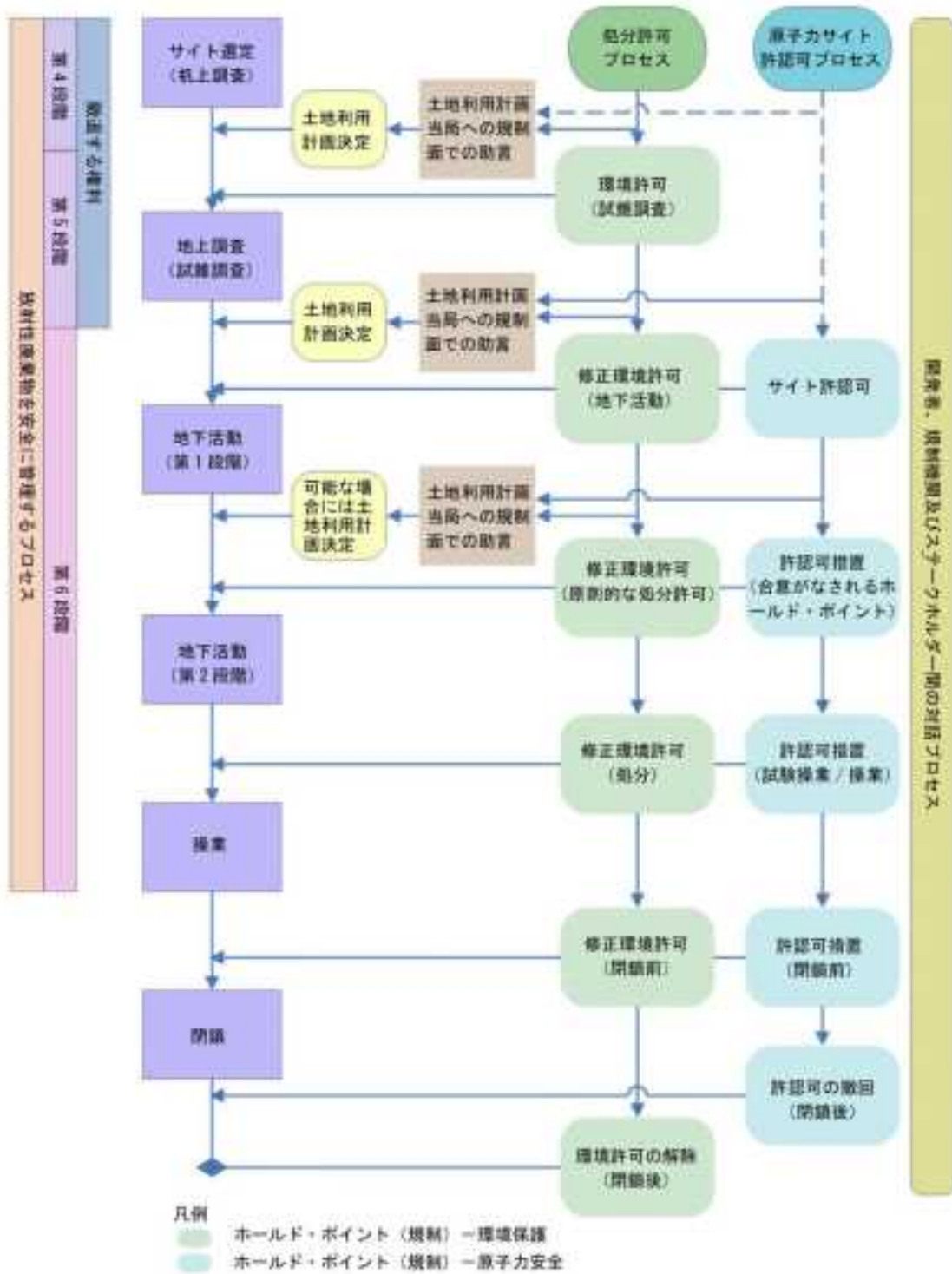


図 2.6-3 段階的な許可、原子力サイト許認可手続き及び土地利用計画プロセスの相互関係の目安 (2009年 EA ガイダンス図 5.4)

2.6.10 可逆性と回収可能性

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における可逆性と回収可能性については、2008年MRWS白書、2009年EAガイダンス及び2009年放射性廃棄物管理委員会（CoRWM）報告書「高レベル放射性廃棄物等の地層処分（CoRWM.doc 2550）」で示されている。以下にその内容を整理する。

英国での回収可能性の考え方については、英国政府、EA等、CoRWMの各機関によって、意見が異なっている。回収可能性の考え方に関する各機関の主張は以下の通りである。

放射性廃棄物の管理方針や決定を行う機関である英国政府は、放射性廃棄物の回収可能性の意見が分かれていることを認識しており、放射性廃棄物の定置作業終了後、地層処分施設を開放状態に維持すべきかどうかについては、地域社会と関係機関との協議を経て後日決定しても構わないという考えであり、将来、この問題に関する決定を下せるように、回収可能性のオプションを排除しない方法で処分計画を実施する方向で考えている。

放射性廃棄物処分に関する規制を行う機関（EA等）は、現実的に放射性廃棄物の定置後の回収は可能であるが、時間の経過とともに回収は困難になる。原理的には、地層処分施設閉鎖後の廃棄物の回収は可能と考えられるが、地層処分施設の規制要件に、放射性廃棄物定置後に、廃棄物を回収可能な状態にしておくことを要求してはいない。また、EA等は地層処分施設の開発者及び操業者に対しては、回収可能性に関する措置を設定する場合は、環境セーフティケースに容認しがたい影響を及ぼすものであってはならないとしている。

政府に対し、独立した精査・助言を行う機関であるCoRWMは、長期間が経過した後の可逆性及び回収可能性を実施することに、何ら科学及び技術面での利点も認められず、逆に著しい不利益が生じる可能性があるという考えから、地層処分施設の早期の閉鎖が最良の方針であるという点で意見が一致しているが、可逆性及び回収可能性を取り入れることで、地層処分施設の受け入れ自治体にどれくらいの影響を及ぼすかについては、今後の検討課題であるとしている。CoRWMは、回収可能性に関する用語を表2.6-5に示す。

表 2.6-5 CoRWM が定義する回収可能性に関する用語

用語	定義
処分 (disposal)	廃棄物を後になって回収する意図なく、適切な施設内に定置することをいう。
貯蔵 (storage)	廃棄物またはその他の物質を、後で回収する意図をもって施設に収容することをいう。
可逆性 (reversibility)、 拡張可逆性*	廃棄物の定置プロセスを逆にすることにより、開放状態の処分施設から、廃棄物を容易に回収するオプション。
回収可能性 (retrievability)、 拡張回収可能性*	廃棄物の定置プロセスを単に逆行させるのではなく、予め、処分施設的设计にその手段を組み込むことで、処分施設から廃棄物を容易に回収するオプション。
回復可能性 (recoverability)	廃棄物を採掘やボーリングなどにより、閉鎖した処分施設から廃棄物を回収するオプション。

※廃棄物定置から長期間が経過した後の可逆性または回収可能性を「拡張」可逆性または「拡張」回収可能性と呼ぶ。

2.6.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等について、特に決められてはいないが、2009年EAガイダンスにおける関連箇所を以下に整理する。

英国では、事業者が環境許可の解除に関する請求の裏付けとして、当該施設が2009年EAガイダンスに示された原則及び要件を満たしていることを明示する目的で、最終環境セーフティケースを提出する必要があるとしている。また、許可期間終了後の安全基準はリスクガイダンス・レベルが適用されるとしている。

2.6.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における能動的な制度管理のうち、モニタリングについては、2009年EAガイダンスにおいて、事業者が能動的な制度的管理の実施要請を行う際に、サイト監視のための規定が含まれ、それに伴い、必要となった場合は是正作業、環境モニタリング計画、土地利用の規制管理及び記録の保存に関する準備がなされるものとしている。また、土地利用に関しては、地上からの調査、地下調査施設による調査、地層処分施設の建設については、処分場の安全規制の他に、土地利用計画許可が必要となる。

2009年EA等ガイダンスでは、環境セーフティケースの裏付けのために技術的理由で実施するモニタリングと、公衆の安心感を高める（reassurance）ために実施するモニタリングを区別しており、EAガイダンスでは、前者の技術的理由で実施するモニタリングを要件

として設定している。

EA ガイダンスにおけるモニタリングは、地層処分システムの状況を把握するだけでなく、その状態に何らかの変化が生じた場合には、それを把握するための措置を講じることとして定義されている。実施主体である原子力廃止措置機関（NDA）は、このモニタリングを地層処分システムの状態及び挙動、あるいは地層処分施設及びその操業が環境に及ぼす影響を評価する上で役立つ工学、環境または放射線学的なパラメータに関する継続的または定期的な観察及び測定をカバーする活動とみなしている。

2.6.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

高レベル放射性廃棄物等の地層処分場における受動的な制度管理について、許可期間終了後の人間侵入に対する措置の一つの例として、地表に標識を設置することが記載されているが、標識についての詳細設定はなく、事業者の検討課題としている。また、施設の場所と内容物の記録については、公共の記録保管所で永久に保管されるとしている。

2.6.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

高レベル放射性廃棄物等の併置処分についての規定はないが、2008年MRWS白書では、地層処分対象の放射性廃棄物の当該施設への共同設置が例として挙げられている。

2.6.15 暫定保管・長期保管

高レベル放射性廃棄物等の暫定保管・長期保管に関する規定はない。2009年EAガイダンスは「処分」について取り扱っているため、暫定保管・長期保管を行う貯蔵施設には適用されない。

2.6.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

高レベル放射性廃棄物等の損傷燃料・溶融燃料の処理・処分に関する規定はない。

(2.6 の参考資料)

- 1) HMSO 1993. Radioactive Substances Act 1993: Elizabeth II. Chapter 12. ISBN 0105412937. [1993 年放射性物質法 (RSA93)]
- 2) ENVIRONMENTAL PROTECTION, ENGLAND AND WALES : The Environmental Permitting (England and Wales) Regulations 2010 [2010 年環境許可規則 (EPR2010)]
- 3) Environment Agency, Northern Ireland Environment Agency, Geological disposal facilities on land for solid radioactive wastes: Guidance on requirements for authorisation. February 2009. [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]
- 4) The Nuclear Installations Act, 1965 ISBN 0108502163. [1965 年原子力施設法 (NIA65)]
- 5) HMSO 1965. Nuclear Installations Act 1965: Elizabeth II. Chapter 57. ISBN 0108502163. [1974 年労働安全衛生法 (HSA74)]
- 6) TSO 1995. Environment Act 1995: Elizabeth II. Chapter 25. ISBN 0105425958. [1995 年環境法]
- 7) The Nuclear Installations Act, 1965 ISBN 0108502163. [2004 年エネルギー法]
- 8) Energy Act, 2013
- 9) Defra, BERR, Welsh Assembly Government, Department of the Environment Northern Ireland, Managing Radioactive Waste Safely: A framework for implementing geological disposal, Cm7386, June 2008. ISBN 0101738625. [放射性廃棄物の安全な管理－地層処分の実施に向けた枠組み]

2.7 カナダにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

地層処分、余裕深度処分相当の処分場に適用される安全基準・指針等には表 2.7-1 に示すものがある。

表 2.7-1 カナダにおいて放射性廃棄物処分に関係する安全基準・指針等

名称	安全規制面の概要
① 「カナダ原子力安全委員会（CNSC）の設置及び関連法の改正のための法律」（原子力安全管理法、1997年3月20日）	・規制枠組みを定める法律。原子力施設の所有・操業には CNSC の許認可の必要性を定めている。
② 原子力安全管理一般規則（SOR/2000-202）（2002年）	・認可申請に含めるべき情報、許認可取得者とその作業者の義務、報告及び記録保存要件に関する概要を定める。申請書に放射性廃棄物の管理、処分に関する情報を含めること、事業廃止（カナダでは「放棄」abandon）の許認可申請に必要な情報についても規定している。
③ クラス I 原子力施設規則（SOR/2000-204）（2002年）	・他の原子力施設において発生した核物質の処分のための施設を「クラス IB 施設」と定義。原子炉等のクラス IA 施設と合わせて、クラス I 施設の許認可申請に記載を要する情報を規定。
④ カナダ原子力安全委員会（CNSC）規制指針 G-219「許認可事業の廃止措置計画」（2000年）	・CNSC の許認可を受けた活動の廃止措置計画の準備に関するガイダンス。許認可活動のライフサイクル全体を通じて、廃止措置計画を常に最新のものとすることを求めており、予備的廃止措置計画書、詳細廃止措置計画書、廃止措置完了後の終局状態報告書の提出を求めている。
④ カナダ原子力安全委員会（CNSC）規制方針 P-290「放射性廃棄物の管理」（2004年）	・放射性廃棄物を原子力安全管理法で定義された核物質を含む廃棄物物質のいずれかの形態として定義。許認可済活動から生じる放射性廃棄物の長期管理の必要性を明示するもの。
⑤ カナダ原子力安全委員会（CNSC）規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」（2006年）	・許認可取得者や申請者が、放射性廃棄物の貯蔵及び処分の方法が環境及び人々の健康や安全に及ぼし得る長期的な影響の評価に関するガイド（指針）。このガイドでは、長期管理方法の受け入れ可能性や経済的な実現可能性、設備操業の評価については取り扱っていない。

2.7.1 立地選定段階における規制側の関与

原子力安全管理法及び同法に基づく規則に基づく許認可プロセスは、地層処分場を含むクラス I 原子力施設のライフサイクルを通じて 5 段階が設定されている。処分場の建設許可

(第2段階)の前に、「サイト準備許可」(site preparation licence)と呼ばれる許可段階が設定されている点が特徴である。申請者が最初に行うの許可申請となる「サイト準備許可」は、ある特定の場所に立地しようとするクラスI原子力施設用のサイトで準備作業を行うための許可申請である。このため、立地選定段階の末期においては、法律に基づく許認可プロセスとしての規制の関与が存在すると考えられる。ただし、特定のプロジェクト用のサイト選定において、選定プロセス自体に関して規制側の関与に関する要件はない。



図 2.7-1 CNSC の許認可アプローチのライフサイクル
(段階的なアプローチ/早期計画設定)

[出典：放射性廃棄物等安全条約に基づく第4回カナダ国別報告書]

原子力安全管理法及び関係規則に基づかない立地段階における規制の関与として、処分実施主体であるカナダ核燃料廃棄物管理機関(NWMO)とCNSCの間で、NWMOが実施する核燃料廃棄物の長期管理アプローチ「適応性のある段階的管理」(APM)プロジェクトに関する役務協定(service arrangement)を2009年に合意・調印している。

放射性廃棄物等安全条約に基づく第4回カナダ国別報告書(2011年10月)のK.5節でこの協定に関する情報が報告されている。役務協定で扱われているCNSCの提供サービスには、APM地層処分場の概念に対する「プロジェクト開始に先立つ」設計レビュー、地層処分場に求められる規制要件の確認、CNSCの役割に関する情報提供を目的とする公開の会合への参加などがある。

上記の「設計レビュー」は、今後NWMOが提示する概念に基づいて提案する設計のレビューを実施する作業であり、「プロジェクト開始に先立つ」という表現は、許認可申請がCNSCに提出される以前に設計レビューが行われることを意味している。現時点では、地層処分場の立地点が不明であるため、NWMOは2カ所の仮想サイトについて、概念設計、すなわち設計草案(モデル)の作成を進めている。NWMOはさらに、サイト閉鎖に関する

決定がなされた後の（すなわち閉鎖後の段階に関する）これらの 2 ヶ所の仮想サイトの安全性の評価を取り扱った報告書も提出する予定である。NWMO がそれらの報告書を提出した場合、CNSC は、2 つの代表的な岩石層、一つは結晶岩、もう一つは堆積岩に立地される 2 ヶ所の仮想的な（しかし現実的な）サイトに関する概念設計と閉鎖後安全性を取り扱った報告書レビューを実施することになっている。

2.7.2 評価期間の考え方

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「7.4 評価時間枠」では、将来影響の評価には発生すべき最大影響が予測される期間を含めることが要求され、評価時間枠の決定には次の要素を考慮に入れるべきであるとしている。

1. 汚染物質の有害性存続期間
2. 操業期間の継続期間（施設がその最終状態に達する前）
3. 人工バリアの設計寿命
4. 能動的及び受動的な制度的管理の両方の継続期間
5. 自然事象と人為的環境変化（例えば、地震の発生、洪水、干ばつ、氷河作用、気候変動など）の頻度

2.7.3 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「4.3.2 設計の最適化」では、原子力施設の設計は、すべての適用要件を満足するように最適化すべきであり、特に放射性廃棄物管理施設については、規制限度を満足するだけでなく、長期における安全性を保証する裕度を確保するため、規制限度以下となるようにすべきであるとしている。

2.7.4 人間活動の影響

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ」では、破壊的事象シナリオは起こり得るバリアの貫通ならびに閉じ込めの異常喪失に至る不測の事象の発生を仮定するものであり、人間侵入の評価では、放射性廃棄物の他の区域への広がり起因する人間と環境の被ばくを評価する必要があるとしている。また、放射性廃棄物処分施設への人間侵入に関するシナリオは、評価の不確実性の程度、線量限度の保守性、ならびに侵入の起こりやすさに照らして解釈すべきであり、侵

入の起こりやすさ及びリスクのどちらも報告すべきとしている。ただし、侵入者がその廃棄物の危険性を認識していない偶発的な侵入のシナリオでは、侵入者の被ばくを評価すべきであるが、侵入者が廃棄物の危険性を認識していると仮定される意図的な人間侵入の評価では、侵入者の被ばくを検討する必要はないとしている。

2.7.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

(1) 線量・リスク基準の規定内容

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「6.2.1 人間の電離放射線防護」では、評価は公衆被ばくに対する規制線量限度（現行 1mSv/年）を超えないという合理的保証を与えるべきであるとしている。ただし、最適化プロセスでは、ICRP の約 0.3mSv/年を超えない「線量拘束値」を設計目標として使用するが、評価モデル予測において不確実性を説明するための遵守限度としては使用しないとしている。また、ICRP が勧告している確率係数に基づく確率的影響の確率は、1mSv/年の実効線量限度（法令）に対して1年当たり約 7×10^{-5} で、0.3mSv/年の線量拘束値に対しては約 2×10^{-5} であり、評価では線量または、長期安全性評価における確率的影響の関連する確率のどちらかを使用してよいとしている。

(2) 代替指標に関する規定内容

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「5.4 安全性の補完的指標の使用」では、廃棄物管理システムの長期性能を例証するために用いられる補完的指標の例示として、以下のパラメータを挙げている。

1. 容器腐食速度
2. 廃棄物溶出速度
3. 地下水の年代と移動時間
4. 廃棄物管理施設からの汚染物質の流束
5. 特定環境媒体中の汚染物質濃度（例えば、地下水中のラジウム濃度）
6. 廃棄物の毒性変化

カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、上記の補完的指標を例示した上で、補完的安全指標の判定に使用される許容基準は、補完的指標とより直接的な安全指標の関係から導き出

すべきであると勧告している。更に、補完的指標を使用した評価においては、その指標から導き出した許容基準とともに、その使用の正当性を示すべきであると勧告している。

2.7.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「8.2 不確実性の解析」では、不確実性解析においては、以下から発生する不確実性を区別すべきであると勧告している。

1. 入力データ
2. シナリオにおける仮定
3. 評価モデルにおける数学的処理
4. 概念モデル

2.7.7 セーフティケースの内容とレビュー

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の巻末にある用語集において、「セーフティケースとは施設の安全性を立証する論拠と証拠を統合したもの」と説明している。「5.0 長期セーフティケースの開発」では、長期安全性の立証は、人の健康と環境を防護する廃棄物管理が行われるという合理的保証を規定することから成り、これはセーフティケースの開発を通して達成されるが、セーフティケースには以下に基づく様々な追加的な論拠によって補足される安全評価が含まれるとしている。

1. 評価方策の適切な選定と適用
2. システム頑健性の立証
3. 安全性の補完的指標の使用
4. 長期安全性に対する確信を与えるために利用可能な他のすべての証拠

2.7.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

カナダ原子力安全委員会（CNSC）の規制方針 P-290 及び規制指針 G-320 には、コミュニケーションに係る要件・勧告は含まれていない。公衆の関与は、許認可申請の一環で実施される環境アセスメントの関わりにおいて法的な要求がある。

カナダの核燃料廃棄物処分場のサイト選定は、核燃料廃棄物法に基づいて検討、決定した使用済燃料管理の長期的なアプローチの一環として実施されており、特にサイト選定を規定した法令は存在しない。しかし環境面においては、1972年の環境影響評価法を置換す

る形で 2012 年 6 月に制定された「2012 年環境アセスメント法」に基づいて、放射性廃棄物処分場を含む原子力施設の設置に際しては環境アセスメントの実施が求められている。同法は、環境アセスメントにおいて公衆の有意義な関与の機会が与えられることを確実にすることを目的とした法律である。

2012 年環境アセスメント法では、原子力安全管理法に基づいて規制される活動に対する環境アセスメントについては、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) が担当当局 (アセスメント・プロセスのオーナー) となることを定めている。すなわち、処分事業者が作成する環境影響評価書のレビューを CNSC が担当し、環境アセスメントの最終段階において、重大な環境上の悪影響を引き起こす可能性に関する意思決定者となる。この意思決定において、CNSC は決定説明書を作成することになっており、決定説明書は原子力安全管理法に基づく許認可の一部となる。

2.7.9 段階的意思決定 (定期的な安全レビュー (PSR) の扱いを含む)

カナダでは処分事業を含む原子力安全管理法に基づいて規制される活動の許認可は、当該活動のライフサイクルを通じて段階的に実施されることになっている。放射性廃棄物の処分施設は「クラス IB 原子力施設」に該当し、サイトの準備、建設及び操業から廃止措置を経て、最終的な放棄に至るまでの全ての期間にわたり規制下に置かれ、各フェーズに個別の許認可が必要となっている。

- ・サイト準備許可 (Licence to Prepare Site)
- ・建設許可 (Licence to Construct)
- ・操業許可 (Licence to Operate)
- ・廃止措置許可 (Licence to Decommission)
- ・放棄許可 (Licence to Abandon)

カナダの現行法制度では、原子力施設の定期安全レビューに関する規定は未整備である。ただし、一般に原子力安全管理法に基づく許可 (ライセンス) は通常は期限付き (5~10 年) で発給される。許可の更新タイミングにおいて、CNSC は許認可取得者の実績及び順守履歴に照らして当初の文書及び評価を再検討し、許認可条件に対して追加、修正または削除を行うことができることになっている。

さらに、原子力安全管理一般規則 (SOR/2000-202) 第 8 条において、許可された活動が、

環境、人の健康および安全または国家安全保障の維持に不当なリスクを課す場合など、特別な場合には、許可の全体または一部を一時停止、修正、無効化、または、取り替える権限が CNSC に付与されている。

2.7.10 可逆性と回収可能性

カナダ原子力安全委員会 (CNSC) の規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」(2006年)の巻末にある用語集において、用語「処分」の意味を「回収する意図がなく放射性廃棄物を留め置くこと」とする説明がある。CNSC の規制文書では、可逆性あるいは回収可能性についての特段の言及はない。

2.7.11 許認可終了後の制度的管理 (管理の方法、主体)、制度的管理終了の判断等

カナダ原子力安全委員会 (CNSC) の規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」(2006年)の巻末にある用語集において、用語「制度的管理」の意味を「サイトの廃止措置後の残存リスクの管理。制度的管理には、能動的な方法 (水処理、モニタリング、監視及び保全などサイトでの活動が必要なもの) と受動的な方法 (土地利用制限、標示物などサイトでの活動を必要としないもの) を含むことができる」と解説している。

G-320 の解説は、CNSC の規制指針 G-219「許認可事業の廃止措置計画」(2000年)の本文内の「4.0 用語の定義」で示されている「制度的管理」の定義と実質的に同じである。G-219 内の用語定義では、「長期間に渡る制度的管理の採用は十分な根拠を示すべき」という付記がある。

2.7.12 能動的な制度管理 (モニタリング・サーベイランスのあり方等)

カナダ原子力安全委員会 (CNSC) の規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」では、「7.5 評価シナリオ」のサブセクションとして「7.5.3 制度的管理」を設けており、この中で、「許認可申請者からの提出物においては、制度的管理が廃棄物管理システム安全性で果たす役割、及びその役割が安全性評価でどのように考慮されているかを特定すべきである」としている。

こうした文脈において、制度的管理の形態には、監視とメンテナンスなどサイトでの活動を必要とする**能動的な方法**と、土地利用の制限、標識 (マーカー) などサイトでの活動を必要としない**受動的な方法**が含まれるとしている。さらに、長期安全性を確かなものと

するために制度的管理に依存するどのような意図も、長期評価において文書によって裏付けし、かつ（制度的管理を行うことが）正当であるという理由付けをすべきとしている。

G-320 は、能動的な制度的管理自体のあり方を示すような要求・勧告は含んでいない。

2.7.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

カナダ原子力安全委員会（CNSC）の規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」では、土地利用の制限、標識（マーカ）などサイトでの活動を必要としない制度的管理を受動的なものとして例示している。長期安全性を確かなものとするために制度的管理に依存するどのような意図も、長期評価において文書によって裏付けし、かつ（制度的管理を行うことが）正当であるという理由付けをすべきとしているものの、能動的な制度的管理自体のあり方を示すような要求・勧告はなされていない。

(1) 記録の保存に関する規定内容

原子力安全管理一般規則（SOR/2000-202）では、許認可保有者の義務としての記録の保存、その処分の方法が規定されており、特定の場合を除いては記録の処分を禁止している。

(2) マーカ・標識に関する規定内容

CNSC の規制指針 G-320 では、受動的な制度的管理の具体例として、マーカ・標識を挙げているが、「7.5 評価シナリオ」において、安全機能としての役割を認めることもあるとする位置付けている。ただし、マーカ・標識の設置に関する要件は未整備である。

(3) 土地利用制限に関する規定内容

CNSC の規制指針 G-320 では、土地利用制限についても安全機能としての役割を認めることもあるとする位置付けているが、処分場閉鎖後の土地利用に関する具体的な要件は未整備である。

2.7.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

カナダの放射性廃棄物処分に係る法制度では、性状の異なる放射性廃棄物を同一処分場に埋設する際の相互影響の評価など、併置処分に係る規定はない。

2.7.15 暫定保管・長期保管

日本学術会議の文書『回答、高レベル放射性廃棄物の処分について』（日本学術会議、2012年9月11日）で見られる用語「暫定保管」に類似する概念として、カナダの核燃料廃棄物の長期管理アプローチ「適応性のある段階的管理」(APM)におけるオプションとして実施する可能性がある「浅部岩盤施設での集中貯蔵」がある。APMアプローチは、最終的には地層処分を目指す、その達成までの期間(300年またはそれ以上)を3つのフェーズに分けて取り組むものである。

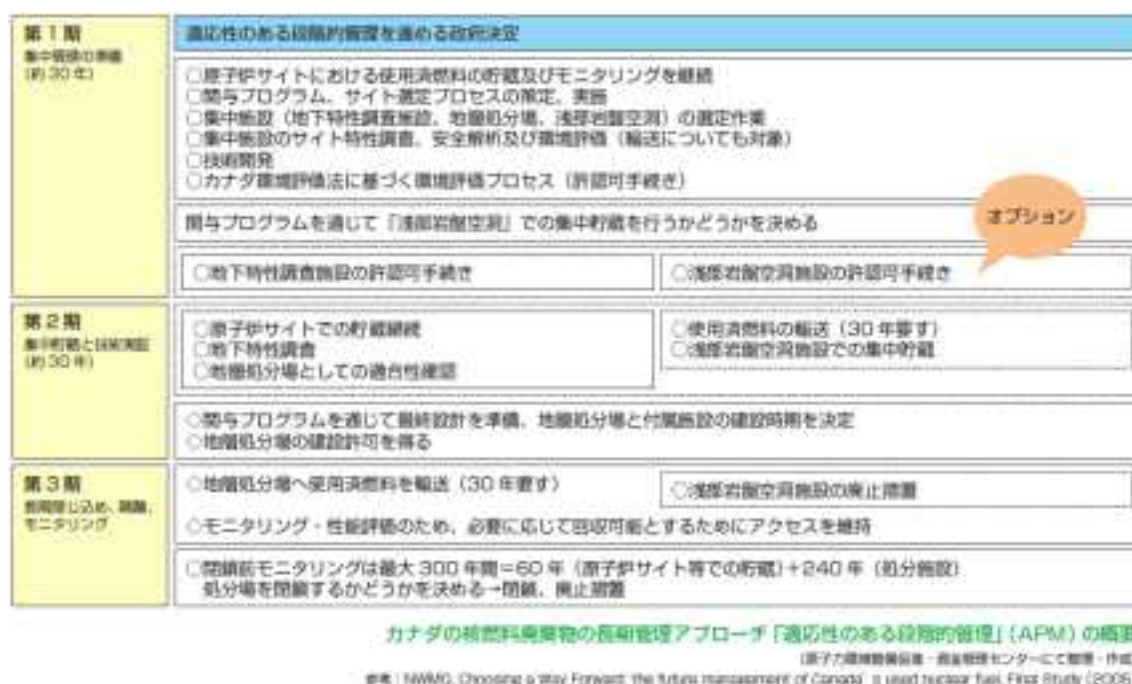


図 2.7-2 「適応性のある段階的管理」(APM)の概要

APMアプローチは、2002年制定の核燃料廃棄物法において課せられた研究タスクー核燃料廃棄物の長期管理アプローチとして3つの選択肢=①地層処分、②原子力発電所のサイト内貯蔵、③集中貯蔵=を含む複数アプローチをNWMOが研究してカナダ政府に提案することを通じて、NWMOが最終報告書『進むべき道の選択：カナダの使用済燃料の管理』（2005年11月）で提案したアプローチである。NWMOが提案したAPMアプローチは、2007年6月のカナダ総督決定により、カナダの使用済燃料の長期管理アプローチとして決定した。

APMアプローチ及びその第2期で実施可能性が残されている「浅部岩盤施設での集中貯蔵」

蔵」は、法制度で APM アプローチの組み込みを要求されていたものではない。また、安全規制上の必要性によって「浅部岩盤施設での集中貯蔵」を組み込んでいるものでもない。

2.7.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

カナダの放射性廃棄物処分に係る法制度では、損傷燃料・溶融燃料に特別に言及している規定はない。

2.8 ドイツにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

地層処分相当の処分場の種類と適用される法令、安全基準・指針等をまとめて表 2.8-1 に示す。

ドイツでは、原子力法に基づき、1983年に鉱山における放射性廃棄物処分に関する安全基準である「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」が策定された。この基準は、鉱山で処分されるすべての放射性廃棄物に適用されるものであった。¹⁾²⁾しかし、この基準は、発熱性放射性廃棄物処分に関する現在の科学技術に適合していないことや連邦環境・自然保護・原子炉安全省（BMU）の諮問機関である原子炉安全委員会（RSK）及び放射線防護委員会（SSK）などが改定の必要性を指摘していた。

2010年9月30日、BMUは、発熱性放射性廃棄物処分に適用される新たな安全基準である、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」³⁾を公表した。この安全要件は、発熱性放射性廃棄物処分に関して、「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」を置き換えるものである。「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」については、2008年7月29日に草案が公開され、2008年11月には、ベルリンで開催された処分場に関するシンポジウムで説明が行われ、公衆や専門家の間で検討が行われていた。この新たな基準では、国際原子力機関（IAEA）や国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告等が考慮に入れられている。

なお、非発熱性放射性廃棄物処分に関しては、引き続き1983年の「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」が適用される。

この他に、安全規制に関連した法令として、上記安全基準の根拠法である原子力法をはじめとし、鉱山法、環境適合性審査法、発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律（サイト選定法）、原子力法に基づく放射線防護令などが存在している。

表 2.8-1 地層処分相当の処分場の種類と適用される法令、安全基準・指針等

処分場の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
発熱性放射性廃棄物処分場	未定	発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律（サイト選定法） 【根拠法：原子力法】 ・発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件（2010.9.30）
非発熱性放射性廃棄物処分場	コンラッド処分場	【根拠法：原子力法】 ・鉱山における放射性廃棄物の最終処分のた

		めの安全基準(1983.4.20)
(上記の廃棄物に共通)		<ul style="list-style-type: none"> ・「鉱山法」(1980年/最終改正:2009年) ・「原子力法」(1959年/最終改正:2010年) ・「放射線防護令」(1976年/最終改正:2008年) ・「環境適合性審査法」(1990年/最終改正:2010年)

(1) 発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件 (2010.9.30)

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」は、原子力法に基づき、BMU が策定しており、発熱性放射性廃棄物の処分に適用される安全基準等を規定している。

同安全要件は、1章から10章までで構成されており、各章において安全原則、段階的プロセス及び最適化、電離放射線による被害からの防護、セーフティケースなどに関する要件が規定されている(表 2.8-2 参照)。

なお、この安全要件については今後、見直しが行われる予定である。

「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」との主要な変更点を以下に示す。

- 処分場の安全評価の評価期間を100万年とする。
- 処分場の安全性を計画段階から閉鎖に至るまで、定期的な確認を行うことで、継続して改善していくこと
- 冗長性や多様性の原則に従い、多重バリアシステムを実現すること
- 処分場の閉鎖後、モニタリングプログラム等を実施すること
- 処分場の操業期間中、廃棄物の回収可能性を維持すること。緊急時には、廃棄物コンテナが処分場閉鎖後500年後でも回収可能であること。
- サイト選定や探査の特定の基準は規定されていない

表 2.8-2 発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件の構成及び内容

章	タイトル	主要な規定内容
第1章	目標設定及び適用範囲	適用範囲、安全要件全体の概要などを説明。
第2章	用語の定義及び解説	(省略)
第3章	目的の決定及び一般的な防護目標	発熱性放射性廃棄物の地層処分における2つの一般的な防護目標を規定。
第4章	安全原則	人間及び環境の永続的な防護のために考慮し達成されるべき5つの安全原則を規定。また、将来の世代に対する不合理な負担及び義務を避けるために適用すべき3つの安全原則を規定。

章	タイトル	主要な規定内容
第5章	段階的プロセス及び最適化	科学及び技術の知見の増大と、その進展を考慮しなければならないこと、最終処分場の概念及び設計において考慮したうえで、段階的に開発されなければならない3つの最適化目標を規定。さらに、操業期間中には、放射線防護の原則及び安全マネジメントの観点から継続的に最適化を行わなければならないことを規定。
第6章	電離放射線による被害からの防護	安全基準として、発生確率の高い変遷、低い変遷に関して防護基準を規定。発生を考えにくい変遷について、最適化の枠内で、影響を合理的な労力の範囲内で低減させることができるかどうかを評価することを規定。
第7章	セーフティケース	地上施設を含む最終処分場の全ての操業状態について、包括的なセーフティケースが文書化されなければならないことを規定。また、安全評価の評価期間は100万年間を対象とすることやセーフティケースに含まれるべき証明事項を規定。
第8章	最終処分場の設計	処分場の操業段階等の安全性に関連した処分場の設計に関する要件を規定。発生確率の高い進展について、廃止措置され、閉鎖された最終処分場から、緊急回収の際の廃棄物パッケージのハンドリング性が、500年の期間にわたり備わっていることを規定。
第9章	安全マネジメント	安全マネジメントで考慮すべき事項、処分場の許認可申請者や操業者が安全マネジメント体制を確立すること、組織構造や確保すべき事項などを規定。
第10章	文書化	廃止措置終了までに作成しなければならない関連データや文書の内容、文書の保存に関して規定。

(2) 「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」(1983年)

前述のように、原子力法に基づき、1983年に鉱山における放射性廃棄物処分に関する安全基準である「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」が策定された。その後、発熱性放射性廃棄物処分のための安全基準である「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」が策定されたため、「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」は、発熱性放射性廃棄物処分には適用されない。しかし、引き続き非発熱性放射性廃棄物の処分に関しては適用されることになる。非発熱性放射性廃棄物処分場であるコンラッド処分場の許認可申請に係る安全評価は、この「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」に従い実施された。

「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」は、1章から10章までで構成されており、各章において防護目標、防護目標を達成するための措置、最終処分施設の建設と操業に対する前提、立地調査などに関する要件が規定されている(表 2.8-3 参照)。

表 2.8-3 鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準の構成及び内容

章	タイトル	主要な規定内容
第1章	緒言	
第2章	防護目標	放射性廃棄物の地層処分は、これらの廃棄物の放射線による被害から人間と環境を防護することを保証するものでなくてはならないこと、操業中の防護目標は原子力法及び放射線防護令に規定されることなどを規定。
第3章	防護目標を達成するための措置	防護目標を達成するための措置として、立地選定、多重バリアの設計、公認の技術規則に関する要件を規定。
第4章	立地に対する要求	最終処分施設の操業中、閉鎖中及び閉鎖後に、防護目標が遵守されるように処分場サイトを選定しなければならないと規定しており、具体的に地勢学的位置、人口密度、鉱物資源、最終処分地層・被覆岩/母岩、地殻構造、水文地質学的状況に関する要件を規定。
第5章	最終処分施設の建設と操業に対する前提	第2章で示した防護目標を遵守するため、設計値の遵守及び安全解析に関する要件を規定。安全解析については、異常シナリオを作成し行うこと、操業段階、閉鎖段階だけでなく、閉鎖後の期間についても実施することを規定。
第6章	立地調査	放射性廃棄物を最終処分する地層の立地適性を判定するために、処分を予定している放射性核種のインベントリを考慮して、坑外及び坑内で調査を実施しなければならないことを規定。最終処分のための地層の適性に関する最初の判断に必要なデータを得るために、坑外で調査活動を行わうことと規定。坑内調査については、母岩を保護し、立坑と坑道の保全活動をできるだけ必要としない方法で行うことなどを規定。
第7章	建設と操業	最終処分施設の建設と操業には、放射線障害に対する操業要員及び地域住民の防護に関する法律、法令、その他の規則、鉱山法の規定、所轄官庁のその他の法令を適用することを規定。
第8章	廃棄物	安全解析の結果に基づき、様々な廃棄体に対する仕様を規定しなければならないこと、これらの仕様は、特にそれぞれの放射能インベントリ等の化学的・力学的安定に対する要求を含んでいなければならないことを規定。また、廃棄物容器の仕様について規定。
第9章	閉鎖	最終処分施設は操業段階を終えて閉鎖しなければならないこと、最終処分施設の部分区域は、操業段階で閉鎖され、最終処分施設全体の閉鎖は、立坑の埋め戻しによって完了することを規定。 空洞の埋め戻しと閉鎖は、適当な材料と技術で実施しなければならないことも規定。
第10章	閉鎖後段階	閉鎖後段階の要件として、環境監視及び記録と表示に関して規定。環境監視については、最終処分施設の建設、操業及び閉鎖は、閉鎖後段階で特別の管理・監視プログラムが不要となるように実施及び監視しなければならないと規定。記録と表示に関しては、最終処分施設の建設、操業及び閉鎖の各段階で、最終処分施設の鉱山測量データ、処分された廃棄物の特性及び重要な技術的措置を記録しなければならないと規定。また、完全な記録文書は、空間的に分離して適切な場所に保管しなければならないと規定。さらに、最終処分施設の坑外表示は、定期的な環境保護測定及び敷地測量を考慮して不要であると規定。

(3) 「鉱山法 (BBergG)」 (1980 年／最終改正：2009 年)

鉱山法では、第 51～54 及び 57a 条において、サイト特性調査段階から処分場閉鎖までの許認可の段階について規定している (表 2.8-4)。

表 2.8-4 「鉱山法 (BBergG)」の構成及び内容

セクション	
第 51 条	操業計画の義務
第 52 条	事業の設立と遂行のための事業計画
第 53 条	操業の中止のための操業計画、操業日誌
第 54 条	許可手続き
第 57a 条	計画確定手続き

(4) 「原子力法 (AtG)」 (1959 年／最終改正：2010 年)

原子力法では、処分場の許認可の段階について規定している (表 2.8-5)。

表 2.8-5 「原子力法 (AtG)」の構成及び内容

セクション	
第 2a 条	環境適合性評価
第 9b 条	計画確定手続き
第 9g 条	変更禁止

(5) 「放射線防護令 (StrlSchV)」 (1976 年／最終改正：2008 年)

放射線防護令では、第 47 条 (同令の制定当初は第 45 条) において、処分場を含む原子力施設からの放射性物質の放出の制限について規定している。「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、防護目標として放射線防護令の第 47 条を参照している (表 2.8-6)。

表 2.8-6 「放射線防護令 (StrlSchV)」の構成及び内容

セクション	主要な内容
第 47 条 原子力施設からの放射性物質の放出による被ばく線量限度	(1)年間の被ばく線量の制限を規定。 (2)標準人について被ばく線量を計算することを規定。 (3),(4)制限の遵守の証明について規定。 (5)他の施設による放出の影響の考慮について規定。

(7)「環境適合性審査法（UVPG）」（1990年／最終改正：2010年）

環境適合性審査法では、原子力法に基づく施設の建設・操業に係る許認可手続き（計画確定手続き）の際に実施する、環境適合性審査（環境影響評価に相当）、公衆の参加手続きについて規定している

2.8.1 立地選定段階における規制側の関与

(1) 発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律（サイト選定法）に基づく関与

発熱性放射性廃棄物処分場の立地選定段階での規制機関の関与に関しては、2013年7月に制定された「発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律（サイト選定法）」⁴⁾で規定される新たなサイト選定手続において規制機関の広範な関与が規定されている。このため、同法に基づくサイト選定段階における規制機関の関与に関連した規定内容について概要を以下に整理する。

サイト選定法では、2014年1月1日以降に設置される規制機関である連邦放射性廃棄物処分庁に関して、特に次のような関与によりサイト選定手続を監督することを規定している。

- 計画推進者（BfS）が提案した地表及び地下から探査計画、及び評価基準について確定する
- BfS が提案した地上及び地下での探査サイトについて、レビューを行い、連邦政府に対してサイトの提案を行う
- 地下での詳細な探査結果などに基づき、処分場サイトの提案を作成する。
- 原子力法の第 19 条第(1)項から第(4)項までの規定に従い、サイト選定手続を推進する。

この他に、地下での探査サイトの提案を BMU に対して行う前に、連邦放射性廃棄物処分庁は、実施されたサイト選定手続がサイト選定法で定める要件及び基準に基づいて実行されているかどうか、また選定提案がこれらの要件及び基準を満たすものであるかどうかを確認することが規定されている。また、連邦放射性廃棄物処分庁は、地下における詳細な地質学的探査に際し、計画推進者から提出された基礎情報に基づき、環境適合性審査法に基づいたサイト環境適合性審査（環境影響評価に相当）を実行する。さらに、サイト選定

法では、連邦放射性廃棄物処分庁が、サイト選定において早い段階からサイト選定の全期間にわたり情報公開を行うこと、検討対象となったサイト地域やサイトに市民事務所を設置すること、さらに市民集会を開催することなどが規定されている。

(2) 連邦鉱山法に基づく関与

発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物のサイトにおける探査活動において必要な許認可等を規定している連邦鉱山法⁵⁾における規制機関の関与をまとめる。

連邦鉱山法では、鉱山における地下での探査や掘削などの実施のために、操業計画を策定し、規制当局からの許認可を得ることを要求している。放射性廃棄物の地層処分場の建設・操業のためのサイト特性調査を行うためには、以下の4種の操業計画を作成し、認可を得る必要がある。

- 主操業計画：事業の設立及び実施のために原則として2年を超えない期間について作成
- 枠組み操業計画：主操業計画より長期の特定の期間についての操業計画として作成。
- 特別操業計画：事業の特定部分、または特定のプロジェクトについて作成。
- 終了操業計画：事業、プロジェクトの終了時に作成

連邦鉱山法に基づく操業計画の認可については、州政府が発給することになっていたが、2013年7月に成立したサイト選定法と同時に成立した原子力法改正法により、連邦放射性廃棄物処分庁が認可の発給機関となることが規定されている。

2.8.2 評価期間の考え方

(1) 発熱性放射性廃棄物処分

発熱性放射性廃棄物の処分場の評価期間については、発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件において、100万年を対象としてサイト固有の包括的な安全評価を行うことが規定されている。

100万年の評価期間については、2008年7月に公表された発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件の草案において次のような考え方が示されている。⁶⁾

高レベル廃棄物最終処分場の長期安全性を証明しなければならない期間の長さを指定する国際的な統一基準はない。特に、このような要件は各国に固有の地質条件を酌量するべき

である。ドイツに関しては、適切な場所では、100 万年間の長期セーフティケースを示すことができると考えられている。

(1) 非発熱性放射性廃棄物処分

非発熱性放射性廃棄物処分の安全基準を定める「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、最終処分施設が生物圏に対して十分に閉鎖されなくてはならないことを規定しているが、安全評価における評価期間について具体的な規定はなされていない。しかし、安全に放射性廃棄物を閉じ込められることを証明しなければならない期間を決定するために、1988年に原子炉安全委員会（RSK）及び放射線防護委員会（SSK）が、共同見解として「放射性廃棄物の最終処分の長期安全評価の時間的枠組み(1988.6.26)」⁷⁾を公表した。この共同見解では、安全評価における評価期間を1万年としている。

評価期間の設定について、過去の氷期と間氷期の周期と、人類の文化史（定住の歴史）、それらに関連する地質変化を考慮に入れると、処分場周辺地域の居住者の安全を証明するには、約1万年を基礎にして考えなければならないとしている。また、ドイツにおいて処分場サイトと考えられている場所の場合、放射性物質の拡散に対して重大な影響を持つ水文地質学的状況がほぼ変化せず推移する期間は最長で約1万年であると予想できるとしている。さらに、1万年を超す期間については、地下水を通す層で支配的な周辺条件と拡散条件は仮説の度合いが強くなり、評価の信頼性が著しく低下することになるとしており、処分施設周辺における個人線量の場合、調査したとしても信頼できるデータは得られないとしている。

2.8.3 処分場の最適化とBAT（利用可能な最善の技術）

処分場の最適化とBAT（利用可能な最善技術）に関連した規定は、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」に見られるが、非発熱性放射性廃棄物処分に係る安全基準を規定している「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」においては、最適化とBATに関連した規定は見られない。そのため、以下では「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」における処分場の最適化とBATに関する規定の概要を示す。

処分場の立地点の決定から廃止措置までの期間は数十年にわたるため、科学技術に関する知見の増大とその水準の進展を考慮しなければならないとしている。また、処分場の概念及び設計については、次の最適化目標を判断した上で段階的に開発していかなくてはな

らないとしている。

- 作業段階の放射線防護
- 長期安全性
- 最終処分場の作業安全性
- 廃棄物の長期閉じ込めの信頼性及び品質
- 安全マネジメント
- 技術面及び財務面の実現可能性

また、処分場の作業中（定置作業中）には、10年ごとに行われる安全性の評価において、安全性に係わる技術の最新状況の進展をレビューし、セーフティケースのレビューと確認を行わなければならないこと、作業中の安全性の評価においては、法令の改正、定置技術の向上、知見の進展状況を考慮し作業段階のセーフティケースのレビュー及び確認によって、定置作業が最適化されていることを保証すべきことが規定されている。

さらに、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、原子力法に基づく計画確定手続きの前提条件として、最終処分場の建設及び作業に関して科学及び技術の水準に応じて必要な予防措置を採用することとされている。この他に、処分場の廃止措置概念は、科学及び技術の水準に対応して10年ごとに行われる安全性検査の枠内で検討され、必要な場合には、再度策定されるべきであると規定されている。

2.8.4 人間活動の影響

(1) 発熱性放射性廃棄物処分

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、将来の人間活動は予見できないため、現在の人間活動を基に処分場への偶発的な人間侵入についてのリファレンス・シナリオを解析しなければならないと規定している。しかし、隔離機能を持つ岩盤領域への偶発的な人間侵入に関連した進展について、想定されるリスクや被ばく線量は定められていない。また、処分場の閉鎖後に廃棄物の永続的な閉じ込めを脅かす人の活動が最終処分場の領域内で実施されないよう実用的に到達できる限り有効に働く、管理上の予防措置を講じるべきであると規定している。

(2) 非発熱性放射性廃棄物処分

「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」には、人間活動の影響に関

する規定は設けられていない。

処分実施主体である連邦放射線防護庁（BfS）が提出した非放射性廃棄物処分場のコンラッド処分場の許認可申請書では、処分場の閉鎖後数百年から 1,000 年間は、十分な知識が維持され、適切な管理措置により意図しない人間侵入は防止可能としている。また、閉鎖後 1,000 年以降の期間については意図しないボーリング孔の掘削がなされる可能性を否定することはできないものの、こうした活動が住民及びボーリング孔の掘削作業者に及ぼす影響は、許容された限界値を大幅に下回るとしている。⁸⁾

2.8.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

ドイツの放射性廃棄物処分に係る安全基準については、個人の被ばく線量基準が設けられている。また、代替指標については規定されていない。以下に発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物処分に對する安全基準に関する規定内容を示す。

(1) 発熱性放射性廃棄物処分

「発熱性放射性廃棄物処分に係る安全要件」では、以下のような線量基準が設定されている。

発生確率が評価期間（100 万年）を通じて 10%を上回る変遷については、個人に付随的に発生する実効線量が、年間 10 マイクロシーベルト以下であること。また、発生確率が評価期間（100 万年）を通じて 10%以下である変遷については、年間 0.1 ミリシーベルト以下であること。

また、不利な仮定を行った場合でも発生が想定されないような変遷（発生を考えにくい変遷）については、合理的なリスクや合理的な放射線被ばく量は定量化されていない。しかし、そのような変遷が過度に高い被ばくをもたらす恐れがある限り、最適化の枠内で、影響を低減させることができるかどうかを調査する必要があるとされている。

この他、隔離機能を持つ岩盤領域への偶発的な人間侵入に関連した変遷に関するリスクや被ばく線量は定められていない。

(2) 非発熱性放射性廃棄物処分

「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、防護基準として、閉鎖した最終処分施設から生物圏に到達し得る放射性核種による個人の被ばく線量が、放射

線防護令第 45 条（現在は放射線防護令が改正されており、第 47 条）に規定する値を超えてはならないことが規定されている。放射線防護令第 47 条では、放射性物質の放出による住民の個人被曝線量は、年間 0.3 ミリシーベルトに制限することとされている。⁹⁾

2.8.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

閉鎖後長期の安全評価における不確実性の取扱いについては、発熱性放射性廃棄物処分に関しては規定が存在するが、非発熱性放射性廃棄物の処分に関しては規定されていない。以下では、発熱性放射性廃棄物処分の安全評価における不確実性の取扱いに関する規定をまとめる。

「発熱性放射性廃棄物処分に係る安全要件」では、第 7 章において 100 万年の期間を対象とした処分場立地サイト固有の安全評価を実施することとされており、この安全評価では、不確実性の把握、評価及び取扱いに関する体系的な戦略の説明と、その戦略の実施が含まれなければならないとされている。

また、不確実性解析及び感度解析は、可能な解決範囲を示し、不確実性の影響を評価できるようにするために実施すること、モデルの不確実性も考慮しなければならないことが規定されている。さらに、場合により、リファレンスモデルについては、入力データ及び計算モデルの不確実性が大きい期間に対しても利用されなければならないが、この期間においては、定性的な論拠を補完的に使用すべきであるとされている。

2.8.7 セーフティケースの内容とレビュー

「発熱性放射性廃棄物処分に係る安全要件」では、第 7 章がセーフティケースと題されており、この中で、長期安全評価の実施やその内容に関する規定が設けられている。以下にそれらの内容を整理する。なお、「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」にはセーフティケースに関する規定は含まれていない。

長期安全性の証拠を提示するために、各段階での実質的な決定の前に、100 万年を対象に、包括的で処分場立地点固有の安全解析及び安全評価が実施されなければならないが規定されており、これには、最終処分場の長期安全性を裏付ける全ての情報、解析結果及び論拠を包含しなければならないこと、さらに、この評価が信頼に足るものであるという理由を示さなければならないことが規定されている。また、この評価には、以下を含むべきとされている。

- 最終処分場概念
- 品質保証を前提とした、立地点の調査からのデータ及び情報の収集、研究及び開発
- 品質保証を前提とした、人工バリアに関する要件の実施
- 安全性に関連するプロセスの特定、特性調査及びモデル化、並びにこれに関連するモデルの信頼形成及び品質確認
- 安全性関連シナリオの包括的な理解及び解析、並びにそれらシナリオの発生確率による分類
- 不確実性の理解、評価及び取扱いに関する体系的な戦略の説明並びに実施

さらにこの長期安全評価は、次の知見に基づくものとされている。

- 長期間を対象とする隔離機能を持つ岩盤領域の健全性についての説明
- 長期間を対象とする放射線学的状況の説明
- 最終処分場システムの工学的要素の頑健性の証明
- 臨界の排除

2.8.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

ドイツの地層処分に係る社会・ステークホルダーとのコミュニケーションについては、2013年7月に制定されたサイト選定法において、サイト選定時点での社会やステークホルダーの参加等に関する規定が存在している。この他に、放射性廃棄物処分一般に適用される原子力法及び環境適合性審査法において、環境適合性審査（環境影響評価に相当）におけるステークホルダーの関与などに関して規定されている。以下にこれらの法律の該当する規定内容を整理する。

(1) サイト選定法

サイト選定法では、第2章が「当局と公衆の参加」というタイトルがつけられており、サイト選定段階における公衆参加等のための規定が設けられている。

第8条では、連邦環境・自然保護・原子炉安全省（BMU）が、サイト選定基準等の検討・提案を行う高レベル放射性廃棄物処分委員会の活動終了後に、公益にかなう形でのサイト選定プロセスへの公衆の参加の実現を目指す社会諮問委員会を設立することが規定されている。

第 9 条では、連邦放射性廃棄物処分庁及び計画推進者は、サイト選定の早い段階から選定手続の全期間において、公衆が市民集会や市民対話、インターネットなどを通じて、処分計画の目的、手段、計画の実現状況や発生が予測される影響に関する情報を提供することが規定されており、公衆は、以下の各段階で見解を表明する機会を与えられると規定されている。

- ① 決定の基準のための高レベル放射性廃棄物処分委員会の提案
- ② 検討の対象となるサイト地域の提案と、地表からの探査を実施すべきサイトの選定
- ③ 地表からの探査計画及び評価基準
- ④ 地表からの探査結果に関する報告書、この報告書の評価、地下探査を実施すべきサイトの提案
- ⑤ 詳細な地下での地質学的探査計画及び評価基準の提案
- ⑥ 地下探査の結果とその評価
- ⑦ サイトの提案

さらに、連邦放射性廃棄物処分庁は、その他の公衆参加を促進すること、また、検討対象となったサイト地域やサイトに市民事務所を設置し、サイト選定の各段階において独立した専門的な助言を提供する役割を担うこととされている。

この他に、サイト選定法の第 10 条では、公衆参加の一環として市民集会を開催することが規定されている。市民集会は、連邦放射性廃棄物処分庁が、上記②、③、④、⑤、⑥の段階での意見表明での公衆との協力を目的として、計画対象範囲に含まれる地域内において開催する。

その他のステークホルダーの参加としては、第 11 条において州当局等の参加が規定されている。ここでは、高レベル放射性廃棄物処分委員会による決定の基礎となる提案の作成作業に州の関係当局や地方自治体などが参加することが規定されている。

サイト選定手続における影響を受ける地方自治体等の参加については、第 11 条においてサイト選定法が定めた場合に行われることとされている。サイト選定法では、以下の段階で影響を受ける地方自治体及び地主に対して、決定を行う上で重要な事実について意見を述べる機会を与えている。

- 地表からの探査サイトの決定

- 地下での探査サイトの決定
- 処分場サイトの提案

連邦放射性廃棄物処分庁は、地下での探査実施サイトの提案を BMU に対して伝達する前に、それまでのサイト選定手続は、サイト選定法や同法の定める基準等に従ったものであるか確認を行うこととなっている。この確認結果については異議申し立てが可能となっている。

(2) 原子力法及び環境適合性審査法

原子力法では、放射性廃棄物処分施設などでは計画確定手続の実施を規定しており、計画確定手続きにおいては環境適合性審査の実施を規定している¹⁰⁾。環境適合性審査については、環境適合性審査法に基づいて行われ、同法の第 9 条では公衆参加に関して、計画の環境影響に対して公衆の意見を聴取しなければならないことが規定されている。¹¹⁾

2.8.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

ドイツでは、サイト選定段階におけるサイト選定法に基づくサイトの決定や鉱山法において探査等における段階的な意思決定が導入されている。また、原子力法においても段階的な許認可手続が規定されている。定期的な安全レビューについては、発熱性放射性廃棄物処分の安全要件に関連した規定が存在している。

(1) サイト選定法

サイト選定法では、次の 3 段階で発熱性放射性廃棄物の処分場サイトを決定することが規定されている。

- 1) 地上からの探査サイトの決定
- 2) 地下での探査サイトの決定

地上からの探査結果等を受け提案された地下での探査の候補サイトから選定される。

- 3) サイトの決定

地下での詳細な探査結果等を受け、サイトの提案が行われ、提案されたサイトの中から処分場サイトが決定される。

なお、これらのサイトに関しては、連邦法を制定し決定が行われる。

(2) 鉱山法

連邦鉱山法では、地下での探査や掘削などの行為を行う場合には、操業計画を提出し、管轄当局から許認可を得ることを求めている。操業計画には、対象とする期間、計画の内容等により以下が存在している。

- 主操業計画：
事業の創設及び実施のため、原則として 2 年を超えない期間の行為について作成。
- 枠組み操業計画：
プロジェクトの状況に応じたより長期の特定の期間についての操業計画として作成。プロジェクトに環境適合性審査が必要な場合には、枠組み操業計画の策定が求められ、計画確定手続（許認可手続）が要求される。
- 特別操業計画
事業の特定部分又は特定のプロジェクトについて作成。
- 終了操業計画：
事業、プロジェクトの終了時に作成。

(3) 原子力法

原子力法では、放射性廃棄物処分施設に関しては、建設、操業、廃止措置のために計画確定手続を実施することが規定されている。また、その施設、または操業の著しい変更を行う場合には、計画確定手続を行う必要があるとされている。なお、2013 年 7 月にサイト選定法とともに制定された原子力法の改正法では、連邦法によって処分場サイトが確定された場合には、計画確定の代わりに許可が発給されると規定されている。この規定は、サイト選定法により発熱性放射性廃棄物処分場のサイトが選定された場合が該当するため、今後計画確定手続が行われる可能性があるのは、非発熱性放射性廃棄物処分場の場合のみである。

(4) 発熱性放射性廃棄物処分の安全要件（定期安全レビューの取扱い）

発熱性放射性廃棄物処分の安全要件では、定置期間中においては 10 年ごとに安全性にか

かわる技術の最新状況の変化をレビューし、セーフティケースの確認を行わなければならないことが規定されている。

また、定置期間中、廃止措置中及び廃止措置後の一定期間においては、安全評価やセーフティケースへの入力データ、仮定等が維持されていることを確認するために、モニタリングプログラムや情報保存プログラムを実施することが義務付けられている。この他にセーフティケースのデータ、説明内容や仮定からの大きな逸脱が確認された場合には、その安全性に対しての影響を評価すべきとされている。

2.8.10 可逆性と回収可能性

(1) 発熱性放射性廃棄物処分

前述のように、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」の策定以前には、発熱性放射性廃棄物処分に対しても 1983 年に策定された「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」が適用されることとなっていた。「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、放射性廃棄物処分を、「放射性廃棄物の保守が不要な無期限の安全な処分」として定義しており、回収可能性や可逆性についての規定は含まれていなかった。2010 年に策定された「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」においても、処分場について閉鎖後段階における放射性廃棄物の確実な長期閉じ込めのために、どのような介入も保守作業も必要がないように、建設され、操業されなければならないと規定されている。しかし、同安全要件では、500 年間にわたり緊急回収のための廃棄物パッケージの健全性が維持されなくてはならないこと、操業期間中の回収可能性を維持することが規定されている。

さらに、2013 年 7 月に制定されたサイト選定法では、同法に基づき設置される「高レベル放射性廃棄物処分委員会」が、放射性廃棄物の取り出し、回収、回収可能性などを含む問題についても検討し、提案を行うことが規定されている。

(2) 非発熱性放射性廃棄物処分

「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、処分を放射性廃棄物の保守が不要な無期限の安全な処分と定義しており、また、工業的規模の処分では、廃棄物を取り出すことの必要のないプロセスや方法を用いることが規定されており、回収可能性や可逆性に関する規定は存在しない。

2.8.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

ドイツでは許認可終了後の制度的管理に関しては、管理の方法や主体などに関する具体的な法規定は存在しない。「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、処分場の廃止措置後、証拠保全及び管理措置の実施を義務付けているが、具体的な内容や実施組織については、処分場の閉鎖作業終了前の適切な時期に定めるとされている。

2.8.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、定置期間中、廃止措置中及び廃止措置後の一定期間においては、安全評価やセーフティケースへの入力データ、仮定等が維持されていることを確認するために、モニタリングプログラムや情報保存プログラムを実施することが義務付けられている。

また、非発熱性放射性廃棄物の処分に関しては、「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」において、処分施設の建設、操業及び閉鎖は、閉鎖後段階で特別の管理・監視プログラムが不要となるように実施しなければならないことが規定されており、能動的な管理に関する規定は存在していない。

2.8.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

(1) 発熱性放射性廃棄物処分

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、閉鎖実施後の期間にわたり、廃棄物の永続的な閉じ込めを脅かす人の活動が最終処分場の領域内で実施されないように、現実的に実現できる限り有効に働く、管理上の予防措置を講じるべきであると規定されているが、具体的な予防措置の内容については言及されていない。

また、文書の管理については、以下の内容を含む文書について少なくとも 2 ヶ所の異なる場所に保存しなければならないことが規定されている。

- 最終処分場の鉱山測量上のデータ、及びそれらの経時的進捗遷
- 定置される個別の廃棄物及びそれらの安全技術上重要な特性に関するすべての関連情報
- 最終処分場の建設、定置作業及び廃止措置の際に立案され、かつ、講じられた技術的措置
- 全ての測定プログラムの結果

- 最終処分場鉱山及びその周辺における進展についてのすべての予測
- 作業安全性及び長期安全性に関して保存された記録

(2) 非発熱性放射性廃棄物処分

非発熱性放射性廃棄物の処分におけるマーカーの設置に関して、「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、処分施設の郊外表示は不要であることが規定されている。また、処分された廃棄物の特性や重要な技術的措置の記録を適切な場所に保存しなければならないことが規定されている。

2.8.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

併置処分や性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価に関する規定は存在しない。

2.8.15 暫定保管・長期保管

ドイツの放射性廃棄物処分に係る法制度における、暫定保管—「回答、高レベル放射性廃棄物の処分について」（日本学術会議、2012年9月11日）で見られる用語—に関連するものを以下に示す。

2013年7月に制定されたサイト選定法では、高レベル放射性廃棄物等の暫定保管・長期保管の検討に関連した「高レベル放射性廃棄物処分委員会」の役割が規定されている。同法では、「高レベル放射性廃棄物処分委員会」は、高レベル放射性廃棄物の地層処分以外の可能性について科学的調査を行うべきか、また、この調査を実施する場合に、調査期間中に廃棄物を中間貯蔵施設に貯蔵しておくべきか検討し提案することが規定されている。

2.8.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

損傷燃料の処理に関連した要件としては、2001年4月に策定された「貯蔵キャスクでの使用済燃料集合体の乾式貯蔵のための安全ガイドライン」に規定が存在している。同ガイドラインでは、燃料集合体の貯蔵、取扱、輸送及び排出中の燃料集合体構造の機械的完全性を確保しなければならないこと、欠陥のある燃料棒の安全確保のためには、気密性の被覆や吸水剤などの特殊な手段を用いる必要があることが示されている。

(2.8 参考文献)

- 1) Safety Criteria for the Final Disposal of Radioactive Waste in Mines (1983.4.20)
- 2) <http://www.bmu.de/themen/atomenergie-strahlenschutz/atomenergie-ver-und-entsorgung/endlagerung/sicherheitsanforderungen/>
- 3) BMU, Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle (Stand 30. September 2010), 2010 年 9 月 30 日
- 4) Gesetz zur Suche und Auswahl eines Standortes für ein Endlager für Wärme entwickelnde radioaktive Abfälle (Standortauswahlgesetz – StandAG) vom 23. Juli 2013
- 5) Bundesberggesetz (1980.8.13)
- 6) BMU, Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle. Entwurf, 2008 年 7 月 29 日
- 7) RSK, Zeitrahmen für die Beurteilung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle (Anlage 1 zum Ergebnisprotokoll der 233. RSK Sitzung am 26.06.1988, 1988 年 6 月 26 日
- 8) Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vom 22 Mai 2002", 2002 年 5 月 22 日
- 9) Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung - StrlSchV) , 2001 年 7 月 20 日/2008 年 8 月 29 日
- 10) Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) , 1959 年 12 月 23 日/2009 年 3 月 17 日
- 11) Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung(UVPG), 1990 年 2 月 12 日/2006 年 12 月 21 日

2.9 ベルギーにおける放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

ベルギーの高レベル放射性廃棄物及び長寿命低中レベル放射性廃棄物の処分は、研究開発段階であるため、現状、安全基準や指針等の策定はされていない。また、短寿命低中レベルの処分に関しては、処分サイトが決定しており、規制指針が検討されているが、詳細は不明である。ベルギーでは、放射性廃棄物処分に関する安全規制は定められていないが、2010年に「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」¹⁾が作成された。この王令草案は、放射性廃棄物の種類を問わないもので、現在建設許可手続きが進められているカテゴリA廃棄物の浅地中処分場の建設・操業に係る許認可・規制制度を設定することを目的として策定作業が進められているが、カテゴリB及びC廃棄物を含む全ての放射性廃棄物の処分に適用されるものである。以下に、ベルギーにおける安全基準及び指針等を表 2.9-1 に示す。

表 2.9-1 ベルギーにおける放射性廃棄物の種類と適用される安全基準・指針等

廃棄物の種類	適用されるサイト	安全基準・指針等
カテゴリ A 廃棄物	デッセル自治体	規制指針のドラフト版「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令」は策定されているが、現時点では発令されていない。
カテゴリ B 廃棄物 カテゴリ C 廃棄物	未定 (リファレンスサイト：モル・デッセル原子力地域)	策定されていない。
カテゴリ R 廃棄物※	未定	未定
(上記の廃棄物に共通)		<ul style="list-style-type: none"> ・放射線防護・連邦原子力管理庁 (FANC) 設置法 (1994 年) ・放射線防護令 (2001 年)

※オレンにあるユミコア社のラジウム鉱石の採石等の活動により発生した廃棄物。

ベルギーでは、「放射線防護及び連邦原子力管理庁 (FANC) 設置法」に原子力分野の安全及び規制体制、同法に基づく「放射線防護に関する王令 (2001.7.20)」(GRR-2001)²⁾に原子力施設全般に関する許可制度をそれぞれ定めているが、放射性廃棄物の処分施設の安全性に係る法令は定められていない。また、草案ではあるが、2011年に「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令」が公表されている。

(1) 電離放射線の危険に対する公衆、職業人、環境の防護に関する一般規則を定める 2001 年 7 月 20 日の王令 (GRR-2001) [放射線防護令] (2001 年)

原子力令 (PGIPRI) は、原子力施設を I から IV の施設にクラス分けをして、それぞれの許認可手続を規定しており、放射性廃棄物の最終処分場の設置はクラス I の事業に分類されている (表 2.9-2)。なお、同令では、放射性廃棄物処分に特化した規定や安全基準等についてを規定していない。

表 2.9-2 「放射線防護令 (GRR-2001)」の構成及び内容

セクション	
第 6 条	クラス I の事業施設の許認可制度
第 18 条	放射性固体廃棄物の処分、リサイクルまたは再利用の許可
第 20 条	線量の制限 (一般規定、公衆・作業者に対する線量限度など)
第 35 条	固体廃棄物の回収、処理及び処分

(2) 放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案 (2010 年公表)

カテゴリ A 廃棄物処分に関する 2006 年 6 月 23 日の閣議決定を受けて、放射性廃棄物処分施設に関する具体的な規制の枠組みを設定するために、2010 年に「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」が作成され、同年 9 月 1 日から 10 月 31 日までパブリックコメントが実施された。王令案の第 2 章適用範囲では、「本王令は、放射性固体廃棄物の全ての最終処分施設に適用される」としており、この規定はカテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分にも適用される予定である。

2.9.1 立地選定段階における規制側の関与

ベルギーでは 2020 年に ONDRAF/NIRAS による地層処分研究開発の成果として地層処分の安全性・実現可能性報告書が取りまとめられ、その後サイト選定が開始される予定である。そのため、現段階では規制側の関与は行われていない。地層処分サイトの選定等の具体的な検討は、現在進められている研究開発の成果をもとにして実施される予定である。

処分場のサイト選定作業は開始されていないため、処分候補サイトは未定である。ただし、地層処分の候補地層としては、標準ケースでブーム粘土層、代替ケースとしてイプレシアン粘土層が検討されており、それぞれの参照サイトとしてモルーデッセル地域、ドール地域が挙げられている。ベルギーでは、地下研究所のあるモルモサイト候補から除外さ

れてはいない。

ONDRAF/NIRAS は 2001 年 12 月に「安全評価・実現可能性第 2 次中間報告書 (SAFIR2)」3 を出版しており、その出版前に外部専門家によるレビューが実施されている。そのレビューにおいて、SAFIR 2 報告書に関する結論及び今後の研究開発プログラムに関する優先事項について勧告がされており、この勧告において、粘土層での処分システムの実現可能性について問題はないと評価している。

SAFIR2 においては、規制当局 FANC による評価の実施状況は公表されていない。SAFIR2 の出版後に、OECD/NEA の国際レビューチームによりピアレビューがなされており、2003 年に、Boom 粘土層は処分システム全体で天然バリアとして基礎的な役割を果たすことが確認されたとの評価を得ている。

2.9.2 評価期間の考え方

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010 年)には、評価期間に関する規定はない。

2.9.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010 年)では、貯蔵システムが電離放射線に対する防護の最適化原則を実施した結果として得られていることを示すこととしている。

2.9.4 人間活動の影響

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010 年)には、人間活動の影響に関する規定はない。

2.9.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010 年)には、公衆の構成員の被ばくに関して線量拘束値 $0.3\text{mSv}/\text{年}$ を超過することはできないと規定している。

2.9.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010年)では、不確実性の管理に対して適切なプログラムを実施することとしているが、具体的な記述はない。

2.9.7 セーフティケースの内容とレビュー

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010年)では、セーフティケースに相当するものとして、安全報告書の作成を規定している。規制当局の連邦原子力管理庁及び科学審議会による申請書類の審査については規定されているが、安全報告書のレビューに関する直接の規定はない。

2.9.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010年)では、申請書・見解書等の閲覧及び異議申し立てについて規定している。

2.9.9 段階的意思決定(定期的な安全レビュー(PSR)の扱いを含む)

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」(2010年)は、放射性廃棄物処分場の建設・操業に係る許認可制度について規定しているが、段階的意思決定に関する規定はない。なお、実施主体の ONDRAF/NIRAS は、研究開発の中間とりまとめとして作成した「安全評価・実現可能性第2次中間報告書(SAFIR2)」において、段階的意思決定について検討している。

2.9.10 可逆性と回収可能性

可逆性や回収可能性に関する規定はない。現行の政策は、回収を除外する措置を採ることを防ぐことであるが、回収可能性を求めるものではない。

許認可プロセスを表す規制上の枠組みは、現在策定中であり、許認可プロセスは段階的アプローチに基づいている。回収可能性の役割は、まだ決まっていない。規制上の枠組みは策定中であり(王令(許認可手順、安全参考レベル)およびガイダンス)、可逆性や回収可能性についての特定の規制要件はない。

SAFIR2 においては、回収可能性は、処分場の開発の段階毎に次のように考察される(図 2.9-1)。

第1 段階：地上での中間貯蔵及び第2 段階

処分場の設計及び処分ギャラリーの建設中間貯蔵の段階では、回収可能性は操業安全の一部に位置付けられる。処分場の設計段階で選定したオプションによって、定置後の回収可能性が左右される。

第3 段階：処分ギャラリーへの放射性廃棄物の定置

放射性廃棄物の定置は、廃棄物処分を受容でき、安全な解決策であるとの合意が得られることで決定されるものであり、この決定では廃棄物の回収を意図するものではない。一方、ONDRAF/NIRAS のガラス固化体及び使用済燃料処分のリファレンス設計では、一定期間の回収を可能とするものとなっている。ガラス固化体のオーバーパックについては300 年、使用済燃料の容器については2,000 年の寿命を持つことから、長期のハンドリングが可能である。

処分場の操業中は、建設作業と定置作業が重なることはなく、また地下での定置作業は機械を用いて行うことなどから、この段階での回収可能性は操業安全に位置付けられる。

第4 段階：メインギャラリー及び立坑が開放状態のままの期間

この段階では放射性廃棄物へのアクセスを閉ざす措置を講じないため、回収可能性は維持される。この段階によって、その後の意思決定に応じた柔軟な措置が可能となる。

第5 段階：メインギャラリー及び立坑の埋め戻し、閉鎖

坑道内のインフラが撤去され、メインギャラリー及び立坑が埋め戻し、閉鎖された後は、放射性廃棄物には容易にアクセスできなくなる。廃棄物の回収にはインフラを新たに整備する必要があるが、埋め戻し・閉鎖前に比べて回収は困難になるが、定置された廃棄物の位置等の情報は保存されるため、回収可能性は保持される。

第6 段階：操業後段階（制度的管理あり）及び7 段階：操業後段階（制度的管理なし）

閉鎖直後は、記録保存及びモニタリングによるデータの取得、並びに廃棄体容器の寿命から、回収可能性は維持されると考えられる。数百年から数千年後は、廃棄体容器の状態が維持されないため、もはや回収可能な段階とは言えなくなる。

回収可能性を維持するために、メインギャラリー及び立坑が開放状態のまま保持する期間の延長を選択した場合、長期安全性について以下の影響が同時、かつ複合して発生することが予想される。

- ・ 化学的影響：粘土中の鉱物の酸化により、酸性化する。
- ・ 水利学的影響：粘土層表面の乾燥により、粘土層の酸化を加速する。
- ・ 力学的影響：坑道壁面の安定性に影響が及ぶ。
- ・ 熱影響：廃棄物から発生する熱により、化学的影響などとの複合的影響が生じる。

ただし、メインギャラリー及び立坑が開放状態の保持が長期化すると、政治的、経済的及び社会的な状況が変化することから、処分場を適切に閉鎖することも、規制あるいは監督官庁が処分場の安全性を評価することもできなくなる可能性が出てくる。

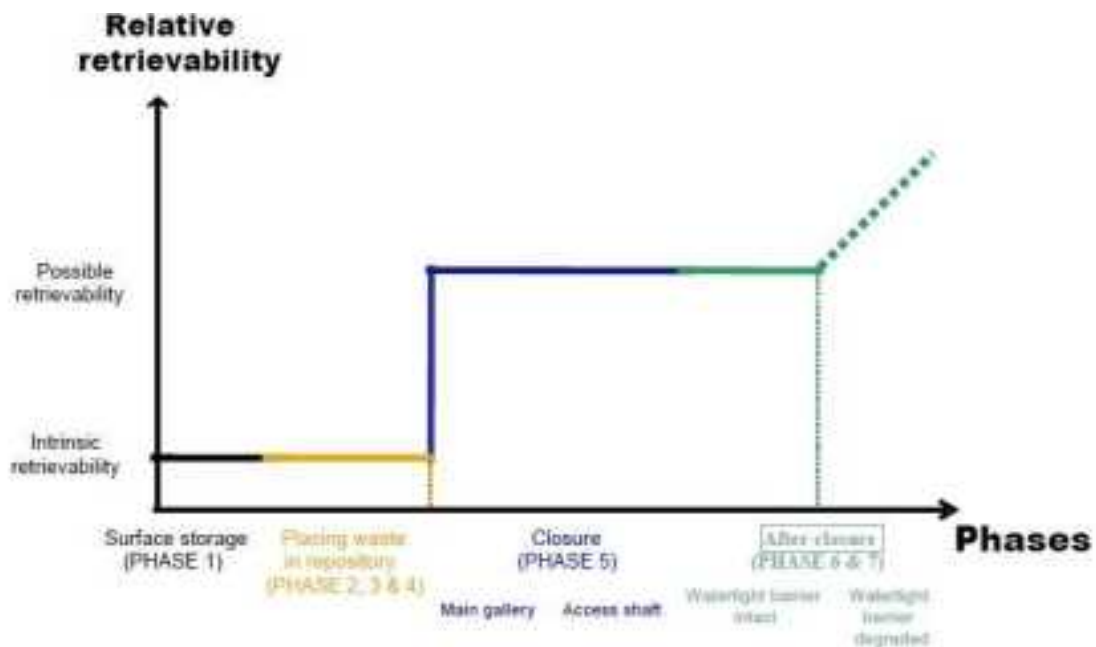


図 2.9-1 処分場の建設・操業・閉鎖後の各段階における回収可能性の推移

SAFIR 2 報告書査読委員会の評価：制度的管理に関する事項

1999 年 12 月の ONDRAF/NIRAS 理事会の決定を受けて、SAFIR2 報告書の最終化を図るために設置された SAFIR 2 報告書査読委員会（以下、査読委員会という）は、閉鎖後の回収可能性について次のようにコメントしている。

○廃棄物の回収可能性

査読委員会は、廃棄物の回収可能性に関してこれまで特別の要求は提示されていないと

認識しているにもかかわらず、カテゴリ C 廃棄物に対する現在の技術的な処分概念には、固有の回収可能性が既にある程度備えられている。ある期間の間、定置された一次廃棄物パッケージを回収することは実際に可能である。メインギャラリ及び立坑が段階的に閉鎖された後に廃棄物を回収することも可能ではあるが、次第に厄介なものとなることは明らかである。

- ・ 査読委員会は、特定の期間、一旦埋設した廃棄物を、それが埋設された時と同じ条件で安全に回収できるように考慮した技術概念を今後開発していくことが重要であると信ずる。
- ・ 処分システムに導入される回収装置は、システムの性能及び安全性を阻害するものであってはならない。こうした装置が長期安全性に及ぼす影響について、詳細に検討しなければならない。
- ・ 安全上及びフェージビリティ上の理由から、意思決定プロセスが進展するにつれて廃棄物回収の機会は少なくなると仮定することができる。したがって、いずれは回収可能期間の長さを制限すべきであり、その長さは廃棄物のタイプ及び処分施設のタイプに応じて調整すべきであると勧告する。この期間の定義を行わなければならない。
- ・ 査読委員会は、回収可能性の技術面及び安全面のほかに、その倫理的及び経済的側面についても検討すべきであると勧告する。

○その他

柔軟性 (flexibility) : SAFIR2 では、可逆性に相当する概念として「柔軟性 (flexibility)」という用語を用いている。

柔軟性 (flexibility) に関連する設計の要件

処分システムは、処分場の閉鎖が最終決定される前に数多くの決定がなされる段階的なプロセスにより開発及び実行される。このプロセスには数十年を要することになる。

「柔軟な (flexible)」という用語は、(廃棄物処分に関する) 技術的解決策の開発及び実行の期間中に、単純に既に決定された段階 (1 段階あるいは数段階) に逆戻りする、あるいは決定を一定期間先送りにする可能性が維持されているという文脈で用いる。「柔軟性 (flexibility)」は、政治上・経営上の決定及び技術上の決定の両方について言及される。処分場は、十分に柔軟な方法によって操業・管理・閉鎖ができるように設計されなければな

らない。

柔軟性は、政治上・経営上の決定に影響を与えることから、意思決定プロセスにおける非常に長い期間にわたって、代替オプションが活用できなければならないことを意味する。

このことは、例えば、様々な構成要素の耐久性について十分な余裕代を持って、処分場が設計されなければならないことを意味し得る。技術上の決定における柔軟性は、例えば、事業の実施段階で得られる新たな知見及び情報が、実施プロセスに組み込むことができることを意味する（例えば、廃棄体オーバーパックあるいは処分ギャラリの埋め戻し材の新素材の採用、さらには処分場の設計変更）。

2.9.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」（2010年）には、許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等に関する規定はない。

2.9.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

ベルギーでは放射性廃棄物の処分に関する安全規制は現在整備されていないことから、廃棄物のカテゴリ毎の検討状況として、カテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分については、研究開発の中間とりまとめとして作成された「安全評価・実現可能性第 2 次中間報告書（SAFIR2）」における制度的管理の検討状況を整理する。また、「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」（2010年）では、安全報告書に挙げるべき要素として操業期間及び操業後期間（閉鎖後の管理段階）における環境モニタリングプログラムを記載することを規定している。

実施主体の ONDRAF/NIRAS は、処分概念の検討段階ではあるが、SAFIR2 において制度的管理に関する以下の検討を行っている。

○閉鎖後のモニタリング

処分システムの信頼性は、人工バリア及び天然バリアによって確保され、将来世代の負担になるモニタリングに依存しないことが大前提となる。しかし、処分場の閉鎖の直後に、処分場の操業者（ONDRAF/NIRAS）あるいは監督官庁が短期的にモニタリングを実施する余地は残される。その目的の一つとして、処分場の安全性について関心を持つ市民、団体の信頼を醸成することが挙げられる。また、閉鎖後の一定期間のモニタリングの実施は、

処分場設置の許認可要件あるいはその他の法的要件となる可能性がある。

ただし、どのような目的で実施するにしても、モニタリングにより処分場の長期性能を低下させるべきではない。処分システムに影響を及ぼすリスクを低減するために、遠隔技術の採用なども検討すべきである。

○SAFIR 2 報告書査読委員会の評価：制度的管理に関する事項

この他、1999 年 12 月の ONDRAF/NIRAS 理事会の決定を受けて、SAFIR2 報告書の最終化を図るために設置された SAFIR 2 報告書査読委員会は、閉鎖後のモニタリングについて次のようにコメントしている。

査読委員会は、処分施設の各段階におけるモニタリングの役割とその正確な内容に関しては、まだ情報がかなり不足していると理解している。

- ・ 処分施設閉鎖後のモニタリングに関する技術要件（パラメータの設定、計測装置等）が設定されなければならない。査読委員会は、特に実証段階において、こうした側面に対して必要な注意を向けるべきであると勧告する。
- ・ 査読委員会は、廃棄物の回収可能性及び計測装置の耐久性の観点からのモニタリングの役割を明確にすべきであると勧告する。
- ・ より総合的なレベルでは、査読委員会は、保障措置の観点からモニタリング及び回収可能性に対して課せられる要求の評価を行わなければならないと信ずる。

2.9.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

ベルギーでは放射性廃棄物の処分に関する安全規制は現在整備されていないことから、廃棄物のカテゴリ毎の検討状況として、カテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分については、研究開発の中間とりまとめとして作成された「安全評価・実現可能性第 2 次中間報告書（SAFIR2）」における制度的管理の検討状況を整理する。また、「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」（2010 年）の規定を整理する。

実施主体の ONDRAF/NIRAS は、処分概念の検討段階ではあるが、SAFIR2 において制度的管理に関する以下の検討を行っている。

○標識

標識については、人間侵入の可能性を制限するために、処分場の閉鎖の要件として法制化される可能性があるとしている。

○記録保存

次の目的により、処分システム及び定置した廃棄物に関するデータを保存する。

- ・短期的には、廃棄物の回収が決定された場合に、廃棄物を効率的かつ安全に回収するための情報を提供するため。
- ・中・長期的には、人間侵入を防止するために必要な情報を確保するため。（さらに、偶発事故あるいは人間侵入後の適切な対応検討を可能にするため。）処分場の閉鎖前に保存すべき情報は、主として以下で構成される。
- ・処分場のシール材の特性
- ・主坑道、連結坑道及びアクセス坑道の埋め戻し材の特性
- ・標識の位置

これらのデータは、次の情報を含む、予めカタログが作成された情報を保管する。

- ・処分場の地理的位置
- ・処分場の幾何学的特性
- ・処分場の構成材に使用された物質のインベントリ、各構成材の位置
- ・処分場の定置された廃棄物の詳細なインベントリ、廃棄物の種類毎の位置、各廃棄物パッケージの特性
- ・安全評価（安全目標及び戦略を含む）

ONDRAF/NIRAS は、データを整備した後、保管のためにその写しを幾つかの機関（例えば、国立公文書館）に送付する。データの保存は、同時に、幾つかの媒体（磁気媒体、マイクロフィルム、紙）によって行う。理想的には、これらの媒体の有効期限が切れる前に新たな媒体に保存し直す。データのコピーは全て、海外の公的機関あるいは国際機関でも保管する。

処分場の位置及びサイトの情報は、国及び地域のスケールの地理情報として表示する。

2.9.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

併置処分や性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価に関する規定はない。

2.9.15 暫定保管・長期保管

暫定保管・長期保管に関する規定はない。

2.9.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

損傷燃料・溶融燃料の処理・処分に関する規定はない。

(2.9 参考文献)

- 1) 放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案 (2010 年公表)
- 2) 電離放射線の危険に対する公衆、職業人、環境の防護に関する一般規則を定める 2001 年 7 月 20 日の王令 (GRR-2001) [放射線防護令] (2001 年)
- 3) 安全評価・実現可能性第 2 次中間報告書 (SAFIR2)

2.10 IAEA における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

国際機関として、国際原子力機関（IAEA）を対象として、放射性廃棄物処理処分に係る最新の安全基準、指針等の検討状況、その内容を整理する。

国際原子力機関（IAEA）では、「安全原則（Safety Fundamentals）」、「安全要件（Safety Requirements）」、「安全指針（Safety Guides）」の階層を持った安全基準・指針類の策定を行っている。さらに、2008 年からは、安全要件は、「一般安全要件（General Safety Requirements）」、「特定安全要件（Specific Safety Requirements）」に、安全指針は「一般安全指針（General Safety Guides）」、「特定安全指針（Specific Safety Guides）」に区分されて検討・策定されている（図 2.10-1 及び図 2.10-2 参照）。

また、IAEA での放射性廃棄物処分を対象とした安全基準文書の策定状況を表 2.10-1 に示す。



図 2.10-1 IAEA の安全基準文書の階層構造



図 2.10-2 IAEA の安全基準文書の階層構造と適用先

表 2.10-1 IAEA での放射性廃棄物処分を対象とした安全基準文書の策定状況

IAEA 文書の階層	文書名	策定状況
安全原則	No.SF-1「基本安全原則」(2006年)	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)	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)	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)	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)	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)	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)	すでに最終版が出版されている
	DS357「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」	STEP 14 (安全基準文書の出版) /14にある。2013年3月の安全基準委員会 (CSS) で出版が承認されている。

ここでは、表 2.10-1 に示した IAEA 安全基準文書について、文書の概要を整理する。
また、放射性廃棄物の地層処分及び余裕深度処分に相当する埋設処分等の長期的な安全

性に関する情報（評価期間及び不確実性の取扱い、利用可能な最善の技術（BAT）、長期的安全基準、セーフティケース等）については、最終的な安全基準文書として出版されていること、有用な関連情報が含まれているものと考えられるため、表 2.10-1 の IAEA 安全基準文書のうち、以下の文書についての規定内容の整理を行う（2.12.1 以降を参照）。

- 1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」（2011 年）
- 2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」（2011 年）
- 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」（2012 年）

具体的な調査項目は下記のとおりである。なお、上記の IAEA 安全基準文書は、余裕深度処分（中レベル放射性廃棄物の処分）にも適用される。

- 1) 立地選定段階における規制側の関与
- 2) 評価期間の考え方
- 3) 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）
- 4) 人間活動の影響
- 5) 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠
- 6) 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い
- 7) セーフティケースの内容とレビュー
- 8) 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション
- 9) 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）
- 10) 可逆性と回収可能性
- 11) 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等
- 12) 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）
- 13) 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）
- 14) 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）
- 15) 暫定保管・長期保管
- 16) 損傷燃料・熔融燃料の処理・処分

(1) 安全原則 No.SF-1「基本安全原則」

安全原則 No.SF-1「基本安全原則」（2006 年）は、安全原則に分類される安全基準文書

である、1993年6月のIAEA安全シリーズNo.110「原子力施設の安全」、1995年3月のIAEA安全シリーズNo.111-F「廃棄物管理の原則」、1995年6月のIAEA安全シリーズNo.120「放射線防護及び放射線源の安全」の3つの文書について、IAEA安全基準が適用される全ての領域にわたって共通の安全原則として策定されたものである。

安全目標、安全原則として示される考え方は、以下のとおりである。

- ・安全目標：基本的な安全目標は、電離放射線の有害な影響から人間及び環境を防護することである。
- ・安全原則
 - －原則1：安全に対する責任；安全に対する主要な責任は、放射線リスクのもととなる施設及び活動に責任を有する個人又は組織が負わなくてはならない。
 - －原則2：政府の役割；安全に関する有効で法的な行政上のフレームワークは、独立した規制機関を含んで、確立され、維持されなければならない。
 - －原則3：安全に関する指揮及び管理；関連する組織並びに放射線リスクのもととなる施設及び活動では、安全に関する有効な指揮及び管理が確立され、維持されなければならない。
 - －原則4：施設及び活動の正当化；放射線リスクのもととなる施設及び活動は、全体的にみて便益を生み出すものでなければならない。
 - －原則5：防護の最適化；合理的に達成可能な最高レベルの安全性を提供するように、防護は最適化されなければならない。
 - －原則6：個人に対するリスクの限度；放射線リスクの管理に関する処置は、いかなる個人も損害の許容できないリスクを負わないことを確保しなければならない。
 - －原則7：現在及び将来の世代の防護；人間及び環境は、現在及び将来において、放射線リスクに対して防護されなければならない。
 - －原則8：事故の防止；全ての実行可能な努力が、原子力または放射線の事故を防止し、緩和するようになるためになされなければならない。
 - －原則9：緊急事態への準備と対応；原子力または放射線に関する出来事（incidents）に対する緊急事態への準備と対応に関する措置を講じなければならない。
 - －原則10：存在あるいは規制されていない放射線リスクを低減するための防護行為；存在あるいは規制されていない放射線リスクを低減するための防護行為は、正当化及び最適化されなければならない。

安全原則 No.SF-1「基本安全原則」の構成を表 2.10-2 に示す。

表 2.10-2 安全原則 No.SF-1「基本安全原則」の構成

章構成	節構成
緒言	
合同協賛組織による序文	
1. はじめに	
	背景 (1.1-1.7)
	本出版物の目標 (1.8)
	範囲 (1.9-10)
	構成 (1.11)
2. 安全目標 (2.1-2.3)	
3. 安全原則	
	はじめに (3.1-3.2)
	原則 1: 安全に対する責任 (3.3-3.7)
	原則 2: 政府の役割 (3.8-3.11)
	原則 3: 安全に関する指揮及び管理 (3.12-3.17)
	原則 4: 施設及び活動の正当化 (3.18-3.20)
	原則 5: 防護の最適化 (3.21-3.24)
	原則 6: 個人に対するリスクの限度 (3.25-3.26)
	原則 7: 現在及び将来の世代の防護 (3.27-3.29)
	原則 8: 事故の防止 (3.30-3.33)
	原則 9: 緊急事態への準備と対応 (3.34-3.38)
	原則 10: 存在あるいは規制されていない放射線リスクを低減するための防護行為 (3.39-3.40)
ドラフト及び審査への寄稿者	
IAEA 安全基準の是認に関係する機関	

(2) 一般安全要件 No. GSR Part 4「施設及び活動に対する安全評価」

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)は、原子力施設及び活動の安全評価が満足すべき一般的に適用される要件を確立することを目的として、特に、深層防護、定量的な評価、段階的なアプローチに特別な配慮を行っている。また、安全評価の実施者、使用者が行う必要のある安全評価の独立した検証にも留意している。

適用対象となる施設は、原子力発電所、核燃料サイクル施設、放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分施設などとし、適用対象となる活動としては、放射線源の製造・使用・輸出入、放射性物質の輸送、施設の廃止措置・解体閉鎖、放射性廃棄物処分場の閉鎖などが列挙されている。

規定している要件としては、安全評価に係る一般的な要件、特定の要件、深層防護及び安全裕度、安全解析、文書作成、独立した検証、並びに安全評価のマネジメント、使用及

びメンテナンスに係るものとして、24 件の要件が示されている。

一般安全要件 No. GSR Part 4「施設及び活動の安全評価」の構成を表 2.10-3 に示す。

表 2.10-3 一般安全要件 No. GSR Part 4「施設及び活動の安全評価」の構成

章構成	節構成
1.はじめに	
	背景(1.1-1.2)
	目標(1.3-1.5)
	範囲(1.6-1.9)
	構成(1.10)
2.安全評価に要求される基礎(2.1-2.7)	
3.安全評価の段階的なアプローチ	
	要件 1：段階的なアプローチ(3.1-3.7)
4.安全評価	
	一般的な要件(4.1-4.15)
	要件 2：安全評価の範囲(4)
	要件 3：安全評価に対する責任(4.1-4.2)
	要件 4：安全評価の目的(4.3-4.15)
	特定の要件(4.16-4.44)
	要件 5：安全評価のための準備(4.18)
	要件 6：可能性のある放射線リスクの評価(4.19)
	要件 7：安全機能の評価(4.20-4.21)
	要件 8：サイト特性の評価(4.22-4.23)
	要件 9：放射線防護の規定の評価(4.24-4.26)
	要件 10：工学的側面の評価(4.27-4.37)
	要件 11：ヒューマンファクターの評価(4.38-4.41)
	要件 12：施設または活動のライフタイムにわたる安全性の評価(4.42-4.44)
	深層防護及び安全裕度(4.45-4.48)
	要件 13：深層防護の評価(4.45-4.48)
	安全解析(4.49-4.61)
	要件 14：安全解析の範囲(4.49-4.52)
	要件 15：決定論的及び確率論的なアプローチ(4.53-4.56)
	要件 16：安全性の判断基準(4.57)
	要件 17：不確実性及び感度解析(4.58-4.59)
	要件 18：コンピュータコードの使用(4.60)
	要件 19：操業経験データの使用(4.61)
	文書作成(4.62-4.65)
	要件 20：安全評価の文書作成(4.62-4.65)
	独立した検証(4.66-4.71)
	要件 21：独立した検証(4.66-4.71)
5.安全評価のマネジメント、使用及びメンテナンス	
	要件 22：安全評価のマネジメント(5)
	要件 23：安全評価の使用(5)
	要件 24：安全評価のメンテナンス(5.1-5.10)
参考文献	

(3) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」(2011年)は、全ての種類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り、処分施設の操業中、閉鎖後における放射線学的リスクに対する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に、処分場のサイト選定及びその評価、並びに設計、建設、操業及び閉鎖に係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 2.10-4 に示す。

表 2.10-4 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の
	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	
	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

章構成	節構成
	セーフティケースと安全評価
	要件 12：処分施設のセーフティケース及び安全評価の準備、承認及び使用
	要件 13：セーフティケース及び安全評価の範囲
	要件 14：セーフティケース及び安全評価の文書化
	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：処分施設的设计
	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	

(4) 一般安全指針 No. GSG-1「放射性廃棄物の分類」

一般安全指針 No. GSG-1「放射性廃棄物の分類」（2009年）の策定目的は、廃棄物の処分との関り合いで、長期安全性としての廃棄物の処分の検討に基づいて、放射性廃棄物を分類する一般的スキームを示すこととされている。本安全指針は、放射性廃棄物に関する他の IAEA 安全基準とともに、適切な廃棄物管理戦略の開発と実行を支援し、加盟国間の意思疎通及び情報交換を促進するものともされている。

廃棄物の分類については、以下の 6 つの廃棄物クラスが特定されており、分類スキームの根拠として使用されている。

- ① 規制免除廃棄物 (EW)：放射線防護の目的のための規制管理からのクリアランス、免除または除外の基準を満たす廃棄物。
- ② 極短寿命廃棄物 (VSLW)：最長数年間の限定的な期間、減衰のために貯蔵した後、規制機関が承認する措置に従って、管理対象外での処分、使用または排出のために除外できる廃棄物。このクラスは、主として半減期が非常に短い放射性核種を含有し、研究及び医療用途に使用された廃棄物を含む。
- ③ 極低レベル放射性廃棄物 (VLLW)：EW としての基準を満たさないが、高いレベ

ルの閉じ込めや隔離を必要とせず、したがって、限定された規制管理を伴う浅地中の埋設施設での処分に適している廃棄物。そのような埋設施設には、他の有害廃棄物も含まれることがある。このクラスの典型的な廃棄物には放射能濃度が低い土壌やがれきを含む。VLLW 中の長寿命放射性核種の濃度は、一般的に非常に限定される。

- ④ 低レベル放射性廃棄物 (LLW) : クリアランスレベルを超えているが、長寿命放射性核種が限定的な廃棄物。この廃棄物は最長数百年間の頑健性のある隔離と閉じ込めを必要とするため、浅地中の工学施設での処分に適している。このクラスは非常に広範囲の廃棄物を含む。低レベル放射性廃棄物は、高いレベルの放射能濃度で短寿命放射性核種を含む一方、相対的に低いレベルの放射能濃度の長寿命放射性核種を含む。
- ⑤ 中レベル放射性廃棄物 (ILW) : その内容物が特に長寿命放射性核種であるため、浅地中処分の場合よりも高い程度の閉じ込めと隔離が必要な廃棄物。ただし、ILW は、その貯蔵及び処分中の熱放散措置は不要であるか、限定的なもので良いものである。中レベル放射性廃棄物は、特に α 放出放射性核種など、長寿命放射性核種を含有し、制度的管理に依存可能な期間では浅地中処分ですべて受入れ可能な放射能濃度レベルにまで減衰しない。そのため、このクラスの廃棄物は、およそ数十メートルから数百メートルでのより深い所での処分を必要とする。
- ⑥ 高レベル放射性廃棄物 (HLW) : 放射性崩壊プロセスにより大量の熱を発生するほど放射能濃度レベルが高い廃棄物、または処分施設の設計で検討を要するほどの多量の長寿命放射能を含んでいる廃棄物。通常、地下数百 m もしくはそれ以上の深い、安定した地層での処分は、HLW の処分に関して一般的に認知されているオプションである。

放射性廃棄物の分類と処分との関係は、図 2.10-3 のように整理されている。縦軸は放射能の含有量、横軸は放射性核種の半減期を示している。また、放射性廃棄物の分類に係る手順のスキームを図 2.10-4 に示す。

一般安全指針 No. GSG-1「放射性廃棄物の分類」の構成を表 2.10-5 に示す。

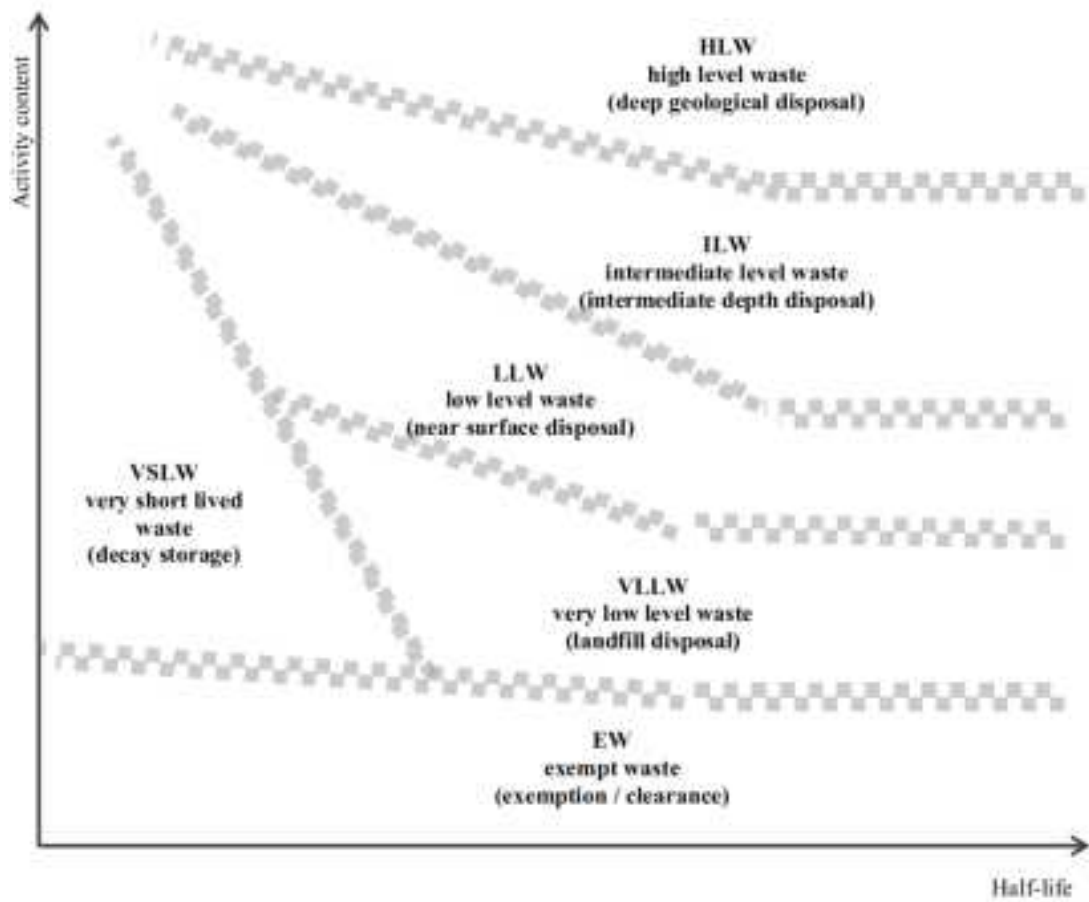


図 2.10-3 放射性廃棄物の分類と処分との関係

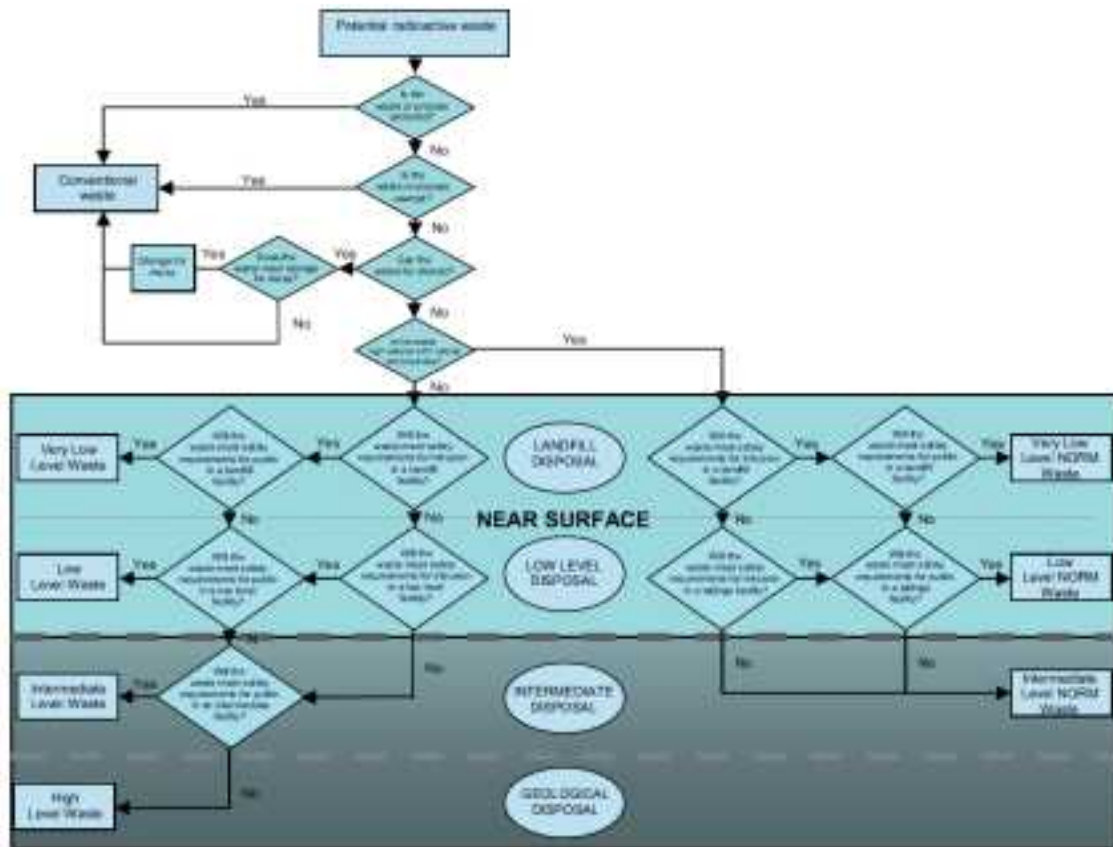


図 2.10-4 放射性廃棄物の分類に係る手順の流れ

表 2.10-5 一般安全指針 No. GSG-1 「放射性廃棄物の分類」の構成

章構成	節構成
1. はじめに	
	背景
	目的
	範囲
	構成
2. 放射性廃棄物分類スキーム	
	概要
	廃棄物クラス
	追加的な検討事項
付属書	
	放射性廃棄物の分類
参考文献	
添付書類Ⅰ 放射性廃棄物分類に関する IAEA 基準の変遷	
添付書類Ⅱ 分類方法	
	定性的分類
	定量的分類
添付書類Ⅲ 放射性廃棄物の起源とタイプ	
	採鉱廃棄物及び天然起源放射性核種の高められたレベルを含む鉱物の処理
	原子力発電からの廃棄物
	公共活動 (institutional activities) からの廃棄物
	国防計画からの廃棄物と兵器製造関連廃棄物
	環境中の放射性物質
	廃棄物分類スキームの使用例

(4) 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」

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)は、対応する安全要件に基づいた、ボーリング孔処分の設計、操業、閉鎖に係る安全指針であり、同時に、既存のボーリング孔処分施設の安全性の再検討にも適用できるものとされている。また、ボーリング孔処分は、浅地中処分と地層処分との間に位置づけられるものであるため、安全指針は、浅地中処分と地層処分との両方を補完したものであるとしている。

ボーリング孔処分は、主として密封線源、小規模な低中レベル放射性廃棄物に適した処分概念であるが、中深度処分に相当するため、本安全指針は、中深度処分に適用される安全基準と考えることができる。

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」の構成を表 2.10-6 に示す。

表 2.10-6 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」の構成

章構成	節構成
1.はじめに	
	背景(1.1-1.5)
	目的(1.6-1.8)
	範囲(1.9-1.12)
	構成(1.13)
2. ボーリング孔処分と放射性廃棄物管理の安全性	
	ボーリング孔処分の概念(2.1-2.3)
	放射性廃棄物管理の安全原則の適用 (2.4-2.5)
3. ボーリング孔処分と人間の健康と環境の防護	
	作業時の放射線防護(3.1-3.4)
	閉鎖後期間の放射線防護(3.5-3.13)
	環境及び非放射線学的考慮(3.14-3.17)
4.新しいボーリング孔処分施設の計画における安全性	
	一般的事項(4.1-4.2)
	法的及び組織的な枠組み(4.3-4.24)
	安全性アプローチ(4.25-4.39)
	安全設計原則(4.40-4.51)
	セキュリティ(4.52-4.54)
5.新しいボーリング孔処分施設における処分及び安全性	
	処分のための枠組み(5.1)
	セーフティケース及び安全評価(5.2-5.13)
	ボーリング孔処分施設の開発(5.14-5.83)
6.既存のボーリング孔処分施設に対する安全戦略の実施(6.1-6.9)	
付属書類 I : ボーリング孔処分施設に対する規制検査計画 ; 検査目標となる項目	
付属書類 II : 段階的アプローチ	
付属書類 III : ボーリング孔処分施設のセーフティケース及び安全評価	
付属書類 IV : サイトのサイト特性調査及び水理地質特性の調査	
付属書類 V : 小規模ボーリング孔処分施設に適した可能性のある監視及びモニタリング計画	
付属書類 VI : マネジメントシステム	
参考文献	
付録 : 使用済の密封線源のボーリング孔処分に対する一般的な閉鎖後安全評価	

(5) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」の策定目的は、安全要件に合致するように、放射性廃棄物の地層処分のための施設の開発と規制に関連する指針・勧告を示すことである。主として、地層処分の規制者、実施者が使用することが意図されている。

本指針は、主として、サイトが選定された後の処分施設の開発に関連する活動に係るものであり、サイト選定は関連しないものとされている。

本安全指針では、以下のような指針等が提示されている。

- ・ 地層処分とその実施の概要、処分施設開発の段階的なアプローチ
- ・ 組織的な責任と管理システムに関する指針
- ・ 安全なアプローチ
- ・ セーフティケース及び安全評価の作成のための指針
- ・ 地層処分施設の開発における特定の段階に関する指針

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」の構成を表 2.10-7 に示す。

表 2.10-7 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」の構成

章構成	節構成
緒言	
1. はじめに	
	背景
	目的
	範囲
	構成
2. 地層処分及びその実施の概要	
3. 法的及び組織的フレームワーク	
	政府の責任
	規制機関の責任
	操業者の責任
4. 安全アプローチ	
	開発プロセスにおける安全の重要性
	閉じ込め
	隔離
	多重安全機能
	受動的安全性
5. セーフティケースと安全評価	
	セーフティケース及び安全評価の作成
	セーフティケース及び安全評価の範囲
	セーフティケース及び安全評価の文書化
	安全性における理解と信頼
6. 地層処分施設の段階的アプローチの要素	
	段階的な開発と評価
	サイト特性調査
	設計
	廃棄物の受入
	建設
	操業
	閉鎖
	モニタリングプログラム
	受動的安全性の特徴のサーベイランスと管理
	閉鎖後の期間と制度的管理
	核物質に関する国家計量マネジメントシステム及び管理の考慮
	原子力安全保障措置
	マネジメントシステム
	既存の処分施設

章構成	節構成
付属書類Ⅰ：地層処分施設の立地	
付属書類Ⅱ：閉鎖後の安全評価	
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	

(6) 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」

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)は、全ての放射性廃棄物処分施設の安全性を評価し、サポートし、文書作成を行うかの方法論に係るガイダンスを与える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安全性を評価する際の最も重要な考慮事項を特定し、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に係るガイダンスを提供している。また、放射性廃棄物処分施設に対するセーフティケースの開発、レビューに係る指針も示すことを目的としている。

本安全指針では、以下のような指針等が提示されている。

- ・ 放射性廃棄物処分の安全性を立証するための全体的な手順
- ・ セーフティケース、安全評価の開発で考慮すべき主な安全原則・安全要件
- ・ セーフティケースの概念、構成要素、信頼構築での役割
- ・ セーフティケースの重要な構成要素である安全評価の方法論。特に、不確実性の取扱。
- ・ セーフティケース、安全評価の開発時に想定される特定の問題点
- ・ セーフティケースの中での安全評価結果を含めることのガイダンス
- ・ 安全評価及びセーフティケースの規制レビューに関するガイダンス

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 2.10-8 に示す。

表 2.10-8 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
	セーフティケース及び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
	セーフティケースの構成要素
	相互影響プロセス
5.閉鎖後期間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
	シナリオの作成と正当化
	評価モデルの開発と実装
	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
	等級別扱い
	深層防護
	ロバスト性
	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. セーフティケース及び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	

(7) DS357「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」

IAEA 安全基準 DS357「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」は、処分場の全体的なライフタイムにわたって放射性廃棄物処分施設をモニタリングするためのガイダンスを提供することを目的として、候補サイトでの初期から閉鎖後の期間までの種々の目的を持ったモニタリングに関する指針を示している。

ただし、従事者の被ばくモニタリングは対象とせず、処分システムの性能、一般公衆・環境の放射線防護に焦点を置いている。

本安全指針は、浅地中処分、地層処分、ウラン及びトリウム鉱山の残渣のための処分施設でのモニタリングを対象としている。

本安全指針では、以下のような指針等が提示されている。

- ・ 放射性廃棄物処分施設のためのモニタリング、サーベイランスを概観した上で、モニタリング・サーベイランス計画の全体的な目的を示す。
- ・ モニタリング計画の検討、モニタリング・サーベイランス計画の戦略的な問題点
- ・ 規制当局及び実施者の役割・責任
- ・ 処分施設の種類毎のモニタリングのガイダンス
- ・ 施設の開発段階に応じたモニタリング
- ・ サーベイランス活動のためのガイダンス
- ・ セーフティケースのためのモニタリング・サーベイランス情報の使用

DS357「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」の構成を表 2.10-9 に示す。

表 2.10-9 DS357「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」の構成

章構成	節構成
1.はじめに	
	背景
	目的
	範囲
	構成
2.モニタリング及びサーベイランスの概要	
	処分施設のモニタリング及びサーベイランスに対する総合的な目的
3. モニタリングとサーベイランスプログラムにおける事業者と規制機関の責任	
	事業者の責任
	規制期間の責任
4.モニタリングプログラムの設計	

章構成	節構成
5.処分施設の種類ごとのモニタリング	
6.施設の寿命の各期間におけるモニタリング	
	緊急対応モニタリング
7.サーベイランスプログラムの開発と実施	
	検査の種類と頻度
8.モニタリング及びサーベイランス情報の利用	
	主要目的の分析及び主要目的への対応
	予測結果からの逸脱
	モニタリング及びサーベイランスプログラムの定期レビュー
9.マネジメントシステム	
付属書類Ⅰ：地層処分プログラムのために収集したモニタリング及びサーベイランス情報の例	

2.10.1 立地選定段階における規制側の関与

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」には、要件 2 として「規制機関の責任」が記述されており、その概要は以下のとおりである。

- ・放射性廃棄物のための異なる種類の処分施設の開発に関する規制要件の確立
- ・許認可プロセスの各段階での要件を満たすための手続きの設定
- ・個別の処分施設それぞれの開発、操業及び閉鎖に関する条件の設定
- ・上記の条件が満たされているかを確認するための必要な活動

また、要件 11 の「段階的な開発及び評価」では、放射性廃棄物の処分施設は一連の段階を踏んで開発、操業及び閉鎖されなければならないとし、必要に応じてサイトの評価を実施することが示されている。その際、規制機関等による技術レビューとして、サイト選定及びその評価に焦点が置かれるとしている。

さらに、施設固有のセーフティケースは、立地活動の指針とするために、早期に作成されなければならないとし、処分施設開発の重要な各段階で規制機関に提出されなければならないと規定している。また、安全評価について、操業者は、規制機関と協議するとともに、規制機関の承認を受けて、安全評価の実施時期と詳細度を決定しなければならないとしている。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」の要件 2「規制機関の責任」を引用した上で、規制機関は国の政策との整合性を確実にすること、処分施設の立地に関する基準と要件に係る規則・指針を策

定することを求めている。

また、規制機関は、規制機能を実施するため、必要に応じて、独立の研究及び評価を準備し、国際協力へも参加しなくてはならないこと、規則・指針が十分であることを定期的にレビューすべきであると規定している。

(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」

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、セーフティケースの規制レビューの精査のレベルと範囲は段階的アプローチに従うべきであるとし、レビュープロセスの深さと範囲に関する決定は、処分施設や処分システムに関連するサイト要素を考慮すべきと規定している。

2.10.2 評価期間の考え方

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、具体的な評価期間（時間枠）の考え方は示されていないが、以下のような評価期間、時間枠に対して実施すべき安全評価の内容、安全性を示すための論拠などが規定されている。

- ・ 少なくとも規制遵守の立証が求められる期間については、定量的解析が実施されなければならない。
- ・ 安全評価を目的とした詳細なモデルから得られる結果は、遠い将来まで続く時間スケールでは不確実性が増える傾向がある。
- ・ 遠い将来に続く時間スケールについては、安全性を例証するための論拠として、地圏及び生物圏における天然起源放射性核種の濃度やフラックスのような補完的安全指標の使用、バウンディング解析に基づく評価を行う。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、規制機関が安全評価の時間スケールに関するガイダンスを規定するか、与えるべきであるとしている。また、評価期間については、以下のように、数千年からピーク線量を評価すること、不確実性の低減のための様式化したアプローチの採用の考え方が示されている。

- ・ 計算された線量、線量限度に対するリスクもしくは規制要件で指定されたリスク限

度が、少なくとも数千年について要求され、これを超えた時間スケール、ピーク線量を評価するように拡大される。

- ・ 数千年を超えた時間スケールでは、将来の地圏及び生物圏の条件に関する不確実性は、参照生物圏を使用して、処分システムの自然変遷に関するシナリオ、人間の挙動と特性に関する「様式化した」アプローチを考慮した、適切に単純化した仮定に基づいた参照計算で十分であると考えられる。

また、地圏の長期の安定性の調査を行い、変化を考慮する時間スケールは、少なくとも安全評価に係る将来の時間スケールと同等であるべきとしている。

(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」

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、評価のタイムフレームとして、以下のような多くの勧告・示唆がされており、ピーク線量、対象とする廃棄物の特性、条件の変化・変遷を考慮して決定することが規定されている。

- ・ 全ての場合で、評価のタイムフレームの選択に関する完璧な科学的根拠が存在するわけではない。評価のタイムフレームに関する決定は、規制プロセスの中で下すべきである。
- ・ 評価タイムフレームは、国内の規則・指針の他、特定の処分施設、サイト及び処分予定の廃棄物の特性を考慮に入れて定めるべきである。
- ・ 安全評価計算は、最大の線量、ピーク線量、またはリスクを判断するのに十分な長さの期間を対象とする。
- ・ 地形や水理形態は気候変動に応じて変化することがあり、それらの変化とともに、レセプタやそれらの習慣は変化することがあり、長寿命廃棄物の評価は、そのような変化の可能性を考慮すべきである。
- ・ 評価のためのタイムフレームに関する決定は、安全評価で考慮される擾乱事象の種類と重大度に影響する。
- ・ 安全評価計算の終了時点で、無視できない危険な事象がまだ存在すると予想される場合、その時点以降の処分施設の変遷とその潜在的影響も取り扱うべきである。

2.10.3 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、防護の最適化について、被ばく及び潜在被ばくの発生確率及び規模を経済的・社会的要因を考慮して、合理的に実現可能な限り低くするための防護手段及び安全性を決定するプロセスと定義した上で、以下のような最適化の考え方が示されている。

- ・ 施設の設計、操業計画において、防護の最適化を検討する。
- ・ 防護の最適化のため、建設と定置作業エリアの分離、遠隔操作の導入、作業環境の管理などを検討する。
- ・ 防護が最適化されるよう、立地、設計、建設、操業、閉鎖を行う。
- ・ 処分施設の開発にわたって、利用可能なオプションによる安全性の寄与を兼用する。
- ・ 防護・安全性の最適化のため、代替管理オプションの判断のために安全評価を行う。

また、BAT という用語は使用されていないものの、既存の処分施設の安全確保の考え方として、以下のようなものが示されている。

- ・ 処分施設の定期安全評価は、施設における防護及び安全の状況の全体的な評価を与えることを目指すものとし、「現状及び何らかの新しい技術」あるいは規制状況の有無を考慮して、操業経験、改良の見通しの解析を含まなければならない。
- ・ 古い施設の場合、施設の安全性を評価する際には、安全基準が満たされていないことがある場合、処分施設の安全性を向上するため、「合理的に実施可能な措置」がとられなければならない。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、地層処分施設の開発は閉鎖後の安全性の最適なレベルを提供するセーフティケース及び安全評価が、サイト特性調査、設計、操業での繰り返しのプロセスにより進展するとして、地層処分施設の段階的アプローチの構成要素ごとの最適化の考え方が以下のように示されている。

- ・ 設計：地下活動（地下掘削及び廃棄物定置）の安全性に関する施設設計は、最適な放射線防護、工業、鉱山及び土木エンジニアリングの安全経験を反映すべきである。
- ・ 建設：地層処分施設の建設は、施設の一部の操業と廃棄物の定置作業が開始された後も継続されることもあるため、地下掘削と廃棄物定置の同時の活動の可能性を考

慮すべきであり、最適な放射線、工業、及び土木のエンジニアリングの安全経験の組み合わせを反映する必要がある。

(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」

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、セーフティケースの構成要素として、セーフティケースのコンテキスト、安全戦略、システムの説明、安全評価、限度・管理及び条件、反復と設計の最適化、不確実性の管理、及び安全議論の統合が含まれるとしている（図 2.10-5 参照）。また、防護の最適化については、以下のような考え方が示されている。

- ・ 安全戦略では、安全の目標、原則及び基準を満たすため、規制要件を満足し、優れた工学的慣行が採用されて安全と防護が確実に最適化されるよう、処分地選定と施設設計において講じられるアプローチを示す。
- ・ 防護と安全の最適化に関する決定に関しては、専門家の判断と利用可能で実証済みの最善の技術の利用に基づく定性的アプローチで十分な場合がある。
- ・ 問題が複雑である場合、問題における処分施設の他の側面との相互関連が大きくなり、最適化を立証する必要性も大きくなる。
- ・ 安全が最適化されたと見なすことができるようにするには、以下の点が有効であること立証すべきである。

－処分施設の開発、建設、操業の各段階で、各種設計オプションの長期安全性に対する影響に細心の注意が払われている。

－処分システムの予想される変遷に起因する線量・リスクは、不確実性が結果の重要な解釈を妨げるほど大きくならないような期間にわたって、拘束値を超えないことの合理的な保証がある。

－処分施設の性能を阻害することがあり、より高い線量・リスクを生じさせる事象の可能性は、立地、または設計により合理的に可能な限り低減されている。



図 2.10-5 セーフティケースの構成要素

2.10.4 人間活動の影響

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、安全評価での人間活動の評価について、評価された線量の結果と対策の関係についての以下のような考え方が示されている。

- ・閉鎖後における偶発的な人間侵入の影響に関しては、そのような侵入によるサイト周辺の住民の線量が 1mSv 年/年未満であれば、侵入の発生確率を低下させたり、その影響を抑制させたりするための努力は正当化されない。
- ・人間侵入によりサイト周辺住民の線量が 20mSv /年を超えると想定される場合には、地下での廃棄物処分や高い被ばく線量を与える放射性核種の含有の分離などの、廃棄物処分の代替オプションを検討する。
- ・人間侵入によりサイト周辺住民の線量が $1\sim 20\text{mSv}$ の範囲の場合には、施設設計を最適化する手段によって、人間侵入の発生確率を低下させる、または、その影響を抑制するための合理的な努力が開発段階では正当化される。
- ・隆起・侵食、氷河作用などにより隔離が保証できない場合は、隔離の程度を決定するために人間侵入の確率を評価する。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、閉鎖後の処分場に対する人間侵入の影響の評価として、意図しない人間侵入での様式化された評価方法の採用を

示唆している。

また、付録 I 「地層処分施設の立地」の人間活動による事象では、以下のような人間侵入の観点で考慮すべき事項が示されている。

- ・ 処分施設の立地は、サイト、サイトの近傍における、実際の可能性がある人間活動を考慮して実施されるべきである。人間活動が処分システムの閉じ込めと隔離の性能に影響を与え、受け入れ難い結果を生じる可能性は最小にされるべきである。
- ・ 処分施設としての母岩の評価では、資源掘削あるいは貯蔵空洞の建設のような、母岩の有用あるいは潜在的に有用である代替使用（ガス、油層、有用な鉱床、潜在的な地熱エネルギーなど）が考慮されるべきである。
- ・ 安全性に影響する可能性ある周囲の岩盤中の既存のボーリング孔及び掘削は、特定されるべきである。
- ・ 実際、または可能性がある人間の活動がどのように処分システムに影響を与えるかを評価するためには、以下のような情報が必要である。
 - －サイトの近辺での過去、現在のボーリングと採掘作業の記録
 - －サイト周囲におけるエネルギー及び鉱物資源の発生についての情報
 - －サイトでの地表水及び地下水の実際、潜在的な将来の使用の評価
 - －既存、計画された地表水域の位置

(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」

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、地層処分施設での人間侵入の発生が限られているとした上で、処分システムのロバスト性を立証するために実施する評価での留意点が以下のように示されている。

- ・ 検討されるシナリオは、境界条件、及び事象がいつ発生すると想定されるか、また、侵入時に施設とその立地環境の状態はどうかなど、他のパラメータの不確実性が原因となって、推論的であり、やや恣意的である。
- ・ 地層処分施設については、人間侵入シナリオに関して得られた定量的な結果の利用に際して、特に他のシナリオ（たとえば、防護と設計の最適化のため）と比較する際には、注意すべきである。
- ・ 意図しない侵入に最も効果的な措置は、深地層に処分施設を設置し、長期的な知識の保全を提供することを含む。

2.10.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、以下のように、線量・リスク基準の捉え方、解釈を示している。

- ・ 全ての計画被ばく状況から公衆が受ける線量限度は実効線量で $1\text{mSv}/\text{年}$ であり、この線量及びそれと等価なリスクは、将来とも超えてはならない基準と考えられる。
- ・ 線量限度を遵守するため、処分施設は、代表的個人に対して計算される線量またはリスクは $0.3\text{mSv}/\text{年}$ 未満という線量拘束値、または $10^{-5}/\text{年}$ オーダーというリスク拘束値を超えないように設計される。
- ・ 予測に伴う不確実性が大きくなるような時間スケールに対しては、基準の適用に注意を要する。線量・リスク以外の補完的安全指標の使用を検討する。例えば、地圏及び生物圏における天然起源放射性核種の濃度やフラックスのような補完的安全指標の使用やバウンディング解析に基づくものである。
- ・ 不確実性が増加するような遠い将来の時間スケールでは、計算される線量・リスクは、安全基準と比較するための指標として使用する。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、線量・リスクの適用性、補完的指標の使用などについて、以下のような考え方が示されている。

- ・ 線量・リスクの計算は、期間を超えて、規制要件で特定された被ばくシナリオについて実施される。
- ・ 典型的に、規制基準は線量計算に使用される被ばくグループあるいは個人の特性を明示する。
- ・ クリティカルグループの概念とクリティカルグループの平均的なメンバーが、特定の被ばくシナリオで使用される。
- ・ 線量評価が非常に不確実である超長期の時間フレームに対して、たとえば、天然起源の放射性核種の濃度及びフラックスなどの安全指標などの補完的推論が、安全性を説明するのに有用である。

(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」

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、線量・リスクの定量的基準に加え、以下のように定性的基準を規制機関が整備すること、補完的指標の考え方が示されている。

- ・ 規制基準は、規制機関が定める基準とし、作業員、公衆及び環境の防護に対する放射線量とリスクの拘束値に対応する必要がある、施設の通常の変遷と、天然起源の事象、及び施設への人間侵入などの人間によって誘発される事象の両方の擾乱事象を対象とする必要がある。
- ・ 定量的基準に加えて、規制機関は、満たすべき定性的基準を定め、どのようにこれらの基準への適合を立証しなければならないかについてガイダンスを提供すべきである。
- ・ 目標が達成されていることを立証するために使用する安全基準、指標を明確に区別することが必要である。
- ・ 補完的安全指標には、放射性核種の濃度とフラックスが含まれる。それ以外の補完的安全指標としては、人工バリアの性能に関する結論が引き出されることを可能にする特性に基づくもの、施設の性能を検証するためのモニタリング計画の目標として定義することができる。

2.10.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、以下のように、セーフティケース、安全評価での不確実性の取扱いの他、安全評価を不確実性の評価に活用するという考え方、規制要件を確立する際に不確実性の存在を認識すべきとの考え方も示している。

- ・ 安全評価は、施設の開発の様々な段階を通じて処分システムの理解度を評価し、関連する不確実性を評価するためにも使用される。
- ・ 施設の安全性を立証するための論拠と証拠の集合としてのセーフティケースは、施設の開発、操業及び閉鎖に関する意思決定の根拠を提供するが、また、処分システムの安全性に影響する側面の理解を深めるために焦点を当てるべき不確実性の存在領域を特定することができる。
- ・ 何らかの不確実性が存在する場合には、それらは安全評価で考慮されなければならない

ない。

- ・ 規制要件を確立する際、不確実性が存在することを認識しなければならない。また、処分システムの将来の性能の予測には、かなりの不確実性が伴うことは避けられないことを認識しなければならない。
- ・ 安全評価には、性能の全体レベルの定量化、安全評価に伴う不確実性の解析、設計要件と安全基準との比較が含まなければならない。
- ・ 閉鎖後の安全性に関して、セーフティケース及び裏付けとなる評価では、処分システムに影響する起こりうる変遷及び処分システムの性能に影響しうる事象の想定範囲は、以下の方法で検討しなければならない。
 - －処分システム、それが取り得る変遷、及びそれに影響しうる事象が十分に理解されていることの証拠を提示すること。
 - －設計の実現可能性を立証すること。
 - －処分システムの性能に関する説得力のある評価、及び関連する全ての安全要件が満たされており、放射線防護が最適化されていることに関する妥当な保証レベルを提示すること。
 - －関連する不確実性を特定し、その解析を提示すること。
- ・ 処分システムの変遷、構成要素の性能を理解するため、感度解析及び不確実性解析を実施することも必要になる。
- ・ 不確実性の重要性の評価は、セーフティケース及びそれを裏づける安全評価で行われる。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、セーフティケース、安全評価で不確実性への考慮がされていることを示すこと、不確実性の実施目的が以下のよう示されている。

- ・ 閉鎖後段階に関するセーフティケースは、定量的な解析に基づき、さらに定性的な議論によって裏付けられるべきである。例えば、ナチュラルアナログ研究、古水理地質学的研究のような複数系列の推論の提示を含む。セーフティケースの主要な部分は、全ての重要な不確実性に考慮が与えられたことの論証に関係している。
- ・ 不確実性を特定し取り扱うことが、閉鎖後の安全評価の主要な部分である。

- ・ サイト調査の一環としての安全評価と閉鎖後のセーフティケースを裏付けるデータの量・質は、収集した追加データの価値によって安全性が著しく影響を受けなくなる時に十分であると見なされる。例えば、感度解析により、重要なデータの不確実性が管理可能であることが判明することがある。

(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」

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、不確実性の管理として、以下のような考え方が示されている。

- ・ 処分システムの複雑性を考慮して、評価において不確実性の重要性を理解するとともに、不確実性を減らすか抑制するための努力を行うべきである。
- ・ 不確実性の解析は計算プロセスの不可欠の部分であり、可能な場合には必ず、結果は単一の値よりも、可能性のある値の範囲を含めるべきである。不確実性の解析は、評価の目的に適切なものとなる必要がある。

また、処分施設の閉鎖後の放射線学的影響評価での不確実性の原因を以下に分類できるとしている。

- ・ シナリオの不確実性：処分システムの将来の状態における不確実性
- ・ モデルの不確実性：不完全な概念モデルにつながるプロセスの完全でない知識に起因
- ・ データ、パラメータの不確実性：システム構成要素の固有の特性における不確実性であり、以下のようなもの含まれる。
 - －廃棄物の特性：放射性核種インベントリ、物理的・化学的形態、錯化剤や有害物質等の化学物質の含有量
 - －廃棄物パッケージの特性：容器及びマトリクスの方学的、化学的性能、廃棄物形態の構成等
 - －処分施設の特性：面積、埋め戻し材、コンクリートの特性等
 - －岩石圏の特性：水理地質学、地球化学的的特性等
 - －生物圏の特性：土壌の特性、作物の特徴等

さらに、不確実性の処理の考え方、方法が以下のように示されている。

- ・ 偶然による不確実性（ランダム変動性による変数値における不確実性）と、知識の不確実性（知識の欠如による不確実性）とは区別すべきである。

- ・ シナリオの不確実性は、基本ケースシナリオと複数の代替変遷シナリオで構成される一定範囲のシナリオについて評価を行うことによって処理する。
- ・ 感度解析、不確実性解析によって、不確実性が処分施設の安全性にとって重要ではないことを立証することが可能な場合がある。
- ・ 不確実性を処理するためアプローチの一つとしては、保守的（慎重）な仮定を使用することがある。
- ・ 確率論的評価は、シナリオに伴うリスクを、関連する不確実性から生じる一連のパラメータ値を考慮する方法で、定量化のために使用することができる。

2.10.7 セーフティケースの内容とレビュー

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、セーフティケースに関する詳細な規定がされており、セーフティケースに含めるべき内容、検討に当たっての考え方、段階毎のセーフティケースの作成方法などが以下のように示されている。

- ・ セーフティケースは「施設の安全性を立証するための論拠と証拠の集合」である。
- ・ 規制機関及び利害関係者によるレビューに向けたセーフティケース及びそれを裏付ける安全評価を開発することは、放射性廃棄物の処分施設の開発、操業及び閉鎖の中核である。全ての重要な意思決定において不可欠なインプットである。
- ・ 品質保証のマネジメントシステムも取り扱わなければならない。
- ・ 各段階で存在する未解決の不確実性とその安全上の重要性、並びにそれらの管理のためのアプローチを特定し、認知しなければならない。
- ・ 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の妥当性を立証するための論拠及び理由付けを含まなければならない。
- ・ サイト、施設の設計、運営措置及び規制管理に関係する全ての安全関連の側面を記述しなければならない。
- ・ ナチュラルアナログ及び古水理学的研究などの複数方法による理由付けの提示が含まれる。
- ・ 各段階でなされる意思決定に情報を提供し、支援し、レビューができるように、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。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、規制機関の責任として、安全評価及びマネジメントシステムを含めた、処分施設のセーフティケースの内容に関する要件に関する規則、ガイダンスを策定することが求められている。

また、操業者の責任として、セーフティケースに関する事項が以下のように規定されている。

- ・ 操業段階及び閉鎖後段階に関する安全評価を実施し、セーフティケースの作成によって処分施設の適合性を立証しなくてはならない。
- ・ 地層処分施設のセーフティケース及び裏付けのための安全評価に関連するあらゆる情報、並びに規制要件に合致していることを立証する記録を保持することが必要である。

さらに、セーフティケース及び裏付けとなる安全評価は、地層処分施設の開発と操業が進展するのに伴い、より詳細化、補足されるべきとし、セーフティケース及び裏付けとなる安全評価の漸進的な開発の例が表 2.10-10 のように示されている。

表 2.10-10 処分施設の存続期間を通じたセーフティケース及び安全評価の特性の実例

施設存続期間の段階	セーフティケースの特性	安全評価の基礎
初期サイト調査と施設予備設計	操業セーフティケースの概要、予備的閉鎖後セーフティケース。	初期サイト調査からのデータ;予備的な設計研究と閉鎖計画;廃棄物インベントリ、材料の挙動に関するデータの概要;類似のサイト及びプロセスのデータと観測
サイト特性調査とサイト確認	建設の決定の基礎とするのに足る詳細度の中間的な操業と閉鎖後のセーフティケース。	地表及び地価の調査から得られた詳細な調査データ;施設の設計と建設の詳細計画;廃棄物インベントリ、サイト固有の材料挙動データ;操業計画と閉鎖計画。建設の規制決定
建設	試運転及び操業の決定の基礎とするのに足る詳細度の最終操業セーフティケースと改良された閉鎖後セーフティケース。	建設で得られたサイトデータ;廃棄物インベントリ、廃棄物定置の試行、施工設計;操業で試験される閉鎖計画;詳細な操業計画。操業の規制決定
操業	試運転及び操業の経験とデータを使用した周期的に更新された操業セーフティケースは要求によって	試運転及び操業の経験とデータを使用した操業安全評価と閉鎖後安全評価の更新(原位置試験、モニタリンと試験、

	提供される。閉鎖の決定の基礎とする閉鎖後セーフティケース。	閉鎖計画の試験から得られた情報を含む)。閉鎖の規制決定
閉鎖後	処分システムの挙動が予測されたとおりであることを保証するために提供される操業上の付加的な閉鎖後セーフティケース。	セーフティケースに関連する新しい科学的な根拠が判明したときの閉鎖後安全評価の操業上の更新

(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」

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、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・内容が詳細に照査に記述されている（図 2.10-5 参照）。

- ・ 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、安全性の立証、等級別扱い）
- ・ 安全戦略
- ・ システムの説明
- ・ 安全評価（閉鎖後期間の放射線的影響評価、サイトと工学の側面（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
- ・ 反復と設計の最適化
- ・ 限度、管理及び条件
- ・ 安全議論の統合（安全基準との比較、補完的な安全及び性能の指標、複合的議論、未解決な問題の取扱い計画）

また、セーフティケースのレビューについては、セーフティケースの包括的な検査が規制機関の決定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りプロセスの信頼性が高まるとしている。規制機関によるレビューの目標として以下が示されている。

- ・ セーフティケースが容認できるレベル（表示された品質、詳細度、理解の深さに関して）まで開発されたかどうか、それが目的に適するかどうかを判断すること。
- ・ セーフティケースとセーフティケースの基礎である仮定が、受け入れられた放射性廃棄物管理原則、及び規制要件と期待に適合するか、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し、閉鎖後期間中に適切なレベルの安全の合理的保証を提供するかどうかに関して、適切な根拠をセーフティケースが提供するかどうか判断すること。
- ・ 可能性の低い潜在的影響を緩和するための関連措置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ことを検証すること。
- ・ 操業者によって対応されなくてはならない問題が規制機関によって明白に識別されたかどうか判断すること
- ・ 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、レビューの完了段階での最終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。

- ・ はじめに：レビューの目的と背景の簡単な説明、レビュー対象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：レビューの高いレベルの目標、範囲等に関するレビュープロセスの全般的概要。
- ・ 適用される規制要件：規則のリスト、定められた手順書／レビューが行われた国際的勧告。
- ・ レビューの方法とプロセス：レビュー計画と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レビュー手順の説明。
- ・ 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、不確実性の処理（シナリオ、モデル、パラメータ）、リスクの管理と最適化、主要な規制基準及びガイダンスとの適合性、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、高いレベルの問題点に関する、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、及び人間侵入の側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の主な技術的分野に関するより詳細なレビュー結果。

- ・ 未解決問題と不確実性：未解決のままの問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、及び最終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。

2.10.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、ステークホルダーという用語は使用されていないが、ほぼ同義な用語として「利害関係者」(interested parties)が使用されている。

意思決定プロセスへの利害関係者の関与は重要であるが、本安全基準文書の範囲を超えたとしながらも、以下のような利害関係者との関わりが示されている。

- ・ 規制機関は、規制要件が適切かつ実行可能であることを確認するために、廃棄物発生者、処分施設操業者及び利害関係者と対話しなければならない。
- ・ 段階的プロセスによって、全ての利害関係者に対して処分施設の安全性の根拠へのアクセスが用意される。これにより、操業者が施設の開発及び操業の次の重要な段階、最終的にはその閉鎖に進むことを可能とする重要な意思決定プロセスが容易となる。
- ・ 規制機関に加えて、利害関係者によるレビューに向けたセーフティケース及びそれを裏付ける安全評価を開発する。
- ・ セーフティケース及びそれを裏付ける安全評価を提示する文書の範囲及びその構成は、通知すべき利害関係者の情報ニーズに関する検討が含まれる。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、政府の責任である地層処分に関する国家的、法的及び組織的フレームワークの構築として、各段階における利害

関係者の参加のためのプロセスを含めることが規定されている。

また、セーフティケースと裏付けとなる安全評価を提示する文書化の範囲及びその構成についても、情報に対する利害関係者のニーズの考慮を含めること、セーフティケースを文書化する際に考慮すべき重要事項として、利害関係者のニーズによって文書を準備することが必要としている。

(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」

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、セーフティケースの開発での利害関係者と関わりに関して、以下のような考え方が示されている。

- ・ セーフティケースは、利害関係者と対話し、処分施設の安全に対する信頼を育む最も主要な根拠となる（図 2.10-6 参照）。
- ・ セーフティケースの開発と利用への利害関係者の参加を促進するための調整が行われるべきである。
- ・ セーフティケースは、安全機能と、合理的なレベルの安全がどのように保証されるかの説明に関して、利害関係者とのコミュニケーションの主な手段となる。
- ・ 可能な限り、施設開発の各段階、及び施設に関連する危険の該当レベルに応じて、セーフティケースに何を含め、評価し、計算すべきかについて利害関係者と事前合意に達するべきである。
- ・ セーフティケースと裏付けとなる安全評価が改訂、更新される場合、それが利害関係者にとって明確であるように文書に記録されるべきである。
- ・ 利害関係者の関与が、透明性のある利害関係者との協議のためのフレームワーク内で、明確に定められた手続き規則に従って行われるべきである。
- ・ セーフティケースの規制レビューには、操業者から提出される文書の評価に加え、独立した専門家及び他の利害関係者の関与が含まれることがある。



FIG. 3. Application of the management system and the process for interaction with the regulatory body and interested parties.

図 2.10-6 管理システムの適用及び規制機関と利害関係者との対話プロセス

2.10.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、「段階的アプローチ」(step by step approach) という用語を使用しており、段階的な意思決定、定期レビューが以下のように示されている。

- ・ 段階的アプローチとは、規制当局の要求及び政治的な意思決定プロセスの必要性によって設けられる段階のことをいう。
- ・ 段階的アプローチ、並びに、処分施設の設計及び操業管理のための広範なオプションを検討することによって、新しい技術情報、廃棄物管理及び材料技術における新しい技術情報や勧告に対応する柔軟性が加味されると期待される。
- ・ 段階的アプローチには、必要とされる科学的及び技術的データの秩序だった蓄積と評価、サイト候補地の評価、処分概念の開発、データを段階的に改善しながら行う設計開発及び安全評価の反復研究、技術面及び規制面のレビュー、公衆との協議、政治的決断が含まれる。
- ・ 操業前、操業中及び閉鎖後の3期間を定義する。

- ・ 段階的アプローチにより、独立した技術レビュー、規制レビュー、並びに政治及び公衆のプロセスへの参加の機会が提供される。
- ・ 代替的な廃棄物管理オプション、サイト選定及びその評価のプロセス、並びに公衆の受容性についての側面は、広範なレビューで検討されると考えられる。技術レビューは、処分オプションを選択する前、サイトを選定する前、建設前及び操業前に実施されなければならない。定期的レビューは、施設の操業中及びその後の閉鎖時にも許認可が終了するまでは実施されなければならない。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、「段階的プロセス」(step by step process) という用語を使用しており、段階的な意思決定、定期レビューが以下のよう示されている。

- ・ 地層処分施設の開発のような長い時間スケール、多量の情報（セーフティケースを裏付けるサイト特性調査やその他の活動から得られる）とその多様性から、プログラムを連続したステップに分割し、プログラム全体を通じて適切な管理を実行する全体目標に従った管理しやすいパッケージで、作業を実施、レビュー及び評価することが重要である。これは段階的なプロセスから成る。地層処分施設の操業者は、自身のプログラムで多数のステップを定義するが、ここでは、段階的プロセスは規制及び政策決定プロセスによって課されるステップにあてはまる。
- ・ 段階的プロセスは、プログラムが新しい技術情報に対応するために採用可能な柔軟性を提供する。段階的プロセスは、処分施設の開発における可逆性の考慮を容易にし、決定を下すか、あるいは決定を覆す前に追加の情報を待ち、各ステップにおいて次のステップへ進む決定を可能にする。
- ・ 規制機関によって設定される手続きと規制機関の責任には、継続した適合性あるいは修正の必要性を決定するための、許可、認可及び検査の手続きの定期的レビューを含む。
- ・ 地層処分施設の開発の典型的なステップは、地層処分施設の建設許可（建設）、廃棄物の受け入れと定置の許可（操業）、施設の恒久閉鎖の許可（閉鎖）に対する規制あるいは政治的な決定ポイントで設定するべきである。これらのステップそれぞれで、セーフティケースは更新されなくてはならない。このようなアプローチは、意思決

定プロセスを裏付ける技術プログラムとセーフティケースの品質を評価する多重の機会を提供し、これらにおける信頼性を提供する。

- ・ 段階的なプロセスは、ステップの連続として展開した時に、情報価値を最大にする反復的プロセスである。

(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」

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、「段階的アプローチ」(step by step approach) という用語を使用しており、段階的な意思決定、定期レビューが以下のように示されている。

- ・ セーフティケースの役割は、処分施設開発の段階的アプローチにおける、意思決定の支援を行うことである。
- ・ 段階的アプローチにより、次のことが可能となると考えられる。
 - －必要な科学的、技術的データの体系的な収集と評価
 - －候補地の評価
 - －処分概念の開発
 - －データの漸進的改善を伴う設計と安全評価のための反復的調査
 - －技術と規制のレビューによるコメントの組み入れ
 - －特定の決定時点における公衆との協議
 - －政治の関与
- ・ 段階的アプローチは、立地、設計、掘削及び建設、施設の運転と閉鎖に関する意思決定の基礎となり、処分システムの安全に影響する側面に対する理解の向上、適切な設計の選択による残りの不確実性を低減するためにさらなる注意を要する問題の特定を可能とするものと考えられる。
- ・ 段階的アプローチは、処分施設の設計と運営に関する一定範囲のオプションの考慮と合わせて、新たな科学的・技術的情報、廃棄物管理及び材料技術における進歩への対応の柔軟性を提供すべきである。また、社会的、経済的及び政治的側面に取り組むことを可能にする方法で実行されるべきである。

2.10.10 可逆性と回収可能性

(1) 特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5「放射性廃棄物の処分」では、可逆性、回収可能性、廃棄物の回収について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 段階的アプローチには、以前の段階に立ち戻り（**reversing**）、さらに、それが適切だと考えられた場合には、ほとんどの種類の施設において一旦定置した廃棄物を回収するようなオプションが含まれることがある。
- ・ いくつかの国の廃棄物管理プログラムにおいて、可逆性（回収可能性を含む）を容易にするための設計または操業上の対策を盛り込んだ処分施設の開発が検討されている。いくつかの国では、閉鎖後の回収可能性は法的要件であるか、利用できるオプションを拘束するものとなっており、これらは処分の安全要件を常に満足しなければならないものである。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」では、可逆性、回収可能性、廃棄物の回収について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 段階的プロセスは、処分施設の開発における可逆性の考慮を容易にし、決定を下すか、あるいは決定を覆す前に追加の情報を待ち、各ステップにおいて次のステップへ進む決定を可能にする。
- ・ 施設設計は、操業段階及び閉鎖後段階の両方で安全性を提供することを要求され、廃棄物の回収可能性あるいは可逆性を考慮すべきである。
- ・ 廃棄物の回収の能力（**ability to retrieve**）が設計要件である場合は、設計プロセスの可能な限り早い時期に、閉鎖後の施設の安全を損なわない方法で、回収の能力を考慮すべきである。
- ・ 回収可能性は施設の開発の全段階で考えることができるが、施設の閉鎖後になると、回収可能性は例外的条件とみなされる。しかし、いくつかの国では、閉鎖後の回収可能性が法的要件となっており、利用可能なオプションに対する境界条件となる。これは、処分における安全要件を常に満足しなければならない。

(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」

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、可逆性、回収可能性、廃棄物の回収について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 段階的アプローチは、処分施設の開発における特定の段階を逆行させるオプションや、適切と考えられる場合は定置後に廃棄物を回収するオプションも含んでいる。
- ・ 回収可能性を容易にする措置の導入は、徹底的な安全評価の必要性を減じるものではなく、いくつかの操業面（施設の閉鎖前の操業状態での廃棄物パッケージの長期耐久性、施設の閉鎖に関する規定など）に関して、追加保証の必要性をもたらすものである。
- ・ 廃棄物の回収可能性が設計の選択肢である場合、セーフティケースは、管理上及び技術上の取決めに取り組むべきである。さらに、セーフティケースでは、回収が安全に実施できる状態にあるかを検証するためのモニタリングの準備に取り組むべきである。
- ・ 回収可能性が国の規制指針で言及される場合、回収可能性を高めるための措置は処分施設の受動的な長期安全を脅かしてはならないとする最優先の要件がある。回収可能性が国の廃棄物管理政策の一環として要求される場合、回収可能性に対する規制要件は、核セキュリティと安全を維持するための要件と一致しているかを点検するため、レビューされるべきである。

2.10.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、制度的管理の方法、主体、終了の判断について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 処分施設の閉鎖後の制度的管理は、施設への侵入を防止し、処分システムがモニタリング及び監視によって期待されるように機能することを確認するために実施される。モニタリングは公衆への保証を提供する目的で継続されることがある。全ての必要な技術的、法的、資金的な要件が満たされたときに、能動的な制度的管理の期間の後、認可は終了する。
- ・ 閉鎖後の期間に関して、制度的管理及び処分施設に関する情報の利用可能性（availability）を維持するための措置を扱った計画が準備されなければならない。

これらの計画は、受動的安全の特性と整合したものなければならない、当該施設の閉鎖に対する許認可の根拠となるセーフティケースの一部を構成するものでなければならない。

- ・ 制度的管理は、施設の安全性及び核セキュリティに関する付加的な保証を提供しなければならない。例として、侵入者のサイトへの立ち入りの防止、処分施設からの放射性核種がサイト境界に到達する前に、その核種移行の早期警報を提供できるような操業後モニタリングがある。
- ・ 能動的な制度的管理の期間を過ぎた処分施設の状況は、そのサイトが無制限利用のために開放されるとは通常は意図されていないという点において、原子力施設の廃止措置後に規制管理から開放される状況とは異なっている。
- ・ 施設の許認可が継続している間、操業者は制度的管理を行わなければならない。許認可終了の後では、制度的管理のための何らかの受動的な手段が必要とされるとしても、それに係わる責任は、ある程度は政府に移管されなければならないと見込まれている。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、制度的管理の方法、主体、終了の判断について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 閉鎖後の施設の安全は、モニタリングや制度的管理に依存しない。これは、現在及び将来の世代がそうすることを選択するのであれば、閉鎖後モニタリングの実施が必要ないことを意味するものではない。少なくとも閉鎖後直後の期間、マーカーの使用や土地利用の制限のような受動的な制度的管理が実施され、保持されることがありうる。モニタリングのような能動的な制度的管理は、公衆の懸念と許認可要件もしくは人間侵入への防護のために、地層処分施設の閉鎖後の一時期に適用されるものと考えられる。
- ・ 受動的な制度的管理は、廃棄物に干渉したり、地層処分施設の安全特性を低下させたりする不注意な人間行動の可能性を防止するか、低減するために確立すべきである。制度的管理は、恒久マーカーの建設、将来の住民がアクセス可能な国家及び国際的な記録保管所への施設記録の記入、継承組織への施設の責任の移転を含む。ある世代から次の世代に責任を移行するための適切なメカニズムの開発が必要となる

ことがある。

(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」

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、制度的管理の方法、主体、終了の判断について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 地層処分と中深度層処分では、能動的な制度的管理は、それが持続する限りもう 1 つの深層防護となり、処分施設の安全性に対する信頼の醸成に寄与する場合がある。しかし、制度的管理がない場合でも安全目標は達成すべきである。
- ・ セーフティケースが効果的な長期の制度的管理の想定に基づいている全ての施設は、定期的なレビューを受けるべきである。レビューは、既存の処置が適切なものであること、また、制度的管理のための方策が次回の予定されたレビューまでの期間は持続可能なものであることの確認につながることもある。

2.10.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、能動的な制度的管理であるモニタリング、サーベイランスについて、以下のような考え方が示されている。

- ・ 「操業前の期間」には、操業管理に関する決定への情報源として必要となるモニタリング及び試験のプログラムが実施される。
- ・ 「操業期間」は、モニタリング、サーベイランス及び試験のプログラムは、引き続き操業管理に関する決定に情報をもたらす、施設またはその一部の閉鎖に関する決定の根拠を提供する。
- ・ 「閉鎖後の期間」での制度的管理は、施設への侵入を防止し、処分システムがモニタリング及びサーベイランスによって期待されるように機能することを確認するために実施される。モニタリングは公衆への保証を提供する目的で継続されることがある。
- ・ モニタリングプログラムは、処分施設の建設及び操業の前に、並びに建設及び操業の期間中に、またセーフティケースに含まれる場合には閉鎖後にも実施しなければならない。このプログラムは、防護及び安全の目的で必要となる情報を収集し、更新するように設計されなければならない。また、モニタリングは、施設の閉鎖後の

安全性に影響する条件が存在しないことを確認するために実施されなければならない。

- ・ 閉鎖後における安全確保を目的とするモニタリング計画は、取り得るモニタリング方策を提示するために、地層処分施設の建設に先立ち作成されなければならない。
- ・ 土地利用管理、サイトの制約またはサーベイランス及びモニタリング、地域、国家、さらには国際的な記録、永続性のある地表または地下あるいはその両方での標識（マーカー）について検討しなければならない。将来世代が処分施設及びその安全性に係わる何らかの意思決定ができるように、処分施設及びその内容物に関する情報が将来世代に伝達する準備がなされなければならない。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、能動的な制度的管理であるモニタリング、サーベイランスについて、以下のような考え方が示されている。

- ・ 閉鎖後の施設の安全は、モニタリングや制度的管理に依存しない。これは、現在及び将来の世代がそうすることを選択するのであれば、閉鎖後モニタリングの実施が必要ないことを意味するものではない。少なくとも閉鎖後直後の期間、マーカーの使用や土地利用の規制のような受動的な制度的管理が実施され、保持されることがありうる。モニタリングのような能動的な制度的管理は、公衆の懸念と許認可要件もしくは人間侵入への防護のために、地層処分施設の閉鎖後の一時期に適用されるものと考えられる。
- ・ サイト特性調査プログラムは、データの利用可能性と同様にデータの品質と長期の有用性を確保するためのマネジメントシステムを含むべきであり、サイト特性調査データが空間的に分布した情報と時系列のデータを含むこと、それらの情報が将来のモニタリングのためのベースラインを確立する裏づけとなることを考慮すべきである。
- ・ いくつかの地層処分プログラムでは、施設は廃棄物の定置を終了した後に、考慮された一定の期間開放することを想定している。これは、操業段階をさらに拡大し、閉鎖後の施設の性能に関連するモニタリングデータ（例えば、廃棄物パッケージの腐食、埋め戻し材の浸潤、水理条件の変化）の量の増加を提供する。モニタリングデータ、ベースライン条件からの関連する変化、必要に応じた閉鎖後安全性への拡

大した操業段階の影響を明確に完全に文書化すべきである。

- ・ 閉鎖後段階に対しては、地層処分施設は受動的な安全設計であるべきであり、安全性の保証を提示するために閉鎖後のモニタリングプログラムを要求あるいは依存すべきではない。閉鎖後モニタリングは、政府あるいは規制機関から要求されるのであれば、公衆への保証の提供に対して実施されるかもしれないが、受動的な安全設計を危うくすべきではない。

(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」

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、関連する規定はなく、特に、モニタリングの方法論に関する規定はない。

2.10.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、記録の保存について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 操業者は、処分施設のセーフティケース及び裏づけのための安全評価に関するあらゆる情報を保持しなければならず、規制要件及び操業者自身の仕様に合致していることを立証する検査記録を保持しなければならない。そのような情報及び記録は、少なくとも当該情報が更新されるべきことが示されるか、または閉鎖時のような、処分施設の責任が別の組織に移されるまで操業者が保持しなければならない。そのようなことは、例えば処分施設の閉鎖時に起こるものであり、その際には、施設及びその安全についての責任を継承する組織に全ての関連情報や記録が引き渡されなければならない。
- ・ 操業者は、規制機関と協力し、規制機関が要求する全ての情報を提供しなければならない。記録を長期間保存することの必要性は、記録に使用する書式と媒体の選択にあたって考慮されなければならない。
- ・ 将来に行われる何らかの管理の計画及びその計画が適用される期間は、当初は柔軟で概念的なものになるであろうが、施設の閉鎖が近づくにつれて練り上げられ、精緻なものにされなければならない。地域、国家、さらには国際的な記録について検討しなければならない。将来世代が処分施設及びその安全性に係わる何らかの意思

決定ができるように、処分施設及びその内容物に関する情報が将来世代に伝達する準備がなされなければならない。

- ・ 処分施設のマネジメントシステムは、安全上重要であって、かつ施設の開発と操業の全段階において記録された全ての情報が収集され、保管されることを確実にするものとしなければならない。この情報は、将来における施設のあらゆる再評価にとっても重要である。

また、標識（マーカー）について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 将来に行われる何らかの管理の計画及びその計画が適用される期間は、当初は柔軟で概念的なものになるであろうが、施設の閉鎖が近づくにつれて練り上げられ、精緻なものにされなければならない。永続性のある地表または地下あるいはその両方での標識（マーカー）について検討しなければならない。

さらに、土地利用の制限について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 将来に行われる何らかの種類の管理の計画及びその計画が適用される期間は、当初は柔軟で概念的なものになるであろうが、施設の閉鎖が近づくにつれて練り上げられ、精緻なものにされなければならない。地域における土地利用管理について検討しなければならない。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、記録の保存について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 操業者は地層処分施設のセーフティケース及び裏付けのための安全評価に関連するあらゆる情報、並びに規制要件に合致していることを実証する記録を保持することが必要である。そのような情報及び記録は、別の組織が施設の責任を引き受けない限り、あるいは当該記録が施設の責任を引き受ける別の組織に移されるまで、操業者によって保持されなくてはならない。
- ・ 記録のマネジメントシステムは、廃棄物受け入れに関連する情報を収納するために構成すべきであり、処分のために受け入れられる廃棄物パッケージが廃棄物受入基準に従っていること、是正処置が廃棄物発生者あるいは処分施設の操業者によって行われていることを保証する十分な情報を提供するようなデータ、廃棄物発生と処理の記録を含む。

- ・ 受動的な制度的管理は、将来の住民がアクセス可能な国家及び国際的な記録保管所への施設記録の記入、継承組織への施設の責任の移転を含む。ある世代から次の世代に責任を移行するための適切なメカニズムの開発が必要となることがある。
- ・ 情報が利用可能で将来の世代の便益に対して適切に保管されていることを保証する記録の物理的及び電子的な様式が考慮されるべきである。

また、標識（マーカー）について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 少なくとも閉鎖後直後の期間、マーカーの使用のような受動的な制度的管理が実施され、保持されることがありうる。
- ・ 地層処分施設の閉鎖には、地上施設の廃止措置や必要に応じた環境の修復作業が伴うべきであり、さらに、耐久性のあるマーカーを取り付けることがある。

なお、土地利用の制限については、関連する規定はない。

(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」

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、記録の保存、標識（マーカー）、土地利用の制限についての関連する規定はなく、特に、考え方、方法論に関する規定はない。

2.10.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

(1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、「異なる種類の廃棄物」などの用語を使用して、併置処分に対する考慮事項について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 政府の責任として検討すべき事項には、法的、技術的及び財政的責任の定義、並びに、必要な場合、閉鎖後に予定されている処分された異なる種類の廃棄物のモニタリング及び核セキュリティを含む制度面の取決めが含まれる。
- ・ 処分施設での想定された条件下における異なる廃棄物パッケージ及びパッケージングされていない廃棄物の物理的及び化学的な安定性を確保するため、また、予期される操業に係わる出来事または事故事象の発生時における廃棄物の十分な性能を確保するため、廃棄物形態の挙動のモデル化、または試験、あるいはその両方が行われなければならない。

(2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、併置処分についての関連する規定はない。

(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」

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、「異なる種類の放射性廃棄物」などの用語を使用して、併置処分について、以下のような考え方が示されている。

- ・ 放射性廃棄物処分に関するセーフティケースでは、異なる施設が異なるレベルの潜在的な危険性がある、異なる種類の放射性廃棄物を引き受けることが認識されるべきである。
- ・ セーフティケースは、全ての作業及び施設の安全に影響する活動、並びに施設で処分される廃棄物に対して適用されるべき限度管理と条件の決定における支援として使用されるべきである。例としては、処分できる廃棄物の種類、放射能、量に対するサイト固有の限度が想定される。

2.10.15 暫定保管・長期保管

暫定補完・長期管理に関しては、特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」、特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」、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」のいずれにおいても、関連する規定はない。

2.10.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

損傷燃料・溶融燃料の処理・処分に関しては、特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」、特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」、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」のいずれにおいても、関連する規定はない。

2.11 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処分の長期的な安全性に関する調査

国際機関として、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）を対象として、放射性廃棄物処理処分に係る最新の安全基準、指針等の検討状況、その内容を整理するとともに、長期的な安全性に関する考え方などの検討状況を整理する。

経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）では、各国の政府が取り入れを検討するような安全基準・指針類の策定は行っていないが、実施主体、規制当局、研究者等が最新の知見を持ち寄ったワークショップ形式の会合を開催し、その結果を取りまとめた文書を作成することにより、安全基準・指針類に近い多くの文書を発行している。

最近の安全規制に関する報告書としては、下記に列挙するようなものが発行されている。

- ・「地層処分の長期安全性の規制：安全基準の主目的及び基礎に係る共通理解に向けて」（2007）
- ・「放射性廃棄物地層処分の長期安全性の規制：実践的な課題及び挑戦」（2008）
- ・「放射性廃棄物地層処分のセーフティケース：我々はどこにいるのか」（2008）
- ・「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」（2009）
- ・「高レベル放射性廃棄物および使用済み燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性（R&R）」（2011）
- ・「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」（2012）
- ・「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」（2012年）

ここでは、下記16項目に関する記載内容、考え方等を整理することを目的としているため、上記の安全規制に関連する報告書のうち、2011年～2012年に公表された以下の報告書について概要、結論などを紹介する。なお、これらの報告書の下記項目に関連する部分について整理する。

- 1) 立地選定段階における規制側の関与
- 2) 評価期間の考え方
- 3) 処分場の最適化とBAT（利用可能な最善の技術）
- 4) 人間活動の影響

- 5) 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠
- 6) 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い
- 7) セーフティケースの内容とレビュー
- 8) 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション
- 9) 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）
- 10) 可逆性と回収可能性
- 11) 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等
- 12) 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）
- 13) 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）
- 14) 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）
- 15) 暫定保管・長期保管
- 16) 損傷燃料・熔融燃料の処理・処分

(1) 「高レベル放射性廃棄物および使用済み燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性（R&R）」（2011）

この報告書は、OECD/NEA の放射性廃棄物管理委員会（RWMC）が、2007 年～2011 年まで実施した可逆性及び回収可能性（R&R）プロジェクトに関する最終報告書である。R&R プロジェクトの目的は、可逆性と回収可能性の概念に関する問題の広範さと状況に関する RWMC の関係機関等の認識を高めることとされている。また、プロジェクトの目標は、特定のアプローチを推奨することや特定の結論に導くことではなく、R&R に対するアプローチの範囲を認識することであり、考慮のための基盤を構築することであるとされている。R&R プロジェクトの主な取組としては、可逆性及び回収可能性に関する文献の調査、NEA 加盟国の状況に関する文献調査、NEA 諸国の立場に関する調査、この問題に関心を有す関係者グループ内部での検討作業などが挙げられる。この検討作業の一環として、2010 年 12 月にはフランスのランスで「国際的な協議及び対話」会議を開催していた。このプロジェクトには、NEA の 15 の加盟国、RWMC に設置されているステークホルダーの信頼に関するフォーラム（FSC）、セーフティケース統合グループ（IGSC）及び規制者フォーラム（RWMC-RF）に加えて、国際原子力機関（IAEA）及び欧州委員会（EC）も関わっていた。この R&R 最終報告書の目次構成を下表に示す。同報告書は、付属書も含め 76 ペー

ジで構成されている。

表 2.11-1 「高レベル放射性廃棄物および使用済み燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性 (R&R)」（2011）の目次構成

章構成	節構成
序言	
エグゼクティブサマリー	
1. イントロダクション	
	1.1 背景
	1.2 報告書の構成
2. 歴史的な展望と用語	
	2.1 過去 30 年間における展開の総括
	2.2 背景となる諸原則
	2.3 用語が重要である！
3. 可逆性と意思決定	
	3.1 段階的な意思決定
	3.2 処分場開発に関する可逆性と認可
	3.3 処分場存続期間に含まれる様々なフェーズと可逆性
	3.3.1 操業前フェーズ
	3.3.2 操業フェーズ
	3.3.3 操業後フェーズ
	3.4 回収に関する意思決定
	3.5 R&R に関するコミュニケーション
4. 回収可能性：実施と課題	
	4.1 回収可能性及び可逆性に関連する処分場の設計及び構成要素
	4.1.1 廃棄物固化体
	4.1.2 廃棄物容器
	4.1.3 定置セル
	4.1.4 処分場へのアクセスと処分場レイアウト
	4.1.5 母岩
	4.2 技術的な要素及び課題
	4.2.1 回収可能性に関する計画設定時の要素
	4.2.2 回収実行時の技術的な課題
	4.2.3 回収可能性と可逆性に関する研究開発面での課題
	4.2.4 研究開発の特定、スケジュールの設定及び優先順位の設定
	4.3 その他の要素及び課題
	4.3.1 保障措置 - 物的防護
	4.3.2 費用
	4.3.3 制度的な監視及びモニタリング
	4.4 回収可能性及び可逆性を促進するか、その課題となる可能性のある技術的な要素
5. 国際的な状況と R&R プロジェクト作業グループ内における関連した観察の結果	
	5.1 各国の要件に関する状況
	5.2 2010 年の「可逆性及び回収可能性に関する国際協議及び対話」会議
	5.3 R&R 作業グループにおける主な所見と収束が見られた見解
	5.4 セーフティケースの提示
6. 結論	
参考文献	
付属書：「国際回収可能性スケール」に関する小冊子	

この報告書では、回収可能性について、いかなる国の処分プログラムにおいても、閉鎖前後の廃棄物処分に関するセーフティケースにとって必要な要素の一つとして要求はされておらず、回収可能性が求められている場合には、以下の 3 つの理由が挙げられているとしている。

- 将来に向けた謙虚な姿勢を示すこと
- 安全性に関して追加的な保証をもたらすこと
- 定置がなされた時点から「逆転不可能な」な決定に縛られることを回避したいという公衆及び政治的な指導者たちの望みに配慮すること

これらの回収可能性が求められているプログラムに関する規制では、回収に関する立証作業が実際に行われることは要求されておらず、回収が実行可能であることの根拠を示すことが求められている程度であるとしている。

また、可逆性及び回収可能性の「社会政策的問題」に関連して、可逆性及び回収可能性を社会が求める理由は、可逆性と伴わないステップを回避すること、継続的に参加可能な意思決定プロセスを維持することにあると考えられているとしている。この背景には、将来に貴重なものとなり得る物質にアクセスする可能性や、処分場における様々な条件の直接のモニタリングを継続する可能性を確保することに加え、処分技術が馴染みのないものであることや、何らかの監視等を伴わない純粋な受動的安全性の概念に対して不安を感じることで、さらには将来において別の方策を採用する可能性を排除しかねない決定を現時点で行うことは回避したいという希望などが含まれる可能性があるとしている。こういった不安などは、時間とともに、信頼性等が向上することで低減される可能性があるため、各国の処分プログラムに可逆性及び回収可能性に関する措置を取り入れておくことは、処分場プロジェクトが進捗せず、廃棄物が受入難い状態に長期間にわたり置かれるリスクの緩和につながるとしている。

また、将来世代の選択肢の維持という原則を考えた場合、「選択肢はいかに維持すべきか」という問いと、「これらの選択肢をどの程度の期間、維持しておくのが合理的、または望ましいのか」という問いが生起するとしている。そして、これらの 2 つの問いを考える際に考慮すべき相反する事項として、以下の 7 点が挙げられている。

- 「社会的な受容性の改善と、受容性が得られないことよりプロジェクトが失敗するリスクの低減」と「回収可能性の取り入れによる処分計画の遅延、費用増及び処分

が適切なものと認知されるリスク」

- 「操業上の欠陥を是正する可能性」と「閉鎖または埋め戻しを遅らせることによる安全面での影響と費用の増加」
- 「適当な場合には戦略を変更できる可能性」と「継続的な管理において能動的な役割を果たす必要性の増大」
- 「より頑強な容器と地下構造のための費用の増加」と「安全上の便益及び回収可能性」
- 「回収可能性を確保するための研究開発費の増加、問題の認知の高まりによるリスク」と「知見の改善による便益」
- 「保証措置の面での困難さの増大」と「回収可能性による便益」
- 「将来の時点で価値のあるものとなり得る物質へのアクセス可能性」と「直接監視という負担を課すことなく安全性を確保する必要性」

さらに、作業グループでの検討や 2010 年 12 月に開催された国際会議「可逆性と回収可能性 (R&R) : 国際会議と対話」を踏まえ、今後の可逆性と回収可能性に関する議論等の方向性の例として、以下が挙げられている。

- 政治科学や決定科学といった分野の専門家の助力を得て R&R にかかわる意思決定に関する検討の継続
- 経済学の知見を取り入れた費用に関するより具体的な検討
- 規制者や意思決定者のより大きな関与
- 議論への市民社会のステークホルダーのより直接的な関与
- 回収可能性と「グリーン」(参加型の意思決定や再生可能性及びリサイクリングのより一層の重視) な方向へと向かう社会的傾向の関係の検討
- 処分事業に関係する管理とガバナンスの文化の研究
- 処分システムの最適化と変遷との関連における可逆性及び回収可能性に関する研究
- 回収可能性と保証措置や核物質の物的防護に関する要件との関係に関する研究

(2) 「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012)

この報告書は、OECD/NEA のセーフティケース統合グループ (IGSC) が組織した放射

性廃棄物の地層処分の長期安全性の安全評価手法を調査するプロジェクト (MeSA) の成果をまとめたものである。MeSA プロジェクトの目標は、以下のために、1991 年以降の安全評価手法の進展をレビューしまとめることとされている。

- 最新の状況の記述
- 様々な手法や全体的なアプローチの議論
- 必要な要素と考えられているものと近年の安全評価で合意されている手法について確認及び共同レビューを行うこと

この報告書では、表 2.11-2 に示すように、第 1 部では、背景をまとめ、第 2 部において、安全評価の各側面などに関して、MeSA プロジェクトで明らかとなった点を論説としてまとめている。

表 2.11-2 「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012) の目次構成

章構成	節構成
エグゼクティブサマリー	
第 1 部 背景	
1. イントロダクション	
2. 一般的な規制の観点	
3. セーフティケースにおける安全評価	
	3.1 定義
	3.2 安全評価の文脈でのセーフティケース
	3.3 安全評価の範囲
	3.4 評価の基礎の重要性
	3.5 不確実性の取扱い
	3.6 安全評価及びセーフティケースの時間につれての進展
	3.7 サイト特性調査、試験、工学、設計へのフィードバック及び関連
	3.8 安全評価結果及びコミュニケーション
	3.9 規制の観点
4. 安全評価及びセーフティケースのフローチャート	
	4.1 評価戦略のフローチャートの策定
	4.2 一般的な評価戦略フローチャート
	4.3 規制の観点
5. システムの記述及びシナリオ	
	5.1 安全評価におけるシナリオ
	5.2 システムの記述：初期状態及び変遷
	5.3 シナリオの導出
	5.4 科学的な知識の構造化及び安全に関連する現象や不確実性の同定
	5.5 シナリオの発生確率
	5.6 規制の観点
6. モデル化戦略	
	6.1 一般論
	6.2 プロセスレベルのモデル
	6.3 統合、またはシステムレベルのモデル化

章構成	節構成
	6.4 コンピュータのパワー及びソフトウェア
	6.5 データ収集及び管理
	6.6 モデルの質
	6.7 規制の観点
7. 安全評価の指標	
	7.1 一般論
	7.2 指標の分類
	7.3 安全指標
	7.4 性能指標
	7.5 安全機能指標
	7.6 参照レベル
	7.7 タイムスケール
	7.8 移転可能性
	7.9 規制の観点
8. 不確実性の取扱い	
	8.1 不確実性の分類
	8.2 不確実性の取扱戦略
	8.3 数学的なテクニック
	8.4 規制の観点
9. 結論及び勧告	
10. 参考文献	
第2部 論説	
11. セーフティケースにおける安全評価 - 論説 1	
	11.1 イントロダクション及び定義
	11.2 安全評価の文脈でのセーフティケース
	11.3 安全評価の範囲及び基礎
	11.4 処分場開発における安全評価及びセーフティケース
	11.5 安全評価結果の解釈及び提示
	11.6 結論
	11.7 参考文献
12 安全評価及びセーフティケースのフローチャート - 論説 2	
	12.1 イントロダクション
	12.2 方法
	12.3 結論
	12.4 参考文献
13. システムの記述及びシナリオ - 論説 3	
	13.1 イントロダクション
	13.2 経緯及び近年の進展
	13.3 安全戦略及びセーフティケースにおけるシステムの記述とシナリオ開発の場所と目的
	13.4 システムの記述：初期状態及び変遷
	13.5 シナリオの導出
	13.6 規制者の観点
	13.7 結論
	13.8 参考文献
14. モデル化戦略 - 論説 4	
	14.1 イントロダクション
	14.2 方法
	14.3 モデルの種類及びモデル化の戦略
	14.4 プロセスレベルでのモデル化
	14.5 統合、またはシステムレベルでのモデル化
	14.6 ツールの進歩
	14.7 データ選定

章構成	節構成
	14.8 モデルの質
	14.9 結論
	14.10 参考文献
15. 安全評価の指標 - 論説 5	
	15.1 イントロダクション
	15.2 方法
	15.3 結論
	15.4 参考文献
16. 不確実性の取扱い - 論説 6	
	16.1 イントロダクション
	16.2 不確実性の発生源及び分類
	16.3 不確実性の安全性への関連
	16.4 不確実性の記述及び定量
	16.5 不確実性の影響
	16.6 数学的なテクニック
	16.7 結論
	16.8 参考文献
17. 規制上の問題 - 論説 7	
	17.1 イントロダクション
	17.2 安全評価の文脈
	17.3 安全概念
	17.4 安全戦略
	17.5 指標及び基準
	17.6 システムの記述
	17.7 システムの進展及びシナリオ
	17.8 モデル化戦略
	17.9 結論
	17.10 参考文献

以下に、同報告書に示された MeSA プロジェクトの主な結論を示す。

- 安全評価はセーフティケースの中心的部分を占める。しかし、評価結果は、意思決定を支援するために追加的な情報（すなわち、セーフティケース）の中に置かれ議論される必要がある
- 安全評価は、工学的な設計や試験とともに、研究及びサイト特性調査プログラムに焦点を当てるための重要な情報を提供する。逆に、処分場開発の他の面が、高品質な評価を支援するデータを提供する。これらの関連を考慮した場合、処分場計画の重要な側面は、処分場開発に関わる様々なグループやステークホルダー間で明確、かつ効果的な情報のフローを確保することである
- 一般的なセーフティケースと安全評価のフローチャートを策定した。高次のレベルでは、重要な評価活動には、「重要なデータの凍結」、完全性の確認、証拠、議論及び分析の統合、プログラム管理へのフィードバックがある。より詳

細なレベルでは、安全評価は一般的に処分システムの予想される初期状態とその変遷の統合された記述の開発から開始する。

- シナリオは、与えられた初期状態からの処分システムの起こりうる変遷を示したものである。人と環境への起こりうる影響の評価を含む閉鎖後の安全評価の基礎として、安全に関連した特性・事象・プロセス（FEP）の編纂及び配置を示すものである。セーフティケースのためのシナリオの開発は、不確実性の管理の主要な要素を構成するため、非常に重要である。
- 処分場の性能評価は、数学的、または数値モデルを用いた処分場システムの起こりうる変遷をシミュレーションすることで実施可能である。全体として、安全評価を支援するためのモデル化戦略に関して広範な意見の一致が存在しており、主要な分野での意見の不一致は見られていない。ほとんどの安全解析には、決定論的及び確率論的な計算は相互補完的であると考えられており、双方が適用されている。
- 過去15年間において、線量及びリスクを補完する様々な種類の指標を用いる概念が発展し、国際的に認められるようになってきた。しかし、異なる機関が用いる指標に対する用語は統一されておらず、国家プログラム間で一致していない。すなわち、同一、または非常に類似の概念が時には異なる呼び名で呼ばれ、他の場合には、異なる意味に対して同じ用語が用いられている。
- 不確実性は、評価結果に常に関連するものである。用語が幾分異なっているが、国際的には、現在は安全評価における不確実性の種類と発生源について意見が一致している。典型的には、安全評価で考慮される不確実性は、シナリオの不確実性、モデルの不確実性、データ及びパラメータの不確実性に分類される。安全評価において不確実性を取扱う戦略は十分に確立されている。
- 1991年に安全評価手法に関する冊子をNEAが発行して以降、規制や規制の期待はかなり進展しており、現在では用いられるべき評価手法の遵守を証明するための評価の長期のタイムフレームの意味をより明確に理解するようになっている。規制者は、提案者が定量的な放射線学的な基準の遵守を評価するだけでなく、処分システムが堅牢であることや起こりうる進展が良く理解されていることを示すことを求めている。また、データ及びモデル化ツールの品質保証、評価プロセスの適切な品質管理、透明性や追跡可能性が非常に重要であると考

えている。

MeSAプロジェクトでは、発展がさらに行われるべきセーフティケースに関連した分野について幾つかの示唆を得ている。以下に得られた示唆を示す。

- セーフティケース概念に関するNEAの冊子の更新、及び更新することで、セーフティケースにおける安全評価の本質的な役割をより明確にすること
- 地層処分の安全評価に関連したNEAのFEPデータベースの更新及び強化
- シナリオ開発に関する情報交換及び最善の慣行を促進するプロジェクトの開始
- MeSAプロジェクトにおいて行ったアンケート調査への回答をさらに評価することで、安全評価における安全指標に関する最新の報告書を策定すること
- 地層処分システムの安全評価での感度解析の実施及びその結果の解釈のための一般的な構想に関するガイダンスを策定すること
- 安全評価において一般的にいつ専門家の判断と関与のための正式なアプローチを行うことが正当化されるのかについて、また、特に、処分システムの記述やシナリオ開発について、ガイダンスを策定すること

(3)「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」(2012年)

2003年にRWMCの「ステークホルダー信頼性フォーラム」(FSC)が実施した、これまでに蓄積した経験から廃棄物管理における原子力安全規制機関の役割とイメージの変化をまとめていた。この2012年に公表された報告書は、2003年の調査について最新の状況等を考慮し更新したものである。下表に、この報告書の目次構成を示す。

表 2.11-3 「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」(2012年)の目次構成

章構成	節構成
序文	
1. 20年間の傾向－主な観察事項	
2. 規制制度	
	放射性廃棄物管理：組織、役割、交流の複雑なシステム
	独立性と公衆への説明責任
	主要な安全概念は、社会的対話の成果である
3. 全組織の変化	

章構成	節構成
4. 意思決定プロセスにおける初期の役割	
	課題と機会
	原子力安全規制機関の早期関与は、可能であり望ましい
5. 社会との新たな関係	
	役割の一層の透明化とステークホルダーの関わり
	処分場立地または開発の経験の増加
	広報能力の育成
	信頼を醸成し、公衆の信用を得られる原子力安全規制機関の特性
6. 結論	
参考文献	

本報告書では、2003年の報告書で初めて観察された規制機関の役割・イメージ等の変化が、2012年でも継続していることが確認され、放射性廃棄物管理分野の原子力安全規制機関が規制制度に対する社会的要求に応えるような方法で変化していることが分かるとしている。以下に、この報告書において示されている近年の放射性管理・処分分野での規制機関の役割についてまとめる。

今日の放射性廃棄物管理・処分の意思決定プロセスでは、実施主体、原子力安全規制機関、政治的意志決定者及び公衆の間の適切に組織化された対話／交流が行われ、このプロセスの成功のためには、組織と意志決定者が、信頼可能であることが社会的に認められることが必要である。

1990年代末以前には、原子力安全規制機関は、その独立性を確保するため、正式な許認可プロセスが開始されるまで放射性廃棄物管理・処分プログラムに熱心に関わってはならなかった。しかし、近年、この見解が根本的に変化しており、処分場プロジェクトにおいて実施主体が選択した技術オプションに関して非公式のガイダンスや勧告を提供する、また、サイト選定プロセスの初期から、公衆保護の観点から、協力と相互情報を求める地域社会の要請に対して積極的に対応する傾向がある。

また、原子力安全規制機関が、予備的なセーフティケースやその根拠となる評価・情報を審査し、公式及び非公式に実施主体にフィードバックを提供するよう要求される傾向がある。サイト選定の成功のためには、規制の積極的な関与が必要であり、これは規制機関の独立性と健全性を損なうことなく実現可能であることが示されている。高い評価を受けている規制機関によって行われる、開かれた、段階的な規制プロセスにより、実施主体の提案が、必要な技術的精査を受けているという信頼感を与えることが可能となる。

公衆に対して常に情報提供することが、規制機関の重要な役割と考えられており、公衆との交流における原子力安全規制機関の目標は、規制機関の役割と活動に対する公衆の理

解を促進し、公衆の信用を得て、国家および地方の意志決定者に関連問題について必要な情報を提供することである。原子力安全機関は、「人々の専門家」として発言を求められることが増えており、広報活動で積極的な役割を果たしてきている。

2.11.1 立地選定段階における規制側の関与

OECD/NEA の報告書等における立地選定段階の規制側の関与については、前述の「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」（2012年）において関連する記述がみられる。

同報告書では、サイト選定の段階的プロセスは、許認可の発給のかなり前から始まり、その初期の立地選定段階では、公衆の懸念などの影響を受けやすいため、原子力安全規制機関は、公衆の防護の利益を代表するという役割において、放射性廃棄物処分施設の立地プロセスに早期の段階で関わり、法令による規制体制と両立する程度に立地候補地の自治体と協力するのが効果的であるとしている。

また、過去のサイト選定の成功事例では、原子力安全規制機関が地元レベルで早期に関与し、「独立した国民のための専門家」、「有能で責任感がある安全の監督者」として自治体から見られるようになったこともあったとしている。

2.11.2 評価期間の考え方

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」（2009）において示されている、安全評価の評価期間についての考え方の概要は以下のとおりである。

規制要件として、防護を検討する必要のある期間が明示的に示されていない場合には、実施組織が様々な時間枠にわたり実施される評価レベルとスタイルを決定し、その後、規制機関により審査されることとなる。あまりに早い時期に計算を終了した場合、例えば当該システムの改善につながる可能性のある情報が失われるリスクが生じることになるとしている。しかし、核種の放出の計算を無期限に行うことはできず、計算を終了する時点を決定する際には、以下の要素を考慮に入れるものとしている。

- 一般に時間の経過とともに拡大するシステムの経時的変化に関する不確実性
- 時間とともに低下し続ける放射性廃棄物の放射線学的毒性
- 算出されたピーク線量またはリスクのピークの発生時期
- 取り扱われる対象に、きわめてゆっくりと起こる長期的なプロセスや、発生の頻度

が低い事象が適切に含まれるようにする必要性

- ステークホルダーの様々な懸念を取り扱う必要性

近年実施された安全評価のモデル化でカバーされた時間枠は 1 万年から 1 億年の範囲となっているが、100 万年という期間が、最も広範に受け入れられた時間枠の一つとなっている。

2.11.3 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」（2009）では、規制指針等における処分場の最適化や利用可能な最善の技術（BAT）の扱いについて、以下のような傾向があることを示している。

- 最新の規制指針などでは、安全性の指標・要件として定量的なものだけでなく、定性的な概念である最善の利用可能技術（BAT）、最適化などが求められる傾向にある。

2.11.4 人間活動の影響

「放射性廃棄物処分場の安全評価、処分サイトにおける将来の人間の行為」（1995）では、安全評価での人間活動の評価について、以下のような考え方が示されている。

- 将来の人間の行動は、放射性廃棄物処分システムに影響を与える可能性があるため、サイト選定及び設計、安全評価で考慮しなければならない。
- 意図的な破壊的行動は、安全評価で考慮されるべきではないが、処分システムが偶発的に擾乱される行動を考慮すべきである。
- サイト及びシステムに特有なシナリオは、将来の社会での慣行が、処分場の場所及び類似した他の場所での現在の慣行に対応するという前提に基づくことができる。この前提は、掘削の特性・頻度、資源利用、技術的發展、医療行為、人口統計学、生活様式などの要件に採用することができる。

2.11.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

(1) 「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」（2009）

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」（2009）では、以下のように、線

量・リスク基準の捉え方、解釈を示している。

- 安全評価で評価される線量・リスクは、合意された一連の仮定に基づいて、様式化し、仮想的な個人に対する潜在的な影響を例証したものと解釈される。
- 仮定はサイト依存のものである。これらの根拠、導出、保守性のレベルは、非常に異なるものとなる。そのため、セーフティケースで計算された結果は、その国の計画の中で比較する場合、注意深く分析されるべきである。

(2) 「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012)

「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012)では、線量・リスク以外の補完的な指標の検討状況、使用などについて、以下のような状況などが示されている。

- 線量及びリスクを補完するため様々な指標を用いる概念が、各国内及び国際プロジェクトにおいて開発され、国際的に受け入れられてきている
- 気候や人間の行動が今日とは根本的に異なる可能性のある遠い将来における、人々への線量・リスクを推定することに含まれる不確実性に対する懸念から、補完指標の開発がすすめられてきた
- 補完指標は、濃度に関連した指標、フラックスに関連した指標及び安全機能の効果を決定するバリアやコンポーネントの劣化の状態に関連する指標の3つのカテゴリに分類可能である
- 目的別の分類では、安全指標、性能指標及び安全機能指標に分類可能である
- 多くの規制体系では、線量やリスクに加え、他の指標の有用性について認識されている

2.11.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

(1) 「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)では、以下のように、セーフティケースでの不確実性の取扱いの考え方を示している。

- セーフティケースでの重要な課題は、増大する不確実性の取扱いであり、保守的な設定、不確実性の幅にわたる複数ケースの評価により定量化が可能である。
- 生物圏は、様式化した生物圏モデルの使用が考えられる。

(2) 「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012)

「放射性廃棄物地層処分施設の安全評価の方法」(2012)では、安全評価における不確実性の取扱いについて、以下のような考え方を示している。

- 安全評価において不確実性を取扱うための戦略は十分に確立されており、これらは、一般的に次の5つの戦略の一つ、または、幾つかに該当する。(1) 不確実性が安全性に影響しないことの証明する、(2) 明確に不確実性に対応する、(3) 不確実性に保守的に対応する (4) 不確実性に加わるイベント、またはプロセスを排除する (5) 不確実性に明確に対処することを避けるため合意され様式化されたアプローチを用いる。
- システム性能への不確実性の影響を定量的、もしくは定性的に理解するための様々な手法(例、確率論的、統計学的)が用いることが可能である。
- 様々なアプローチが利用可能であり、多くのプログラムではこれらのアプローチは相互補完的であると考えられている。
- 規制者は、不確実性が実現可能な程度で定量的に特徴付け等が行われ、また、不確実性の安全性への影響がセーフティケースにおいて明確に示されることを期待している。
- 無関係であるとすることができない不確実性は、サイト選定、サイト特性調査、処分場設計やプロセス指向の研究により、可能な限り避ける、緩和する、または、低減させるべきである。評価結果に関係する不確実性は、複数系統の証拠を用いることで影響判断を行うことが可能である。
- データ収集や評価に用いる手続に関連した不確実性を低減するため、規制者は、データやモデルの矛盾や誤りを避けるための監査可能な品質保証措置の適用や方法的なミスを防ぐため体系的なアプローチの利用を要求する。

2.11.7 セーフティケースの内容とレビュー

(1) 「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)では、以下のようなセーフティケースを検討する上での考慮事項が示されている。

- 処分場及び地質環境の進展の理解

- 安全評価のモデル化
- セーフティケースの提示方法

2.11.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

(1) 「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)

「放射性廃棄物の地層処分でのタイムスケールの考慮」(2009)では、以下のようなステークホルダーとのコミュニケーション、ステークホルダーの信頼構築を行う上でのセーフティケースの役割・説明や提示方法などが示されている。

- ステークホルダーとのコミュニケーションを効果的に行うため、さらにはステークホルダーの信頼を構築するため、セーフティケースは、様々な時間枠において安全性がどのようにもたらされるのか明確に伝達する方法によって提示する必要がある。
- 専門家でない一般の人々は、定置後の数百年間程度の時間枠における安全性に、最も大きな懸念を抱いている場合があるため、この時間枠の安全性に関して論拠を強調することが役立つ可能性がある。
- 不確実性の取扱い方法、使用されている安全指標や性能指標の数、評価結果等を解釈する方法などに安全報告書のパートを割り当てること有益である可能性がある。
- セーフティケースによってカバーされる時間枠を、その他のより馴染みがある時間枠と比較し説明することが有益である可能性がある。地圏の堅牢性などの説明をナチュラルアナログの例などの同等の時間枠にわたる安定性の理解に基づき行うことが有益である可能性がある。

(2) 「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」(2012年)

「放射性廃棄物管理における規制機関の役割とイメージの変化：20年間の推移」(2012年)では、規制機関の社会・ステークホルダーとのコミュニケーションについて以下のような考え方が示されている。

- 段階的な処分場開発プロセスにおいて、原子力安全規制機関が包括的な責任を有している分野では、規制組織は、公衆や他のステークホルダーの情報が、いつ、どこ

で、どのように意志決定に適応できるのかをあらかじめ判断し、通知するべきである。少なくとも、規制組織はその決定の根拠を伝達するべきである。

- 段階的な意思決定プロセスの早期から原子力安全規制機関が関与すべきであり、公衆と他のステークホルダーが規制組織の利用する手法について見解を述べることができる開かれたプロセスが用いられるべきである。
- 原子力安全規制機関は、公衆の防護の利益を代表するその役割において、放射性廃棄物処分施設の立地プロセスに早期の段階で関わり、法令による規制体制に適合する程度まで立地候補地の自治体と協力するのが効果的である。
- 2003年の調査以降、多くの原子力安全規制機関は、直接参加民主主義の利用方法の改善と情報提供、規則制定、サイト関連安全保障分野でのステークホルダーと公衆との関わりなどを通じ、一層の透明化を進めている。具体的には、公衆とステークホルダーが見解を述べる機会から、公開方式の許認可会議や公聴会の開催などがある。
- 実際の利害が関係する問題に対応する際のステークホルダーとのコミュニケーションの前提条件は、彼らの懸念と期待に耳を傾けることである。原子力安全規制機関が、その権限に対する公衆の信頼を高めるためには、社会的懸念やその対応方法を理解しなければならない。
- 一部の原子力安全規制機関は、従来の意味での「働きかけ」や「広報」ではなく、むしろ規制機関内で社会的ニーズや、それらにどのように役立てるかという、より拡大された意識を構築するため、近年、「社会への開放」に特化した部門を設置している。
- 原子力安全規制機関は、地方の政治当局とのやりとりに積極的な役割を担うべきである。その目的は、プロジェクトに対して公衆の承認を得ることではなく、原子力安全規制機関への信頼感を築き、健康と安全の監視者としての規制機関の役割に対して公衆の信頼を獲得し、さらに国や地方の意思決定者に安全問題に関して必要な情報を提供することである。
- 独立した組織として、原子力安全規制機関は、安全問題について独立した、中立的でバランスが取れた事実に基づく情報を提供すべきである。広報活動も現在では原子力安全規制機関の役割として重要性が高まっている。
- 公衆とのコミュニケーションのためには、リスクコミュニケーションの訓練や公開会議の実施などのような継続的な学習を実施する必要がある、特に報道機関とのコ

コミュニケーションが重要である。

- 原子力安全規制機関は、討論の質問や公衆が関心のある問題（放射性廃棄物処分の代替案や選択肢、処分の一般的な実現可能性、回収可能性など）に答えられるように準備しておかなければならない。このような質問や問題に対してどのような立場を取るべきか検討すべきである。
- 公衆の目から見て原子力規制機関の使命と役割をさらに正当なものにするには、公衆の信頼が必要であり、信頼は実績と、認識されている倫理と価値の両方に基づく。

(3) 「放射性廃棄物の地層処分：国の取り組みと地元及び地域の関与」（2012年）

「放射性廃棄物の地層処分：国の取り組みと地元及び地域の関与」（2012年）では、放射性廃棄物管理では、広範かつ国家戦略上の選択肢に関する議論に国民や地元の公衆を関与させることが重要であり、このために国は、以下のような放射性廃棄物管理実施のための条件設定を行う必要があるとしている。

- 現在の放射性廃棄物管理政策と原子力の将来との関係について、開かれた議論を実施すべきである。
- 放射性廃棄物管理は一般に、エネルギー政策に関する国の方向性に関連するものと認識されている。このため、「放射性廃棄物の発生ならびにその管理」と、「当該国における原子力の役割に関する計画」との間の関係を明確にすることが重要である。
- ステークホルダーが、エネルギー政策全体に関する基本的問題についての議論や決定に意味のある形で参加できることが、放射性廃棄物管理プログラムの前進に貢献する。
- 放射性廃棄物管理プログラムは、放射性廃棄物管理に関する決定を怠ったり、先延ばししたりすることは受け入れられず、また一つの統合された政策を実施する必要があるという、その国の政府による確固たる決定または声明の上に築かれるものである。
- 様々な放射性廃棄物の量及び行き先を説明した国の廃棄物管理計画が発表され、維持されている。
- 放射性廃棄物の輸出入に関する政策についての声明は有用なものである。
- 政策を実施する上での様々な関係者の役割が説明され、広範に伝達されている。
- 政策において、関連する資金調達の実現性を確保し、放射性廃棄物の所有権などの長期

的問題を取り扱うのは誰かが明確に示されている。

- 政策がどのように実行されるのかが明確にされており、それを最後まで遂行することが確約されている。
- 活動の当初から、制度側の関係者全体が担う強固かつ長期的な取り組みが設定されている。最も重要なこととして、このプロセスの「エンジン」役と「ドライバー」役を果たす組織を決定することが、意思決定プロセスを推し進め、目標を見失わないようにする上で役立つ。
- 放射性廃棄物管理機関はしばしば最前線に位置する。安全当局も、意思決定プロセスの全体を通じて特に目立った存在となる。
- 政策により、技術的に見て絶対的な意味で最良のサイトというものは存在せず、立地自治体の支援を受ける「安全かつ許認可が可能なサイト」と、「廃棄物管理概念」の良好な組み合わせが存在することが、明確に示されている。
- 立地活動は健全な地元及び地域レベルの開発計画を伴うものであり、この計画は、関連自治体の見解が考慮に入れられるだけでなく、目先の経済面での利益の提供を超えた生活の質に関する長期的な展望を視野に入れたものとなる。

次に、「放射性廃棄物の地層処分：国の取り組みと地元及び地域の関与」（2012年）では、放射性廃棄物管理における規制機関の役割について、以下のような考え方が示されている。

- 規制機関は、安全を「保証する者」、そして「人々の側に立った専門家」となり、人々が利用しやすい「資源」として機能すべきである。従って、規制機関は、様々なステークホルダーとの間に良好な交流を確立すべく努力する必要がある。
- 規制機関は、公衆及びその他のステークホルダーからの意見を、いつ、どこで、どのように自らの規制上の判断に組み込むのかを決定し、事前に通知する。また最低でもその決定の根拠を明らかにする。

同報告書では、社会による広範な支持を必要とするいかなる意思決定にとっても不可欠な要素として、以下の3つの包括的な原則を示している。

- 「意思決定は、状況の変化に対応できる柔軟性をもたらすために、反復的なプロセスを通じて実施すべきである」。

- 「社会的な学習を促進すべきである」。様々なステークホルダーと専門家との間の交流を促すことが例として挙げられる。
- 「意思決定プロセスへの公衆の関与を促進すべきである」。異なる知識、信念、関心、価値観及び世界観を持つ人々の間で建設的かつ質の高いコミュニケーションの実現を促すことが例として挙げられる。

また、同報告書では、放射性廃棄物管理におけるステークホルダーの新たな役割について、以下のような状況、考え方などを示している。

- 放射性廃棄物管理の分野においてNEA加盟国は、伝統的な「決定、発表及び擁護」モデル) から、「参加、交流及び協力」のモデルへと移行している。
- ステークホルダーの関与は、情報提供に依存するものであり、関与の程度が増すにつれ、協議、積極的な参加、さらには意思決定権限の共有が含まれる可能性がある。
- ステークホルダーの関与を推進するため、様々な管理ツールや、環境影響評価報告書（EIA）などの法律によって作成が求められている文書が存在する。
- 現世代の人々による広範な参加が実現することは、現時点での検討または交渉の場に将来の世代が参加することができないという回避することのできない事態をある程度まで補う上で役立つ可能性がある。
- 過去十年の放射性廃棄物管理における市民参加の面では以下の変化が起きている。
 - 「情報提供及び協議」から「パートナーシップ」へ
 - 地元自治体の受動的な役割から能動的な役割への移行
 - 協力のためのきわめて多様な行政形態の進展
 - 自治体への権限委譲措置と社会・経済的な利益の必要性及び正当性の認識
協力のための新たな理想と根拠の出現

2.11.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

(1) 「長期的な放射性廃棄物管理に関する意思決定の段階的なアプローチ」（2004）

「長期的な放射性廃棄物管理に関する意思決定の段階的なアプローチ」（2004）では、最近の放射性廃棄物処分での意思決定の事例研究により、以下のような考え方が示されている。

- 放射性廃棄物管理の長期的な解決策を実施するには、一般的に数十年間の期間が必

要であるため、段階的な意思決定のみが、政策立案及び実施に関する決定を下す上での実現可能な手段である。

- 段階的な決定の継続的なモニタリング・考察、国際レベルでの交流によって、放射性廃棄物管理に関する決定への社会の信頼を高める効果が得られる。放射性廃棄物の管理は、技術的な問題に技術的な解決を見出せば済むという問題ではない。

(2) 「高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深層処分に関する可逆性及び回収可能性 (R&R)」(2011年)

「高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深層処分に関する可逆性及び回収可能性 (R&R)」(2011年)では、放射性廃棄物管理における段階的な意思決定に関して、以下のような考え方などが示されている。

- 「段階的な意思決定」や「適応性の高い段階的方式」は、可逆的に段階的に進めていくことで、ある決定が不都合なものである場合には、決定を取り消すことが可能であることで安心感をもたらすという特徴を有している。しかし、こういったプロセスが、様々な決定を遅らせるための口実として利用されないようにすることが重要である。
- 段階的な手順では、各段階の大きさやタイミングに関する決定を行う際には、「持続可能性」と「短期的な効率」はしばしば相反するものである。段階数の増加及びそれぞれの段階間の間隔の拡大は、意思決定プロセスの期間及び費用の拡大にもつながり、場合によっては段階の間に追加的なリスクが生じる可能性もある。この「プロセスの社会的な持続可能性」と「短期的な効率」の間の妥協点に関する評価は、段階的なプロセスの設計時に慎重に実施しておかなければならない。
- 処分場開発は必要な時間スケールが長いことから、処分場プログラムとその受け入れ側自治体の間に持続可能な関係が成立する必要がある。この種のプログラムの展開に伴い、多くの「決定ポイント」が設定される可能性がある。段階的なプロセスの場合、それぞれの段階における意思決定の特徴の一つは、それ以前の小さなステップを確認した上で、次のステップを開始すべきかどうかを再考することである。各ステップにおいてこうした決定を適切なステークホルダーとの協力のもとで行うことは、プログラムと自治体の間で永続的な関係を構築する上でも役立つ。
- 段階的な意思決定のためのプロセスや意思決定の一般的な原則は、当初から明確に

しておくべきである。

2.11.10 可逆性と回収可能性

前述のように、「高レベル放射性廃棄物および使用済み燃料の深地層処分のための可逆性と回収可能性 (R&R)」(2011) では、可逆性及び回収可能性に関して主に次のような現状、考え方を示している。

- 回収可能性について、いかなる国の処分プログラムにおいても、閉鎖前後の廃棄処分に関するセーフティケースにとって必要な要素の一つとして要求はされていない。
- 回収可能性が求められている場合には、将来に向けた謙虚な姿勢を示すこと、安全性に関して追加的な保証をもたらすこと、及び定置がなされた時点から「逆転不可能な」決定に縛られることを回避したいという公衆及び政治的な指導者たちの望みに配慮することの3点その理由として示されている。
- 回収可能性が求められているプログラムに関する規制では、回収に関する立証作業が実際に行われることは要求されておらず、回収が実行可能であることの根拠を示すことが求められている程度である。
- 可逆性及び回収可能性を社会が求める理由は、可逆性を伴わないステップを回避すること、継続的に参加可能な意思決定プロセスを維持することにある。
- 各国の処分プログラムに可逆性及び回収可能性に関する措置を取り入れておくことは、処分場プロジェクトが進捗せず、放射性廃棄物が長期間にわたり受入難い状態に置かれるリスクの緩和につながる。
- 将来世代の選択肢の維持という原則を考えた場合、選択肢の維持の方法や維持する期間を検討する必要がある、その際には以下の相反する事項を考慮しなければならない。
 - 「社会的な受容性の改善と、受容性が得られないことよりプロジェクトが失敗するリスクの低減」と「回収可能性の取り入れによる処分計画の遅延、費用増及び処分が適切なものと認知されるリスク」
 - 「操業上の欠陥を是正する可能性」と「閉鎖または埋め戻しを遅らせることによる安全面での影響と費用の増加」

- 「適当な場合には戦略を変更できる可能性」と「継続的な管理において能動的な役割を果たす必要性の増大」
- 「より頑強な容器と地下構造のための費用の増加」と「安全上の便益及び回収可能性」
- 「回収可能性を確保するための研究開発費の増加、問題の認知の高まりによるリスク」と「知見の改善による便益」
- 「保証措置の面での困難さの増大」と「回収可能性による便益」
- 「将来の時点で価値のあるものとなり得る物質へのアクセス可能性」と「直接監視という負担を課すことなく安全性を確保する必要性」

2.11.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

「高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深層処分に關する可逆性及び回収可能性（R&R）」（2011年）では、制度的管理の変更、または終了することが妥当である場合には、そのための手順を設定する必要があることとしており、その手順は次の2つの条件を満たすものとすべきであるとしている。

- 既存の制度的管理を変更、または強化する必要があるという決定、あるいは制度的管理がもはや必要とされず、終了することができるという決定の根拠を提供するものであること
- 実施すべき変更、または強化を特定し、その変更が人間の健康及び環境の防護のためにどのように役立つかを明示するものであること

2.11.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

関連する記述の存在する報告書は確認できていない。

2.11.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の深層処分に關する可逆性及び回収可能性（R&R）（2011年）では、文書・マーカ等の記録の管理に關して以下のように考え方が示されている。

- 土地利用記録、文書保管所及び標識に依拠する能動的な記憶及び記録の保存は、モニタリングに依存しないものとする可能性もあるが、一方で記憶及び記録の保存を

進めるためには、それぞれの時点における処分場に関連する情報が利用可能である必要があるというという考え方もある。このため、閉鎖後の回収可能性が組み込まれたプログラムの場合、遠隔モニタリング手法の継続的な開発を支援する必要性が大きくなる可能性がある。

2.11.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

関連する記述の存在する報告書は確認できていない。

2.11.15 暫定保管・長期保管

「長寿命放射性廃棄物管理における貯蔵の役割」（2006年）では、貯蔵の役割が従来より拡大されていることが示されており、その一つに長期貯蔵があり、長期貯蔵（100年以上の貯蔵）が、代替案の調査、エンドポイントの決定や科学技術の進展の時間の確保などのために検討されているとしている。貯蔵期間の延長に理由として以下が挙げられている。

- パブリック・アクセプタンスに関するものや、比較的少量の放射性廃棄物しか発生しない国の場合には、まとまった量の放射性廃棄物が蓄積されてからの方が処分を経済的に、また無駄なく実行できることなど
- 地域的な、または多国間解決策の開発がなされる可能性や、将来に革新的な技術開発が実現する可能性に関連するもの

また、長期貯蔵を検討する際の考慮すべき事項や課題などについて以下などが示されている。

- 長期貯蔵戦略にかかわる技術的課題も考慮する必要がある。数十年間の貯蔵の場合には、適切に実行された場合、安全性等を確保可能であるが、数百年間に及ぶ場合には、材料、構造及び設備の寿命を確保するような技術的考慮が必要であり、また、このような時間枠を対象とする永続性の高い管理及び保守も確保する必要がある。
- 数百年という管理期間は、長寿命廃棄物の危険性が維持され、管理が必要である期間に比べてかなり短い。地表に立地されている場合には、貯蔵施設が他の何らかの産業設備と同様に、テロ行為に対する脆弱性を有している点にも注意が必要である。
- 長期貯蔵戦略のもとで貯蔵を想定する期間を定義しておくことが重要である。また、

安全性及び安全保障に関する技術的な保証を維持するために、貯蔵の実施及び監督を委託されている組織及び機関に対し、確実な財源と安定性を提供することが重要である。またそのためには、継続的な政治的及び社会的な取り組みと、これらの組織及び資源を維持するために必要な国の経済面での安定が必要となる。

- その定義から判断し、貯蔵、放射性廃棄物管理に関する終結点（エンドポイント）とすることはできない。貯蔵施設の複数回の更新を伴うきわめて長期間にわたる貯蔵計画は非現実的であり、現世代の管理の及ばない著しい不確実性が組み込まれるものと考えられる。
- 責任が将来の世代に手渡されるのであれば、いずれかの時点でその将来の世代がその責任を取り除くことができるように、財政面及び知識面に関して、責任に対処する手段も一緒に引き継がなければならない。
- 期限が設定されていない貯蔵などの「確定していない」解決策は、持続可能なものではない。持続可能であるためには、将来の社会、科学及び技術面での展開に関する推測に依存しない完全な放射性廃棄物管理戦略を定義することが重要である。当該戦略には明確な終結点が設定されていなければならない、またその終結点に到達する経路（または代替経路）が指定されていなければならない。

2.11.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

関連する記述の存在する報告書は確認できていない。

2.12 欧州連合（EU）における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査

国際機関として、欧州連合（EU）を対象として、放射性廃棄物処理処分に係る最新の安全基準、指針等の検討状況、その内容を整理するとともに、長期的な安全性に関する考え方などの検討状況を整理する。

欧州連合（EU）では、EU 加盟国に対して、自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。）が、2011年に制定された。

この廃棄物指令の構成を以下に示す。本指令に基づき各国は、廃棄物指令の規定内容を指令の発効後 2 年以内に国内法に反映しなければならず、さらに発効後 4 年以内に、国家計画、及び指令の実施状況に関して欧州委員会（EC）に通知しなければならないことが規定されている。なお、本指令は、2011年 8 月 23 日に発効している。

表 2.12-1 「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する、共同体（EURATOM）の枠組みを構築する理事会指令」の目次構成

章構成	条文構成
第 1 章 適用範囲、定義及び一般原則	
	第 1 条
	第 2 条 適用範囲
	第 3 条 定義
	第 4 条 一般原則
第 2 章 責務	
	第 5 条 国家的枠組み
	第 6 条 権限を有する監督機関
	第 7 条 許認可の保有者
	第 8 条 専門知識と技術
	第 9 条 財務的資源
	第 10 条 透明性
	第 11 条 国家計画
	第 12 条 国家計画の内容
	第 13 条 通知
	第 14 条 報告
第 3 章 最終規定	
	第 15 条 移行
	第 16 条 発効
	第 17 条 宛先

ここでは、下記 16 項目のうち、廃棄物指令に関連する規定が存在する場合に、その規定内容について整理する。

- 1) 立地選定段階における規制側の関与
- 2) 評価期間の考え方
- 3) 処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）
- 4) 人間活動の影響
- 5) 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠
- 6) 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い
- 7) セーフティケースの内容とレビュー
- 8) 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション
- 9) 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）
- 10) 可逆性と回収可能性
- 11) 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等
- 12) 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）
- 13) 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）
- 14) 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）
- 15) 暫定保管・長期保管
- 16) 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

なお、上記の各項目に該当する規定は後述するが、ここでは廃棄物指令の主な規定について以下に整理する。

- 加盟国は、策定した国家計画（指令発効後4年以内に策定しEUに報告）について科学技術の進展などを考慮に入れ、定期的にレビューし更新する。
- 国際原子力機関（IAEA）が策定している安全基準に対して法的拘束力を持たせる。
- 公衆及び従事者への情報提供を行わなければならない、公衆は意思決定過程への参加機会を与える。
- 放射性廃棄物処分のための自国の枠組みについて、10年以内の間隔で国際ピアレビューを受ける。

- 複数のEU加盟国が、それらの国内にある処分場を共同で利用することに関して合意可能である。

なお、回収可能性及びモニタリングに関しては、以下の報告書の記載内容についても整理する。

- ・ 地層処分場における長寿命放射性廃棄物の回収可能性に関する協調行動 (EUR19145) (2000年)
- ・ 放射性廃棄物の地層処分に向けた段階的アプローチにおけるモニタリングの役割に関するテーマ別ネットワーク (EUR21025) (2004年)

2.12.1 立地選定段階における規制側の関与

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.2 評価期間の考え方

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.3 処分場の最適化と BAT (利用可能な最善の技術)

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.4 人間活動の影響

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.5 長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.6 性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.7 セーフティケースの内容とレビュー

廃棄物指令の「第 7 条 許認可の保有者」では、放射性廃棄物及び使用済燃料の管理施

設の許認可保有者が実施すべき安全性の評価に関する要件を規定している。同条では、加盟国が、許認可保有者に対して放射性廃棄物及び使用済燃料管理施設の安全性を定期的に評価・検証し、継続的に改善させるようにすることが規定されている。また、安全性の評価の対象として、活動の進捗と実行、施設の進捗、操業と廃止措置または処分施設の閉鎖、並びに処分施設の閉鎖後段階が含まれること、安全性の文書化の範囲は、管理施設や活動の危険性の程度により決定することが規定されている。

2.12.8 社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

廃棄物指令の第 10 条では、加盟国に対して、放射性廃棄物及び使用済燃料の管理に関する必要な情報を労働者や一般公衆が入手できるようにすることが規定されている。また、監督機関に対してその権限を有す分野において情報提供を行わせることも規定されている。さらに、加盟国に対して、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理に関する意思決定プロセスにおいて必要な、公衆の参加機会が確保されるようにすることが規定されている。

2.12.9 段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

廃棄物指令では、段階的な意思決定に関連して、第 4 条の一般原則において、放射性廃棄物管理に関する国家政策の原則の一つとして、段階的アプローチによって措置が実行される必要があることが規定されている。また、各国が策定する廃棄物管理に関する国家計画の内容の一つとして、「処分の実施のための重要な段階、及び国家計画を包括する目標という観点から見た、それらの段階の達成のための明確なスケジュール」が含まれることを定めている。

さらに、廃棄物指令では、定期的な安全レビューに関して、許認可保有者に対して放射性廃棄物及び使用済燃料管理施設の安全性を定期的に評価・検証し、継続的に改善させるようにすることが規定されている。

2.12.10 可逆性と回収可能性

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

欧州 9 ヶ国において長寿命放射性廃棄物の処分概念に携わる組織の専門家に討論の場を提供し、様々なアプローチの比較を行うと共に、回収可能性の明確な解釈及び「作業上の定義」を確立することを目的とした活動に関して取りまとめた報告書である、「地層処分場

における長寿命放射性廃棄物の回収可能性に関する協調行動（EUR19145）」（2000年）の内容を報告する。

この報告書では、回収可能性と設計、回収可能性と安全性、回収可能性の社会・政治的側面、回収可能性とモニタリング、及び回収可能性と保障措置の5つの問題について、各国が国内の状況に関する情報を提供したうえで検討が行われた。以下にこれら5つの問題に関する考え方などを整理する。

(1) 回収可能性と設計

回収可能性と処分場の設計に関して、「地層処分場における長寿命放射性廃棄物の回収可能性に関する協調行動（EUR19145）」（2000年）では主に以下のような考え方を示している。

- 放射性廃棄物の回収は、埋め戻し等が進んだ後には、特殊な技術が必要な場合がある。回収に必要な作業は、処分概念に応じて異なる可能性があるが、一般的に既存の処分概念では、閉鎖後のかなりの時間が経過するまで回収可能性が維持される。
- 除去が比較的容易な埋め戻し材及び密封材を使用すること、処分場レイアウトの変更、廃棄物パッケージと最初の人工バリアの間に回収を容易にするライニングを施すことなどの設計変更により、既存処分概念における回収可能性が強化可能である。

(2) 回収可能性と安全性

回収可能性と安全性との関連に関しては、以下のような考え方が示されている。

- 現行の処分概念における回収可能性は、設計変更や閉鎖の延期により強化することが可能である。一般的に設計変更は、処分場の操業及び長期安全性に大きな影響を与えないと考えられる。
- 処分場の閉鎖を延期することは、操業及び長期安全性の両面で影響を及ぼす可能性があり、長期安全性への影響に関しては、母岩の長期安定性などへの影響を把握する必要がある。操業安全性に関しては、作業員への放射線学的リスク、講習や環境への影響を検討する必要があるが、適切な措置や操業手順の採用で安全性を確保可能である。

(3) 回収可能性の社会・政治的側面

回収可能性の社会・政治的側面については、主に以下のような考え方、共通認識などが示されている。

- 多くの場合、放射性廃棄物の地層処分実施のための好ましいオプションとして、段階的なアプローチが採用されており、回収可能性は段階的アプローチにとって不可欠な要素の一つであり、社会・政治的意思決定プロセスの重要な要素の一つとなっている。
- 回収可能性は、放射性廃棄物管理に関する倫理的に責任のあるアプローチの一部とみなされている。将来世代のためにオプションを残しておく観点でも、どの程度回収を容易にするのかなど、将来世代に影響を与える複数の判断を行う必要がある。

(4) 回収可能性とモニタリング

回収可能性とモニタリングの関係、考え方などについて、以下のように示されている。

- モニタリングにより、処分システムが許容外の挙動を示していることが判明した場合などには、是正措置が必要であり、放射性廃棄物の回収は最終的な是正措置とみなされる。このため、回収可能性はモニタリングから派生するものとみなすことが可能である。
- 将来世代にオプションを提供することが目的である場合、モニタリングが回収可能性に役立つ方法として以下の3つがある。
 - 廃棄物パッケージの健全性と廃棄物の受入可能性に関する一定範囲のパラメータを監視するために役立つ。回収可能性だけでなく、回収がどの程度容易かなどを明らかにするために用いることが可能。
 - 処分室、定置坑道、アクセス坑道等の閉鎖を延期する根拠となるデータの入手のために利用可能。
 - 作業の撤回を可能にするために設定されたシステムが目的の状態を維持しているか証明するために用いることが可能。

(5) 回収可能性とと保障措置

回収可能性と保証措置の関係については、以下などが示されている。

- 回収可能性を強化（使用済燃料の回収を容易）にするいかなる措置も、保障措置の

実施に影響を与える。

- アクセス坑道などを比較的長期間にわたり閉鎖しない場合には、閉鎖された処分場以上の集中的な保障措置を継続する必要がある。

2.12.11 許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

廃棄物指令では、第 5 条において加盟国に対して国家的枠組みを策定することを求めており、国家的枠組みの一部として、処分施設の閉鎖後段階の適切な措置を含む、使用済燃料及び放射性廃棄物の管理に関する活動、施設、または活動と施設の両方に関する、適切な管理等について、責任を割り当て、権限を有す機関等を調整することを義務付けている。

2.12.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

ここでは、「放射性廃棄物の地層処分に向けた段階的アプローチにおけるモニタリングの役割に関するテーマ別ネットワーク(EUR21025)」(2004年)において取りまとめられている、モニタリングの役割等に関して整理する。

「放射性廃棄物の地層処分に向けた段階的アプローチにおけるモニタリングの役割に関するテーマ別ネットワーク」は、以下に掲げる目標を達成するために、EU 及び関係 10 カ国の 12 機関から得た専門知識をまとめたものである。

- 放射性廃棄物の地層処分に向けた段階的アプローチにおけるモニタリングの役割とオプションの両方に関する理解を深める。
- 処分場開発について理解する上で、意思決定、操業中及び閉鎖後の安全性と信頼性に、モニタリングがどのように寄与するかを明確にする。

次に同報告書の「第 7 章 要約と結論」に基づき、特に制度的管理に関連する事項についてまとめる。

(1) 処分場モニタリングに関する原則など

同報告書では、地層処分システムの段階的プロセスにおけるモニタリングは、既存の国際的合意に基づく、以下のような少数の基本原則に基づいたものであり、適切かつ達成可能であることが確認されたとしている。なお、以下では、制度的管理に関連するもののみ

を示している。

- 閉鎖後の長期安全性は、閉鎖後のモニタリングに依存してはならない。このことは、将来の世代に不当な負担を課すべきでないという原則上の理由、及び将来の世代がモニタリングを行う技術的能力や関心を持つことを前提とすることはできないという現実的理由による。
- 長期安全性は、処分システム的设计（サイトの選定を含む）及び建設の質によって保証されなければならない。閉鎖後、処分システムはモニタリングに依存することなく、受動的に安全でなければならない。
- そのため、放射性廃棄物の定置前に、説得力のある長期セーフティケースを作成する必要がある。
- すべてのモニタリングは、長期安全性を損なわないように実施されなければならない。すなわち、モニタリングによって、長期性能を妨げる重要な擾乱を招かないようにする必要がある。
- モニタリングの社会的役割を認識しなければならない。

(2) 主要な成果など

同報告書で示されている成果に関して、特に制度的管理に関連したものを中心に以下に示す。

- モニタリングの目的が、特性の不変性を確認することに限られる場合や、バリア及びニアフィールドの変化の不確実性が小さい場合には、最小限のモニタリングが望ましい場合がある。処分場の潜在的劣化が非常に複雑な場合や、初期測定によって満足すべき変化であるか否かを確認する場合には、より詳細なモニタリングが必要とされる場合もある。
- モニタリングの範囲は、意思決定プロセスや安全確認にとって有用であることが明らか範囲に限定することが望ましい。モニタリングが行われることは、公衆に対して説明しなければならない。また、そのようなモニタリングは、処分システムの安全性に対する信頼の欠如を示しているという印象を与えないことが重要である。
- モニタリングに必要とされる技術は、すでに開発済み、または開発の途上であり、技術レベルの見通しは良好である。しかし、実施するのが適切または有益であるモニタリングの範囲は微妙な問題であり、事業推進戦略に依存している。特にモニタ

リング機器の寿命と信頼性に関しては限界がある。長い時間枠で実現可能なこと、測定の有用性やモニタリング結果への対応能力に関して過度な期待をすべきではない。

- 処分場の廃止措置、閉鎖及び閉鎖後段階におけるさまざまなモニタリングの段階的な停止と維持、編集されたモニタリング・データベースへの長期にわたる継続的なアクセスと使用に関しても、検討すべき問題が存在する。このような疑問には、将来の科学、規制または公共の利益に照らして、何年も先の将来に初めて答えることができる。
- モニタリングは、検討対象の処分システムの（重要）現象の原位置測定にとどまらず、より広い意味をもつものとして認識することもできる。モニタリングを、廃棄物の長期管理にとって重要な問題の状態を定期的に判断することといった広い意味で捉えた場合、多くの問題を検討する必要がある。これには、科学、技術及び社会に関連する問題が含まれる。このような「広範なモニタリング」は、意思決定の重要な部分となる可能性があり、これを処分場開発プログラムに組み込む必要がある。

2.12.13 受動的な制度管理（文書・マーカ等の記録の管理等）

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.14 併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.15 暫定保管・長期保管

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

2.12.16 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

廃棄物指令には関連する規定は存在しない。

以下に、項目ごとの我が国の検討状況等との比較表を示す。

①立地選定段階における規制側の関与

日本※	立地段階を直接的な許認可対象とはしないが、最終処分法の立地手続きの中で、事業者の調査結果等の妥当性のレビュー、将来の安全評価に必要な調査のあり方や調査活動に係る品質保証を含むガイドラインを提示することを検討している。
米国	許認可申請書を提出する前に、ユッカマウンテン・サイトでサイト特性調査計画を実施すること、サイト特性調査計画のレビュー手続きが規定されている。また、NRCやEPAによる環境放射線防護基準や技術要件等の策定が規定されている。
フランス	ASNはDossier2005のレビューや、ANDRAによるサイトの提案内容に関して、意見書を政府に提出している。
スウェーデン	SKB社が3年ごとに提出するRD&Dプログラムの審査や安全評価書の審査を実施している。
フィンランド	TVO社やポンヴァ社によるサイト選定の各段階での調査の取りまとめ報告書や安全評価報告書のレビュー、サイト選定の最終段階での原則決定申請書に対する予備的安全評価の実施を行っている。また、環境影響評価手続きの一環として、公衆等とのコミュニケーション活動を実施した。
スイス	原子力法では、立地選定段階において必要に応じて実施される地球科学的調査のために許可の取得が必要とされている。また、特別計画では、サイト選定の第1段階から第3段階の各段階で規制機関等が審査、評価、意見聴取等を行うことが定められている。
英国	2009年EAガイダンスでは、サイト選定プロセスに対する規制は対象外としているが、2008年MRWS白書に従い、事業者の初期活動を規制面から審査することを通じて、サイト選定プロセスを支援する意向を表明している。
カナダ	原子力安全管理法及び同法に基づく規則における許認可プロセスでは、処分場の建設許可（第2段階）の前に、サイト準備許可と呼ばれる許可段階が設定されている。このサイト準備許可では、ある特定の場所に立地しようとするための準備を行うための許可申請である。このため、立地選定段階の末期においては、法律に基づく許認可プロセスとしての規制の関与が存在すると考えられる。
ドイツ	発熱性放射性廃棄物処分に関してサイト選定法では、新たに設置される規制機関である連邦放射性廃棄物処分庁が、計画推進者（BfS）が提案した地表及び地下からの探査計画及び評価基準の確定、地上及び地下での探査サイトについてレビューを行い、連邦政府に対してサイトの提案を行うなどして関与する。また、サイト選定段階を通じての情報提供の役割も有している。
ベルギー	2020年にONDRAF/NIRASによる地層処分研究開発の成果として地層処分の安全性・実現可能性報告書が取りまとめられ、その後サイト選定が開始される予定である。そのため、現段階では規制側の関与は行われておらず、規制は整備されていない。

※総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会「放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制制度のあり方について」（平成18年9月11日）

②評価期間の考え方

日本※	処分後数千年のように比較的信頼性の高い評価が可能な期間を相対的に重視し、その期間における実体的防護機能をできるだけ高めておくことにより、それ以降の長期的な防護性能の頑健性を確保するという、技術的に最善の手段を講ずる考え方が検討されている。
米国	環境保護庁（EPA）が策定し、廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）に適用される 40 CFR Part 191 では、評価期間を 10,000 年に設定している。 ユッカマウンテンに適用するために策定された EPA の 40 CFR Part 197、原子力規制委員会（NRC）の 10 CFR Part 63 では、当初、10,000 年の評価期間が設定されていた。しかし、法律の規定どおりに全米科学アカデミー（NAS）の勧告に基づいていないとの判決を受けて修正を行い、地質学的に安定な期間まで評価期間を延長することとして、その期間は 100 万年で終了すると定義している。
フランス	安全指針では、閉鎖後の安全評価の期間に関して、10,000 年以降の期間についても要求しており、対応する判断指標については長期の評価における不確実性を考慮して、10,000 年を境に異なる指標・考え方が示されている。 なお、指針には最大評価期間は示されていないが、実施主体が 2005 年に取りまとめた研究成果報告書では、安全評価の計算結果として 100 万年までの期間について示している。
スウェーデン	使用済燃料または他の長寿命原子力廃棄物の処分場については、十分に予測可能な外的影響を解明するために、リスク解析は少なくとも約 10 万年、または氷期 1 サイクルに当たる期間を含むべきである。リスク解析の期間は、最大でも 100 万年とし、処分場の防護能力の改良可能性についての重要な情報をもたらす限りの期間まで拡張されるべきとしている。
フィンランド	「原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令」では、人々が被ばくする放射線量を十分に確からしく評価できる期間であって、かつ少なくとも数千年間、及びそれ以降の二つの期間を設定している。なお、ポシヴァ社のセーフティケース（2012）では、評価期間の上限を 100 万年としている。理由として、廃棄物に含まれる放射能がウラン鉱床と同等のレベルまで低下するからとしている。
スイス	廃棄物に起因する放射線からの保護は永続的なものでなければならないとしつつ、100 万年までの期間にわたって、必要とされる防護の評価に関連するセーフティケースの枠内において防護基準が遵守されることを立証しなければならないとしている。またこれよりも先の期間では、処分場に起因して地域レベルで起こりうる放射線学的影響について、その変動幅を内在する不確実性を考慮した上で評価しなければならないとしている。
英国	評価期間は明示されていないが、将来の放射線学的リスクがピークに達する時期まで、もしくは不確実性が大きくなるために、定量的な評価を実施する意味がなくなる時期まで評価する必要がある、としている。
カナダ	規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」において、将来影響の評価には発生すべき最大影響が予測される期間を含めることが要求されている。
ドイツ	発熱性放射性廃棄物の地層処分については、長期安全性の証拠を提示するために実施する立地点固有の安全解析及び安全評価の対象期間として、100 万年を目安としている。
ベルギー	評価期間に関する規定は整備されていない。

※原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」（平成 16 年 6 月）

③処分場の最適化と BAT（利用可能な最善の技術）

日本※	比較的信頼性の高い評価が可能な期間を相対的に重視し、その期間における実体的防護機能をできるだけ高めておくことにより、それ以降の長期的な防護性能の頑健性を確保するという、技術的に最善の手段を講ずる考え方が検討されている。
米国	地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、放射線防護の観点での最適化、BATに係る規定は見られない。
フランス	安全指針では直接的な規定はないものの、最適化に関して、放射線防護基準を超える場合において、適切な研究プログラムによる不確かさの減少や施設設計の見直しを要求している。 BATについては、原子力安全・情報開示法において、定期的な安全レビューの実施を規定しており、安全レビューの入力や方法を最善技術や最新データでアップデートするだけでなく、その結果として、安全規制当局が新たな技術的規定を設定することも可能であり、BATの導入に対して柔軟な対応が可能と想定される。
スウェーデン	バリアシステムはBATを考慮して設計、建設しなければならない。最適化と利用可能な最善の技術は、処分場の防護能力の改善を目的として併用すべきとしている。
フィンランド	2008年に整備された処分の一般安全規則「原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令」では最適化に関する記述はない。BATについては、政令（736/2008）にて、処分施設の建設、操業及び閉鎖の計画策定において、高品質の技術及び科学データを利用する可能性を考慮することを規定している。
スイス	最適化について、処分の各段階において、安全性に関係するそれぞれの決定に関して、様々な選択肢並びにそれが長期安全性にとって持ち得る意味を定量的に検討し、全体として安全性を高める方向に働く決定を下さなければならないとしている。 BATの概念は規定されていない。
英国	2009年EAガイダンスにおいて、原則及び要件として示されている。地層処分施設のライフサイクルに含まれる、すべての段階で最適化が考慮する必要がある。
カナダ	G-320において、原子力施設の設計は、すべての適用要件を満足するように最適化すべきであり、特に放射性廃棄物管理施設については、規制限度を満足するだけでなく、長期における安全性を保証する裕度を確保するため、規制限度以下となるようにすべきであると規定している。
ドイツ	発熱性放射性廃棄物の地層処分については、放射線防護及び安全マネジメントの観点から、処分場システムの継続的な最適化を規定している。また、科学及び技術の水準に基づき処分システムや廃止措置等を検討することを規定している。
ベルギー	現在整備中の最終処分施設の許認可制度に関する王令草案では、貯蔵（処分）システムが放射線防護の最適化原則に基づいて得られたものであることを示すこととしている。

※原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」（平成16年6月）

④人間活動の影響

日本※	偶発的な人間侵入が発生した場合の影響を確認する。 また、余裕深度処分の安全評価に関して、基本シナリオ、変動シナリオの他に人為・稀頻度事象シナリオを設定し、人為・稀頻度事象シナリオでは、偶発的な土地の掘削シナリオを考慮する。
米国	<ul style="list-style-type: none"> ・ WIPP に適用される EPA の 40 CFR Part 194 では、資源の存在に応じて、天然資源の掘削採鉱活動によって生じる人間侵入の発生を想定したシナリオの評価の考え方が規定されている。 ・ ユッカマウンテンに適用される EPA の 40 CFR Part 197、NRC の 10 CFR Part 63 では、地下水探査のためのボーリング孔の掘削を想定し、評価方法を具体的に示した様式化したシナリオが定義されている。
フランス	<p>閉鎖後安全評価における人間侵入の扱いは、具体的なシナリオ例として、各処分概念に対応した安全規則・安全指針において示されている。地層処分に関しては、以下の人間侵入シナリオが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 処分構造物を通過する探査ボーリング孔 ・ 鉱山の採掘 ・ 処分用構造物を通過する放棄された及び密封不良の探査ボーリング孔 ・ 深い帯水層における飲用水または農業用水の採取用ボーリング孔
スウェーデン	<p>処分場に対して人間が与える偶発的な影響に関する複数のシナリオが提示すべきとし、「処分場へのボーリングに関連して生じる人間の直接的な侵入を扱った 1 ケース、並びに、例えば処分場内及びその周囲の地下水の化学的な性質または水理条件の変化のような、処分場の防護能力の低下に間接的に繋がるその他の活動を扱った複数の事例を含むべき」としている。</p>
フィンランド	<p>政令（736/2008）において、処分地における廃棄物定置区域の深度について人間の廃棄物定置区画への侵入を困難とすることを規定している。また、詳細安全規則 YVL D.5 では、人間侵入シナリオとして、中程度の井戸掘削及び廃棄物パッケージ 1 体に行き当たるコア・ドリルまたはボーリングを考慮することを規定している。</p>
スイス	<p>人間活動の影響について特段に規定しておらず、地層処分場への人間の意図的な侵入については、安全評価の検討対象に含まないとしている。</p>
英国	<p>EA 等は人間侵入とみなすことのできる事象として、次のものを挙げている。①処分施設への直接的な人間侵入、②バリアに損傷を与えるか、その機能を低下させるその他の人間活動。その例として、すでに閉鎖され、シーリングされたアクセス坑道または立坑の部分的な再掘削が挙げられる。これらの人間活動による影響を受けると考えられるバリアは、人工バリア、天然バリア、あるいはそれら両方の組み合わせとなる場合がある。</p>
カナダ	<p>G-320 において、人間侵入の評価は、放射性廃棄物の他の区域への広がり起因する人間と環境の被ばくを評価する必要があると規定している。</p>
ドイツ	<p>発熱性放射性廃棄物の地層処分については、偶発的な人間侵入について、リファレンス・シナリオの解析を行うこと、及び予防措置の検討を規定している。</p>
ベルギー	<p>人間活動の影響に関する規定は整備されていない。</p>

※原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」(平成 16 年 6 月)
原子力安全委員会「低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的考え方(中間報告)」(平成 19 年 7 月 12 日)

⑤長期に係る線量・リスク基準・代替指標と解釈・信頼性・根拠

日本※	防護基準として、0.3mSv/yの線量拘束値、または、リスク拘束値10 ⁻⁵ /yを参考に検討することが考えられている。
米国	<ul style="list-style-type: none"> ・地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、一般でのリスク基準による安全性の理解が困難との理由から、線量基準が用いられている。 ・WIPPに適用されるEPAの40 CFR Part 191では、個人の年間預託実効線量が0.15mSvを超えないことと規定されている。 ・ユッカマウンテンに適用されるEPAの40 CFR Part 197、NRCの10 CFR Part 63では、個人防護基準、人間侵入基準として、処分後1万年間は0.15mSv/年、処分後1万年以降から地質学的に安定な期間（100万年）までは1.0mSv/年を超えないことと規定されている。
フランス	リファレンス・シナリオでは、長期にわたる不確実性の増大に鑑み、1万年を境に適用される基準と評価の方法論が使い分けられている。線量基準として0.25mSvが設定され、1万年迄はこれを拘束線量値として超えてはならない基準値とし、1万年以降はこれを目標値として設定している。変動シナリオでは、確定的影響を誘発する可能性のあるレベルより十分に低いものに保つという定性的指標が示されるのみであり、併せて、リスク概念を導入しても良いことも示されているが、奨励している状況にはなっていない。
スウェーデン	閉鎖後の有害な影響に係る年間リスクが、最大のリスクを受けるグループの代表的個人について10 ⁻⁶ を超えないように設計することを要求。リスク基準の適用は約10万年までとする考え方。最大被ばくを受けるグループを曖昧さのない形式で記述することはできないため、このグループは当該処分場の防護能力の定量化手段の一つとみなされるべきとしている。
フィンランド	<ul style="list-style-type: none"> ・少なくとも数千年間にわたる期間：最大の被ばくを受ける公衆に対する線量が0.1mSv/年未満、及びその他の公衆が受ける被ばく線量がきわめて微量であることを規定。 ・数千年後以降の期間：処分場から生物圏へ放出される放射性物質の量について規定。 ・長期安全性を低下させる発生確率が低い事象：可能な場合において事象に関する年間線量及び放射性核種放出量が限度値と比較して許容できるかを評価すること。
スイス	以下の通り、発生確率の高さによって防護基準を設定している。 <ul style="list-style-type: none"> ・防護基準1：発生確率が高いと分類された変遷に関して、個人線量が年間0.1 mSvを超える放射性核種が放出されることがあってはならない。 ・防護基準2：防護基準1で考慮されなかった、発生確率が低いと分類された変遷が、合計して年間で100万分の1を超える追加的な放射線学的健康リスクをもたらすことがあってはならない。
英国	<p>期間に応じた線量とリスク基準を要求している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・許可期間内：線源においては、線量拘束値0.3Sv/y、サイトの線量拘束値については、0.5mSv/yを越えてはならない。 ・許可期間後：リスク目標値として、10⁻⁶/yが設定されている。
カナダ	G-320において、評価は公衆被ばくに対する規制線量限度（現行1mSv/年）を超えないという合理的保証を与えるべきであり、ICRPの約0.3mSv/年を超えない線量拘束値を最適化プロセスで設計目標として使用するが、評価モデル予測で不確実性を説明するための遵守限度としては使用しないものとしている。
ドイツ	<ul style="list-style-type: none"> ・処分システムの進展の発生確率に応じて線量基準を規定している。 <ul style="list-style-type: none"> －発生確率の高い進展（発生確率が10%以上）：10μ Sv/年 －発生確率の低い進展（発生確率が1～10%）：0.1mSv/年 ・非発熱性放射性廃棄物の地層処分（コンラッド処分場に適用）：0.3mSv/年
ベルギー	現在整備中の最終処分施設の許認可制度に関する王令草案では、公衆の構成員の被ばくに関して0.3mSv/年を規定している。

※原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」（平成16年6月）

⑥性能評価・安全評価における不確実性の取扱い

日本	極めて長期にわたる期間の安全評価が必要であることから評価に付随する不確実性は避けられないものと考えており、この不確実性を考慮し安全評価を行うためには、シナリオの発生の可能性とその影響を組み合わせたリスク論的考え方の適用が有効であり、この考え方を放射性廃棄物処分の安全規制に導入する方向で、検討を進める必要があるとしている。
米国	地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、長期を対象とした性能評価に不確実性の存在は避けられないとして、不確実性を考慮した評価方法（パラメータの分布型の設定、確率論的な評価）を要求するとともに、その説明を求めている。
フランス	地層処分の安全指針では長期にわたる安全評価における不確実性について、安全評価の方法論及び判断指標を使い分けることで対応している（本表の①②参照）。安全指針は、上記の対応に加え、不確実性に対する考慮と感度解析の実施を要求しており、不確実性の発生源を特定するとともに、感度解析を含めた事業者が行うべき不確実性への対処に関する考え方を示している。
スウェーデン	異なる不確実性のカテゴリは、一定の体系的な方法（一貫性のある、構造化された方法）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を論拠として評価すべきとしている。
フィンランド	「原子力廃棄物処分の安全性に関する政令」では、安全解析に含まれる不確実性要因及びそれらが意味するところは別途評価されなければならないと規定。YVL D.5「原子力廃棄物の最終処分」では、100 万年の超長期に関する安全評価においては不確実性が大きいと、主に補完的検討（単純化された方法による解析、ナチュラルアナログとの比較、処分サイトの地質学的履歴の観察）に基づいて実施することを記述。
スイス	不確実性は、研究活動とデータの取得を通じて、必要な範囲で抑制しなければならない、不確実性が存在する場合、安全評価では放射線学的影響の最大値を、変動に幅をもたせた計算を通じて、あるいは保守的な仮定に基づいて見積もらなければならないとしている。また、計算結果に対する不確実性の影響は体系的に示さなければならない、それによる長期安全性に関する結論について説明しなければならないとしている。
英国	環境セーフティケースにおいて、不確実性についての明確な説明とそれらが及ぼし得る影響を分析し、不確実性の低減の検討などが必要であるとしている。
カナダ	G-320 において、不確実性解析では、①入力データ、②シナリオにおける仮定、③評価モデルにおける数学的処理、④概念モデルから発生する不確実性を区別すべきであるとしている。
ドイツ	発熱性放射性廃棄物の地層処分については、セーフティケース、長期安全解析の重要要素として、不確実性解析及び感度解析の実施を規定している。
ベルギー	現在整備中の最終処分施設の許認可制度に関する王令草案では、不確実性の管理に対して適切なプログラムを実施することとしている。

※原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」（平成 16 年 6 月）

⑦セーフティケースの内容とレビュー

日本※	処分施設が有する長期安全機能の頑健性の確保に十分配慮したセーフティケースの基礎となる安全評価の考え方や処分候補地選定段階において考慮すべき環境要件といった技術的な検討を進めるとしている。
米国	地層処分に係る安全基準・指針である連邦規則（CFR）では、セーフティケースという用語は用いられていない。ただし、許認可申請書の安全評価では、広範なデータ、情報を含めることが求められており、ほぼ同様な考え方が取られているものと考えられる。
フランス	フランスでは、セーフティケースという用語は用いられていないが、放射性廃棄物処分施設に関する3つの許可段階を規定し、各段階で申請者が提出すべき一式書類や情報を定めている。これらの各段階で安全評価書の提出が要求されるとともに、定期的な安全レビューの実施も要求している。
スウェーデン	規制文書においてセーフティケースという用語は使用していない。処分施設の場合、「安全報告書」に閉鎖後の期間についての評価を追加する形としている。原子力施設（処分施設に限らない）の安全報告書について、定期的（少なくとも10年毎）な見直しを要求している。
フィンランド	「原子力廃棄物の最終処分における安全性に関する政令」は、原子力廃棄物処分の長期安全性をセーフティケースを用いて立証することを規定。セーフティケースは、実験による研究を前提とした数値解析に基づくもの、また、使用される原データ及びモデルが高い水準の研究結果ならびに専門家の評価に基づいたものであることを規定。また、セーフティケースは建設許可申請前及び操業許可申請時に提出され、それ以外の時には、15年ごとに更新することが規定されている。
スイス	セーフティケースには、安全評価の実施方法及び使用されたデータの評価を含まなければならない。必要により、安全評価における基本的な仮定及び結果を裏付ける論拠を示さなければならないとしている。また、可能な場合には、安全評価はナチュラルアナログによって裏付けなければならないとしている。原子力令は、連邦原子力安全検査局（ENSI）が申請書をレビューすることを規定している。
英国	環境セーフティケースでは、廃棄物処分の実施だけでなく、将来においても公衆及び環境が十分に保護されていることを立証する必要があるとしている。レビューについては、特定の技術分野の独立した立場にある専門家が、自分の専門分野に関してレビューを行う。レビューは品質マネジメント並びに、健全な科学及び良好な設計観光の適用の両方にとって重要と考えている。
カナダ	G-320において、セーフティケースとは施設の安全性を立証する論拠と証拠を統合したものと定義している。また、セーフティケースは、①評価方策の適切な選定と適用、②システム頑健性の立証、③安全性の補完的指標の使用、④長期安全性に対する確信を与えるために利用可能な他のすべての証拠について、様々な追加的な論拠によって補足される安全評価が含まれるとしている。
ドイツ	発熱性放射性廃棄物の地層処分については、施設固有の安全解析及び安全評価、最終処分場の長期安全性を裏付ける全ての情報、解析結果並びに論拠などを構成要素とするセーフティケースの文書化を規定している。また、10年間隔で最終処分場の安全性を評価する際に、セーフティケースのレビューを行うことを規定している。
ベルギー	現在整備中の最終処分施設の許認可制度に関する王令草案では、セーフティケースに相当するものとして、安全報告書を作成することとしている。安全報告書のレビューについては規定していない。

※原子力安全委員会 特定放射性廃棄物処分安全調査会「地層処分に関する安全コミュニケーションの考え方について」（平成23年1月）

⑧社会・ステークホルダーとのコミュニケーション

日本※	地層処分の安全性を社会が受け容れるという結論に至るには、ステークホルダー間に、地層処分の実施方法、並びに事業や安全確認の進め方に対する信頼が構築されることが重要であるとしている。
米国	ユッカマウンテンに適用される NRC の 10 CFR Part 63 では、許認可のレビューへの州などの関与が規定されている。
フランス	原子力安全の規制フレームワーク（原子力安全・情報開示法等）において、原子力安全の問題や情報に関する国民の知る権利が担保され、その活動を主体的に管理する責務は原子力安全当局である原子力安全機関（ASN）にある。同法はまた、地域における情報提供やコミュニケーション活動の枠組みや（CLI）、全国レベルでの活動の枠組み（HCTISN）を規定するほか、3つの許可段階のそれぞれで、申請内容に関して地元との協議や公衆意見聴取を行うことを規定している。
スウェーデン	原子力活動法（第 5b 条）において、原子力施設の許可審査について環境法典の適用（環境影響評価の実施、環境法典に基づく許可の必要性）を規定。環境影響評価手続きでは、環境影響評価書を作成するのみならず、その作成に先立って関係各所との協議が必要となっている。
フィンランド	1994 年の環境影響評価手続き法において、環境に対する影響評価を深めると同時に市民が入手可能な情報と参加する機会を増やすことを規定している。また同法では、調整機関（原子力分野では雇用経済省）が事業者から提出された環境影響評価のための計画書及び評価書について、公報の手配及び必要な見解を求め、意見表明の場を確保及び手配することを規定している。
スイス	原子力法において、処分場サイトの決定時における国民投票や許認可における公聴会の実施、異議申し立て等を規定している。
英国	地層処分施設の許可要件指針では、要件として設定されており、早い段階で地域社会及びその周辺住民に説明する機会を設けないといけないと考えている。
カナダ	G-320 等の規制文書には、関連する規定がない。2012 年環境アセスメント法では、放射性廃棄物処分場を含む原子力施設の設置に際しては、環境アセスメントの実施が求められており、公衆の有意義な関与の機会が確実に与えられることを目的としている。
ドイツ	サイト選定法において、サイト選定時点での社会やステークホルダーの参加等に関して規定している。また、放射性廃棄物処分一般に適用される原子力法及び環境適合性審査法において、環境適合性評価（環境影響評価）手続きにおける公衆の意見聴取、異議提起、及び計画の許認可決定の公表について規定している。
ベルギー	現在整備中の最終処分施設の許認可制度に関する王令草案では、申請書・見解書等の閲覧及び異議申し立てについて規定している。

※原子力安全委員会 特定放射性廃棄物処分安全調査会「地層処分に関する安全コミュニケーションの考え方について」（平成 23 年 1 月）

⑨段階的意思決定（定期的な安全レビュー（PSR）の扱いを含む）

日本	「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」において、段階的なサイト選定手続等を定めている。また、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」では、事業許可、施設確認、設計・工事方法の認可、仕様前検査、施設の性能維持や定期検査の実施などが規定されている。
米国	ユッカマウンテンに適用される NRC の 10 CFR Part 63 では、段階的な意思決定として、建設、操業などで許認可の判断がなされるとし、許認可の発給がなければ次の段階に進めないものとなっている。
フランス	原子力安全の規制フレームワーク（原子力安全・情報開示法等）において、3 つの許可段階を規定している（定期的な安全レビューの実施も規定）。 民意を代表する議会の立法による、2 段階の意思決定段階が（設置許可申請後の可逆性の条件を定める法律、施設の見直しを許可する法律）、2006 年放射性廃棄物管理計画法に規定されている。
スウェーデン	原子力活動法に基づき、処分事業の実施計画や処分場のサイト選定は、処分実施主体が 3 年ごとに策定（原子力発電事業者の委託）する「研究開発実証プログラム」に基づいて進められている。操業中の原子力施設に対する定期的な安全レビューに関しては、原子力活動法により要求しており、原子力施設の安全性に関する統合解析及び総合評価は、少なくとも 10 年に 1 度実施しなければならないことになっており、定期的な安全報告書の見直しを要求する規定がある。
フィンランド	「原子力廃棄物の最終処分における安全性に関する政令」において、最終処分は長期安全性に影響する事象を検討し段階的に実施されなければならないことを規定。
スイス	処分の各段階において、安全性に関係するそれぞれの決定に関して、様々な選択肢並びにそれが長期安全性にとって持ち得る意味を定量的に検討し、全体として安全性を高める方向に働く決定を下さなければならないとしている。 また、セーフティケースに必要とされる詳細度は、許可手続きの段階に応じて異なるものであり、セーフティケースは、施設の現状及び科学技術の水準に合わせて、定期的に補足しなければならないとしている。
英国	地層処分施設においては、段階的な許可を実施することとされている。これを実施することで、強力かつ独立した規制が実現できるとしている。
カナダ	処分事業を含む原子力安全管理法に基づいて規制される活動の許認可は、当該活動のライフサイクルを通じて段階的に実施されることになっている。また、現行法制度では原子力施設の定期安全レビューに関する規定は未整備である。
ドイツ	サイト選定法に基づくサイトの決定や鉱山法に基づく探査等において段階的な意思決定が導入されている。また、原子力法において、処分場建設・操業・閉鎖に係る許認可手続きの段階がそれぞれ規定されている。定期的な安全レビューについては、発熱性放射性廃棄物処分の安全要件に関連した規定が存在している。
ベルギー	段階的意思決定に関する手続きや規定は整備されていないが、SAFIR2 においては、段階的意思決定について検討している。

⑩可逆性と回収可能性

日本※	高レベル放射性廃棄物処分に関して、不確実性を考慮した現世代の取組の在り方として、可逆性・回収可能性を担保し、将来世代も含めて最終処分に関する意思決定を見直せる仕組みとすることが不可欠との指摘もある。
米国	回収可能性については、安全規制に係る連邦規則での安全性の確保のための回収の他、1982年放射性廃棄物政策法には使用済燃料中の経済的に重要な含有物を利用するための回収が規定されている。
フランス	2006年放射性廃棄物等管理計画法において、設置許可では処分の可逆性を確保しなければならない最低期間（100年）を定めており、可逆性の条件は設置許可申請後に新法により規定されることになっている。
スウェーデン	処分事業の可逆性や処分された廃棄物の回収可能性を定めた法的要件はないが、SSMFS2008:37及びSSMF2008:21において、処分された廃棄物への接近を容易にする、あるいは困難にする措置をとる場合、その措置による処分場の防護能力に対する影響や安全性に対する影響について、SSMへの報告を求めている。
フィンランド	オルキオトに建設予定の使用済燃料処分場に関しては、2000年の原則決定において、回収可能性が求められており、この原則決定で示されている回収可能性の要件は現在も有効である。
スイス	原子力法では、処分場の閉鎖までに、多額の費用を発生させない放射性廃棄物の回収が可能でなければならないとしている。 ENSI-G03では廃棄物の回収に関する計画について、地層処分場の許可申請書とともにENSIに提出し、審査と許可を受けなければならない。また、この回収に関する計画では、作業員及び住民に想定される放射線被ばく評価が要求されている。
英国	地層処分施設の規制要件に、廃棄物定置終了後に廃棄物を回収可能な状態にしておくことを要求していない。また、英国政府は、放射性廃棄物の定置作業終了後に、施設を開放状態に維持すべきかどうかについての決定は、独立した規制機関と地域社会との協議に基づき、後日決定しても構わないという考えである。
カナダ	G-320の用語集において、「処分」の意味を「回収する意図がなく放射性廃棄物を留め置くこと」と説明している。CNSCの規制文書では、可逆性あるいは回収可能性についての特段の言及はない。
ドイツ	「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、操業期間中の回収可能性を維持することが規定されている。また、サイト選定法では、同法に基づき設置される「高レベル放射性廃棄物処分委員会」が放射性廃棄物の取り出し、回収及び回収可能性などを含む問題について検討し、提案を行うことが規定されている。
ベルギー	特に規制はない。現行の政策では、回収を除外する措置を取ることを防ぐことではあるが、回収可能性を求めるものではない。

※総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 放射性廃棄物WG、「放射性廃棄物WG中間とりまとめ（案）」（平成26年3月）

⑪許認可終了後の制度的管理（管理の方法、主体）、制度的管理終了の判断等

日本※	閉鎖後も一定期間事業実施主体が存続し、その間は、処分場への外部からのアクセスに対する管理を行うことが想定されるが、処分場閉鎖後の一般的な制度的管理として国が実施すべきものは、処分場跡地への非意図的な第三者のアクセスの可能性をより低減し、将来世代の周辺地域の利用に関する意思決定に役立てるための国による処分記録の保管、公示及びより直接的な措置としての保護区域の設定が考えられるとしている。事業の廃止に際しては、閉鎖措置計画に基づき行われた閉鎖後の措置が適切に終了し、廃止後の安全が確保されていることを国が厳格に確認し、この確認をもって許可が失効し安全規制は終了することとなるとしている。
米国	高レベル放射性廃棄物等の地層処分、余裕深度処分相当の処分については、実施責任がエネルギー省（DOE）にあるため、許認可終了後の制度的管理の計画立案、関連施設の設計・建設・維持管理等は DOE が実施することになっている。また、土地の所有を含めた土地利用制限、記録の保存などの受動的な制度的管理には、管理終了という考え方はなく、永久に維持するという考え方が取られる一方で、能動的な制度的管理については、管理終了が想定されており、終了要件などが規定されている。
フランス	公用廃止以降でも（処分場への）脅威が確認された場合には、原子力安全機関（ASN）が原子力安全情報開示法第 29 条において、事業者に必要な評価や措置の実施を命ずることができることが示されている。
スウェーデン	SSM2008:1 では、施設を建設する前には、その施設の将来の廃止措置に関する準備計画を立案しなければならないとしており、当該施設が操業している限り補足及び更新しなければならないと、10 年ごとに SSM に報告することを要求している。実際に施設を解体する際には、事業者は事前に廃止措置計画を更新し、安全報告書と統合しなければならないとしている。
フィンランド	原子力法において、原子力廃棄物の最終処分がなされ、STUK が永久処分されたことを確認した場合に、雇用経済省または STUK が管理義務の終了を決定すること、また、原子力廃棄物の責任が国に移ることが規定されている。
スイス	原子力法では命令を受けて実施される地層処分場の閉鎖後、または追加的な監視の終了後、連邦評議会は処分場が原子力法の対象ではないことを確認すると規定している。また、特別計画では、閉鎖された施設に係る責任は国へ移管すると定めている。
英国	特に規定はないが、事業者が環境許可の解除に関する請求の裏付けとして、2009 年 EA ガイドランスに示された原則及び要件を満たしていることを明示する目的で最終的な環境セーフティケースを提出する必要があるとしている。
カナダ	G-320 の用語集において、制度的管理の意味をサイトの廃止措置後の残存リスクの管理。制度的管理には、能動的な方法（水処理、モニタリング、監視及び保全などサイトでの活動が必要なもの）と受動的な方法（土地利用制限、標示物などサイトでの活動を必要としないもの）を含むことができると解説している。
ドイツ	特に規定はないが、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、処分場の廃止措置後、証拠保全及び管理措置の実施を義務付けているが、具体的な内容や実施組織については、処分場の閉鎖作業終了前の適切な時期に定めるとしている。
ベルギー	特に規定はない。

※総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会「放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制制度のあり方について」（平成 18 年 9 月）

⑫能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）

日本※	処分場閉鎖後のモニタリングについては、事業実施主体が、地上環境モニタリング（周辺環境の大気質、水質、空間の放射線等）やボーリング孔を利用したの地下環境モニタリング（地下水の水位、水質等）を処分場の操業に継続して実施することが必要に応じて求められる
米国	法律及び連邦規則において、能動的な制度的管理のうち、閉鎖後のモニタリングについては、許認可申請書にモニタリング計画を記載することが求められている。
フランス	閉鎖後段階におけるモニタリング・監視に関する規定は、各許認可段階における申請書類としての提出以外に、その内容等の具体的な規定は示されていない。
スウェーデン	特に規定はない。
フィンランド	原子力法において、管理義務終了の条件として、原子力廃棄物の将来の検査及び監視に関する一括料金を国に納入することを規定している。また、原子力法において、最終処分後に必要となった場合には、国家は原子力廃棄物の管理及び処分場の安全確保に必要なあらゆる施策を処分場サイトで講じる権利を有すると規定する一方で、最終処分場は長期安全性を確保する上で最終処分場の監視を必要としない方法で計画しなければならないと規定している。 また、原子力法において、原子力廃棄物が永久に処分された建物を含む土地の不動産については、STUK が安全確保に必要な場合において、不動産に関する禁止令を出すことが規定されている。また、政令（736/2008）において、土地利用の禁止令に関連して、処分施設の周囲には十分な防護区域が確保されなければならないと規定している。
スイス	原子力法では処分場の閉鎖までモニタリングを行うと規定されている。原子力令ではモニタリング期間の長さは廃棄物の定置終了後の段階で環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）が決定するとされている。
英国	事業者は能動的な制度管理を実施する際に、環境モニタリングに関する計画を準備することが求められている。
カナダ	G-320 において、許認可申請者からの提出物においては、制度的管理が廃棄物管理システムで果たす役割及びその役割が安全性評価でどのように考慮されているかを特定すべきであるとしている。なお、G-320 には、能動的な制度管理自体のあり方を示すような要求・勧告は含んでいない。
ドイツ	「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、定置期間中、廃止措置中及び廃止措置後の一定期間において、安全評価やセーフティケースへの入力データ、仮定等が維持されていることを確認するために、モニタリング・プログラムや情報保存プログラムを実施することが義務付けられている。
ベルギー	「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」では、安全報告書の要素として、操業期間及び閉鎖後の管理段階における環境モニタリング・プログラムに関して記述するよう求められている。

※総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会「放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制制度のあり方について」（平成 18 年 9 月）

⑬受動的な制度管理（文書・マーカ等記録の管理等）

日本	特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律の第十八条において、記録の永久保存が規定されている。また、第二十一条においては、保護区域としての指定に関する規定がある。
米国	法律及び連邦規則において、受動的な制度的管理として、記録の保存、マーカ・標識、土地利用制限の規定が存在している。
フランス	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（2008）では、安全評価シナリオの扱いとして、記録の保持期間について、記憶保存のために使用することのできる措置や規則による制度的な書類等の永続性に依存するとしつつも、500年という期間を設定することが妥当としている。
スウェーデン	SSMFS2008:38では、施設の場所、設計、廃棄物インベントリに関する文書は100年以上保管することを規定している。関連する記録は、施設の廃止または閉鎖の際に、国及び地方の公文書館に移管される。また、SSMFS2008:37では、処分場に関する記録の保存は、将来の人的影響のリスクを低減しうるものとして、記録を保存する戦略については、処分場閉鎖前にその措置を講ずるように策定すべきとしている。
フィンランド	マーカに関する規定はない。記録保存については、廃棄物パッケージごとに廃棄物の種類、放射性物質、廃棄物定置区画内のパッケージの定置場所に関する情報及び必要な情報を含めて保存されなければならないと規定している。STUKが処分施設及び処分された廃棄物に関する情報を永続的に保存されるように手配することを規定している。
スイス	原子力法において、連邦評議会が地層処分場の恒久的な標識を定めるとしている。ENSI-G03では、処分場の所有者が建設許可申請の枠内において、地層処分場の標識に関するコンセプトを提出し、この標識のコンセプトをその後の許可段階で具体的に示さなければならないと規定している。
英国	許可期間終了後の人間侵入に対する措置として、地表に標識を設置することが例示されているが、標識についての詳細設定はなく、事業者の検討課題としている。施設の場所や内容物の記録については、公共の記録保管所で永久に保管されるとしている。
カナダ	G-320では、安全評価でのシナリオ設定において、制度的管理が安全機能として信頼できる期間に関する情報（説明）を要求しており、制度的管理の方法として、モニタリング、監視、メンテナンス、土地利用制限、標識を例示している。
ドイツ	「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、閉鎖実施後期間にわたり、管理上の予防措置を講じるべきであると規定しているが、具体的な内容については言及されていない。また、文書の管理については、少なくとも2ヶ所の異なる場所に保存しなければならないと規定している。
ベルギー	特に規定はない。

⑭併置処分（性状の異なる放射性廃棄物を同一の処分場へ埋設する際の相互影響評価を含む）

日本※	基本的に同一の法的枠組みで対応可能だが、廃棄体の性状、物理的・化学的特性の差異を踏まえた閉鎖後の安全評価を適切に実施することや、廃棄体及び処分形態の特徴に応じて必要な基準等を整備することが必要とされている。また、高レベル放射性廃棄物との併置処分の場合、熱、有機物、硝酸塩、セメント成分等に起因する相互影響及びその対策等について、安全評価の際に適切に考慮・評価することが必要とされている。
米国	特に規定はない。
フランス	特に規定はないが、Dossier2005 で示された粘土層を対象とした地層処分概念において、深度 500m 前後の粘土層内に高レベル放射性廃棄物と長寿命中レベル放射性廃棄物を併置処分することとなっている。
スウェーデン	特に規定はない。
フィンランド	特に規定はない。
スイス	特に規定はないが、高レベル放射性廃棄物と長寿命中レベル放射性廃棄物が併置処分されることが想定されている。また、高レベル放射性廃棄物と低中レベル放射性廃棄物の処分場としての要件をともに満たす場合には、全ての放射性廃棄物を処分する共通的な一つのサイトが選定される可能性もある。
英国	特に規定はないが、2008 年 MRWS 白書では、地層処分対象の放射性廃棄物の当該施設への共同設置が例として挙げられている。
カナダ	特に規定はない。
ドイツ	特に規定はない。
ベルギー	特に規定はない。

※総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 廃棄物安全小委員会「放射性廃棄物の地層処分に係る安全規制制度のあり方について」（平成 18 年 9 月）

⑮ 暫定保管・長期保管

日本※	日本学術会議が科学的により優れた対処方策を取り入れることを可能とするよう、今後、数十年～数百年の間、廃棄物を暫定的に保管（暫定保管）すべきであると提言を行っている。
米国	特に規定はないが、1982年放射性廃棄物政策法において、高レベル放射性廃棄物の長期保管のための監視付き回収可能貯蔵というオプションはある。
フランス	1991年放射性廃棄物管理研究法に基づいて、処分オプションの1つとして、放射性廃棄物を一時的に保管する中間貯蔵の研究を開始している。環境法典では、中間貯蔵では処理を待つ放射性物質または処分を待つ最終放射性廃棄物を貯蔵することが定められており、発生する放射廃棄物の生成計画に基づき貯蔵期間が定められるとしている。
スウェーデン	特に規定はない。
フィンランド	政令（736/2008）において、使用済燃料の十分な冷却が確保されることを規定している。
スイス	ENSI-G03の解説書において、社会不安等で必要に迫られた際に、一時的な閉鎖ができるように地層処分場の受動的安全性が維持される状態が実現されるようにする措置を講じなければならないとしている。そのために、比較的簡便な方法で、施設をシーリングする上で必要な物質を施設内に保管しておくなど、少なくともいくつかの中心的なゾーンのシーリングにおいて、数十年から数百年に渡って安定して安全な状態が維持されることを保証するのに必要な量は、確保しなければならないとしている。
英国	特に規定はない。
カナダ	暫定保管に類似する概念として、カナダの核燃料廃棄物の長期管理アプローチ「適応性のある段階的管理」におけるオプションとして実施する可能性がある「浅部岩盤施設での集中貯蔵」がある。
ドイツ	サイト選定法では、高レベル放射性廃棄物等の長期保管等の可能性の調査に関連した「高レベル放射性廃棄物処分委員会」の役割が規定されている。
ベルギー	特に規制はない。

※日本学術会議「高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組について（回答）」（2010年）

⑩ 損傷燃料・溶融燃料の処理・処分

日本※	福島事故からの損傷燃料の処理方法について、取り出し要件・判断基準等を含めた検討が行われている。
米国	特に規定はない。ただし、原子力規制委員会（NRC）の暫定スタッフ指針-1「機能に基づく中間貯蔵及び輸送のための使用済燃料の状態の分類」において、貯蔵または輸送にあたり、使用済燃料を①破損・損傷、②非破損・非損傷、③無傷、に分類する指針が提示され、定義されている。
フランス	特に規定はない。
スウェーデン	特に規定はない。
フィンランド	YVL D.3 において、処分する燃料の受け入れ基準を設定することを規定している。また、可能性のある燃料漏れ、あるいは燃料集合体の損傷については記録を保存することが規定されている。
スイス	特に規定はない。
英国	特に規定はない。
カナダ	特に規定はない。
ドイツ	2001年「貯蔵キャスクでの使用済燃料集合体の乾式貯蔵のための安全ガイドライン」に損傷燃料の処理に関連した規定が存在している。
ベルギー	特に規定はない。

※廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議「研究開発プロジェクトの進捗状況及び次期計画の方向性（H26.2末時点）」（2014年2月）

第3章 放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

諸外国の放射性廃棄物（主に長半減期の低中レベル放射性廃棄物及び高レベル放射性廃棄物を対象とする）の埋設処分に係る各国の最新状況（処分場の概要、対象廃棄物、安全規制制度の整備状況等）及び処分に係る安全評価の考え方（安全評価戦略、長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分、評価モデル及び評価パラメータ、不確実性の取扱い、確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法等）について調査・整理を行う。

3.1 米国における放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

米国の高レベル放射性廃棄物、TRU 廃棄物、余裕深度処分相当の放射性廃棄物の埋設処分の概要を整理した上で、各々の放射性廃棄物の処分に係る連邦規則（CFR）に対応して検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

なお、余裕深度処分相当のクラス C を超える低レベル放射性廃棄物の埋設処分の安全評価については、現状で環境影響評価の枠組みで実施されているため、第 6 章で概要を整理する。

3.1.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

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) 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) を設置しており、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のみに絞られた以降を中心として地下施設の建設を伴うサイト特性調査を実施してきた。DOE/OCRWM は、サイト特性調査の結果に基づいて、その進捗に応じて高レベル放射性廃棄物処分場の設計、安全評価・性能評価を数度にわたって実施している。特に、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) と呼ばれており、その代表的なものは以下のとおりである。

- ・ TSPA-VA : 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 : 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 : ユッカマウンテン処分場の建設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のトータルシステム性能評価（TSPA）となる。なお、その後、DOE/OCRWM は、許認可申請書の改訂 1 版を作成し、2009 年 2 月 19 日に NRC へ提出している。

また、1992 年 WIPP 土地収用法において軍事用の TRU 廃棄物の地層処分に限定されている廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）は、1999 年 3 月 26 日より操業を行っている。WIPP の許認可申請関係については、1996 年 10 月に適合性認定申請書（CCA）が実施主体である DOE から規制機関である環境保護庁（EPA）に提出されており、安全審査の後、1998 年 5 月に EPA が承認を行っている。WIPP は、法律で 5 年毎に許認可を更新することが求められており、2004 年 3 月 26 日に 1 回目の適合性再認定申請書、2009 年 3 月 24 日に 2 回目の適合性再認定申請書が提出されており、2014 年 3 月に 3 回目の適合性再認定申請書が提出される予定である。現在、WIPP については、2 回目の適合性再認定申請書で示された安全評価・性能評価が最新のものとなるが、適合性再認定申請書は、前回からの変更点が記載されていることが多い。

余裕深度処分等については、米国ではクラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の処分に相当するものとなり、処分の実施主体は DOE となっているが、現状、処分概念が検討されている段階であり、安全評価・性能評価については、処分概念及び処分サイトの検討を含めて環境影響評価書（EIS）で示されることとなる。

3.1.2 処分場の概要

高レベル放射性廃棄物のユッカマウンテン処分場、TRU 廃棄物の廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）、余裕深度処分相当等のクラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の処分概念について、処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分場の概念

高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る処分方策・方針については、1982 年放射性廃棄物政策法（1987 年修正）において、エネルギー省（DOE）が地層処分を実施すること、ユッカマウンテンを唯一の処分候補地とすることが規定されており、サイト選定の手続きが進められてネバダ州ユッカマウンテンが地層処分サイトとして決定した後、処分場の建設

認可に係る許認可申請が提出され、原子力規制委員会（NRC）による安全審査が行われている。

ユッカマウンテン処分場での高レベル放射性廃棄物処分の対象廃棄物は、図 3.1-1 に示すとおり、民間の使用済燃料、民間及び連邦政府のガラス固化体、DOEの使用済燃料、海軍の使用済燃料から構成されている¹⁾。民間の使用済燃料については、再処理を実施しないで直接処分することが主体であるが、過去に操業していたウエストバレー再処理工場で再処理が行われた高レベル放射性廃液については、ニューヨーク州とエネルギー省（DOE）との共同事業であるウエストバレー実証プロジェクト（WVDP）で 275 本のガラス固化体の形態とされており、処分まで旧再処理工場の主建屋で貯蔵が行われており、今後、サイト内に 2014 年 5 月までに建設する中間貯蔵施設へ移動させる計画が立てられている²⁾。DOEの使用済燃料は、DOEの核兵器・放射性同位体等の製造炉、民間発電炉の実証試験、国内外の研究炉などから発生したものである。これらの高レベル放射性廃棄物は、図 3.1-2 に示すような種類の廃棄物パッケージに収納されて処分される¹⁾。このうち、民間の使用済燃料の 90%程度は、原子力発電所で輸送・貯蔵・処分（TAD）キャニスタに使用済燃料が収納されて処分場に輸送され、処分場で処分用廃棄物パッケージに収納されて処分が行われる計画となっている（図 3.1-3 参照）¹⁾。これらの廃棄物パッケージは、各々の発熱量に相違があるため、典型的な配列を想定し、処分坑道に 10cm間隔で熱負荷が 1.45kW/mとして設計が行われている（図 3.1-4 参照）¹⁾。

高レベル放射性廃棄物の処分施設に関して、1982 年放射性廃棄物政策法（1987 年修正）においては、処分場の設計に多重バリア構造の採用を規定することを原子力規制委員会（NRC）に求めており、1992 年エネルギー政策法に基づいてユッカマウンテン処分場に適用するために NRC が策定した 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」の § 63.113 において、多重バリアを構成する人工バリア、天然バリアによる閉鎖後の地層処分場の性能目標を、§ 63.115 に多重バリアに関する要件を規定している。ユッカマウンテンの許認可申請における設計では、天然バリアとして上部天然バリア（地表環境及び不飽和帯）及び下部天然バリア（不飽和帯及び飽和帯）が、人工バリアとして廃棄物パッケージ、ドリップシールドが放射性廃棄物の隔離に重要なものとして記載されている（図 3.1-5～図 3.1-7 参照）¹⁾。

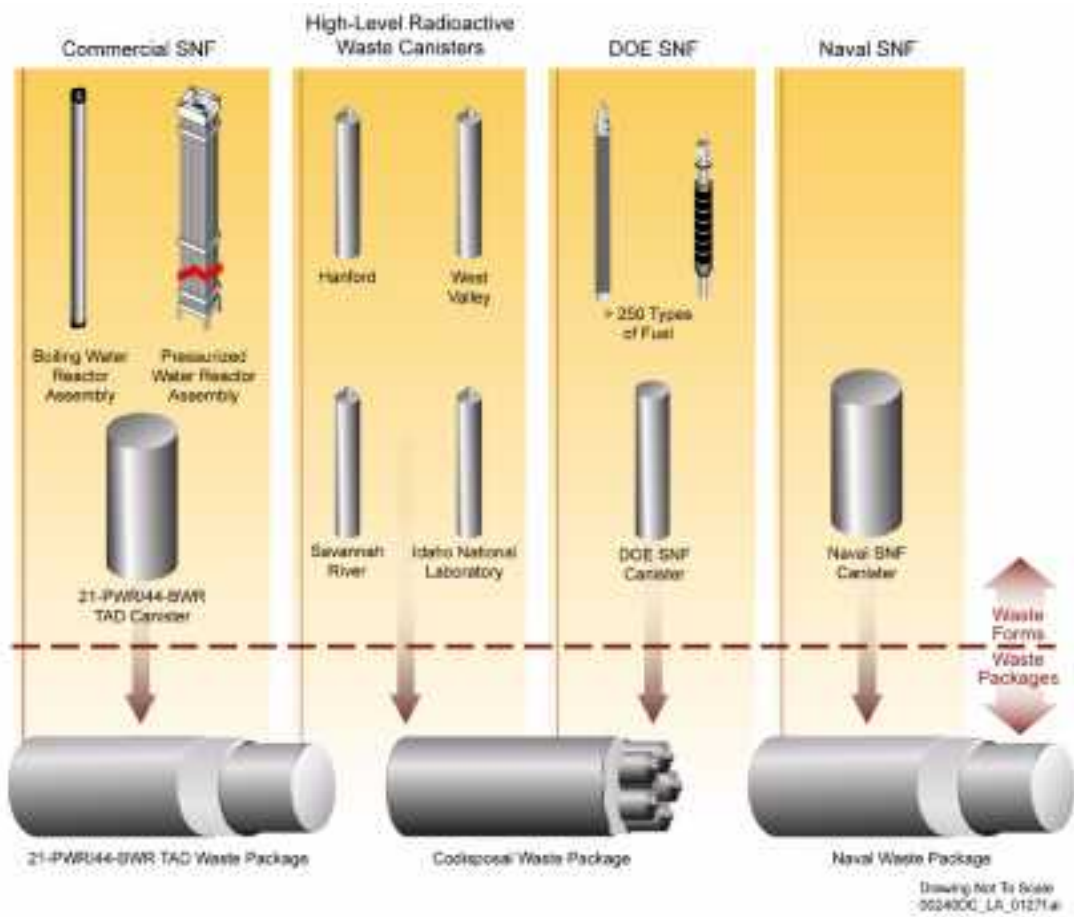


Figure 1.5.2-1. Waste Form and Waste Package Configurations

NOTE: The figure depicts the types of waste forms to be disposed of in the repository and their representative waste package configurations. Section 1.5.1.4 provides information on naval fuel.

図 3.1-1 ユッカマウンテンでの高レベル放射性廃棄物の地層処分の対象廃棄物

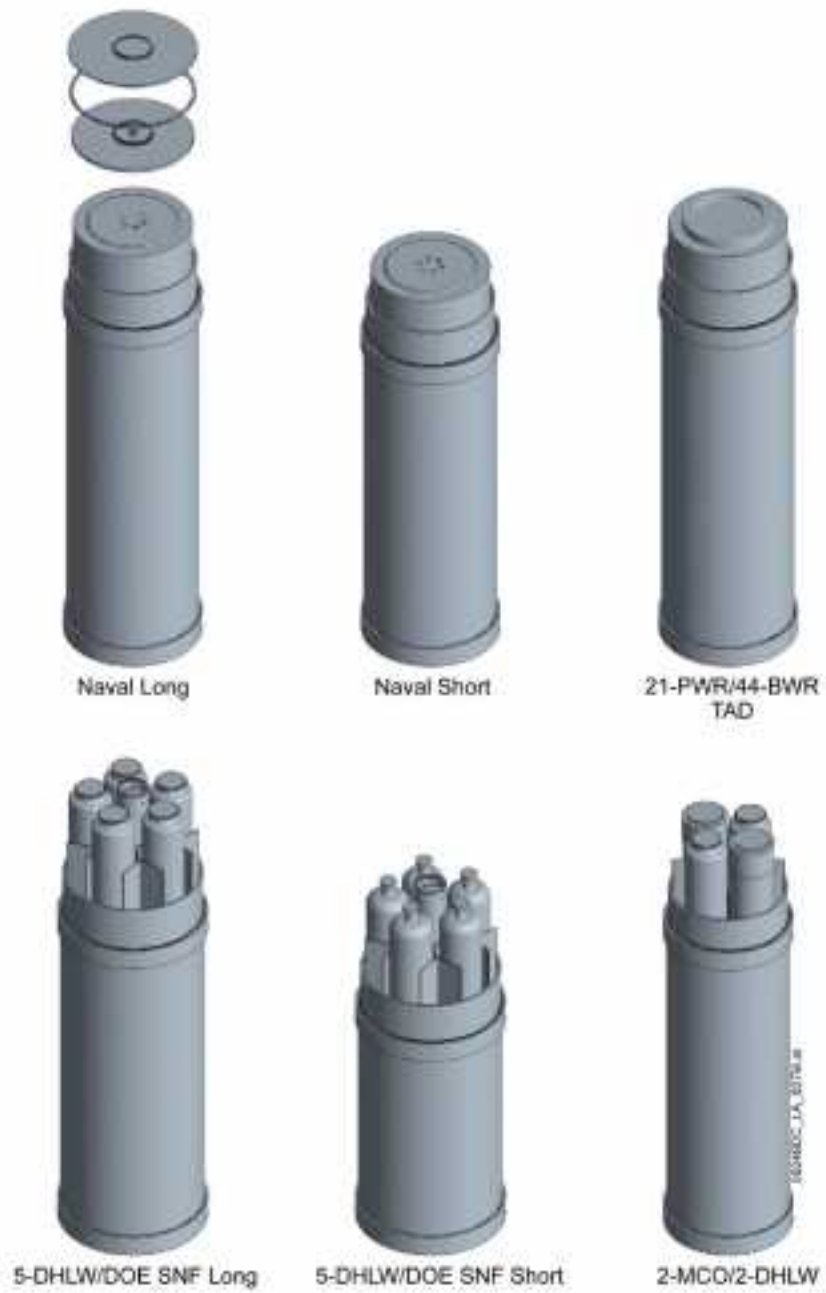


Figure 1.5.2-2. Waste Package Configurations

NOTE: The waste package configurations are depicted close to scale, along with the waste-form configuration contained in each design.

図 3.1-2 ユッカマウンテンでの地層処分の廃棄物パッケージの種類



Figure 1.5.1-5. Transportation, Aging, and Disposal Canister (Conceptual Representation)

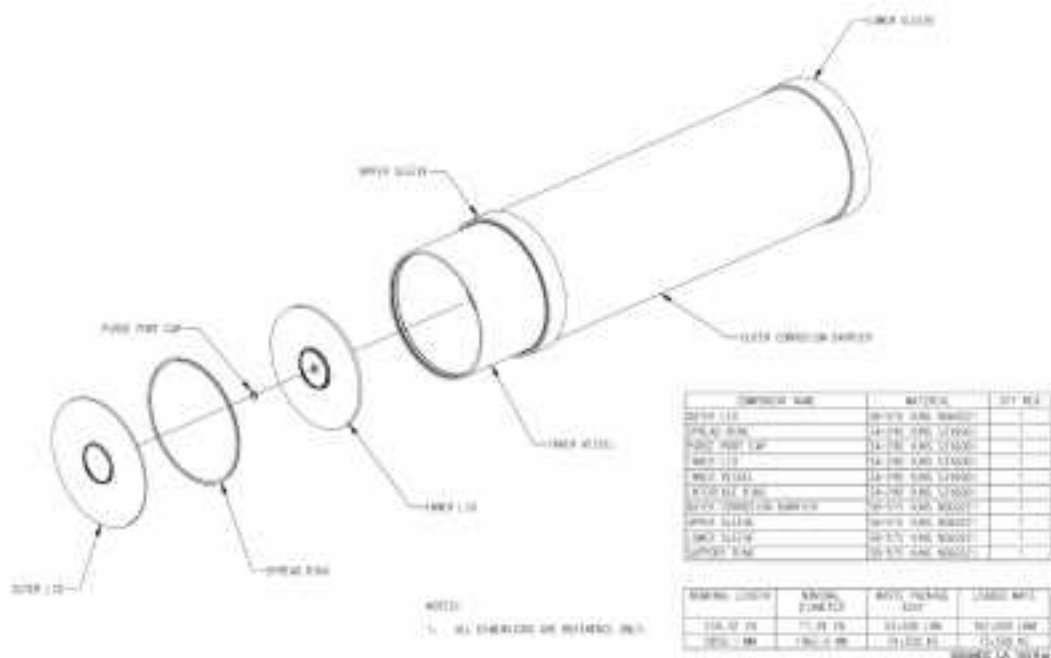


Figure 1.5.2-3. Transportation, Aging, and Disposal Waste Package Configuration (Sheet 1 of 3)

図 3.1-3 輸送・貯蔵・処分 (TAD) キャニスタ [上] 及び処分用廃棄物パッケージ [下]

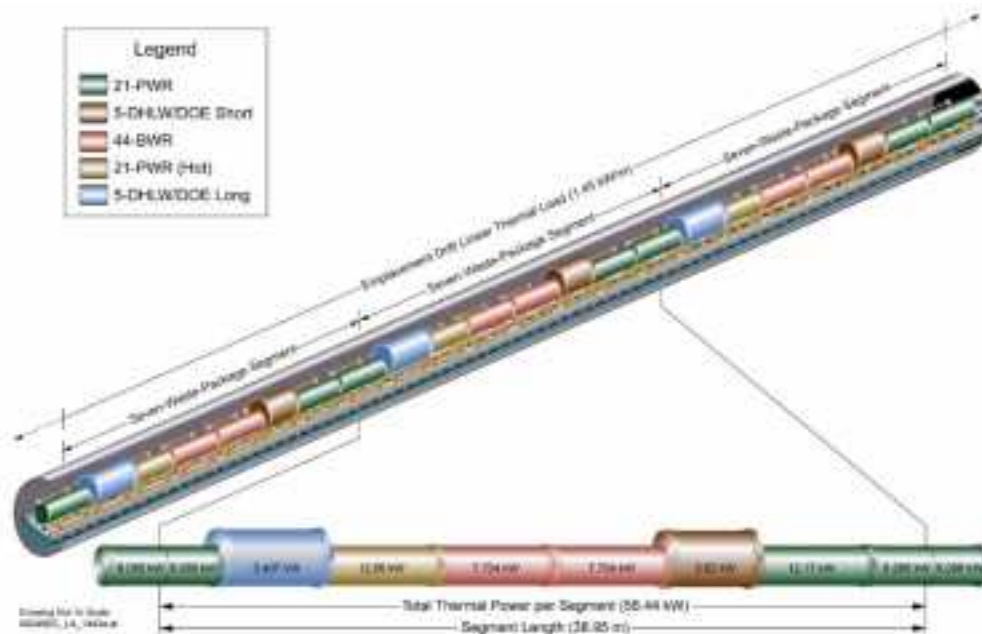


Figure 1.3.1-5. Representation of Contiguous Waste Package Segments Emplaced in a Drift for the TSPA Reference Case Thermal Line Load.

NOTE: The segment length includes a nominal 10-cm space between waste packages. "Hot" denotes a 21-PWR waste package loaded above the nominal 21-PWR thermal power.
 BWR = boiling water reactor; DHLW = defense high-level radioactive waste; PWR = pressurized water reactor.

Source: SNL 2007b, Section 7.1(a) and Tables 7-3(a), 7-4(a), and 7-5(a); SNL 2006b, Table 6-2-6(a)

図 3.1-4 ユッカマウンテン処分場の処分坑道での廃棄物パッケージの配列

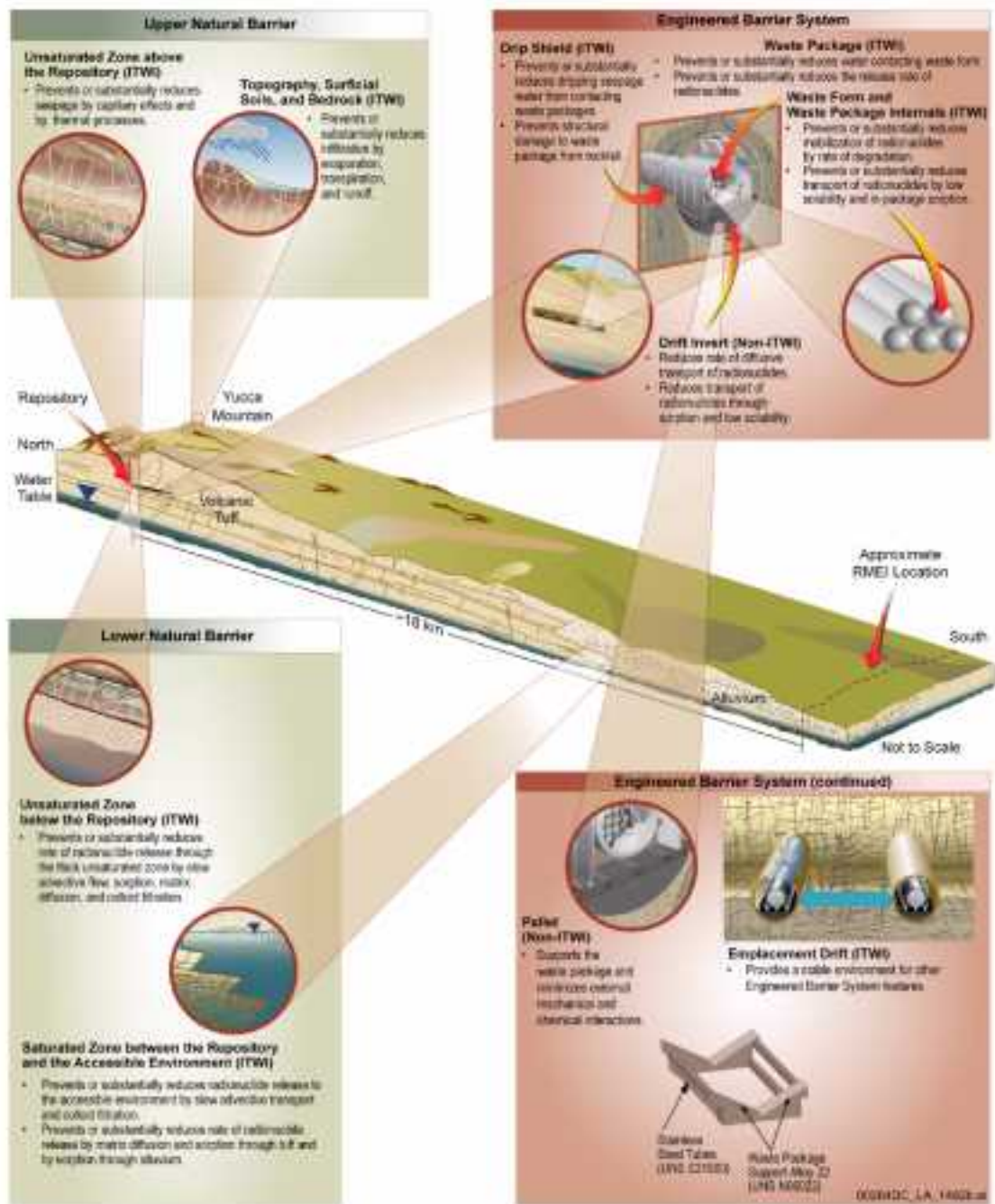


Figure 2.1-1. Schematic Illustration of the Multiple Barrier Repository System

NOTE: Some of the features/components shown are not important to barrier capability, but are illustrated here for completeness. The approximate RMEI location is the southern-most edge of the controlled area at 36°40'13.6661" North latitude. This is approximately 18 km south of the repository along the predominant direction of groundwater flow.
ITWI = important to waste isolation; Non-ITWI = not important to waste isolation.

図 3.1-5 ユッカマウンテン処分場の多重バリアシステム構成

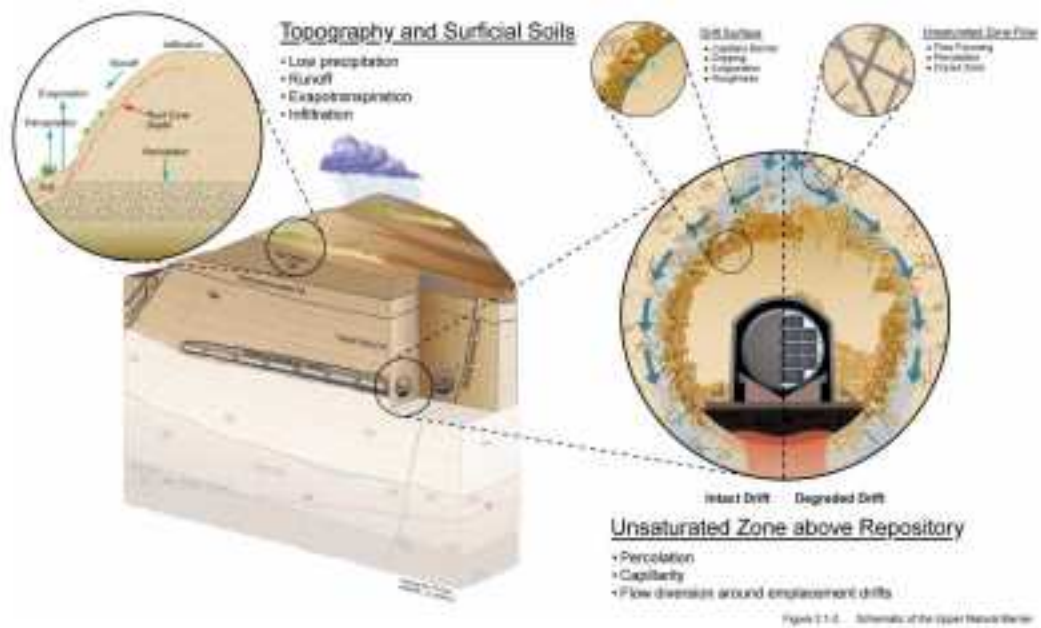


図 3.1-6 ユッカマウンテン処分場の上部天然バリアの構成

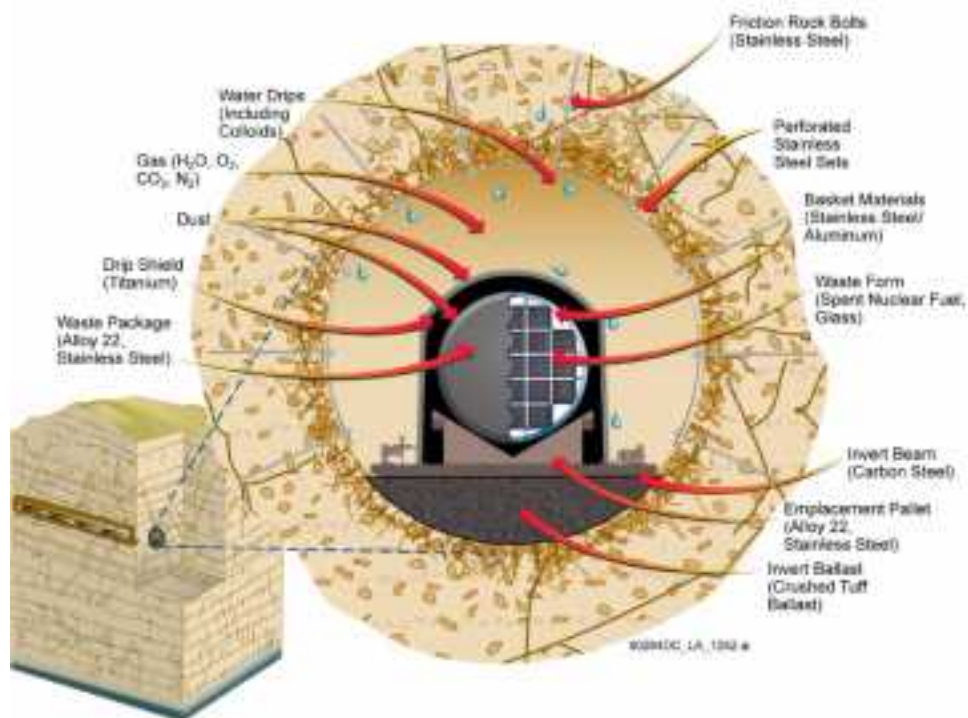


Figure 2.3.5-2. General Locations of Engineered Barrier System Features and Materials

Source: SNL 2007b, Figure 8.5-1.

図 3.1-7 ユッカマウンテンの処分場の人工バリアの構成

(2) TRU 廃棄物の処分概念

軍事用の TRU 廃棄物の地層処分に係る処分方策・方針については、1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法の定義において、「処分：処分という用語は、そのような隔離が廃棄物の回収を許容するかどうかに関わらず、回収はしないという目的で、接近可能な環境からの TRU 廃棄物の恒久的な隔離を意味している」とし、地層処分とは明記されていないものの、既に建設が進められた地層処分場である WIPP で隔離型の処分が実施されることとなり、1999 年 3 月 26 日より操業を行っている。

TRU 廃棄物処分の対象廃棄物は、1992 年 WIPP 土地収用法において、WIPP が軍事用の TRU 廃棄物に限定されていることから、主な発生源はエネルギー省 (DOE) の国立研究所、核兵器等のプラント、事業サイトである (図 3.1-8 参照)³⁾。また、それら施設などの操業・廃止措置にともなって発生するものであることから、定型的なものよりも雑固体と認識されるものが多く、インベントリを取りまとめたレポートでも、廃棄物量、廃棄物の構成材料、核種濃度、化学組成の項目で廃棄物データの取りまとめが行われている。

TRU 廃棄物の処分施設の概要に関して、環境保護庁 (EPA) が策定した 40 CFR Part 191 「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」において、処分システムを人工バリア及び天然バリアの組み合わせによるものと定義した上で、保証要件として人工バリアと天然バリアの両方が含まれていなければならないと規定している。また、40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」の § 194.44 (人工バリア) では、人工バリアの要件として、水または放射性核種の近接可能環境への移動を防止または大幅に遅延させるよう設計されたものと規定され、人工バリアの選定及び却下の正当化を求めている。

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の処分概念を図 3.1-9 に示す⁴⁾。WIPP の適合性認定申請書 (CCA) においては、以下の処分システムの 4 要素が人工バリアとして提案されていた。ただし、環境保護庁 (EPA) は、§ 194.44 の人工バリアの要件である水または放射性核種の接近可能環境への移行を防止または大幅に遅延させるよう設計されたものに合致するとして適合性認定で決定したのは、廃棄物周囲に設置する酸化マグネシウム (MgO) のみとなっている。

- 1) 立坑のシール
- 2) 処分パネルの閉鎖システム
- 3) 廃棄物周囲に設置する酸化マグネシウム (MgO)

4) ボーリング孔のプラグ

立坑のシールは、WIPP が廃止措置された後での 4 本の立坑からの水の流れを制限するためのものであり、現状の技術を使って耐久性、性能及び建設性に優れたものとして設計されている（図 3.1-10 参照）⁴⁾。

処分パネルの閉鎖システムは、TRU 廃棄物の定置が終了した後に処分パネルの閉鎖に使用されるものであるが、処分場の長期性能をサポートすることを意図して設計されておらず、処分パネルからの流れを制限すること、岩塩のクリープで発生する応力に耐えること、メタンの爆発時も機能を確保することなどが設計で考慮されている。処分パネルの閉鎖システムは、コンクリート塊部とコンクリート・ブロック製の爆発隔離壁からなっている（図 3.1-11 参照）⁴⁾。

廃棄物周囲に設置する酸化マグネシウム (MgO) は、処分システムの性能を向上するために設置されるものである。 MgO は、ポリプロピレン製のスーパーサックに詰めた状態で廃棄物の上部に設置され、処分ルームが岩塩のクリープで閉塞する際に破れて出てくることが考えられている（図 3.1-12 参照）⁴⁾。 MgO は、地下に浸入する塩水に対する緩衝材として選定されており、 MgO が塩水中の水と反応してブルーサイト ($\text{Mg}[\text{OH}]_2$) が生成すること、 MgO が嫌気性微生物の作り出す CO_2 と反応して最終的にマグネサイト (MgCO_3) を生成する素過程により、塩水中のアクチノイド元素の溶解度を低減する効果が期待されている。

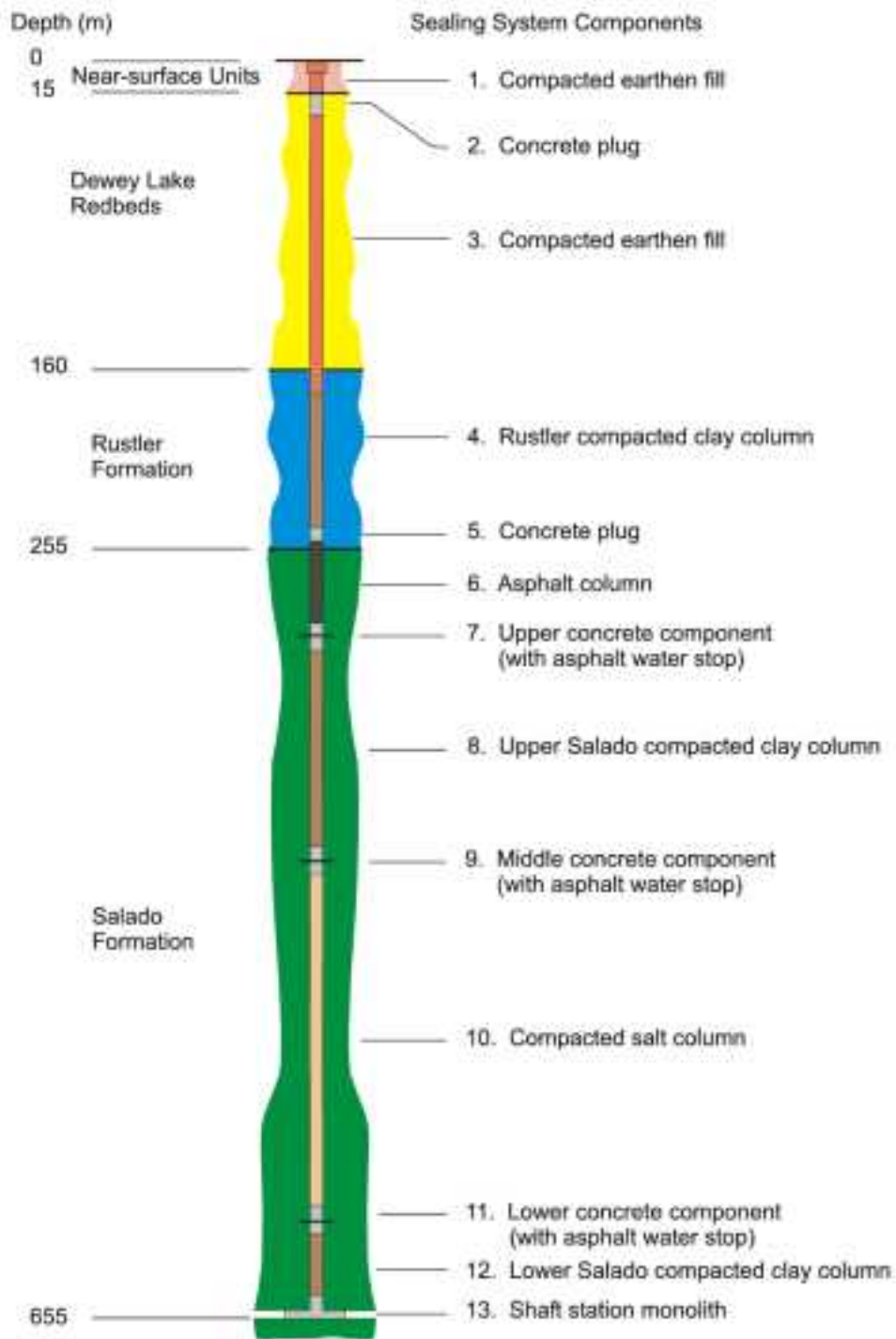


Figure 3-7. Proposed Seal Design for the WIPP AIS

図 3.1-10 WIPP の立坑のシール

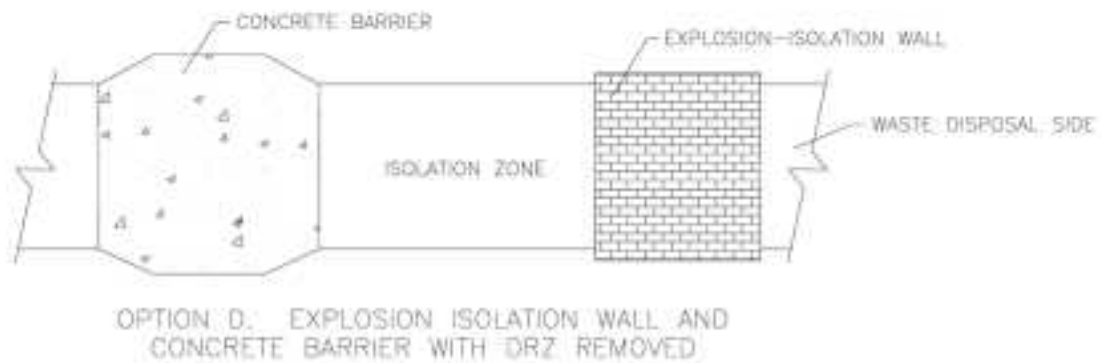


Figure 3-8. Panel Closure

図 3.1-11 WIPP の処分パネルの閉鎖システム

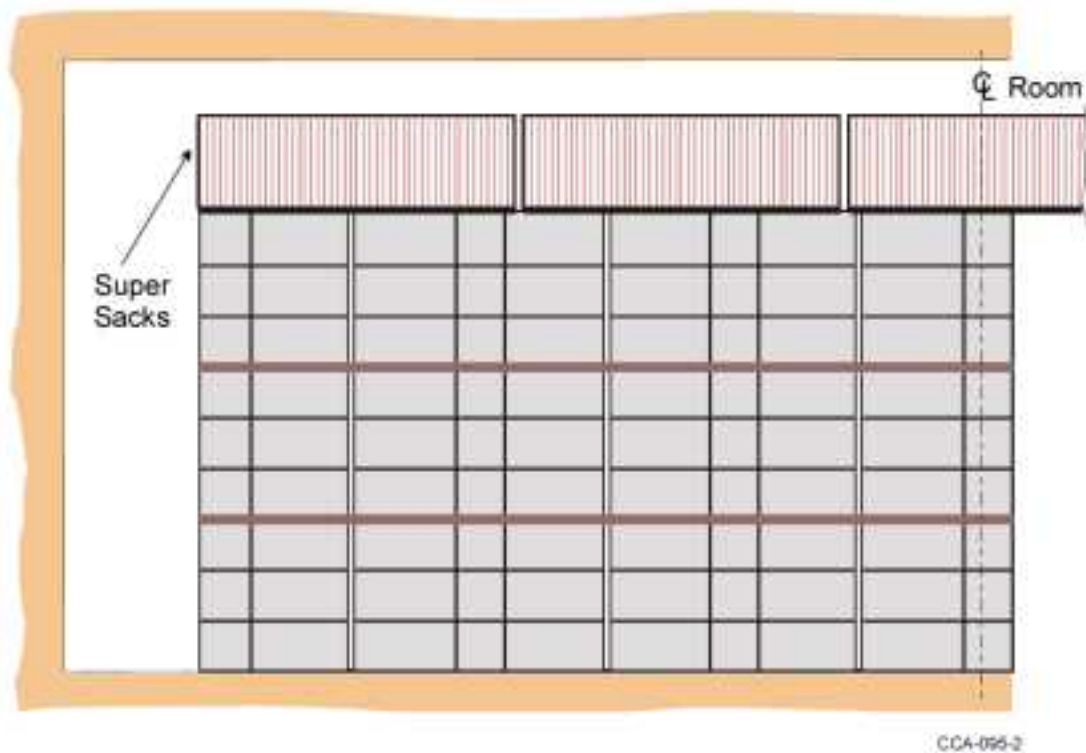


Figure 3-6. Room Cross-Section Showing the Position of Supersacks

図 3.1-12 WIPP での廃棄物上部に設置する酸化マグネシウム (MgO)

(3) 余裕深度処分相当の処分概念

米国で余裕深度処分相当等の放射性廃棄物としては、低レベル放射性廃棄物であるクラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物が該当し、その対象廃棄物、処分方式を整理する。

原子力規制委員会 (NRC) の 10 CFR Part 61 「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」では、浅地中処分が可能な低レベル放射性廃棄物を放射能レベルに応じて、クラス A、クラス B、クラス C に分類するとともに、一般的に浅地中処分に適しない「クラス C を超える (GTCC)」低レベル放射性廃棄物のカテゴリーを設けている。

クラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物は、10 CFR 61.55 の表 3.1-1 の長寿命放射性核種の濃度を超え、表 3.1-2 の短寿命放射性核種のカラム 3 を超える濃度を持ったものと定義されている。

表 3.1-1 10 CFR 61.55 の表 1 (長寿命放射性核種)

放射性核種	濃度
C-14	8 Ci/m ³
C-14 (放射化金属中)	80 Ci/m ³
Ni-59 (放射化金属中)	220 Ci/m ³
Nb-94 (放射化金属中)	0.2 Ci/m ³
Tc-99	3 Ci/m ³
I-129	0.08 Ci/m ³
半減期 5 年以上の超ウラン α 放出核種	100 nCi/g
Pu-241	3,500 nCi/g
Cm-242	20,000 nCi/g

(a) 表中の値を超える放射性廃棄物の場合、一般的に浅地中処分には適さない。

表 3.1-2 10 CFR 61.55 の表 2 (短寿命放射性核種)

放射性核種	濃度 (Ci/m ³)		
	カラム 1	カラム 2	カラム 3
半減期 5 年以下の全核種	700	(a)	(a)
H-3	40	(a)	(a)
Co-60	700	(a)	(a)
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63 (放射化金属中)	35	700	7,000
Sr-90	0.04	150	7,000
Cs-137	1	44	4,600

(a) クラス B 及び C 廃棄物については限度なし。

(b) 表中のカラム 3 の値を超える放射性廃棄物の場合、一般的に浅地中処分には適さない。

クラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物のうち、原子力発電所の運転、廃止措置に伴って発生する廃棄物の発生量、放射エネルギーが検討されており、GTCC 廃棄物の種類、主要核種は、以下のとおりとなっている。

- GTCCとなる炉内構造物などの種類 (図 3.1-13 及び図 3.1-14 参照)⁵⁾
 - －炉心シュラウド (core shroud)
 - －上部炉心支持格子板 (top fuel guide assembly component)
 - －下部炉心支持板 (core support plate)
 - －下部炉心そう (lower core barrel)
 - －熱遮へい体 (thermal shield)
 - －下部炉心板 (lower grid plate component)
 - －その他の小型の放射化金属 (制御棒 (control rod element)、バーナブルポイズン (burnable poison rod assemblies)、シンブルプラグ (thimble plug)) は、燃料集合体の一部として貯蔵されているとの NRC の前提により、本検討では GTCC から除外 (注: NRC は、これらは使用済燃料とともに地層処分されるとの前提を置いているが、実際は、一部はクラス C として浅地中処分されている。)
- 主要核種
 - －放射化金属の機器中の核種: C-14、Mn-54、Fe-55、Co-60、Ni-59、Ni-63、Nb-94 (主に、Ni-63、Ni-59、Nb-94 により GTCC に分類される)
 - －初期にトータル放射エネルギーを支配する核種: Co-60、Fe-55 (クラス C の濃度限度を超えない)

クラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物の処分方式については、原子力規制委員会 (NRC) の策定した 10 CFR Part 61 「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」の § 61.7 (概念) において、クラス C を超える (GTCC) 濃度を持つ廃棄物は、通常、浅地中処分には適さないこと、特別な処理あるいは設計により浅地中処分に適するようにすることができることとされている。また、§ 61.55 (廃棄物の分類) では、10 CFR Part 61 に基づき許可された処分サイトにおいて処分を行うという提案が NRC により承認されなければ、10 CFR Part 60 「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」もしくは 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」に規定された地層処分場に処分されなければならないとされている。以上の規定によると、GTCC

廃棄物の処分方式としては、以下の選択肢が想定される。

- ・特別な設計による浅地中処分
- ・地層処分

クラスCを超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物の検討状況について、1985年低レベル放射性廃棄物政策法修正法において、GTCC低レベル放射性廃棄物の処分は、連邦政府の責任で実施することが規定されている。DOEは、2005年5月に、事前意向通知（Advance Notice of Intent）⁶⁾により、GTCC低レベル放射性廃棄物の処分のための環境影響評価（EIS）を1969年国家環境政策法に基づいて実施することを連邦官報に掲載した後、2007年7月の意向通知（NOI）⁷⁾において、環境影響評価で検討対象とする処分オプション、廃棄物のインベントリ、スコーピングミーティングの開催日時・場所を示すとともに、環境影響評価のスコープ（項目・方法等）への意見募集を行うことを公告した。

以上の様な手続きの後、DOEは、2011年2月に、GTCC低レベル放射性廃棄物の処分オプションに関するドラフト環境影響評価（DEIS）⁸⁾を作成し、以下の4つの代替案を示した。

- 1) 廃棄物隔離パイロットプラント（WIPP）での処分（図 3.1-9 参照）
- 2) ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たな中深度ボーリング孔での処分（図 3.1-16 参照）
- 3) ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、サバンナリバー・サイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たな強化型浅地中処分施設での処分（図 3.1-17 参照）
- 4) ハンフォード・サイト、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、ネバダテストサイト、サバンナリバー・サイト、WIPP 近傍、その他商業サイトにおける、新たなボールド処分施設で処分（地下約 5m のボールドに処分、図 3.1-18 参照）

今後の見通しに関しては、DOE の 1969 年国家環境政策法に関連する環境影響評価書に係るスケジュール（2014 年 1 月 15 日付け）では、GTCC 低レベル放射性廃棄物の最終版の環境影響評価書（FEIS）は未定とのスケジュールが示されている（図 3.1-19 参照）。

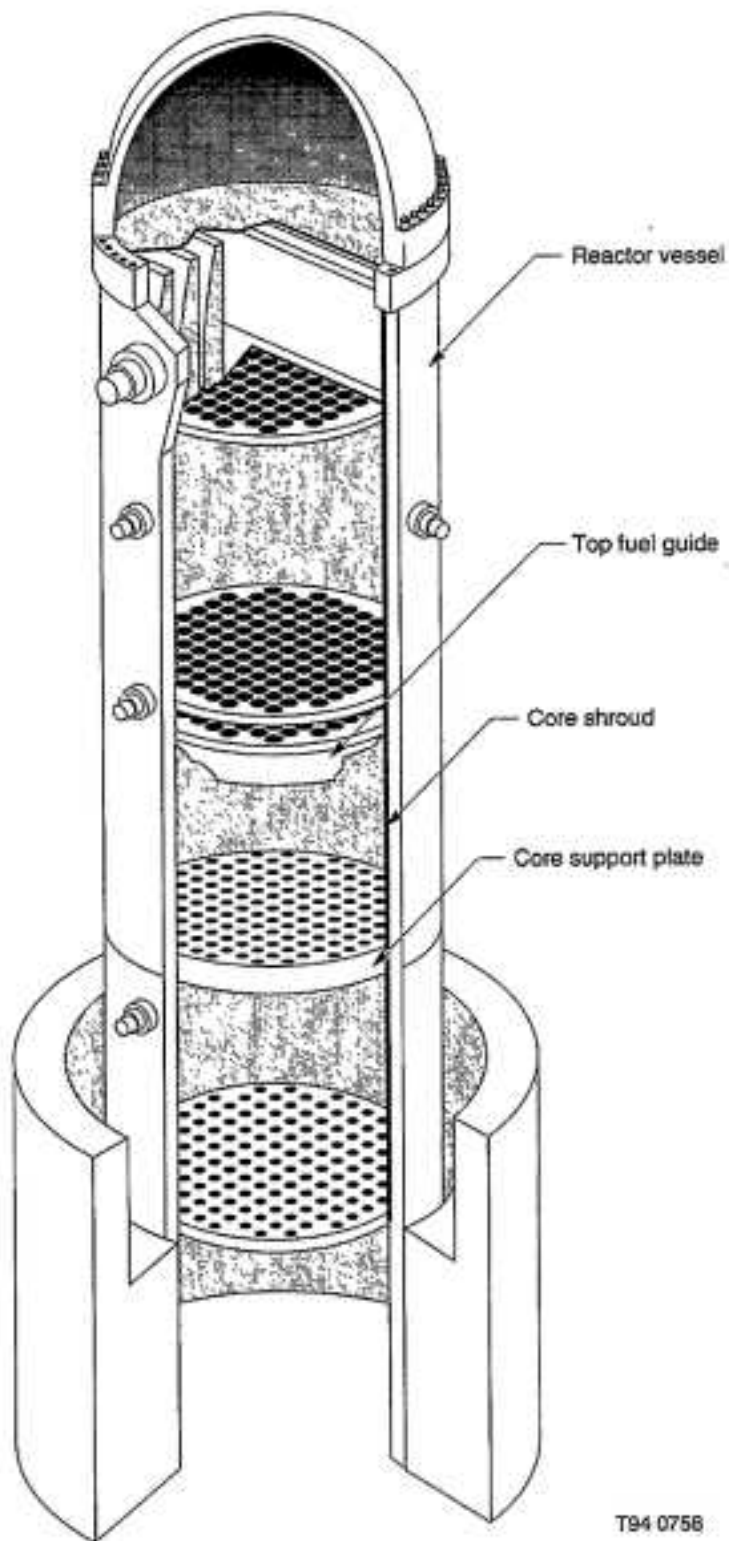


Figure 2-1. Diagram showing the location of BWR decommissioning components.

図 3.1-13 BWR の廃止措置に伴う機器の位置

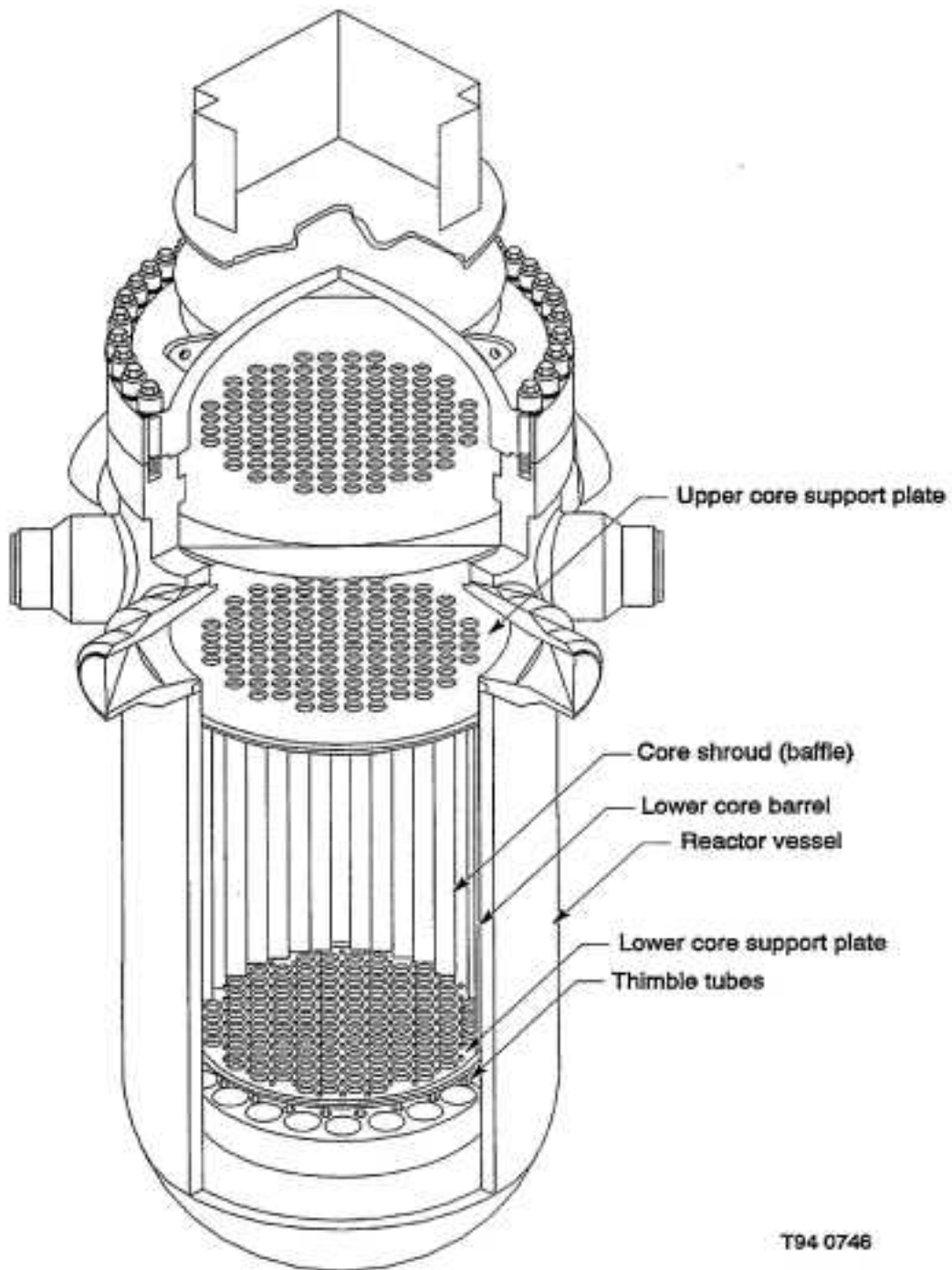


Figure 2-2. Diagram showing the location of PWR components.

図 3.1-14 PWR の廃止措置に伴う機器の位置



FIGURE I.4.1 Map of Sites Being Considered for Disposal of GTCC LLRW and GTCC-Like Waste

図 3.1-15 GTCC 廃棄物の処分場の候補に挙げられている DOE サイト

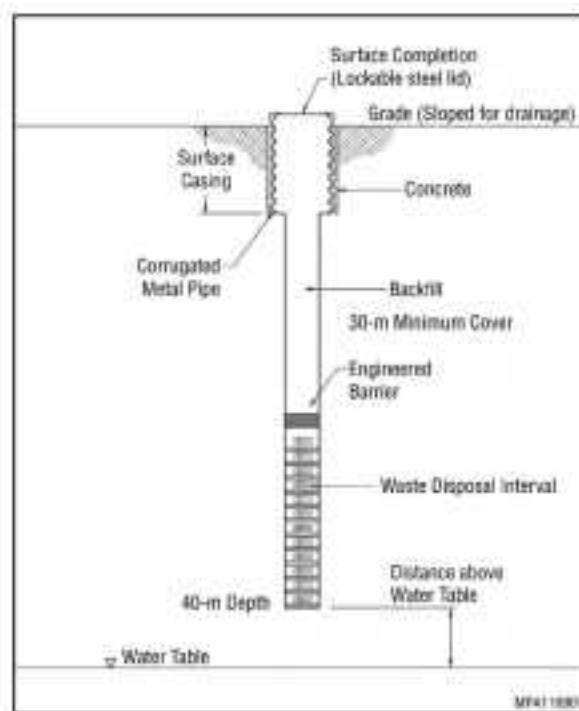


FIGURE I.4.2-2 Cross Section of the Conceptual Design for an Intermediate-Depth Borehole

図 3.1-16 中深度ボーリング孔処分の概念

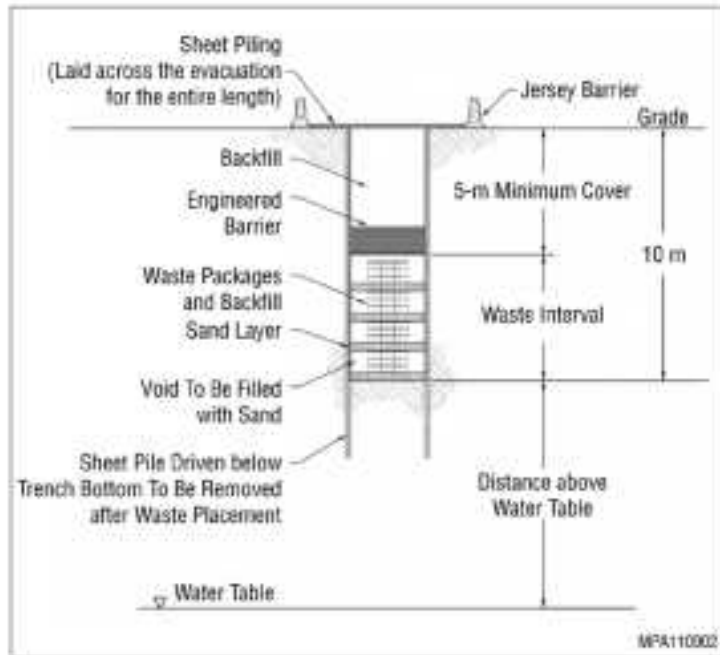


FIGURE 1.4.2-3 Cross Section of the Conceptual Design for a Trench

図 3.1-17 強化型浅地中処分の概念

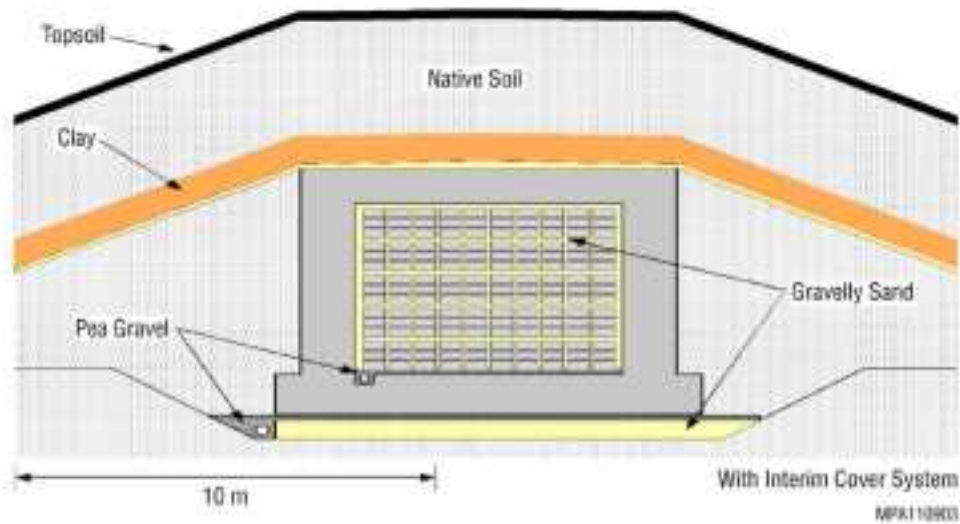


FIGURE 1.4.2-4 Schematic Cross Section of the Conceptual Design for a Vault Cell

図 3.1-18 浅地中ボールド処分の処分概念



図 3.1-19 GTCC 低レベル放射性廃棄物に係る環境影響評価書のスケジュール

3.1.3 ユッカマウンテン処分場に係る安全評価等に関する考え方

(1) 安全評価戦略

ユッカマウンテン処分場は、高レベル放射性廃棄物の地層処分場として許認可申請書が提出され、原子力規制委員会（NRC）の安全審査を受けている段階にある。許認可申請書の記載内容は、安全評価・性能評価を含めて 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」に規定されている。

10 CFR Part 63 の § 63.2（定義）において、性能評価は、以下のような主旨で規定されている。

- 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。
- 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。

以上のように、ユッカマウンテン処分場の性能評価では、発生確率及び影響度によって評価対象とする事象、プロセス等を特定するとともに、評価においても評価シナリオでの事象、プロセス等の発生確率を念頭に、パラメータの不確実性を考慮した評価が求められており、完全な確率論的安全評価が実施されるものとなっている。

ユッカマウンテン処分場の性能評価は、トータルシステム性能評価（TSPA）と呼ばれており、図 3.1-20 で示すように、設計・サイトデータ等によるサイトと設計に係る情報・技術データを出発点として、概念モデル及びプロセスモデルを解析モデルレポートとして取りまとめ、抽象化した性能評価モデルを構築し、最終的な TSPA として実施するように開発が行われていた。

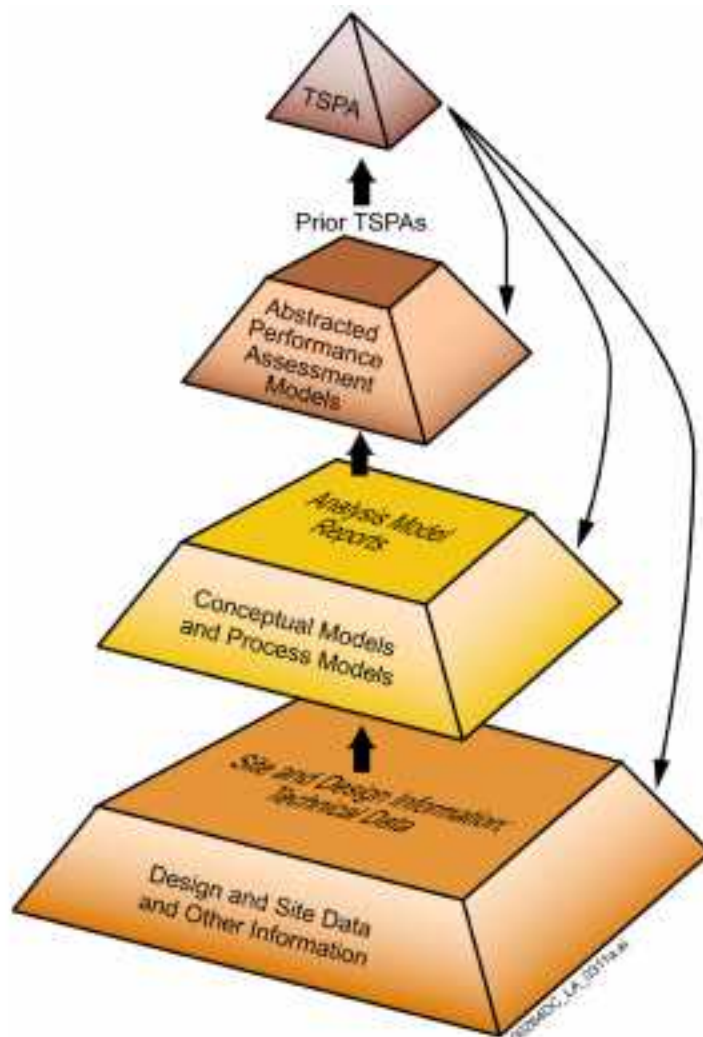


Figure 2.3-1. Pyramid Illustrating the Iterative Process Utilized Over the Past 15 Years to Synthesize Design Information, Site Data, and Process Models to Build the Technical Basis for TSPA

図 3.1-20 ユッカマウンテン処分場のトータルシステム性能評価 (TSPA) の実施に係る全体的な流れ

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価 (TSPA) において、評価対象とするシナリオは、発生確率に基づいて選定されるシナリオと、発生確率に基づかずに規定された様式化したシナリオによる人間侵入シナリオの 2 つに大別される。(添付資料一米

国-17 参照)

発生確率に基づいて選定されるシナリオについては、10 CFR Part 63 の規定により、発生確率によるスクリーニング基準、または性能評価結果の変化に与える影響によるスクリーニングにより選定が行われる。

§ 63.342 性能評価に関する限定

(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。

図 3.1-21 には、ノミナルシナリオ、火成シナリオ、地震シナリオの各シナリオクラスを含めたトータルシステム性能評価 (TSPA) の評価体系を、図 3.1-22 には、特徴、事象、プロセス (FEP) のスクリーニング手順を示す。

経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) が整備している一般的な FEP のリストからの抽出とともに、ユッカマウンテンのサイト特性調査で得られたデータ、設計情報に基づいて、ユッカマウンテンに特有な FEP を加えて拡張した FEP リストを作成し、上記の § 63.342(a)の発生確率、性能評価結果への影響の 2 点でスクリーニングを行う。スクリーニングを行って残ったシナリオを、ノミナルシナリオクラス、初期故障・火成・地震シナリオクラスに分類し、各シナリオクラスでの不飽和帯流れ、人工バリア環境、廃棄物パッケージ・ドリップシールドの破損、人工バリアシステム流れ・移行、不飽和帯流れ、飽和帯流れ、生物圏のモデル化を行い、最終的に合理的に最大の被ばくを受ける個人 (RMEI) の受ける線量が計算される。

ノミナルシナリオクラスは、スクリーニングによって特定された、初期故障・火成活動・地震活動、または人間侵入のすべての FEP が含まれる (図 3.1-23 参照)。初期破損シナリオクラスには、破壊的事象の発生を考慮しない場合での、初期の廃棄物パッケージ及びドリップシールドの破損の可能性が記述された FEP に関連する 2 つのモデル化ケースが含まれる。火成シナリオクラスには、処分場に影響する可能性のある破壊的な火成活動 (火成

浸入、火山噴火)に関する FEP に関連する 2 つのモデル化ケースが含まれる。地震シナリオクラスには、破壊的な地震活動(地震動、断層変位)を記述した 2 つのモデル化ケースが考慮される(図 3.1-24 参照)。

年間の発生確率が 1 億分の 1 以下と推定されて除外された主なシナリオとしては、以下が列挙されている。

- ・氷期及び氷床の影響
- ・火成活動により起こる人間侵入
- ・隕石の影響
- ・ドリップシールドの局部腐食
- ・廃棄物パッケージの水素化物による亀裂
- ・ドリップシールドの水素化物による亀裂
- ・ドリップシールドの酸素脆化
- ・廃棄物パッケージの静水圧
- ・ドリップシールドの静水圧
- ・潮解によるドリップシールド表面の局部腐食
- ・ドリップシールドの熱鋭敏化
- ・人工バリア中のガス爆発
- ・パッケージ内の臨界
- ・ニアフィールドでの臨界
- ・ファーフィールドでの臨界 等

一方、人間侵入シナリオについては、§ 63.102 (概念)での「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」との考え方に基づいて、10 CFR Part 63 の § 63.321 (人間侵入に関する個人防護基準)及び § 63.322 (人間侵入シナリオ)に示された評価方法について、掘削者が認識せずに処分場を貫通するボーリングを掘削する時期を評価した上で、以下のような様式化したシナリオによる評価が実施される(図 3.1-25 参照)。

- 1) 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。
- 2) 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。
- 3) 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。
- 4) 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。
- 5) ボーリング孔内には粒子状の廃棄物質は入れられない。
- 6) 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）。
- 7) 発生の確率がきわめて低い（発生確率が 10^{-8} /年を超えない事象）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。

掘削者が認識しないでボーリングを掘削する時期については、ユッカマウンテン処分場の構成要素から、ドリップシールドの腐食から 200,000 年に設定されており、人間侵入シナリオの評価結果を図 3.1-26 に示す。



Figure 2.3-2. Schematic Representation of the Development of the TSPA, Including the Nominal, Igneous, and Seismic Scenario Classes

図 3.1-21 ノミナルシナリオクラス、初期故障・火成・地震シナリオクラスを含めたトータルシステム性能評価（TSPA）の評価体系

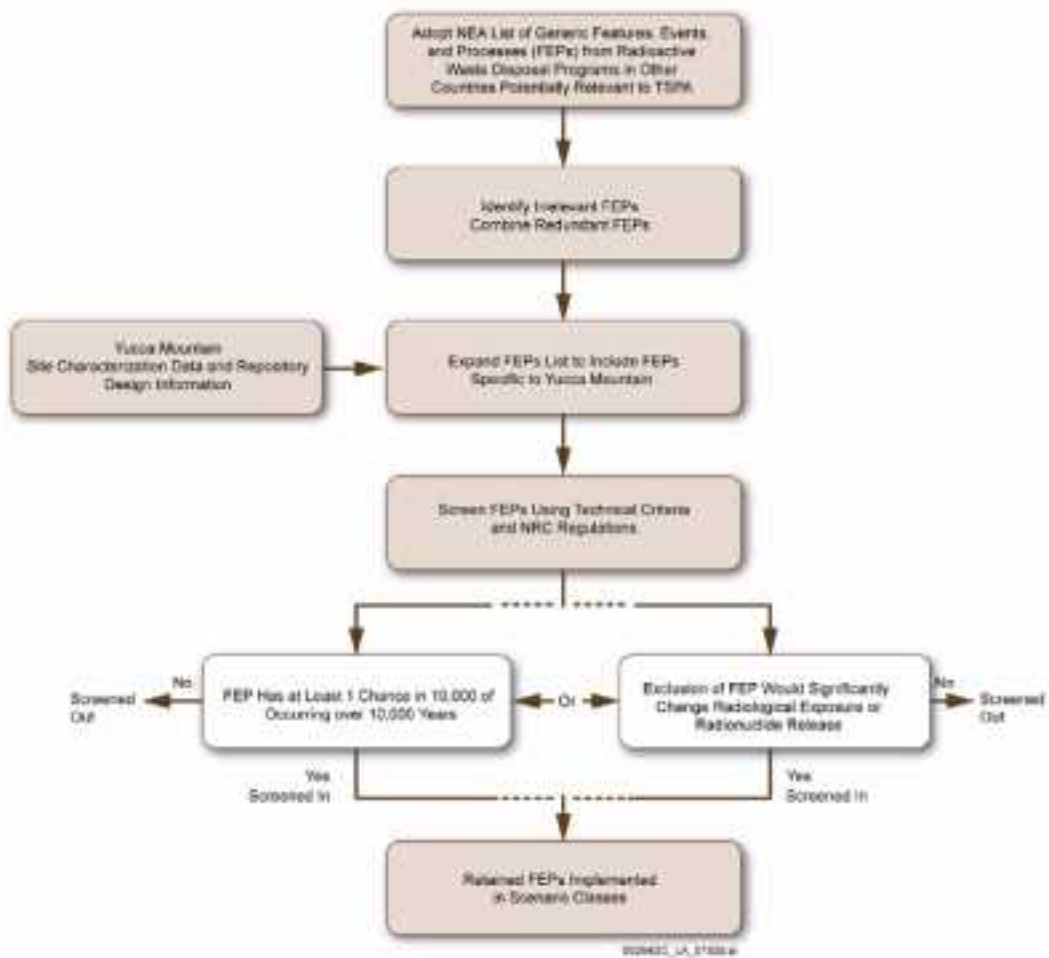


Figure 2.2-1. Features, Events, and Processes Screening Process

Source: SNL 2008c, Figure 6-1.

図 3.1-22 特徴、事象、プロセス (FEP) のスクリーニング手順

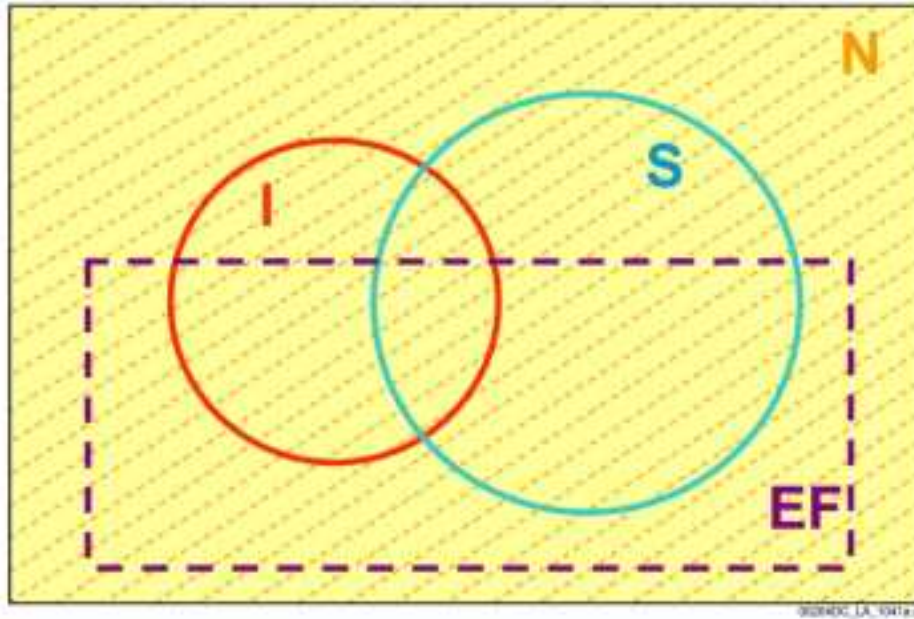


Figure 2.2-2. Venn Diagram Representing Sets of Futures Associated with Igneous, Seismic, and Early Failure Events

NOTE: The overlap of areas indicates that these futures are independent and not mutually exclusive.
 I = igneous, EF = early failure, N = nominal, S = seismic.

Source: SNL 2006c, Figure 6-2.

図 3.1-23 初期故障・火成活動・地震活動の事象の関係

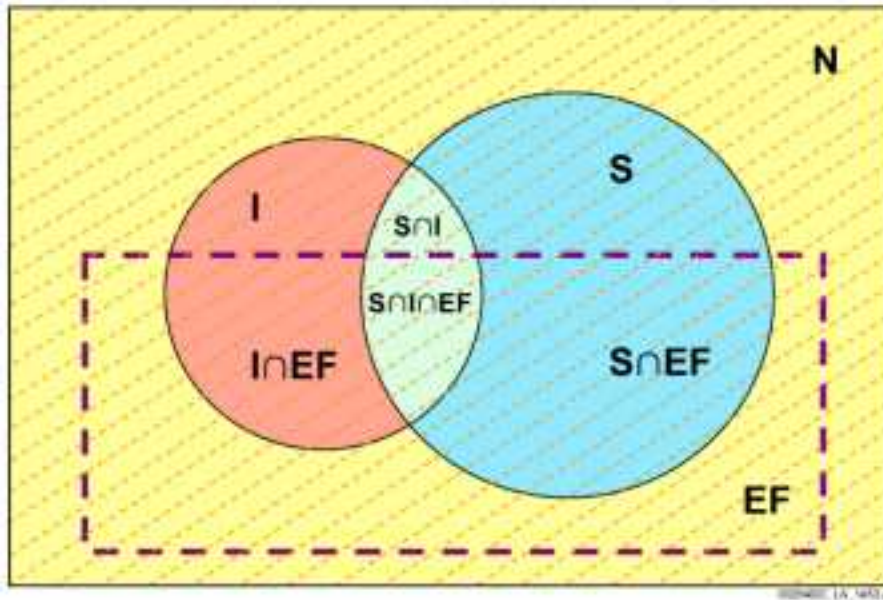


Figure 2.2-3. Venn Diagram Representing Sets of Futures Associated with Igneous, Seismic, and Early-Failure Events: Nominal, Seismic, Igneous, Early-Failure, Igneous/Seismic, Seismic/Early-Failure, Igneous/Early-Failure, and Igneous/Seismic/Early-Failure Scenario Sets

Source: SNL 2006c, Figure 6-3.

図 3.1-24 ノミナルシナリオと初期故障・火成活動・地震活動を組合せたシナリオの関係



Figure 2.4-157. TSPA Model Components for the Human Intrusion Modeling Case

Source: SNL 2008a, Figure 6.7-1.

図 3.1-25 人間侵入シナリオの評価モデル

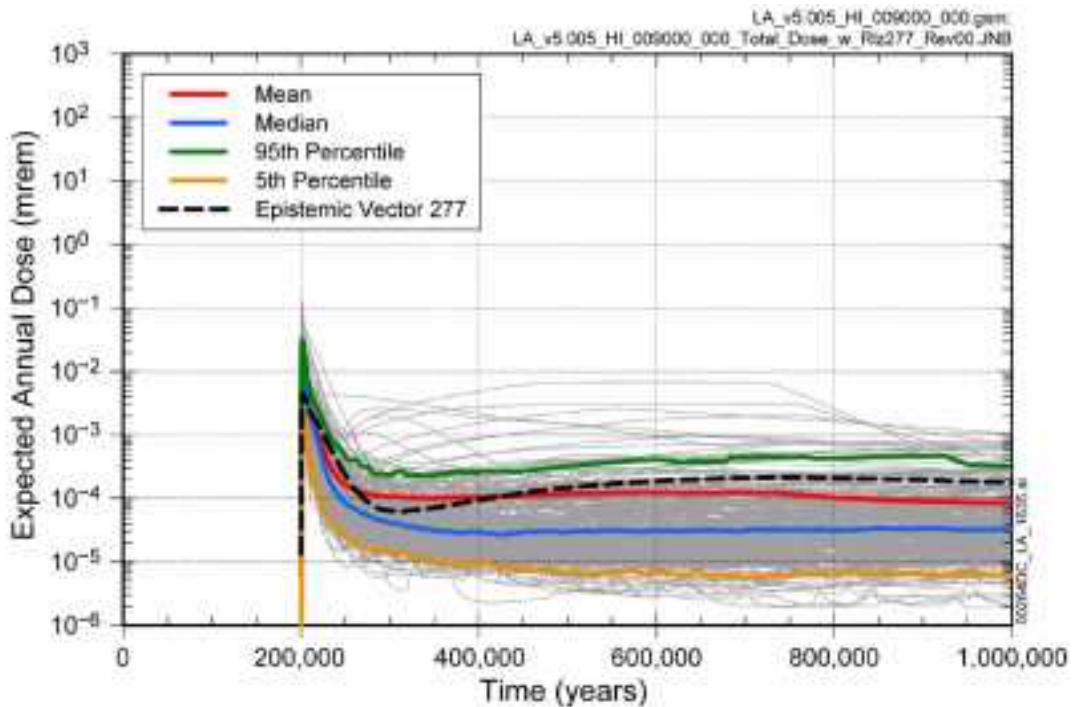


Figure 2.4-162. Expected Annual Dose from the 300 Epistemic Uncertainty Vectors along with Their Quantiles and Expected Dose from Epistemic Uncertainty Vector 277 for the Human Intrusion Modeling Case for the 1-Million-Year Period after Repository Closure

Source: SNL 2008a, Figure 7.7.1-92(a)

図 3.1-26 人間侵入シナリオの評価結果

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

ユッカマウンテン処分場の安全基準・指針である 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」の § 63.114 (性能評価に関する要件) において、評価モデルの設定の考え方は以下のように規定されている。(添付資料—米国—18 及び 19 参照)

§ 63.114 性能評価に関する要件

(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性能評価は以下の条件を満たさなければならない：

- (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。

- (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。
- (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）。
- (b) この項の Paragraph (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。

ユッカマウンテンのトータルシステム性能評価 (TSPA) では、ノミナルシナリオクラス、早期欠陥シナリオクラス、2 つの破壊事象シナリオクラス（火成シナリオクラス及び地震シナリオクラス）に起因する年間線量の合計として計算する。各シナリオクラスに起因する線量の計算は、事象シナリオクラスに関連する 7 つのモデル化ケースで設定されている。

- 1) ノミナルモデル化ケース（破壊事象または早期欠陥事象がない場合）
- 2) 火成岩貫入モデル化ケース（火成シナリオクラス（図 3.1-27 参照）：1 つ以上の処分場坑道を横断する岩脈からのマグマは、処分場のすべてのドリップシールド及び廃棄物パッケージをのみ込み、それらが内容物の防護ができない状態にすると仮定されている。）
- 3) 火山噴火モデル化ケース（火成シナリオクラス（図 3.1-28 参照）：マグマは大気中に噴出する。噴火ケース内の大部分では、マグマを地表にもたらず導管は定置坑道を横断せず、従って廃棄物を噴出テフラ中に同伴しない。噴出導管が定置坑道を横断する場合、導管の断面積内に位置する廃棄物パッケージは欠陥を生じると仮定される。）
- 4) 地震地動モデル化ケース（地震シナリオクラス（図 3.1-29 参照）：地震事象に関連する地動損傷により廃棄物パッケージ及びドリップシールドに欠陥が生じる。）
- 5) 地震断層変位モデル化ケース（地震シナリオクラス（図 3.1-29 参照）：断層変位損傷によって廃棄物パッケージ及びドリップシールドに欠陥が生じる。）

6) 廃棄物パッケージ早期欠陥モデル化ケース（早期欠陥シナリオクラス（図 3.1-30 参照）：廃棄物パッケージに最初から割れ目ができていると見なされ、全表面積は劣化していると見なされる。）

7) ドリップシールド早期欠陥モデル化ケース（早期欠陥シナリオクラス（図 3.1-30 参照）：ドリップシールドの完全な欠陥が発生すると仮定される。）

ノミナルシナリオクラスの TSPA 評価モデルは、以下の 8 つの主要なモデルで構成される（図 3.1-31 参照）。

- ・不飽和帯流：処分場の上下方の不飽和溶結及び非溶結の凝灰岩を通る流れを表す。
- ・人工バリアシステム（EBS）環境。処分場の人工バリアの周囲及び内部の環境における熱-水-化学の連成プロセスを表す。
- ・廃棄物パッケージ及びドリップシールドの劣化：人工バリアの熱、湿度、浸出、及び EBS の地球化学的環境への反応を表す。
- ・廃棄物形態の劣化及び可動化：廃棄物形態の劣化及び溶解、並びに放射性核種の廃棄物パッケージ及び EBS 内側を形成する液相中への可動化を表す。
- ・EBS の流れ及び移行：EBS 内部及びそこから処分場下方の不飽和帯への廃棄物の流れ及び放射性核種の移行を表す。
- ・不飽和帯移行：処分場下方の不飽和帯を通過して飽和帯最上部の地下水面への放射性核種移行を表す。
- ・飽和帯流及び移行：飽和帯の凝灰岩及び沖積層を通過して決定グループへの水の流れ及び放射性核種移行を表す。
- ・生物圏：決定グループでの人間による吸入、摂取、及び水消費を含む、放射性核種の生物学的吸収を表す。

ユッカマウンテンのトータルシステム性能評価（TSPA）で使用する評価パラメータは、10 CFR Part 63 の以下の規定に従って、サイト特性調査で得られた情報・データ、人工バリアシステムの設計の情報に基づいて、パラメータの取り得る範囲、分布型により設定されている。

§ 63.114 性能評価に関する要件

(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性能評価は以下の条件を満たさなければならない：

- (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。
 - (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。
- (b) この項の Paragraph (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。

図 3.1-32 は、サイト規模での不飽和帯モデルに寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れを示している。不飽和帯モデルは、不飽和帯での水文学的特性及び水の流れに関する観測に基づいて開発されてものである。収集されたデータは、地質媒体の研究室での測定（透水性、間隙率、含水率等）、原位置のボーリング孔での測定などである。地下の水文学的試験、熱的試験は、ユッカマウンテンの探査調査施設（ESF）などで実施されてデータが収集されている。数学的モデルは、不飽和帯での流れ及び移行プロセスを表現するように開発されている。不飽和帯の水理地質学単位の特性は、流れをシミュレーションできるように数学的モデルの中に組み込まれており、パラメータの不確実性及び変動性は、確率的に取り扱われている。

また、図 3.1-33 は地震シナリオクラスのモデル化、図 3.1-34 は処分坑道内の物理的・化学的環境モデルのモデル化、図 3.1-35 は不飽和帯での放射性核種移行のモデル化、図 3.1-36 は飽和帯での放射性核種移行のモデル化、図 3.1-37 は生物圏線量変換係数のモデル化に係るサイト調査でのデータから TSPA までの情報の流れを示す。

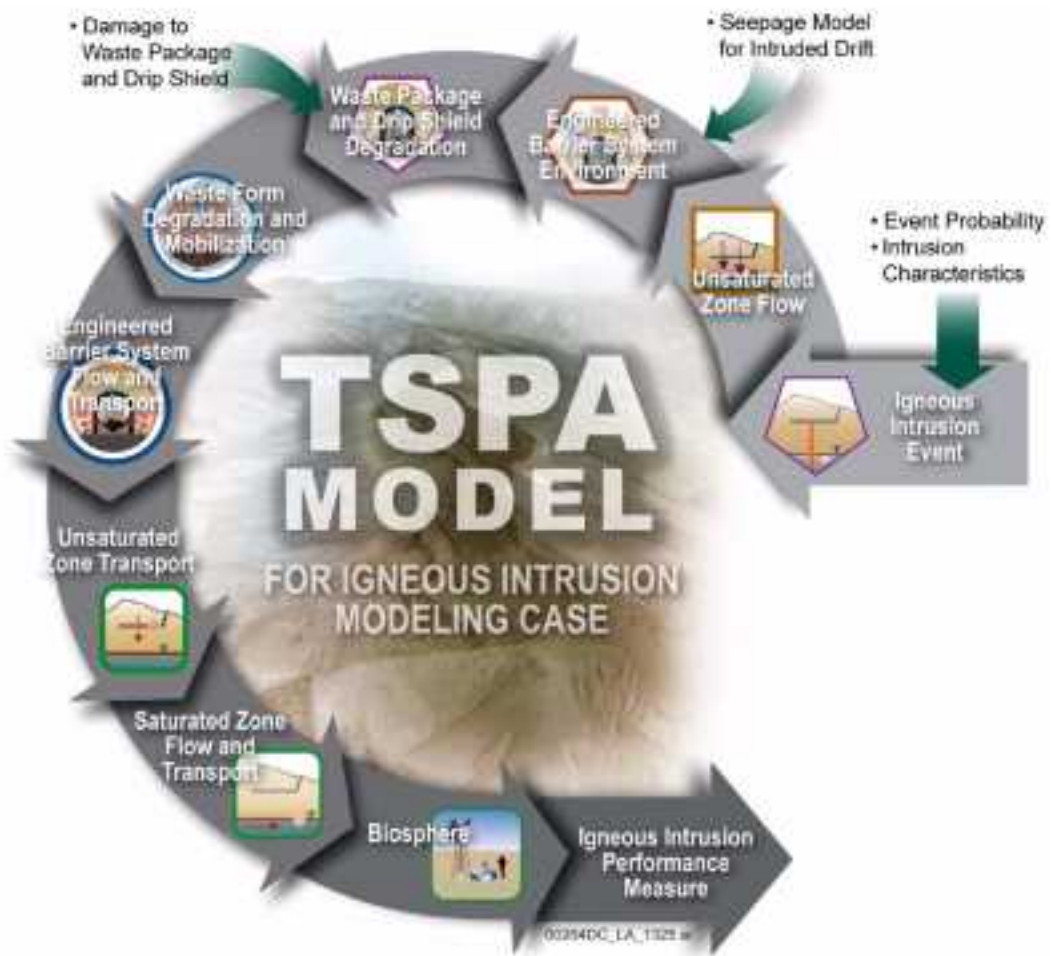


Figure 2.4-5. TSPA Model Components for the Igneous Intrusion Modeling Case

Source: SNL 2008a, Figure 8.1.1-5.

図 3.1-27 火成シナリオクラス：火成岩貫入モデル化ケースの TSPA 評価モデルの構成

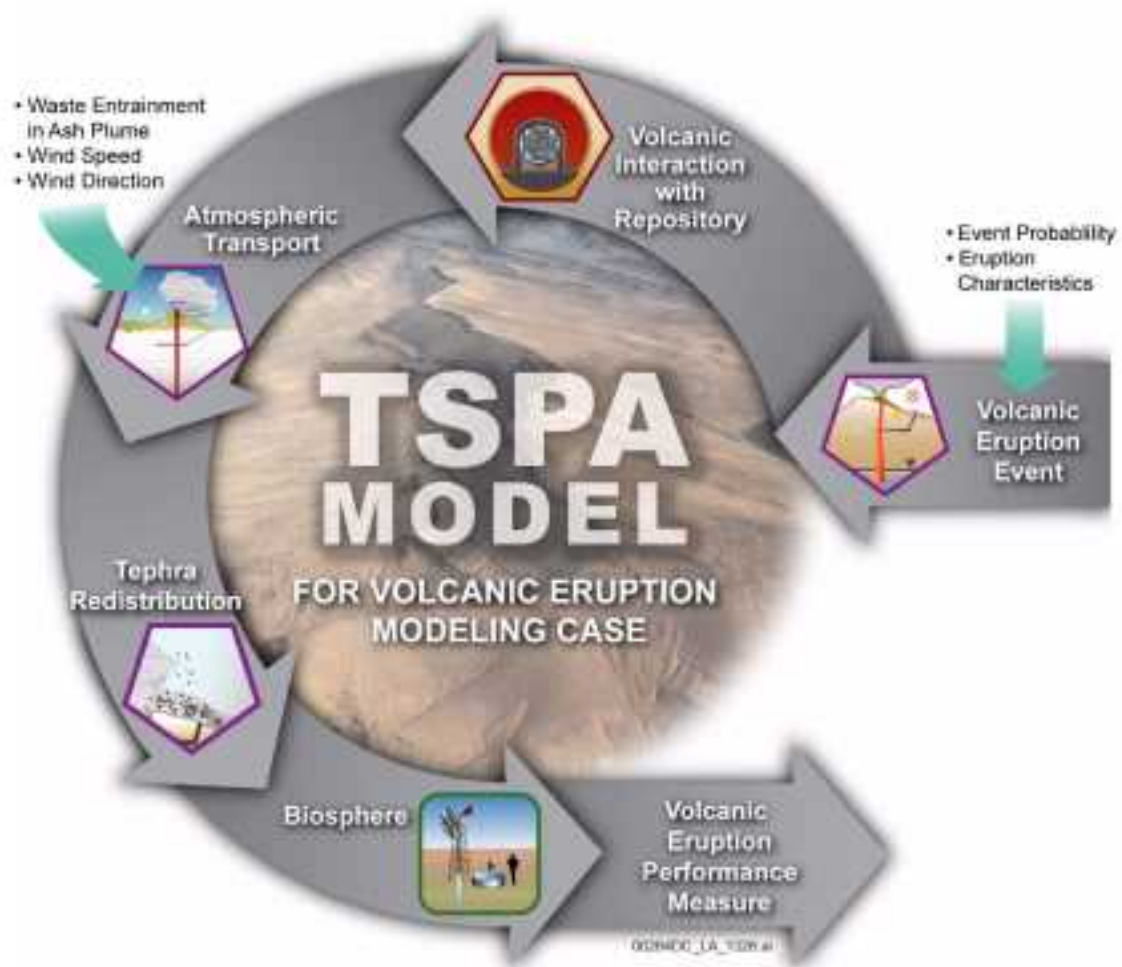


Figure 2.4-6. TSPA Model Components for the Volcanic Eruption Modeling Case

Source: SNL 2008a, Figure 6.1.1-5.

図 3.1-28 火成シナリオクラス：火山噴火モデル化ケースの TSPA 評価モデルの構成

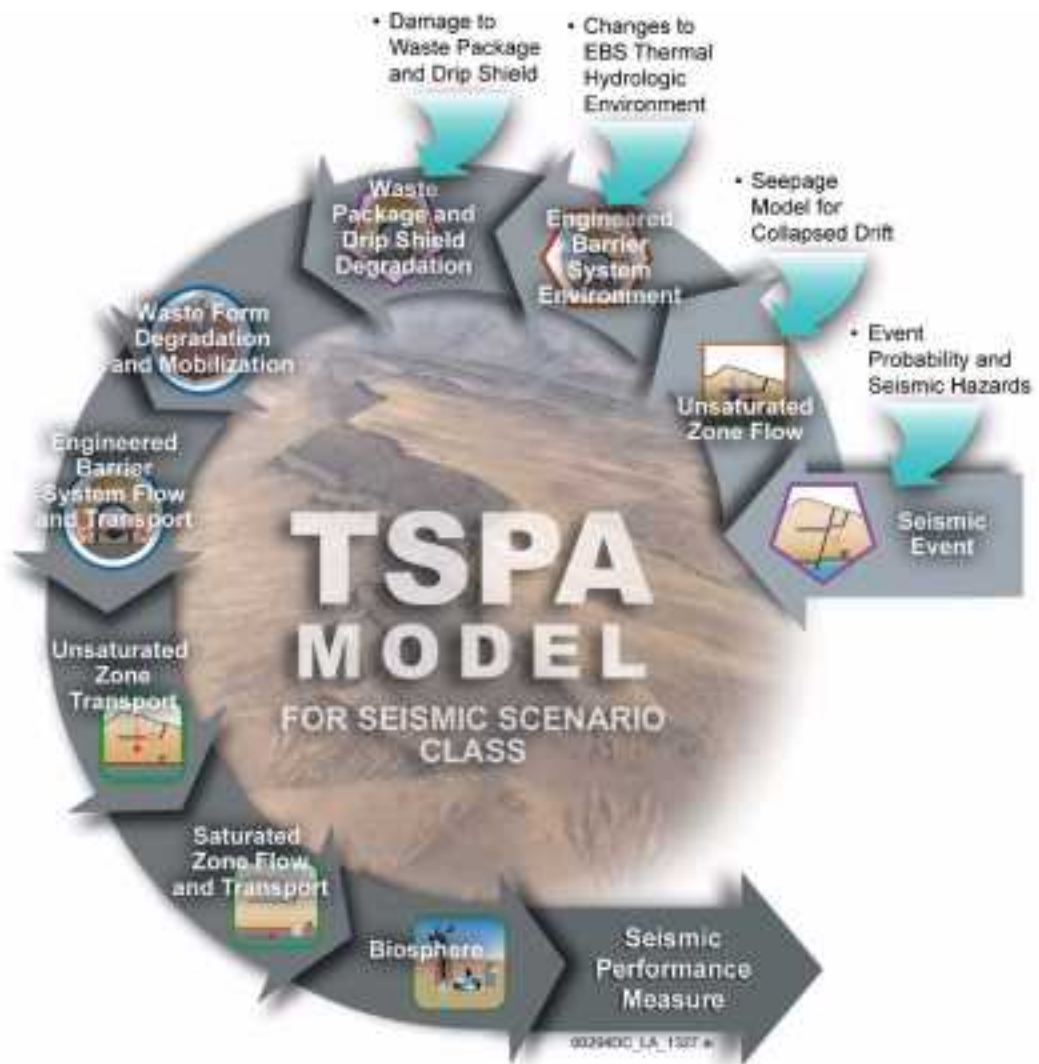


Figure 2.4-7. TSPA Model Components for the Seismic Scenario Class

Source: SNL 2008a, Figure 6.1.1-7.

図 3.1-29 地震シナリオクラスの TSPA 評価モデルの構成

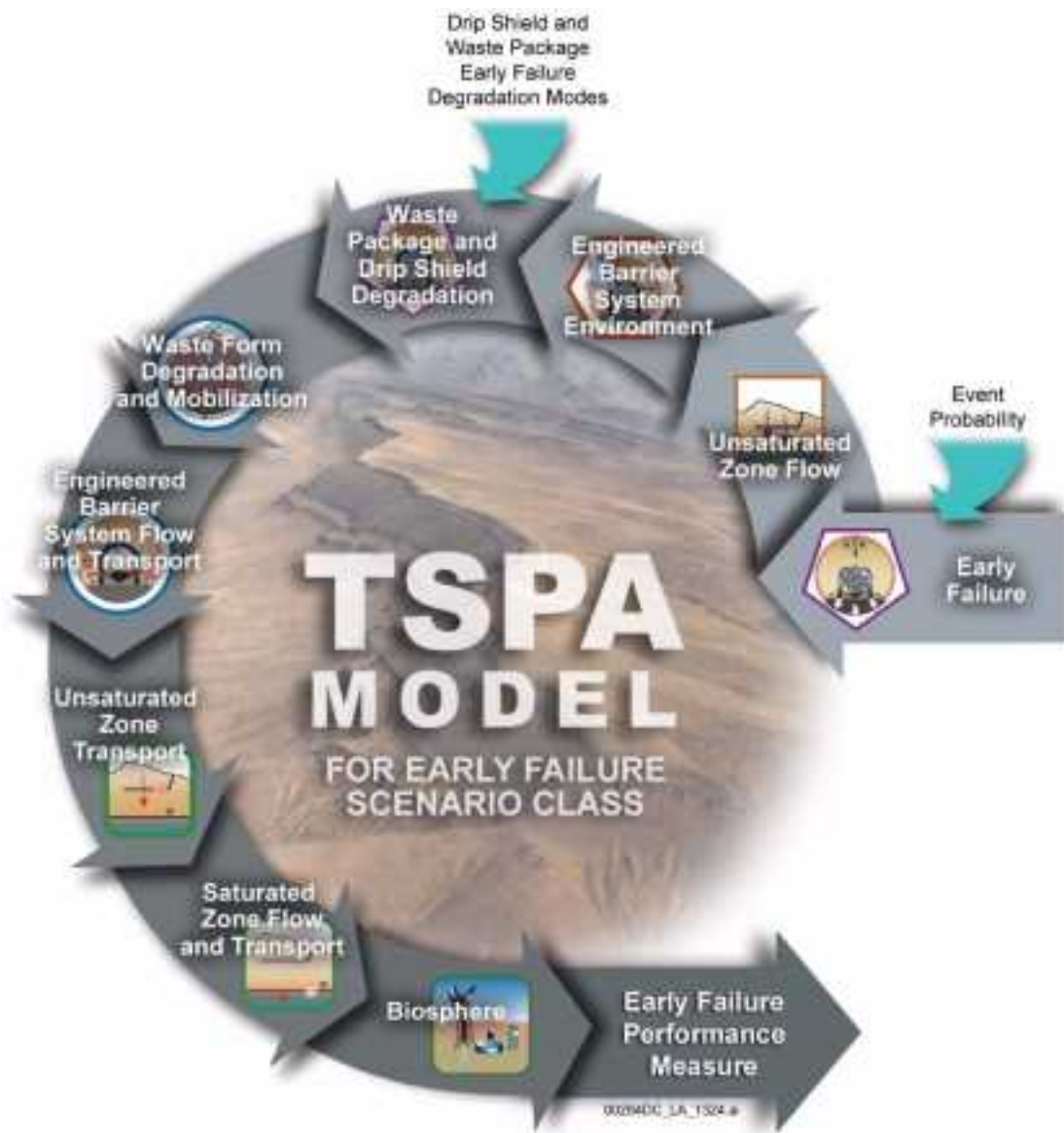


Figure 2.4-4. TSPA Model Components for the Early Failure Scenario Case

Source: Modified from SNL 2008a, Figure 6.4-1

図 3.1-30 早期欠陥シナリオクラスの TSPA 評価モデルの構成

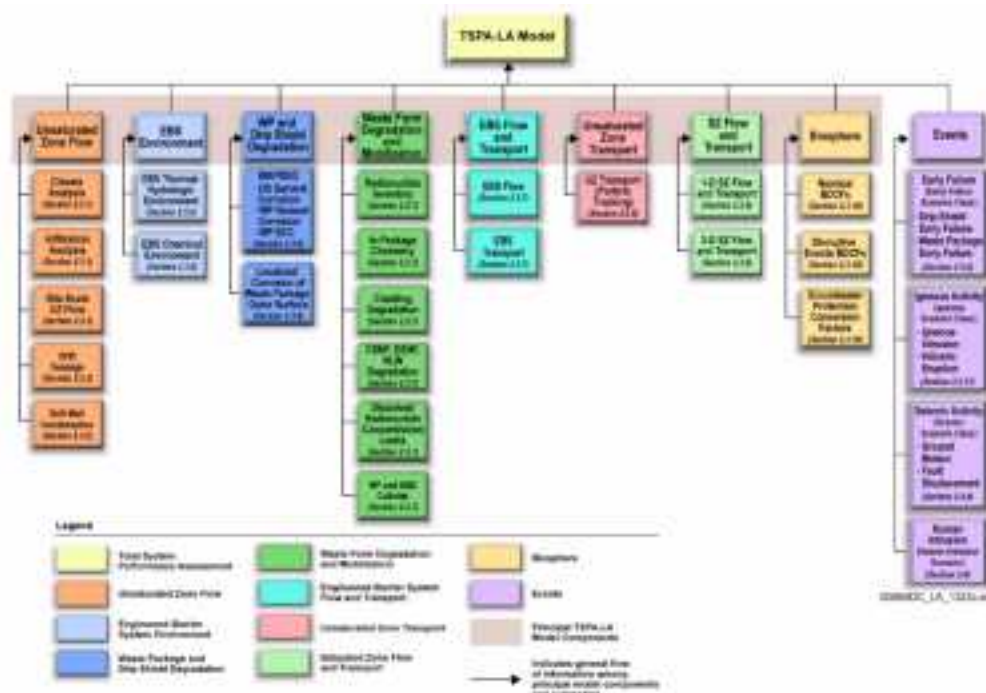


Figure 2-4-2. TSPA Principal Model Components and Submodels

NOTE: DS = drip shield; LC = localized corrosion; MSTHM = multiscale thermal-hydrologic model; PA = performance assessment; RH = relative humidity; SZ = saturated zone; TH = thermal-hydrologic; THC = thermal-hydrologic-chemical; UZ = unsaturated zone; WF = waste form; WP = waste package.

Source: Modified from SNL 2006a, Figure 5-1.

図 3.1-31 ノミナルシナリオクラス及び破壊事象シナリオクラスでの主要な TSPA 評価モデルの構成

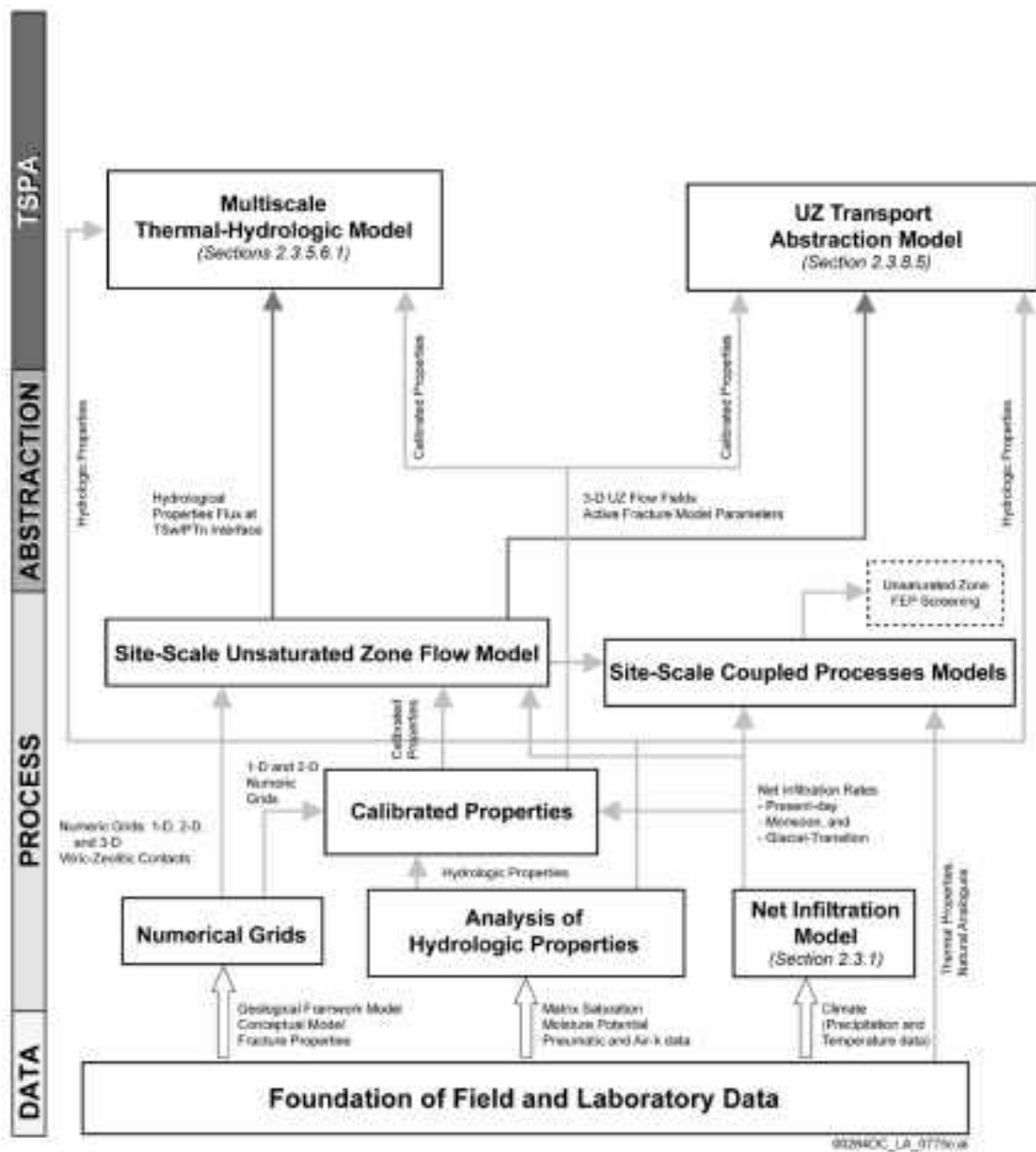


Figure 2.3.2-1. Information Flow Diagram Showing the Models and Analyses that Contribute to the Site-Scale Unsaturated Zone Flow Model and the Flow of Information to TSPA

図 3.1-32 サイト規模の不飽和帯モデルに寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れ

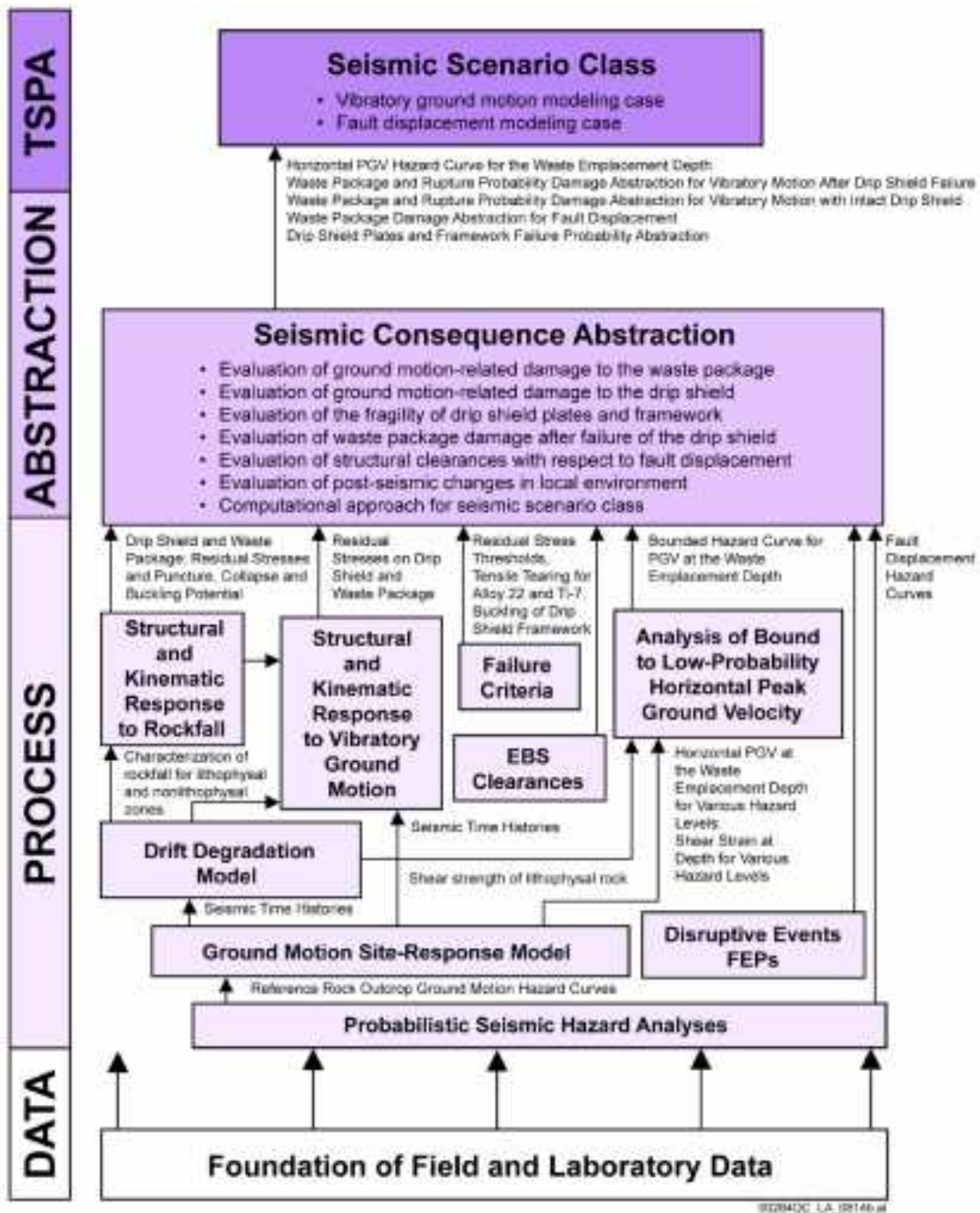


Figure 2.3.4-2. Information Flow Supporting Development of the Models Used to Represent Mechanical Damage of the Engineered Barrier System at the Data, Process, Abstraction, and TSPA Levels.

図 3.1-33 地震シナリオクラスモデルに寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れ

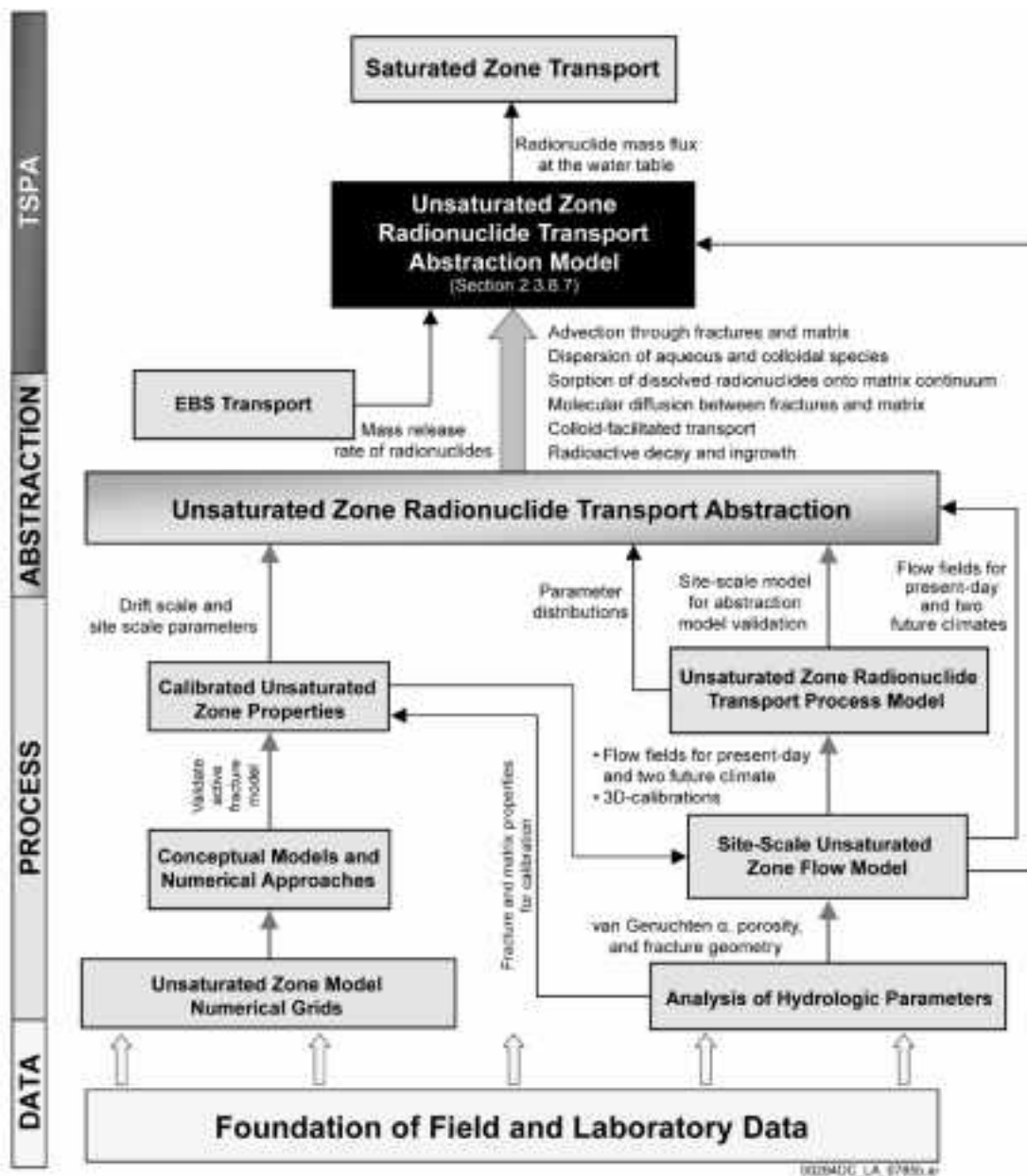


Figure 2.3.8-1. Information Flow Supporting Development of the Unsaturated Zone Radionuclide Transport Abstraction at the Data, Process, Abstraction, and TSPA Levels

図 3.1-35 不飽和帯での放射性核種移行モデルに寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れ

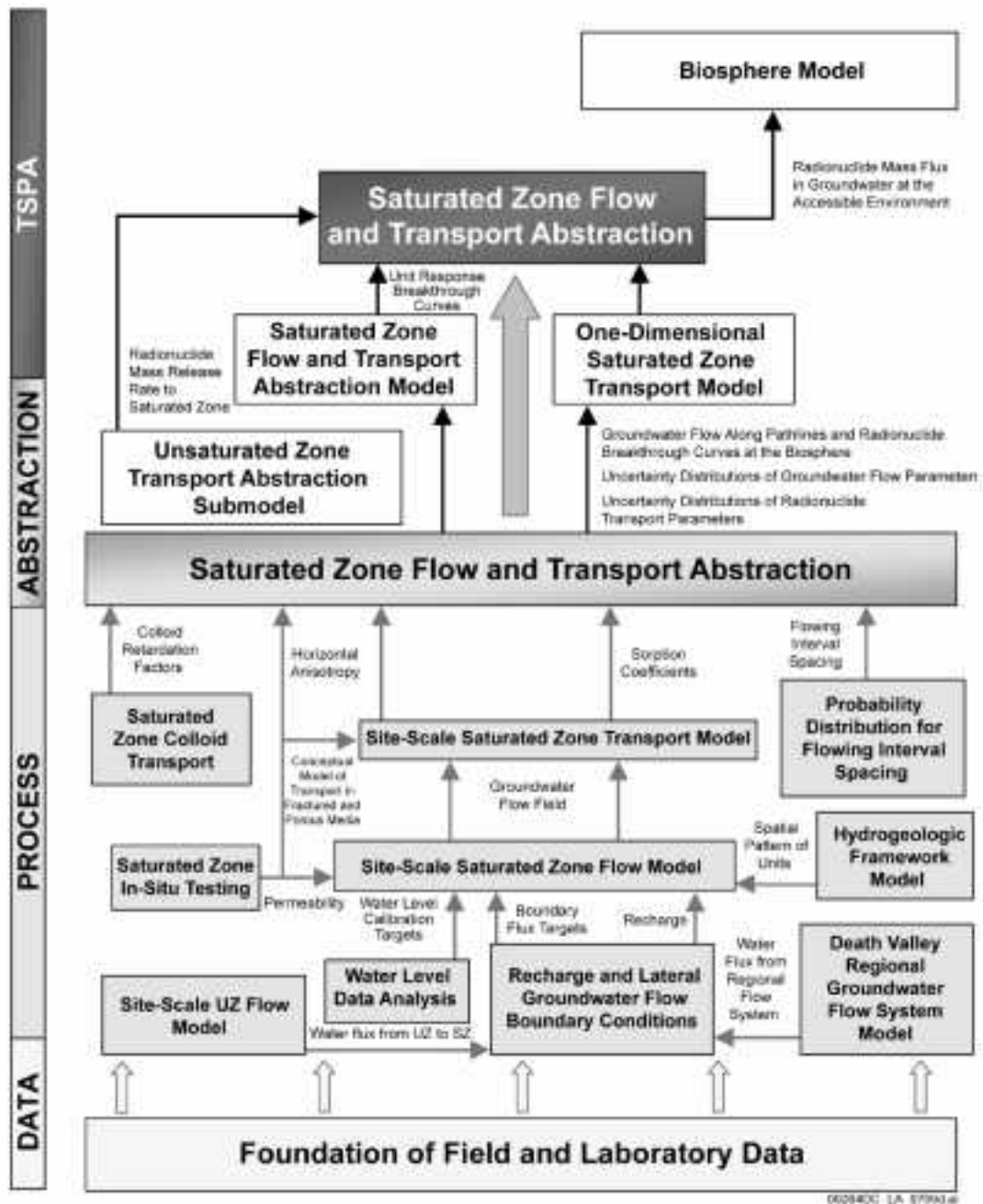


Figure 2.3.9-1. Information Flow Supporting TSPA Saturated Zone Calculations at the Data, Process, Abstraction, and TSPA Levels

NOTE: SZ = saturated zone; UZ = unsaturated zone.

Source: Adapted from SNL 2008b, Figure 1-1.

図 3.1-36 飽和帯での放射性核種移行の計算に寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れ

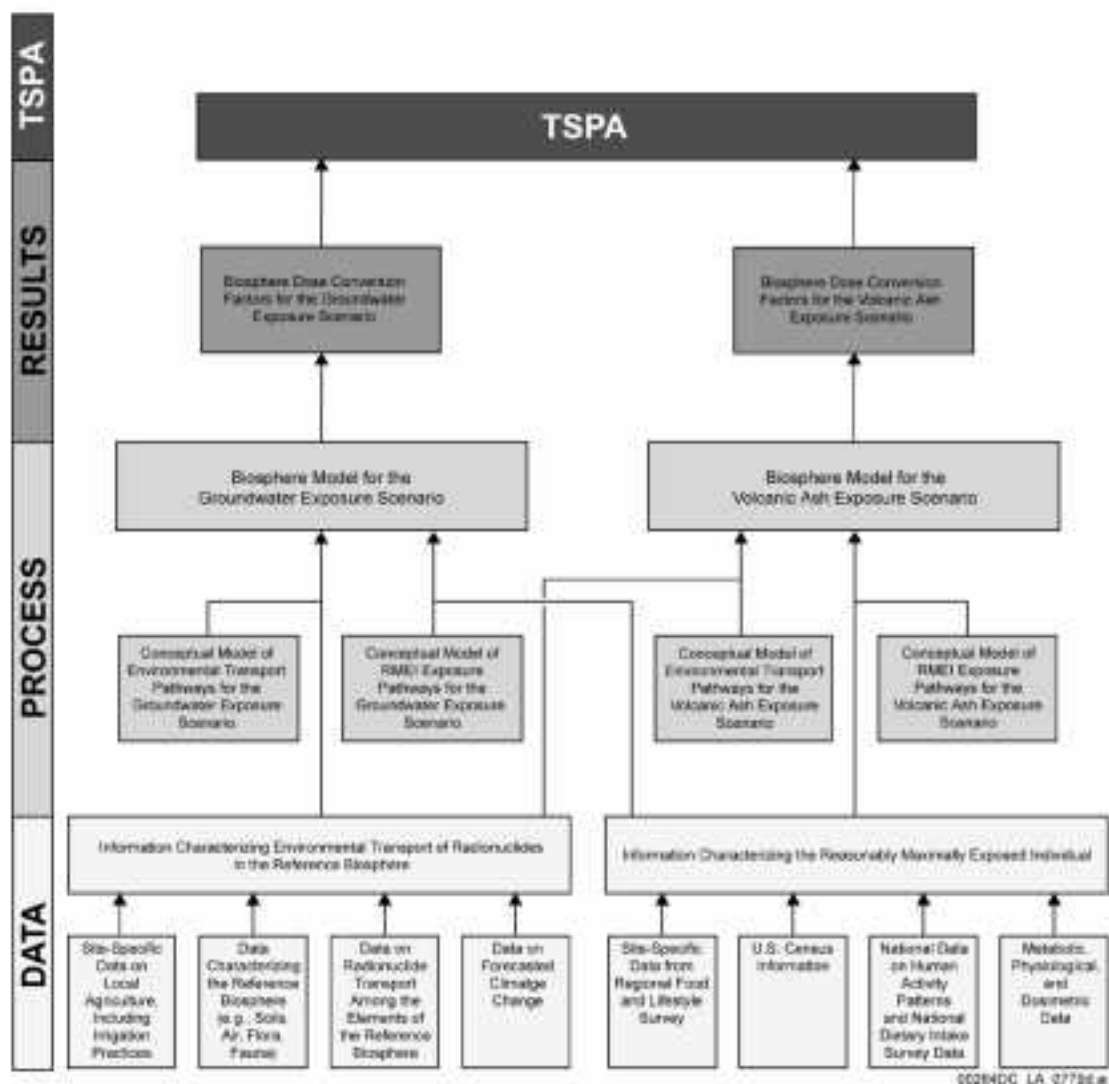


Figure 2.3.10-1. Information Flow Showing Data, Process Level, and Biosphere Dose Conversion Factors Used in the TSPA Model

図 3.1-37 TSPA の生物圏線量変換係数に寄与するモデル及び解析、並びに TSPA への情報の流れ

(4) 不確定性の取扱い

ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価 (TSPA) においては、評価モデルとそこで使用されるパラメータについて、不確実性を考慮した確率論的評価が実施されている。また、評価対象とするシナリオについては、発生確率を評価結果に掛けること

により、期待値が計算されている。

ユッカマウンテン処分場の安全基準・指針である 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」の § 63.114（性能評価に関する要件）において、不確実性の取扱いは以下のように規定されている。

閉鎖後性能評価

§ 63.114 性能評価に関する要件

- (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性能評価は以下の条件を満たさなければならない：
- (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。
- (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。
- (b) この項の paragraph (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。

図 3.1-38 には、地震動モデル化ケースでの年線量の期待値を計算する方法を示す。認識的不確実性のあるパラメータ（epistemic parameter。パラメータ値の不確実性。）を 300 回のラテンハイパーキューブサンプリングでデータのサンプリングを行ってパラメータを選定した上で、選定されたパラメータによって偶然的な不確実性のあるパラメータ（aleatory parameter。事象の発生時間、損傷エリアの不確実性。）の 300 回のサンプリングを行って年線量の期待値を計算している。

図 3.1-39 には、各事象シナリオクラスの年線量の期待値の総合計を計算する方法を示す。選定された認識的不確実性のあるパラメータにより、各シナリオクラスでの期待値を計算

し、それらを総合計して年線量の期待値が計算され、認識的不確実性のあるパラメータの数だけ年線量の期待値の計算結果が得られることとなる。

上記のような計算によって得られた個人防護基準について、平均値、中央値、95 パーセンタイル、5 パーセンタイルで整理した結果を図 3.1-40 に示す。

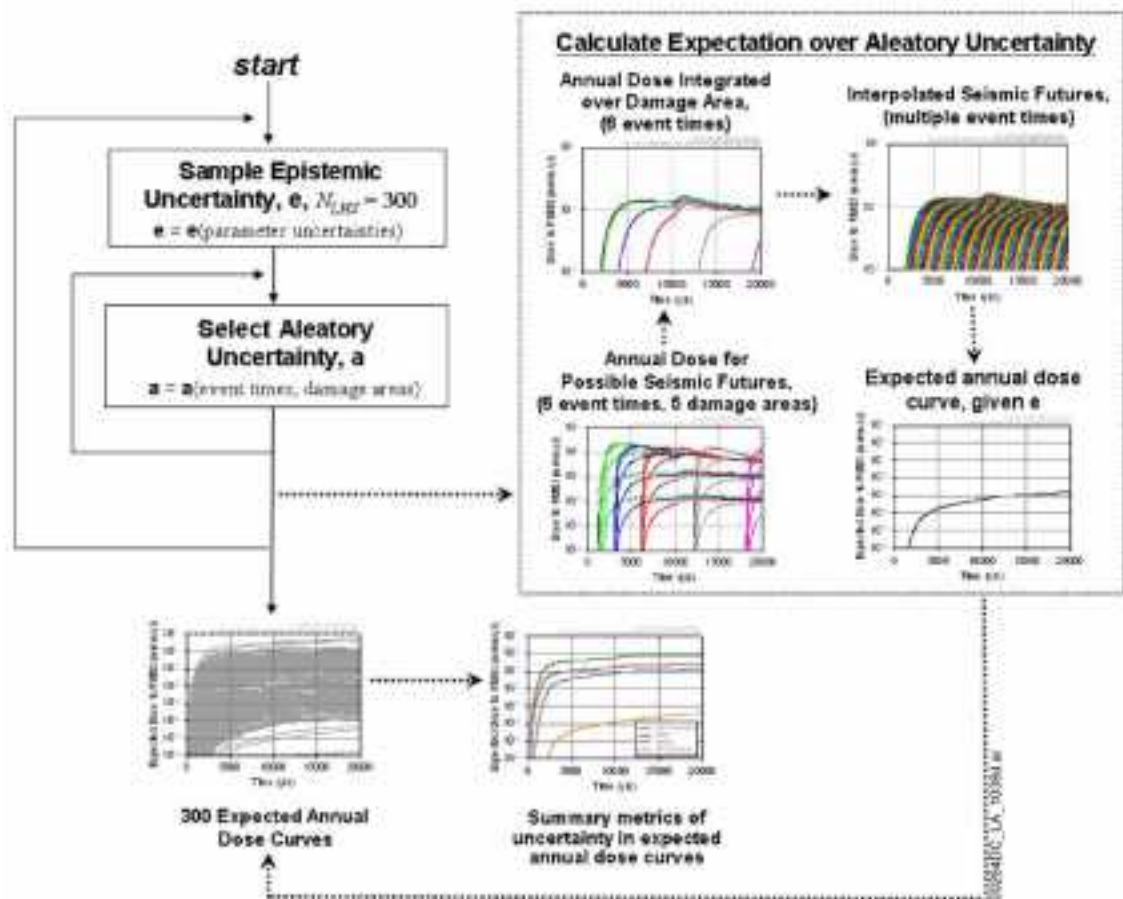


Figure 2.4-8. Computational Strategy for Computing the Expected Annual Dose and Associated Summary Metrics for the 10,000-Year Seismic Ground Motion Modeling Case

NOTE: Methodology and results shown out to 20,000 years (SNL 2008a, Appendix J8.3).

図 3.1-38 地震動モデル化ケースでの年線量の期待値を計算する方法

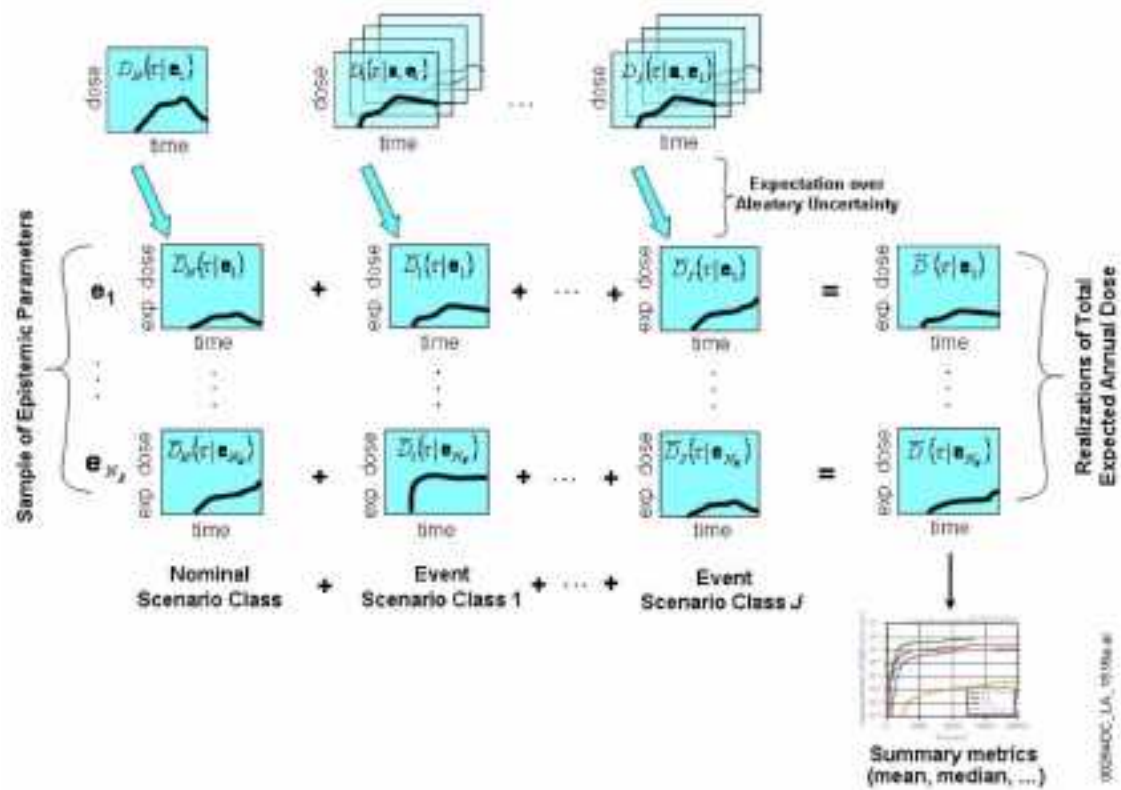


Figure 2.4-9. Computational Strategy for Computing The Total Expected Annual Dose (Expectation Over Aleatory Uncertainty) as a Sum of Expected Annual Doses for Each Event Scenario Class (or Each Modeling Case)

NOTE: $\bar{D}(t, \mathbf{e}_j)$ = total expected annual dose at time t , for epistemic sample \mathbf{e}_j ; $D_j(t, \mathbf{a}, \mathbf{e}_j)$ = annual dose for event scenario class j (or modeling case j), for epistemic sample \mathbf{e}_j and aleatory vector \mathbf{a} .

図 3.1-39 各事象シナリオクラスの年線量の期待値の総合計を計算する方法

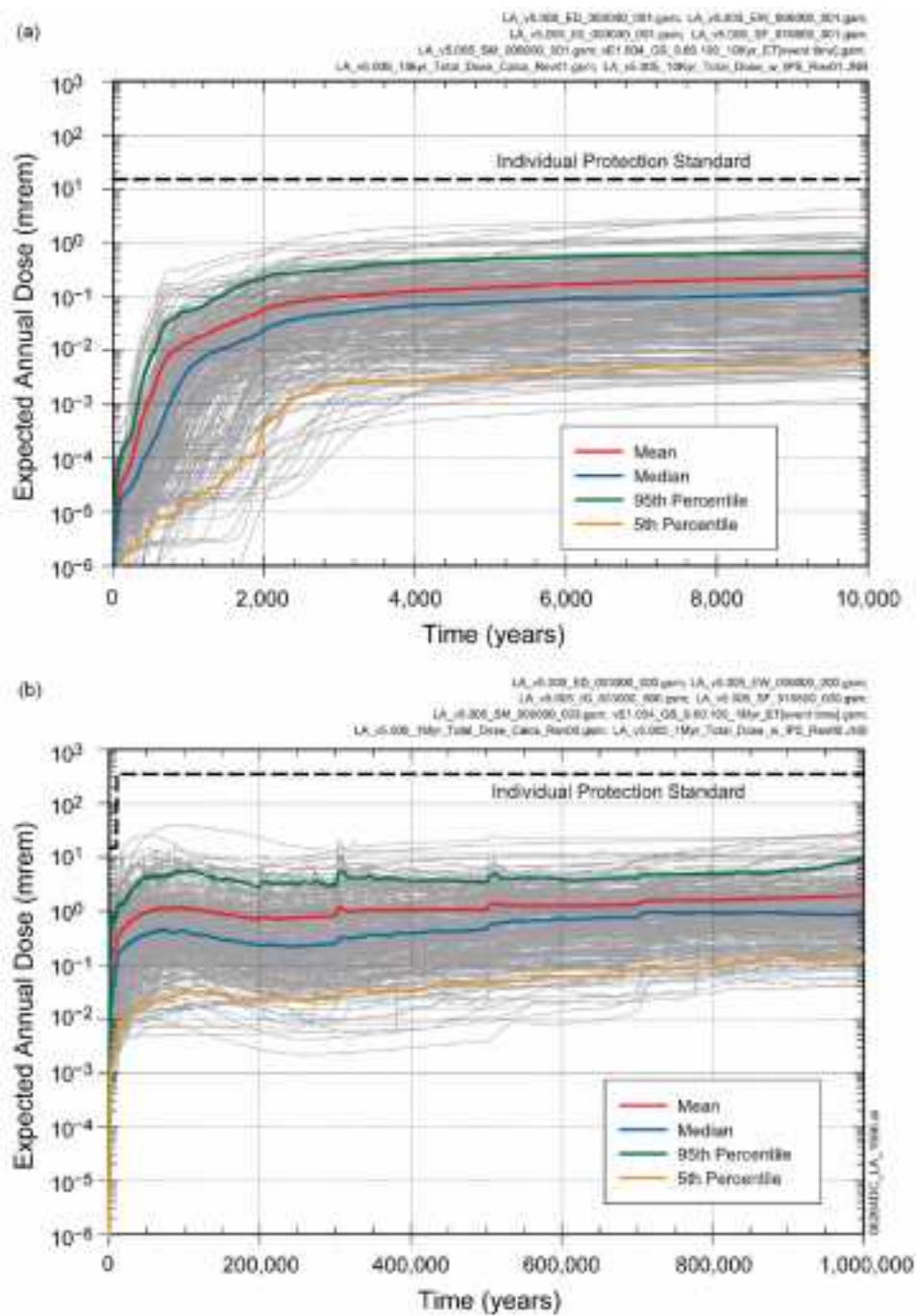


Figure 2.4-10. Distribution of Total Expected Annual Dose for (a) 10,000 Years and (b) 1 Million Years after Repository Closure

NOTE: The individual protection standard in Figure 2.4-10b is based on proposed 10 CFR 63.311.

Source: Modified from SNL 2008a, Figures 8.1-1[a] and 8.1-2[a].

図 3.1-40 処分後 10,000 年、100 万年での年線量の期待値の分布

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

「(4)不確実性の取扱い」で示したように、ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価 (TSPA) においては、評価モデル・パラメータの不確実性を考慮するとともに、評価対象とする事象・シナリオ等の発生確率を考慮した確率論的評価が実施されている。

b. 重大事故事象の評価

ユッカマウンテン処分場の安全基準・指針である 10 CFR Part 63 においては、重大事故事象に関連する事項として「設計基準」が以下のように規定されており、システム等の想定事象の影響解析が要求されている。

§ 63.2 定義

設計基準とは、ある施設の一つの構造物、システムまたは構成要素が果たすべき具体的な役割や、設計のための基準範囲として制御パラメータに選択された具体的な値または値の範囲を特定する情報のことをいう。これらの値は、機能面での目標を達成するために広範に受け入れられた「最新技術」の実践から導き出された制約となる場合も、一つの構造物、システムまたは構成要素がその中でそれぞれの機能目標を満たさなければならない想定事象の影響の（計算または実験に基づく）解析から導き出された要件となる場合もある。外的な事象に関するパラメータをコントロールする値としては、次のものが挙げられる。

- (1) 設計基準を導き出すために用いられる過酷な自然事象の見積り。これらは、関連するパラメータについての歴史的なデータ、物理的なデータ、あるいは関与する物理的プロセスの上限の分析に基づいたものとなる。
- (2) 設計基準を導き出すために用いられる外部から生じる人為的な過酷事象の見積り。これらは、サイトの様々な特徴や事象に伴うリスクを考慮した上で、当該地域の間活動に関する分析に基づいたものとなる。

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では、閉鎖前での処分場の安全解析のプロセス（図 3.1-41 参照）の他、安全解析でのシナリオロジックダイアグラム

が示されている。

また、事故事象の対応については、10 CFR Part 63 の § 63.161（永久閉鎖前の地層処分場操業エリアに関する緊急時対応計画）の以下の規定のように、緊急時対応計画を 10 CFR Part 72「使用済燃料、高レベル放射性廃棄物及び原子炉関連のクラス C を超える廃棄物の独立貯蔵の許認可要件」の基準に基づいて策定することとされている。

サブパート I：緊急時対応計画基準

§ 63.161 永久閉鎖前の地層処分場操業エリアに関する緊急時対応計画

DOE は、永久閉鎖及び地表施設の除染または除染・解体がなされる前のいずれかの時点において地層処分場操業エリアで発生する可能性のある放射線学的な事故に対処するための計画を開発し、その実行準備を整えておくものとする。この緊急時計画は、本パートの § 72.32(b)の基準に基づいていなければならない。

なお、10 CFR Part 72 の § 72.32(b)の「(6)放出の評価」では、放出された放射性物質を評価する方法の説明が求められている。

c. 品質管理手法

ユッカマウンテン処分場の安全基準・指針である 10 CFR Part 63 において、性能評価の品質管理については、§ 63.142（品質保証基準）の中の設計管理、試験管理、測定及び試験設備の管理が該当するものと考えられる。

§ 63.142 品質保証基準

(d) 設計管理

(1) DOE は、§ 63.2 で定義されたように、また許認可申請において指定されたように、本サブパートが適用される構造物、システム及び構成要素に関して適用される規制要件及び設計基準が、仕様、図面、手続き及び指示に正確に移し替えられるようにする措置を講じなければならない。これらの措置によって、適切な品質基準が指定され、設計文書に組み込まれると共に、これらの基準からの逸脱が管理されなければならない。さらには、廃棄物隔離にとって重要であると共に、構造物、システム及び構成要素の安全機能にとって重要な資材、部品、設備及び

プロセスを選定し、その利用の適格性を審査するための措置も設定されなければならない。

- (2) DOE は、設計面でのインターフェースを特定及び管理すると共に、参加する設計組織の間の調整を行うための措置を設定するものとする。これらの措置の中には、参加設計組織間で設計インターフェースを含む文書の審査、承認、公表、配布及び改定を行うための手順を設定することが含まれていなければならない。
- (i) 設計管理措置では、設計の適切性を検証または検査するための措置が設定されていなければならない。その方法としては、設計審査の実施、**代替計算あるいは単純化された計算方法の使用**、適切な試験計画の実施などが挙げられる。こうした検証または検査プロセスは、もともとの設計を実施した個人またはグループに含まれない個人またはグループによって実施されなければならない。これらの個人は、同じ組織の人物であることもできる。具体的な設計特徴の適切性を検証するために、その他の検証または検査プロセスではなく試験計画が使用される場合には、この計画に最も不利な設計条件の下での原型ユニットの適切な品質認定試験が含まれていなければならない。こうした**設計管理措置は、次に示す項目に適用されなければならない**：「臨界物理学分析、応力分析、熱分析、水理学的な分析、そして**閉鎖前及び閉鎖後分析**」、「物質の相容性」、「使用中の点検、保守及び修繕のためのアクセス可能性」及び「検査及び試験のための受け入れ基準の概略的な説明」。
- (ii) 設計変更(現場での変更を含む)は、当初の設計に適用されたものと同等の設計管理措置の対象とされなければならない。申請者が別の管轄組織を指定しない限りは、当初の設定を実施した組織の承認を受けなければならない。

(1) 試験管理

DOE は、安全性にとって重要な構造物、システム及び構成要素がその使用に際して満足のゆく性能を示すことを立証するために必要なあらゆる試験が、書面に示された試験手順（適用される設計文書に含まれる要件及び受け入れ限度が組み込まれたもの）に従って確実に特定及び実施されるようにする試験計画を設定するものとする。

- (1) この試験計画には適宜、構造物、システム及び構成要素の設置前の保証試験、稼働前の試験及び処分場操業中の稼働試験が含まれていなければならない。

- (2) 試験手順には、所定の試験に関するあらゆる前提条件が満たされること、適切な試験器具類が利用可能であり、実際に使用されること、さらには試験が適切な環境条件の下で実施されることを確保する上で必要な諸規定が含まれていなければならない。
- (3) 試験計画に関しては、試験要件が確実に満たされるようにするための文書化及び評価を実施しなければならない。

(m) 測定及び試験設備の管理

DOE は、品質に影響を与える活動において使用される工具、ゲージ類、装置類、その他の測定及び試験装置が、必要とされる限度内の精度を維持できるように、指定された間隔において適切に管理、校正及び調整されるようにするための措置を設定するものとする。

ユッカマウンテン処分場の建設に係る許認可申請書においては、「品質保証要件・解説」(QARD) ⁹⁾がユッカマウンテンでの品質に関連する行為に適用される旨が記載されている。

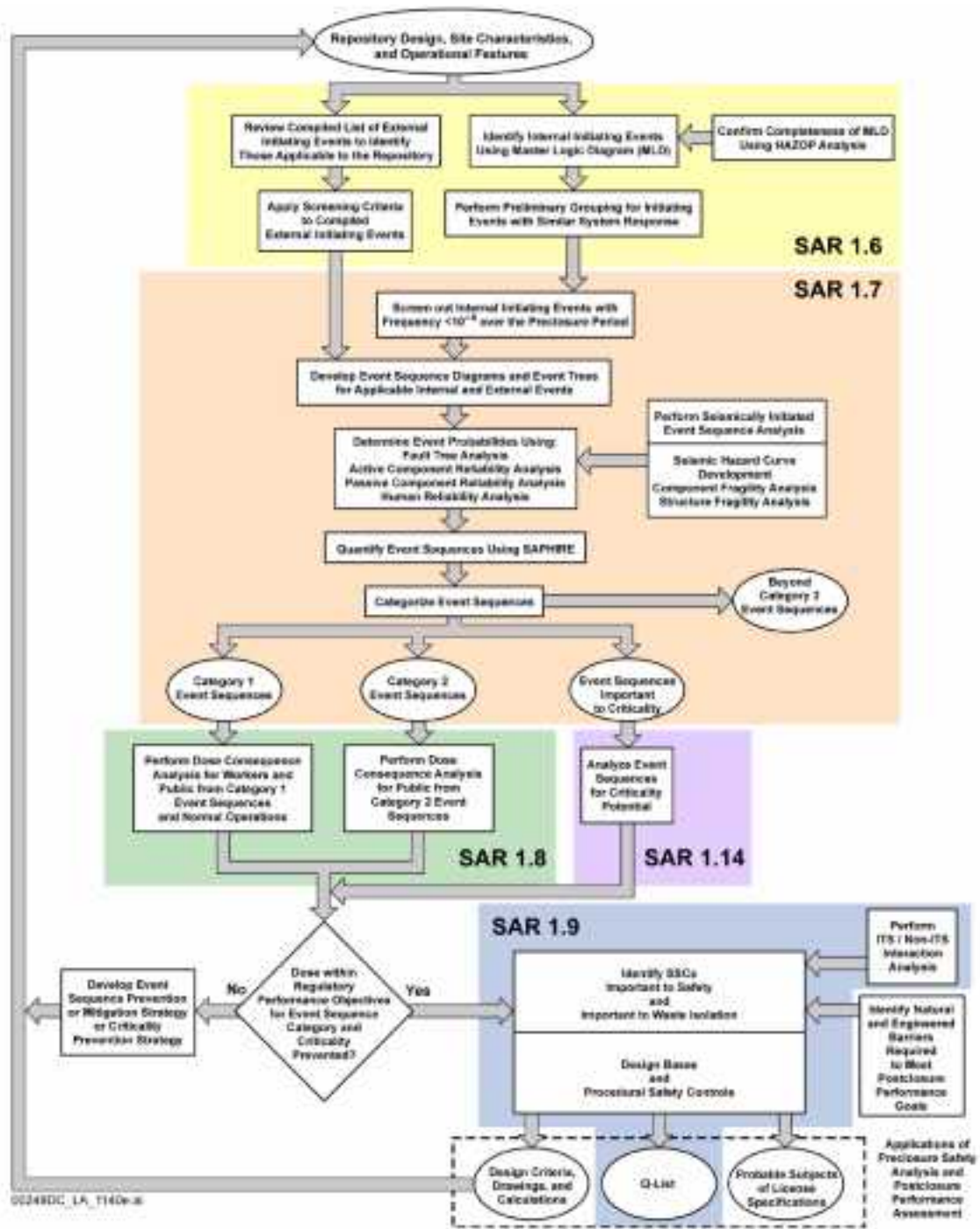


Figure 1.6-1. Preclosure Safety Analysis Process

図 3.1-41 閉鎖前の安全解析のプロセス

3.1.4 WIPP での TRU 廃棄物処分

(1) 安全評価戦略

軍事用の TRU 廃棄物の地層処分場である廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の安全評価・性能評価は、環境保護庁 (EPA) の連邦規則である 40 CFR Part 191「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」、40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」に基づいて行われており、安全評価・性能評価の方法論としては、以下のような主旨で規定されている。

- 1) 処分システムに影響を与える可能性のあるプロセス及び事象を特定し、処分システムの性能に与える影を検討し、不確実性を考慮して放射性核種の累積放出量の見積りを確率分布に組み込む。
- 2) 性能評価では、処分システムに影響を及ぼす可能性のある自然のプロセス及び事象、採鉱活動、深層ボーリング、浅層ボーリングを検討する。
- 3) 採鉱活動の影響の評価は、天然資源の掘削採鉱活動によって生じる、処分システムの水理地質学的単位における透過係数の変化に限定する。
- 4) 擾乱を受けていない性能 (人間侵入、可能性の低い自然事象の発生による擾乱が生じない場合の処分システムの性能) の適合性評価には、次のものを含める。
 - －処分システム近辺にある既存のボーリング孔。
 - －処分前または処分直後に処分システム近辺で行われるいずれかの活動 (近い将来の開発が合理的に予想できる既存の契約地の開発 (流体の注入活動に用いられる可能性のあるボーリング孔))。

以上のように、WIPP で求められている性能評価は、岩塩層での地下水の存在が想定されないこと、石油、カリウムなどの資源が存在していることなどから、ボーリング孔の掘削を考慮した評価が中心となっている。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

WIPP の 2004 年の適合性再認定申請書 4 の第 6 章には、40 CFR Part 141 の § 141.13 の閉じ込め要件に基づく評価として、特徴・事象・プロセス (FEP) の解析、評価シナリオの開発、評価方法、結果が取りまとめられている。また、第 8 章には、§ 191.15 の個人防護要件に基づく擾乱のない処分システムの性能に関する評価として、線量評価の方法及

び結果、統計的評価、パラメータ値などが取りまとめられている。(添付資料－米国－17 参照)

閉じ込め要件（第 6 章）、個人防護要件（第 8 章）に共通する評価シナリオの開発に関しては、サイト、施設、廃棄物の特性・特徴などの情報に基づいて特徴・事象・プロセス（FEP）のスクリーニングを行い、シナリオの開発を行った上で、発生確率、影響の各々の分析を行い、最終的に不確実性解析、処分の性能評価が行われている（図 3.1-42 参照）。また、FEP の発生確率、影響の分析により、性能評価を行うシナリオが設定されている（図 3.1-43 及び図 3.1-44 参照）。

閉じ込め要件に関する評価に関しては、擾乱のない処分システムの性能、擾乱のある処分システムの性能として、以下のシナリオが設定されている。なお、擾乱のない処分システムの性能を評価するシナリオでは、処分場近傍での採鉱活動によって接近可能環境での透水係数が増加していることが想定されている。

- 1) 擾乱のない処分システムの性能（図 3.1-45 参照）
- 2) 擾乱のある処分システムの性能
 - ・採鉱活動シナリオ（M）（図 3.1-46 参照）
 - ・深層ボーリングシナリオ（E）（図 3.1-47、図 3.1-48 及び図 3.1-49 参照）

個人防護要件に関する評価に関しては、擾乱のない処分システムの性能のシナリオが設定されており、接近可能環境の境界での放棄された深層ボーリングを水みちとした核種移行、飲料水のための井戸が掘削されていることが想定されている（図 3.1-50 参照）。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

WIPP の性能評価では、概念モデル、数学モデル、数値モデル、コンピュータ・モデルの 4 段階でモデル化が行われている。これらのモデルの関係は、以下の規定に基づいてモデルとして表現され、計算が行われており、許認可申請書に当たる適合性認定申請書に記述されている。(添付資料－米国－18 及び 19 参照)

§ 194.23 モデル及びコンピュータ・コード

- (a) あらゆる適合性認定申請書には、次のものが含まれる。
 - (1) 適合性認定申請を裏付けるための用いられた**概念モデル**とシナリオ構築に関する記述。

- (2) 真剣に検討されたが、当該申請の裏付けのためには用いられなかった、妥当性のある代替概念モデルに関する記述と、当該モデルが処分システムの性能を正確に示す上で適切ではないと判断された理由の説明。
- (3) 以下の事項を示す文書。
- (i) 概念モデル及びシナリオが、処分システムに生じ得る将来の状態を合理的な形で表していること。
 - (ii) **数学モデル**に、概念モデルの数学的定式化を合理的な形で表した方程式及び境界条件が組み込まれていること。
 - (iii) **数値モデル**によって、数学モデルを通じて安定した解を得ることを可能にする数値手段が提供されていること。
 - (iv) **コンピュータ・モデル**が、数値モデルを正確に実行していること。すなわち、コンピュータ・コードにコード化面でのエラーがなく、安定した解が得られること。
 - (v) 概念モデルが、§ 194.27 に従ったピア・レビューを受けていること。
- (b) 適合性認定申請を裏付けるために用いられたコンピュータ・コードは、ASME NQA-2-1989 版に対する ASME NQA-2a-1990 補遺(パート 2.7)の要件(§ 194.5 の規定により引用によって組み込まれたもの)を遵守した形で文書化される。
- (c) 適合性認定申請書に性能評価計算の一部として含まれているすべてのモデル及びコンピュータ・コードについて、文書化を実施する。この種の文書化には、以下のものが含まれるが、これに限定されない。
- (1) 各モデルの理論的背景と、分析または評価方法に関する記述。
 - (2) モデルに関する一般的な記述。次のものが挙げられる。各モデルの適用可能限度の検討。コンピュータ・コードの実行に関する詳細な指示(この中にはハードウェア及びソフトウェア要件、各入力及び出力変数及びパラメータを伴う入力及び出力形式(パラメータ名や単位など)が含まれる)。サンプル・コンピュータの実行によって得られる入力及び出力ファイルのリスト。コード検証、ベンチマーク、確認、品質保証手順に関するレポート。
 - (3) コンピュータ・コードの構造に関する詳細な記述と、ソース・コードの完全なリスト。
 - (4) データ収集手順、データ・ソース、データ削減及び分析、ならびにコード入力パ

ラメータ開発に関する詳細な記述。

(5) 必要な許認可。

(6) モデル及びコンピュータ・コードにパラメータ相関を組み込んだ方法についての説明。

(d) EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人は、独立したシミュレーションを実施して、適合性認定申請の裏付けに用いられたコンピュータ・シミュレーションの結果を検証することができる。EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人が独立したシミュレーションを実行するために必要なデータ・ファイル、ソース・コード、各モデルに関するコンピュータ・ソフトウェアの実行可能なバージョン、その他の資料または情報と、この種のシミュレーションを実施するために必要なハードウェアへのアクセスは、EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人の要請を受けてから 30 歴日以内に提供されるものとする。

WIPP に係る適合性再認定申請書⁴⁾の「APPENDIX PA ATTACHMENT PAR」においては、性能評価で使用するパラメータの設定方法、パラメータの分布型の考え方、パラメータの相関関係を示した上で、各パラメータについて、パラメータの記述、物質・特性名、コンピュータ・コード、最大値・最小値、単位、分布関数、データ起源、考察、出典などをまとめている（表 3.1-3 参照）。

(4) 不確実性の取扱い

閉じ込め要件に係る評価については、評価結果として、接近可能環境への放射性核種の放出を累積分布余関数（CCDF）として整理し、§ 191.13(a)に規定された放出制限値との比較を行っている（図 3.1-51 参照）。

個人防護基準に係る評価については、擾乱のない処分場からの放出シナリオでの放射性核種の放出に関して（図 3.1-50 参照）、300 回のラテンハイパーキューブサンプリングでデータのサンプリングを行っており、299 回の試行で放出が見られなかったが、1 回のみ Pu-239 の放出値が得られている（表 3.1-4 参照）。しかし、線量評価の結果は無視少であったとしている。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

「(4)不確実性の取扱い」で示したように、廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の性能評価においては、評価モデル・パラメータの不確実性を考慮した確率論的評価が実施されている。

b. 重大事故事象の評価

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の安全基準・指針である 40 CFR Part 191 及び 40 CFR Part 194 においては、重大事故事象、設計基準事象のような規定はない。

c. 品質管理手法

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の安全基準・指針である 40 CFR Part 191 においては、品質保証には品質管理が含まれること、品質管理は、材料、構造、構成要素の物理特性に関連する措置、または材料、構造、構成要素の品質管理手段を提供するシステム、または事前に決定された要件に関連するシステムで構成されるとしている。

具体的な品質管理は、以下のように規定されている。

§ 194.22 品質保証

(a)(1) DOE は、1996 年 4 月 9 日以降で実行可能な限り速やかに、ASME NQA-1-1989 版、ASME NQA-2-1989 版に対する ASME NQA-2a-1990 補遺 (パート 2.7)、及び ASME NQA-3-1989 版 (§ 2.1(b) 及び(c)、並びに § 17.1 を除く) の要件 (§ 194.5 の規定により引用によって組み込まれたもの) を実施するための品質保証計画を遵守する。

(2) あらゆる適合性認定申請書には、本セクションのパラグラフ(a)(1)に基づいて要請されている、以下を対象とした品質保証計画が設定及び実施されていることを証明する情報が含まれるものとする。

(i) 廃棄物特性評価活動及び仮定。

(ii) 環境モニタリング、処分システムの性能モニタリング、さらにはサンプリング及び分析活動。

(iii) 地質学的要素、地下水、気象学的及び地形面での特徴。

- (iv) 本パートの規定に従って処分規則の適合性を証明するために用いられたコンピュータ計算、コンピュータ・コード、モデル及び方法。
 - (v) 適合性認定または再認定申請の裏付けとして用いられた専門家の判断の入手に用いられた手順。
 - (vi) 処分システムの設計と、設計仕様の適合性を確保するために取られた措置。
 - (vii) 適合性申請の裏付けとして使用されたデータ及び情報の収集。
 - (viii) 処分システムにおける廃棄物の閉じ込めにとって重要なその他のシステム、構造、構成要素及び活動。
- (b) いずれの適合性認定申請にも、本セクションのパラグラフ(a)(1)に基づいて要求された品質保証計画の実施に先立って収集されたデータ及び情報が、EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人によって承認され、次の方法の一つまたは複数を用いた代替方法論に従って適格性を認定されていることを証明する情報が含まれるものとする。1988年2月発行の NUREG-1297『高レベル放射性廃棄物処分場に関するピア・レビュー』（§ 194.5 の規定に従い引用により組み込まれたもの）に準拠したやり方によるピア・レビュー。傍証としてのデータ。確認のためのテスト。あるいは、ASME NQA-1-1989 版、ASME NQA-2-1989 版に対する ASME NQA-2a-1990 補遺（パート 2.7）、及び ASME NQA-3-1989 版（§ 2.1(b)及び(c)、ならびに § 17.1 を除く）（§ 194.5 の規定により引用によって組み込まれたもの）で規定されたものと実質的に同等の品質保証計画。
- (c) いずれの適合性申請書においても、実行可能な範囲において、適合性認定申請の裏付けとして用いられたすべてのデータの品質特性がどのような方法で評価されたかを示す情報が提供されるものとする。当該データには、次のものが含まれる。
- (1) データの正確さ。すなわち、当該データが、すでに確立された基準または真値と一致する程度。
 - (2) データの精度。すなわち、同様の条件下で収集または開発された比較可能なデータとの相互一致の尺度を、標準偏差の形で表したものの。
 - (3) データの代表性。すなわち、データがどの程度、母集団の特徴、パラメータ、一つのサンプリング地点におけるバリエーション、または環境条件を正確かつ精密に表しているか。
 - (4) データの完全性。すなわち、収集された有効なデータ量を予想された量と比較

する尺度。

(5) データの互換性。すなわち、一つのデータ・セットを他と比べる際の信頼性の尺度。

(d) いずれの適合性認定申請においても、適合性証明において使用するためにすべてのデータの適格性がどのように認定されたかを示す情報が示されるものとする。

(e) EPA 長官は、立ち入り検査、記録審査及び記録保持要件を通じて、品質保証計画が適切に実施されていることを検証する。この中には、監督、監査及び管理システムの審査が含まれるが、これに限定されない。

廃棄物の廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の許認可申請書に当たる適合性認定申請書 4)においては、エネルギー省のカールスバット・フィールド事務所 (CBFO) の「品質保証プログラム文書」(QAPD) の最新版¹⁰⁾がWIPPでの品質に関連する行為に適用される旨が記載されている。

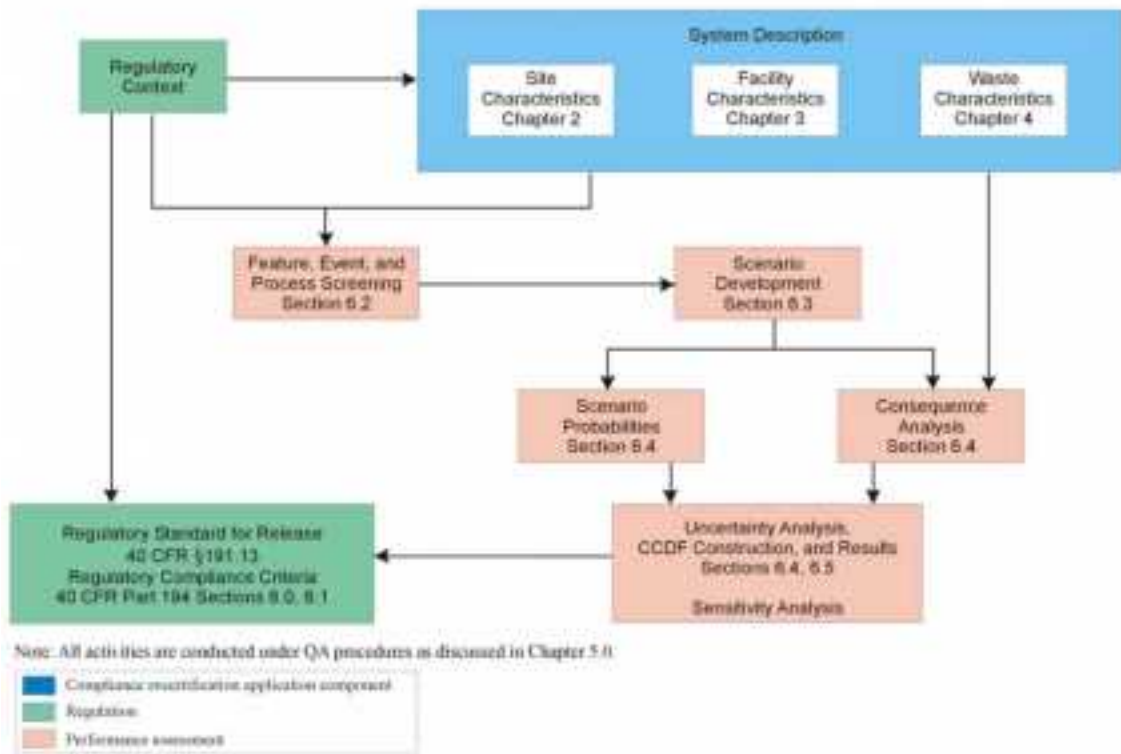


Figure 6-2. Methodology for PA of the WIPP

図 3.1-42 WIPP の性能評価の方法

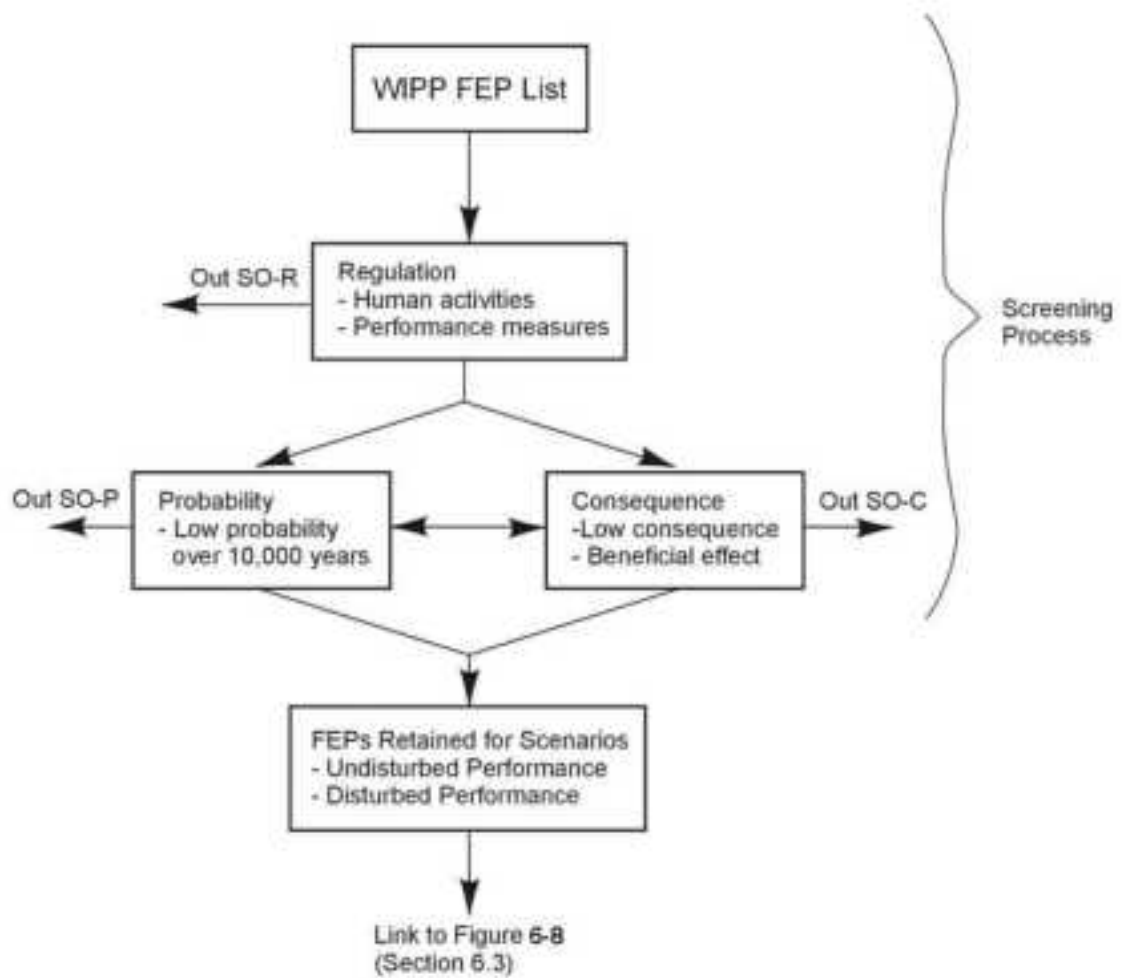
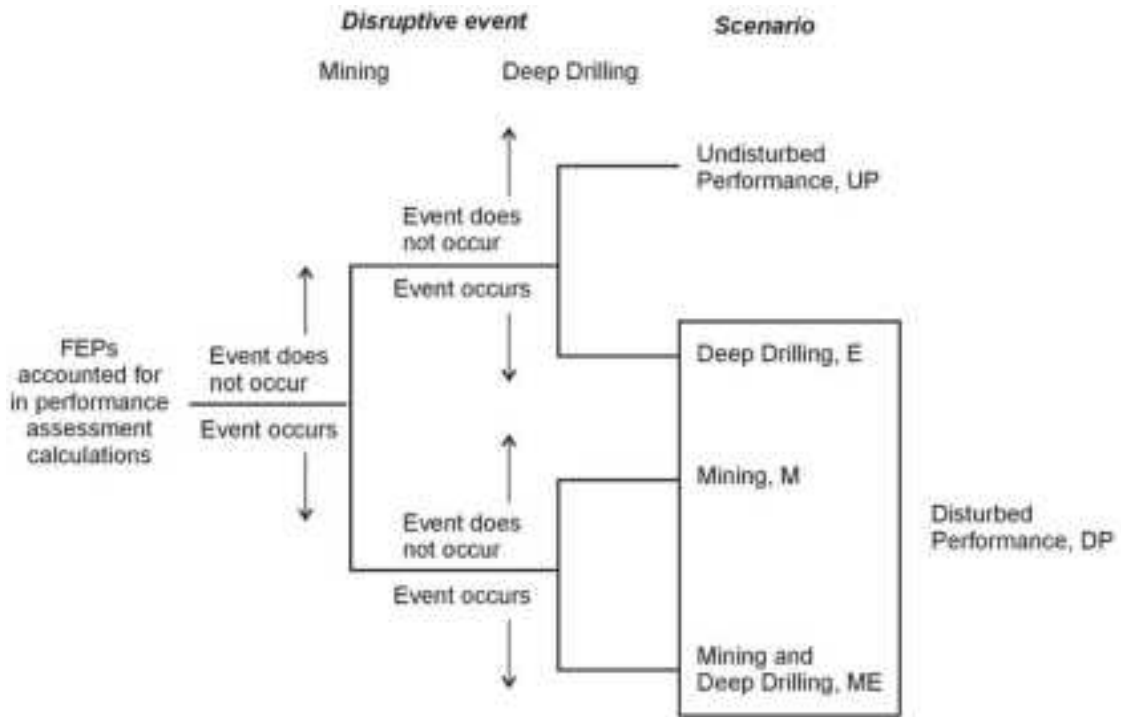


Figure 6-7. Screening Process Based on Screening Classifications

図 3.1-43 シナリオの発生確率及び影響によるスクリーニング



CCA-118-2

Figure 6-8. Logic Diagram for Scenario Analysis

図 3.1-44 シナリオ解析のロジックダイアグラム

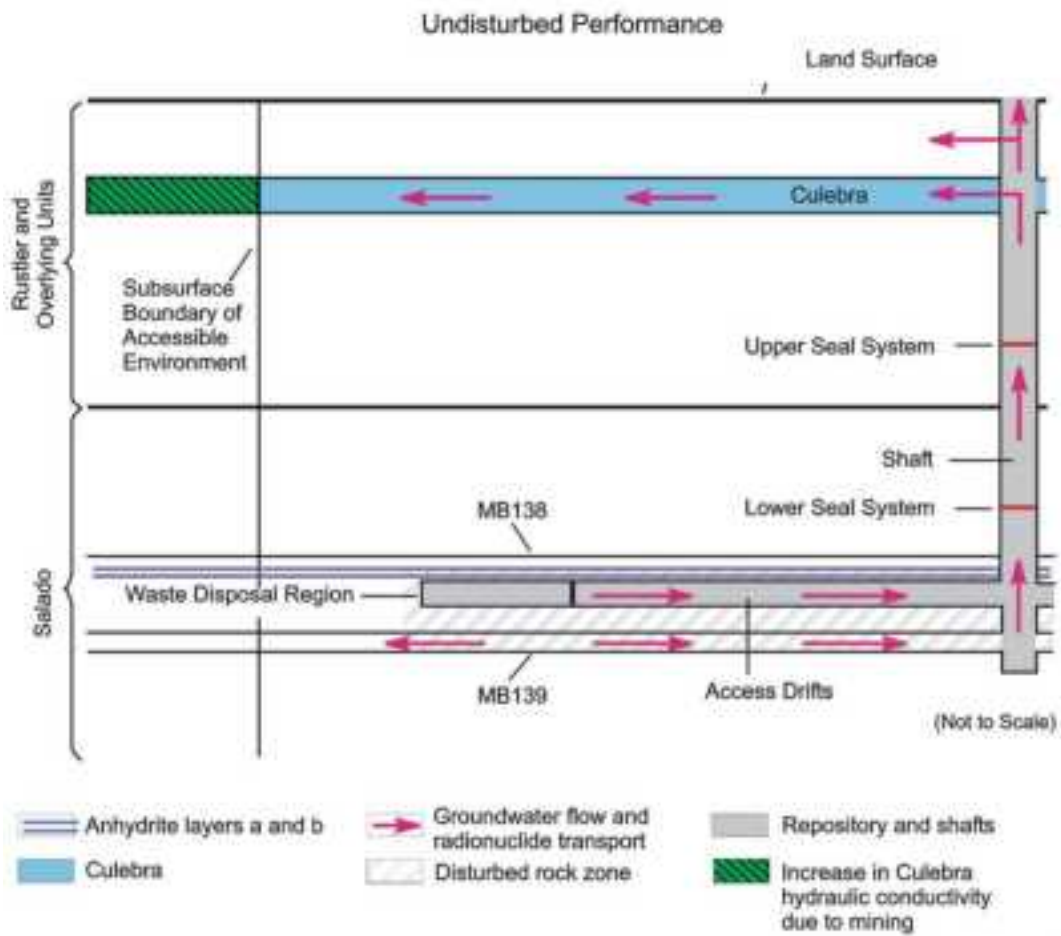


Figure 6-9. Conceptual Release Pathways for the Undisturbed Performance Scenario

図 3.1-45 擾乱のない処分システムの性能のシナリオでの移行経路

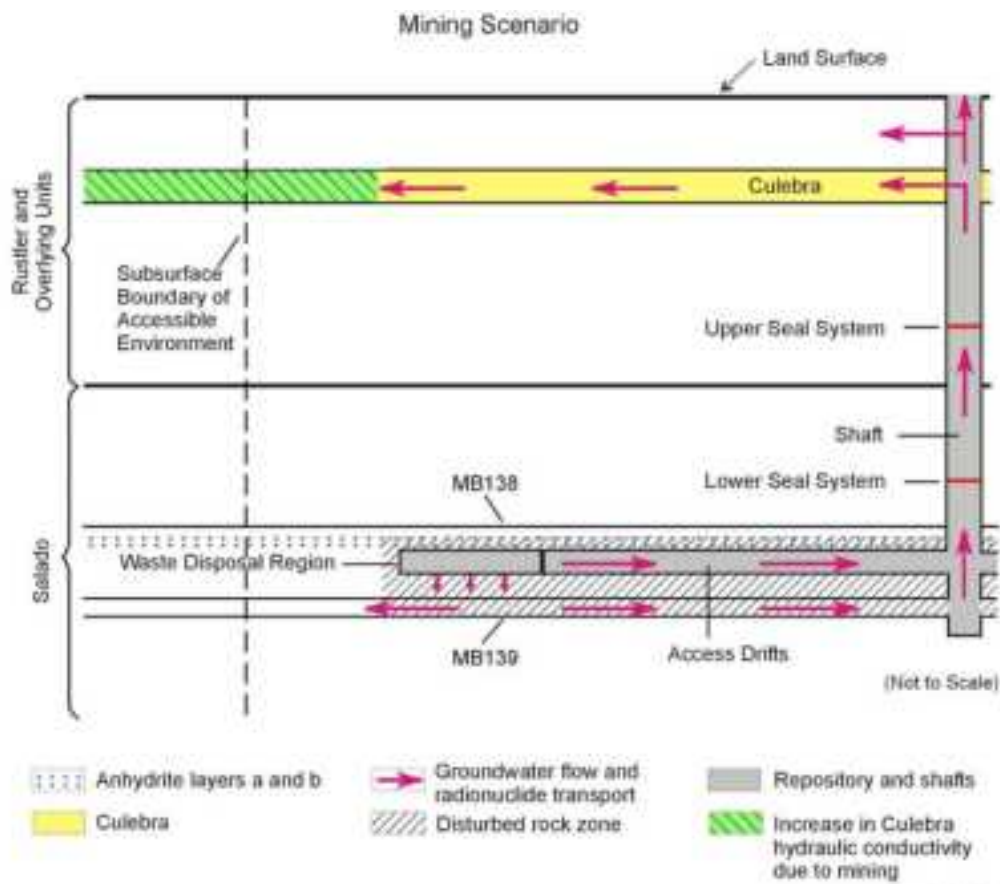


Figure 6-10. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Mining Scenario

図 3.1-46 擾乱のある処分システムの性能の採鉱活動シナリオでの移行経路

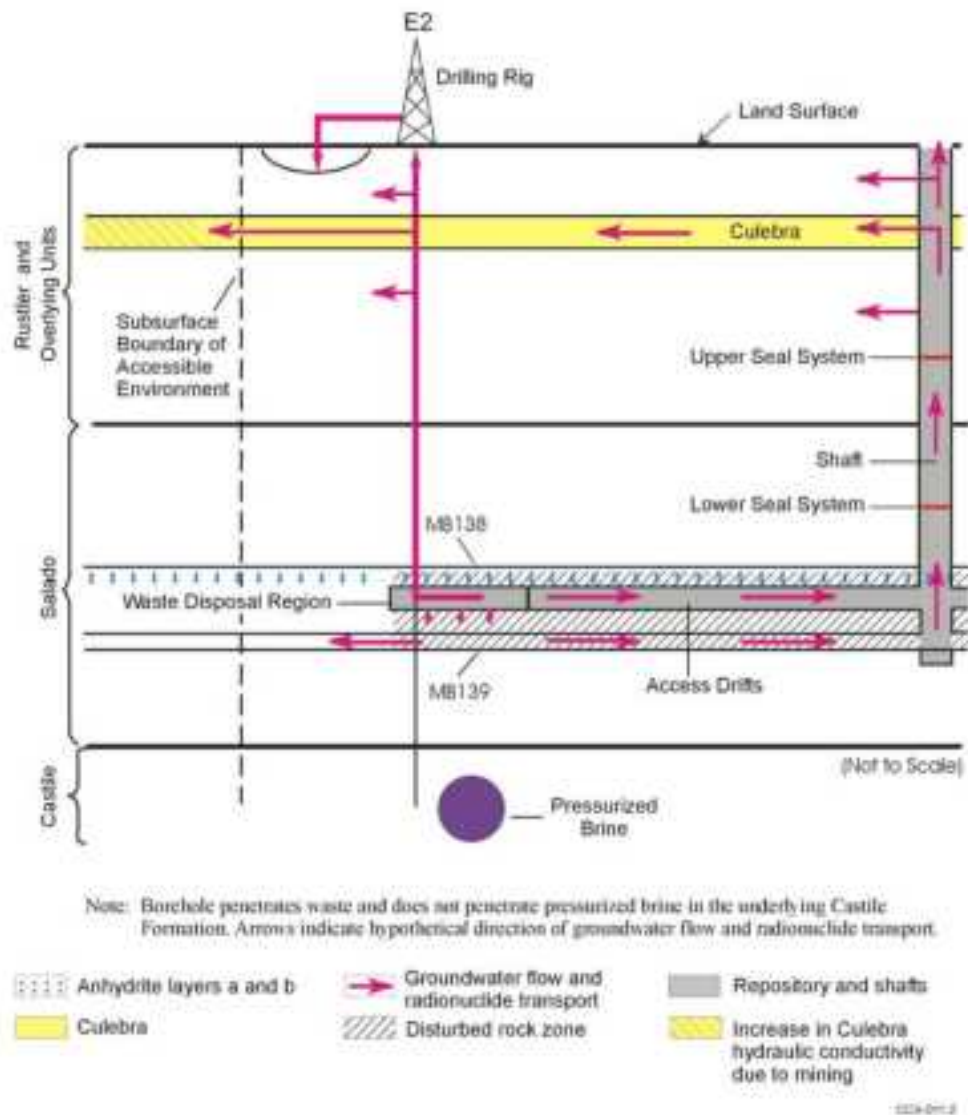


Figure 6-11. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Deep Drilling E2 Scenario

図 3.1-47 擾乱のある処分システムの性能の深層ボーリングシナリオでの移行経路 (E2 : 処分場を貫通するボーリング孔の掘削を想定)

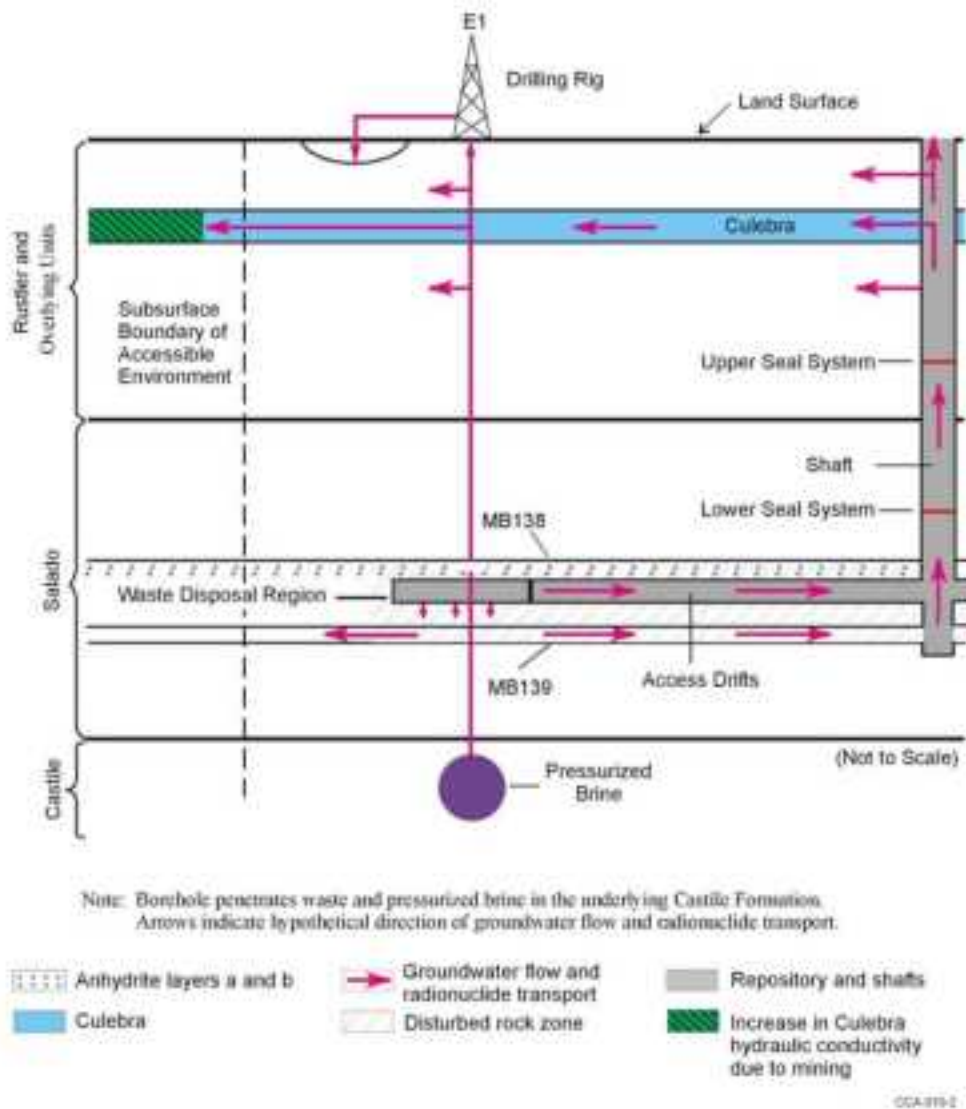


Figure 6-12. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Deep Drilling Scenario E1

図 3.1-48 擾乱のある処分システムの性能の探鉱活動及び深層ボーリングシナリオでの移行経路 (E1: 地下の被圧塩水溜まりへのボーリング孔の掘削を想定)

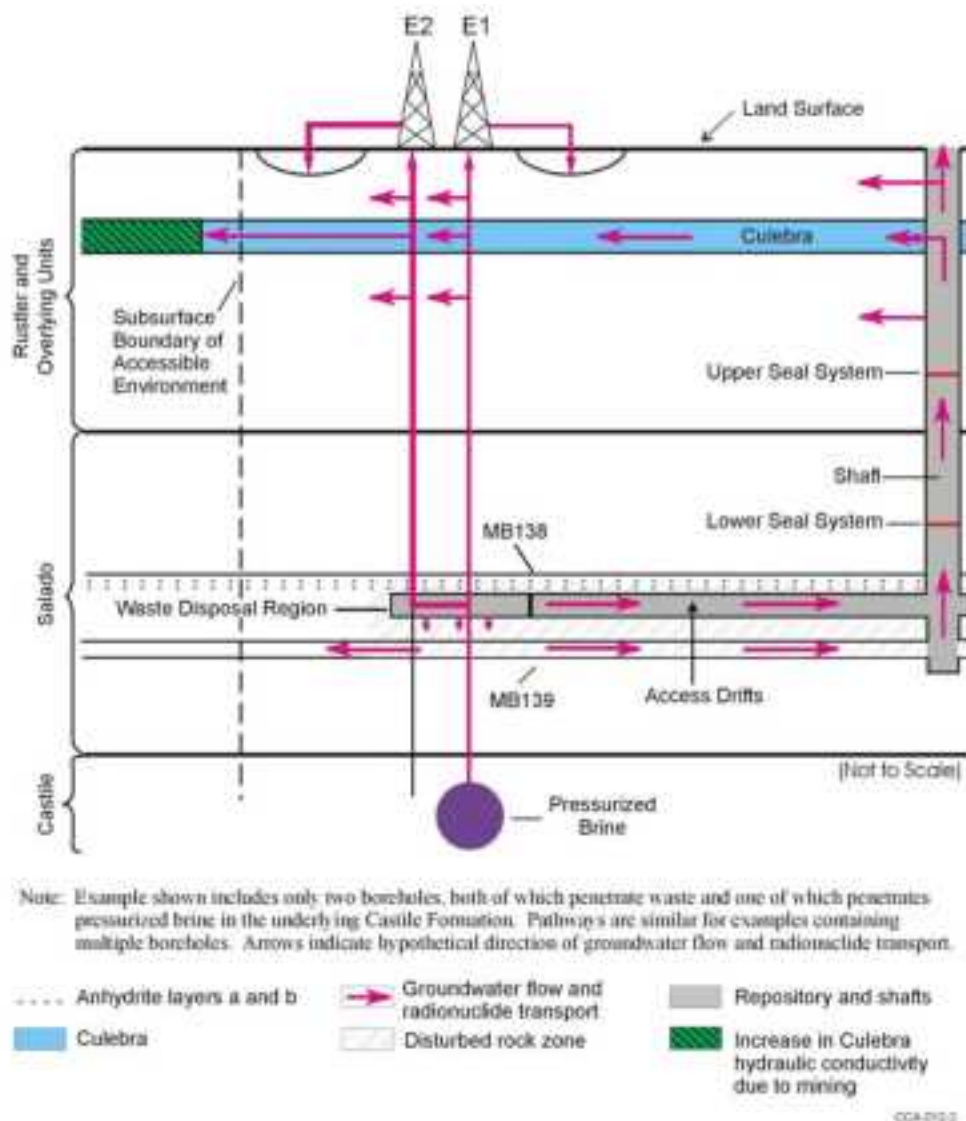


Figure 6-13. Conceptual Release Pathways for the Disturbed Performance Deep Drilling Scenario E1E2

図 3.1-49 擾乱のある処分システムの性能の採鉱活動及び深層ボーリングシナリオでの移行経路 (E1・E2 の 2 本のボーリングの掘削を想定)

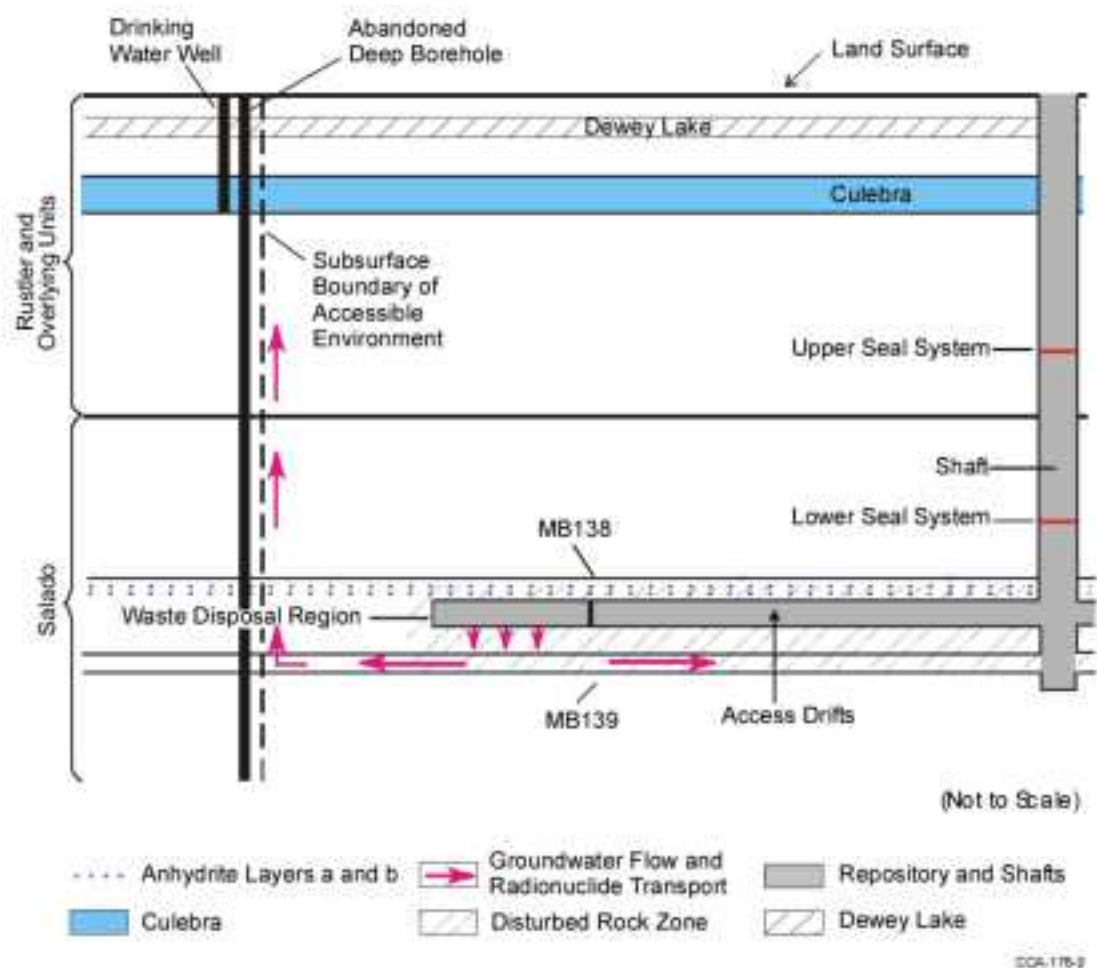


Figure 8-1. Conceptual Transport Pathway

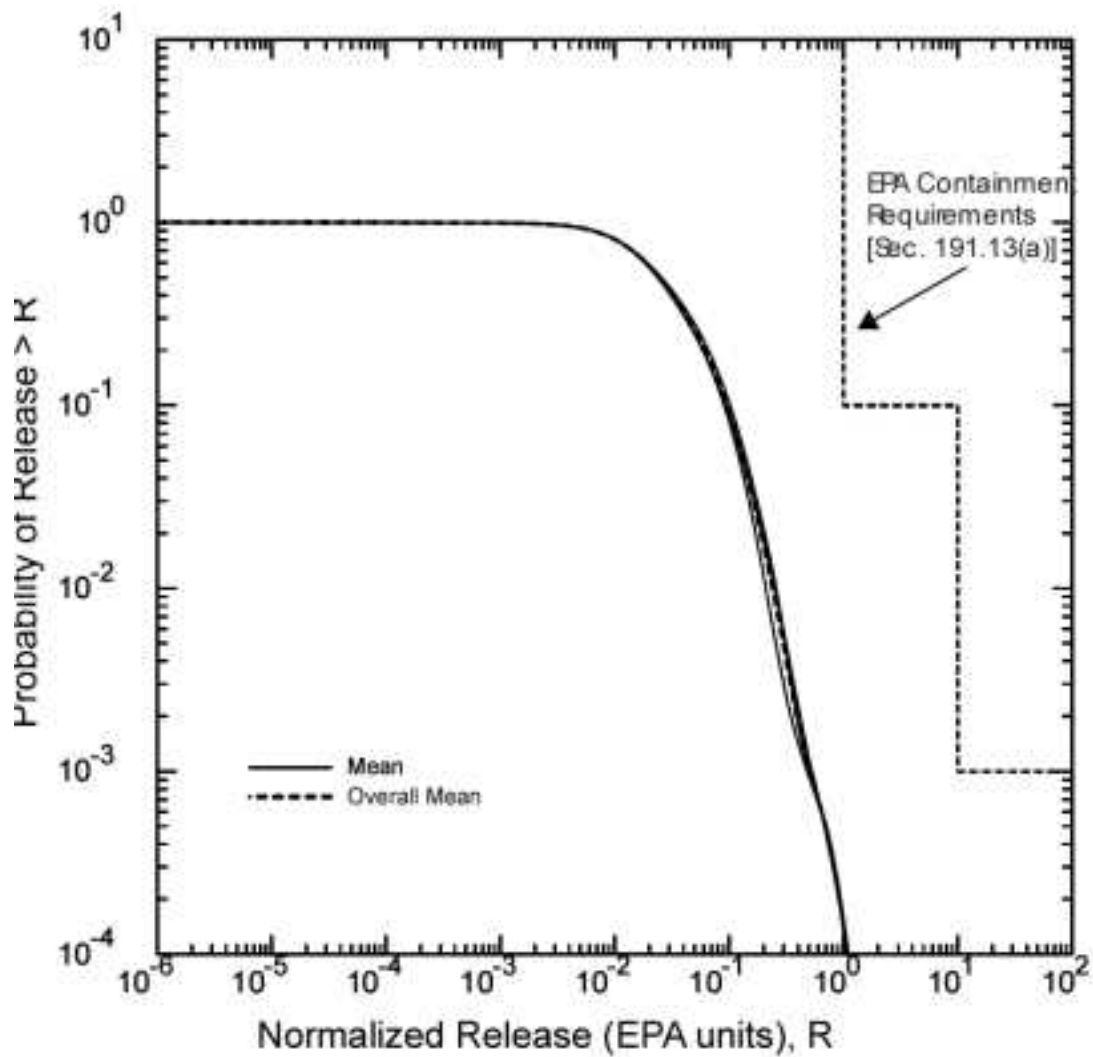
図 3.1-50 個人防護要件の評価で想定している擾乱のない処分システムの評価モデル（既存のボーリング孔を考慮）

表 3.1-3 WIPP の性能評価でのパラメータの確率分布に係るデータシートの例

1 Parameter 40: Log of the Distribution of Solubility of U(IV) in Salado Brine

Parameter Description:									
This parameter represents the distribution (\log_{10}) of the uncertainty about the modeled solubility value for uranium in the +IV oxidation state in Salado brine.									
Material and Property Name(s):									
SOLU4 SOLSIM									
Computational Code(s): PANEL									
Value	-2.0	-1.0	-0.50	-0.25	0	0.25	0.50	1.0	1.40
Percentiles	0	0.04	0.13	0.27	0.63	0.84	0.89	0.99	1.0
Units: None (see PPR-04-2002, ERMS #524651)									
Distribution Type: Cumulative									
Data: Site-Specific Experimental Data and Thermodynamic Calculations									
In the CCA, solubilities were calculated using the FMT code (Novak 1996). Bynum (1996) compared 150 modeled and experimentally determined solubilities and provided a distribution of the differences between them. The parameter records package associated with this parameter is located at: Solubility Parameters for Actinide Source Term Look-up Tables (ERMS #235835).									
Discussion:									
FMT calculates the solubility of U(+IV) in Salado brine assuming equilibrium conditions. The uncertainty in solubilities was determined by Bynum (1996) by comparing modeled solubilities for all oxidation states with the experimentally determined solubilities.									
Further information on this parameter is provided in Appendix PA, Attachment SOTERM.									
Parameter Data Entry Form ERMS: 237112									
References:									
Bynum, R.V. 1996. Memorandum to Martin Tierney and Christine Stockman, Re: Revised Update of Uncertainty Range and Distribution for Actinide Solubility to be used in CCA NUTS Calculations, May 23, 1996. ERMS #237791.									
Novak, C.F. 1996. Memorandum to J.T. Holmes Re: Release of FMT Data Base Files HMW_3456_960318.CHEMDAT and HMW_345_960325.CHEMDAT, March 27, 1996. ERMS #235923.									

11



Note: Four CCDFs are shown, including three individual mean CCDFs calculated for each of the three distributions of CCDFs calculated for the three replicates and shown in Figures 6-34, 6-35, 6-36, and an overall mean CCDF that is the arithmetic mean of the three individual mean CCDFs."

Figure 6-37. Mean CCDFs for Normalized Radionuclide Releases to the Accessible Environment

図 3.1-51 閉じ込め要件に係る接近可能環境への放射性核種の放出の評価結果

表 3.1-4 WIPP の擾乱のない処分場の性能評価による放射性核種の最大濃度

Table 8-2. Maximum Concentrations of Radionuclides Within the Salado Interbeds at the Disposal System Boundary for the CRA Analysis

CRA Realization No.	Vector No. ¹	Maximum Concentrations (curies/liter)				
		²⁴¹ Am	²³⁹ Pu	²³⁸ Pu	²³⁴ U	²³⁰ Th
1	Replicate 1 Vector 82	Negligible	2.53×10^{-10}	Negligible	Negligible	Negligible
2-300	—	Negligible	Negligible	Negligible	Negligible	Negligible

¹ Parameter values applied to each vector may be found in Appendix PA, Attachment PAR

² Values less than 10^{-10} curies per liter are considered negligible relative to the other values and are not reported.

(3.1 参考文献)

- 1) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, “Yucca Mountain Repository License Application”. DOE/RW-0573, June 2008
- 2) Department of Energy, “FY 2014 Congressional Budget Request, Volume 5, Environmental Management”, DOE/CF-0088, April 2013
- 3) United States Environmental Protection Agency, Office of Air and Radiation (6608J), “WIPP TRANSURANIC WASTE INVENTORY”, 2009 EPA WIPP RECERTIFICATION FACT SHEET, June 2009
- 4) U.S. Department of Energy, “Title 40 CFR Part 191 Subparts B and C Compliance Recertification Application 2004”, DOE/WIPP 2004-3231, March 2004
- 5) DOE, “Greater-Than-Class C Low-Level Radioactive Waste Characterization: Estimated Volumes, Radionuclides, Activities, and Other Characteristics”, DOE/LLW-114 Revision 1, September 1994
- 6) Department of Energy, “Advance Notice of Intent To Prepare an Environmental Impact Statement for the Disposal of Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Waste”, Federal Register, Vol. 70, No. 90, May 11, 2005
- 7) Department of Energy, “Notice of Intent To Prepare an Environmental Impact Statement for the Disposal of Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Waste”, Federal Register, Vol. 72, No. 140, July 23, 2007
- 8) U.S. Department of Energy, “Draft Environmental Impact Statement for the Disposal of Greater-Than-Class C (GTCC) Low-Level Radioactive Waste and GTCC-Like Waste”, DOE/EIS-0375-D, February 2011
- 9) OCRWM, DOE, “Quality Assurance Requirements and Description”, DOE/RW-0333P, Revision 21, January 2009
- 10) U.S. Department of Energy, Carlsbad Field Office, “Quality Assurance Program Document”, DOE/CBFO-94-1012, Revision 11, June 2010

3.2 フランスにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

フランスでの地層処分、中深度処分、浅地中処分の概要を整理し、各々の処分に関する安全基準において検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

3.2.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

フランスでは、高レベル及び長寿命中レベル放射性廃棄物の管理方策について、1991年放射性廃棄物管理研究法において、15年間にわたる3つの管理方策（地層処分、核種分離・変換、地上での長期貯蔵）の研究実施が定められた。それぞれの研究成果は2005年に取りまとめられ、各種評価等を経てた上で、2006年には可逆性のある地層処分を基本とする放射性廃棄物等管理計画法が制定され、地層処分の実施に向けたスケジュール等が示された。上記3つの管理方策の研究のうち、地層処分に関しては、1991年放射性廃棄物管理研究法で示された地下研究所を活用した調査研究が、同法により設置された放射性廃棄物管理機関（ANDRA）により実施された。ANDRAの地層処分研究は、1999年からのビューール地下研究所の建設と各種調査の実施に加え、具体的には初期の設計概念に始まり複数回にわたる安全評価と工学設計の実施・見直しという反復プロセスを経て、2005年には Dossier2005 「地層処分の実現可能性評価報告書」として取りまとめられている。1992年以降に着手された地下研究所のサイト選定、及びその後の地層処分概念設計や調査研究のため、安全規制当局は1991年に安全基本規則 RFS III.2.f 「放射性廃棄物の地層処分」を策定しており、ANDRAの地層処分の研究研究は、本規則に沿うように実施されてきた。

中深度処分については、処分対象廃棄物は黒鉛及びラジウム含有廃棄物であり（これらに加え一部のアスファルト固化廃棄物、医療用放射性物品及び使用済密封線源の一部等、その他の長寿命低レベル放射性廃棄物の処分の可能性も検討されている）、2008年6月よりサイト選定が開始された。当面のサイト選定活動（特定候補サイトでの地質調査や概念設計等）に参照されるべきものとして、安全規制当局は2008年に「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」を策定しているが、サイト選定の進捗に応じて正式な基本安全規則（RFS）が策定されることになっていた。現状では、実施主体による具体的な安全評価書の取りまとめの実績はない。

浅地中処分については、閉鎖後最大 300 年間の監視段階の終了後に、処分場サイトは無条件開放されることを前提とした処分概念であるため、長期の評価期間に伴うパラメータや不確実性についての考え方は異なる。上記の状況を踏まえ、以下ではフランスにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査として、地層処分に関する安全評価について整理する。

3.2.2 地層処分に関する安全評価の最新動向

地層処分に関する安全評価については 1991 年放射性廃棄物管理計画法に基づいて、ANDRA が行った調査研究の成果を取りまとめた Dossier2005「地層処分の実現可能性評価報告書」がある。本報告書は、地層処分の実現可能性評価の一環として行われた安全評価であり、研究報告書として位置付けられており、許可申請に添付される安全評価書ではなく、1991 年放射性廃棄物管理研究法の下で実施された研究成果を取りまとめた研究レポートである（同報告書は地層処分場の設置許可申請レベルのものではなく、設置許可申請までには更なる調査研究の実施が指摘されている）。Dossier2005 は、粘土層を対象（主にビュール地下研究所での調査研究成果を取り入れたもの）としたものと、花崗岩を対象（海外の研究成果や国際共同研究成果を取り入れたもの）としたものの双方が取りまとめられている。本報告書のうち、粘土層を対象とした成果を踏まえて 2006 年放射性廃棄物等管理計画法（以下、「2006 年管理計画法」という。）が制定された。2006 年管理計画法での地下研究所による調査対象となった地層に関してのみ設置許可申請ができるとする規定により、フランスの地層処分サイトは、実質的にビュール地下研究所の近傍（250km²）より選定されることとなった。Dossier2005（以下、粘土層版を対象に既述）は、総論レポート（粘土層における地層処分の実現可能性の評価）と以下の 3 つの分冊で構成されており、安全評価に関しては、「分冊：地層処分の安全評価」において詳述されている。

- ・分冊：地層処分場の構成と管理
- ・分冊：地層処分場の現象論的変遷
- ・分冊：地層処分の安全評価

なお、2006 年管理計画法の制定以降、ANDRA は、ビュール地下研究所での調査研究を

継続するとともに、Dossier2005 で特定したビュール研究所周辺 250km² の区域からの候補サイトの特定に向けた新たな地質調査が 2007 年より開始された。これらの活動により得られた成果、さらには、2007 年の「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」(PNGMDR) 及びその施行デクレで ANDRA に課せられたその他の政府報告事項を併せて、ANDRA は Dossier2009 と称される報告書一式を 2009 年末迄に政府に報告することとなっていた。

PNGMDR が ANDRA に要求した報告内容は次の通りであり、

- ・ 処分場の建設に適した制限区域 (30km³) の選定
- ・ 設計、操業安全及び長期安全、可逆性に関するオプション
- ・ 対象となる廃棄物のインベントリモデル
- ・ 処分場を補完する貯蔵施設のオプション

ANDRA は上記提案を受けて、2009 年末に、上記を満たすレポート群として、以下の図 3.2-1 で示す構成内容で Dossier2009 を提出した。このレポートに関する公開情報としては、2011 年 3 月段階で処分施設建設に適した 30km² の ZIRA (今後詳細な地下の調査を行う区域) の提案、及び最上位レポートである概要版を除き、その他レポートは公開されていない。

以上のことから、Dossier2005 が、現存するフランスの地層処分に関する最新の性能評価レポートとなる。

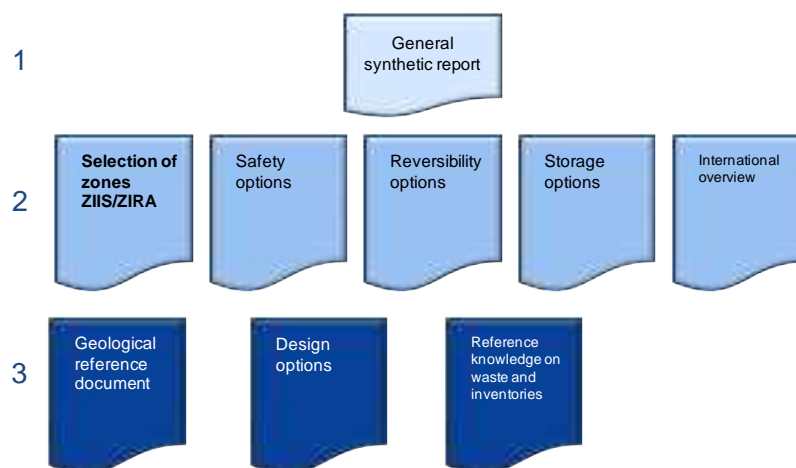


図 3.2-1 Dossier2009 報告書構成

3.2.3 処分場の概要

現在、フランスでは、中低レベル放射性廃棄物処分場は存在するものの、地層処分場は存

在しない。本章では実施主体の安全評価レポートの観点で、地層処分場に関する Dossier2005 で整理された処分概念について整理する。

Dossier2005（粘土層版）は、ビュール地下研究所を有する地層を対象としており、想定された地質環境は以下の通りである。

- ・位置：パリ盆地の東端に位置するムーズ／オート＝マルヌ県にまたがる地域
- ・地質構造：粘土質の堆積岩と石灰岩が交互からなる堆積層（単純かつ単斜構造）
- ・処分岩種：粘土（カロボ・オックスフォードIAN粘土層）
- ・地下水：天水起源の地下水（pH はほぼ 7、還元性）

図 3.2-2 に、ムーズ、オート＝マルヌ・サイトでの地質構造を示す。処分母岩とするカロボ・オックスフォードIAN粘土層は、2つの石灰岩層に挟まれた1つの均質な層（層厚：130～160m）を構成しており、透水性は非常に低い。また、当該地層の間隙水の pH は、ほぼ中性（7程度）で、還元性かつ、雨水起源である。

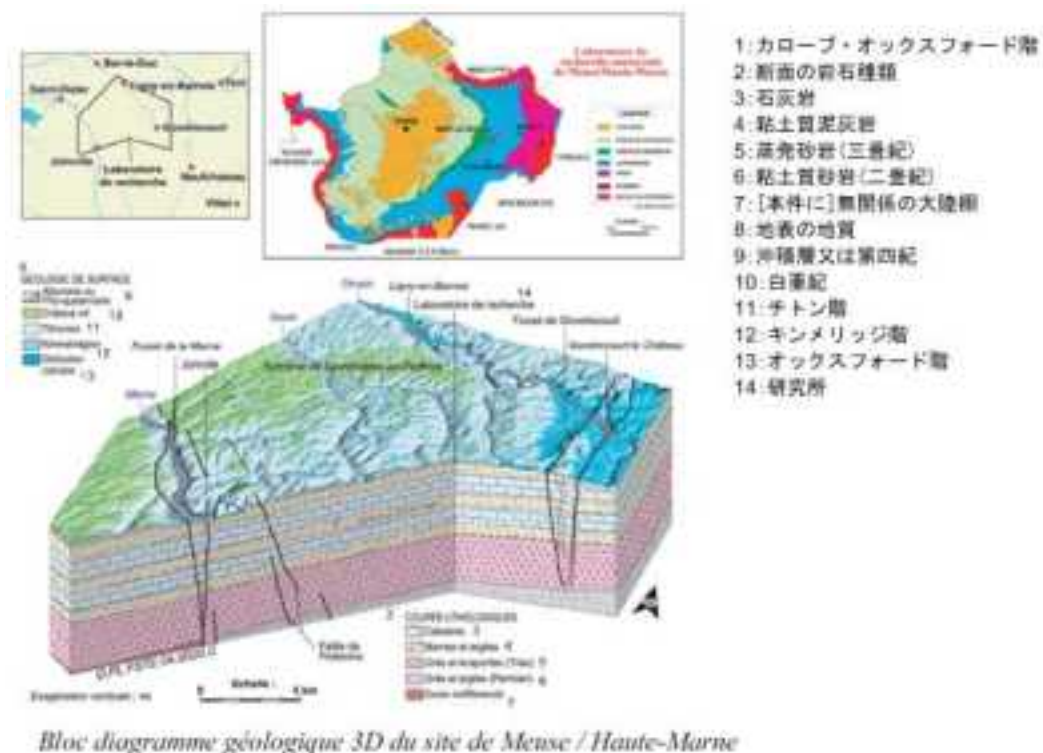


図 3.2-2 Dossier2005 で示された地層処分概念の構成：処分場

(1) 処分場レイアウト

処分場は、地表施設、廃棄物処分区域、地下施設、処分坑道及び立坑で構成され、処分場レイアウトは図 3.2-3 の通りである。なお、図 3.2-3 は、Dossier2009 で提示された処分概念であり、地上施設との連絡坑道に斜坑が導入されるとともに、坑道設計にも変更が加えられた。

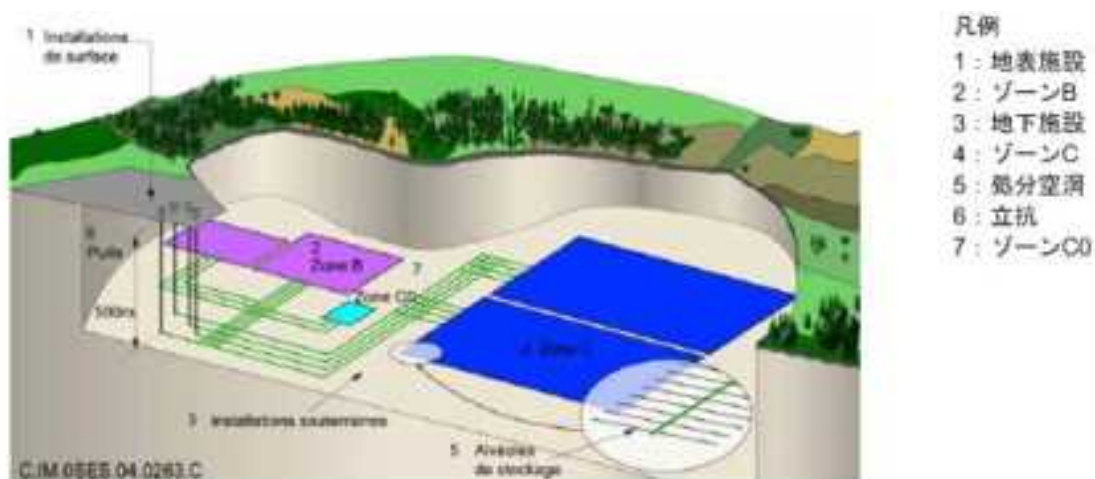


Figure 2.3-1 Schematic view of an in-operation repository architecture

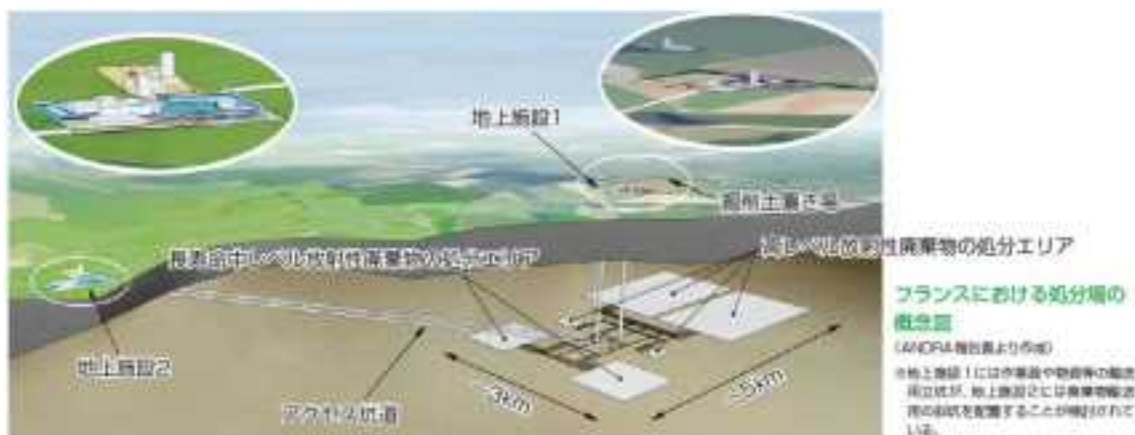


図 3.2-3 地層処分システム概念図 (上図 : Dossier2005、下図 : Dossier2009)

図 3.2-3 のとおり、処分される廃棄物の種類に応じて定置されるゾーンが区別されており、長寿命中レベル放射性廃棄物 (ILW) である B 廃棄物はゾーン B、C 廃棄物と呼ばれる高レベル放射性廃棄物 (HLW) であるガラス固化体及び使用済燃料 (CU と称される)

はゾーン C、過去に製造されたガラス固化体はゾーン C0 に定置される。なお廃棄物の定置方法について、高レベル放射性廃棄物は処分坑道に横置きで定置され、使用済燃料は廃棄物パッケージに 4 本ずつ収納された後に処分坑道に横置きで定置される。中レベル放射性廃棄物は、コンクリート製のコンテナに 4 本ずつ収納された後に処分坑道内に定置される。

1) 廃棄体及び廃棄体パッケージの区分

廃棄物は図 3.2-4 に示すような廃棄体及び廃棄体パッケージに区分される。

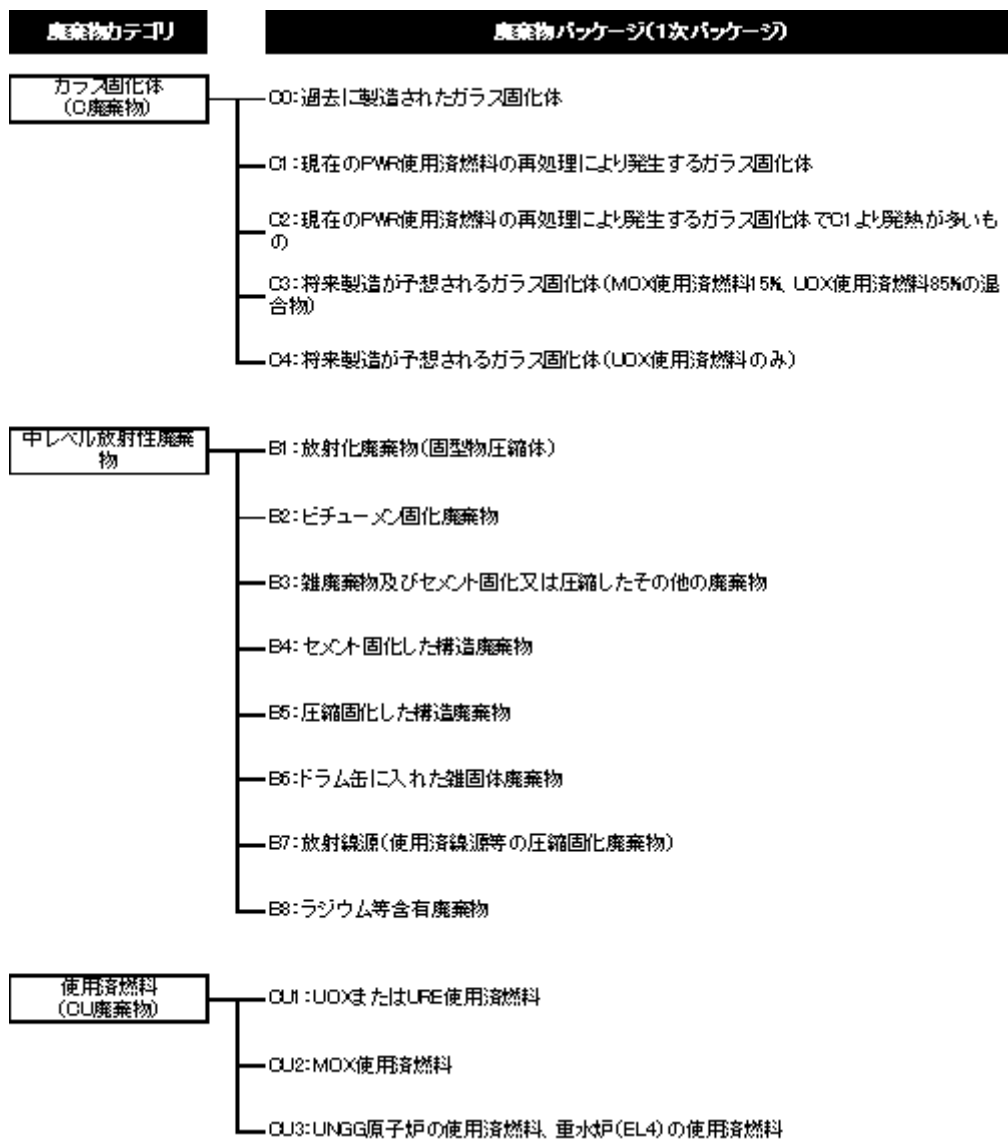


図 3.2-4 廃棄物パッケージの区分

オーバーパック（処分パッケージ）の概念図を図 3.2-5 に示す。

ガラス固化体
(カテゴリC)



Figure 3.7-I Schematic diagram of a disposal package for vitrified high-level waste (category C)

凡例

- 1: コンテナの蓋 (非金属材料製)
- 2: 一次パッケージ (ステンレス鋼製)
- 3: ガラス・マトリクス材
- 4: コンテナ本体 (非金属材料製)
- 5: セラミック製のすべりベース

廃棄物目
(カテゴリB)

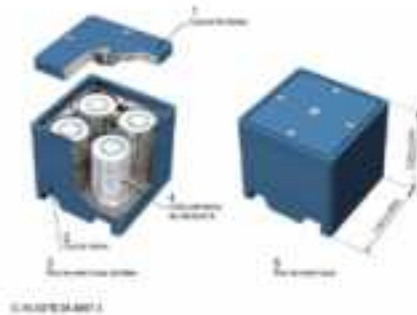


Figure 3.7-II Schematic diagram of the B waste over-container

凡例

- 1: コンクリートの蓋
- 2: コンクリートの本体
- 3: 合間目 (ゴム)
- 4: 廃棄物の一次パッケージ
- 5: 合間目 (鋼製)

使用済燃料
(カテゴリU)



Figure 3.7-III Schematic diagram of a spent fuel container (UD)

凡例

- 1: 蓋
- 2: 口栓
- 3: 胴体
- 4: インサート
- 5: 集合体
- 6: キャニスタ
- 7: チューブ

図 3.2-5 オーバーパックの概念図

2) 処分空洞（定置概念）

廃棄体毎の定置概念を図 3.2-6 に示す。

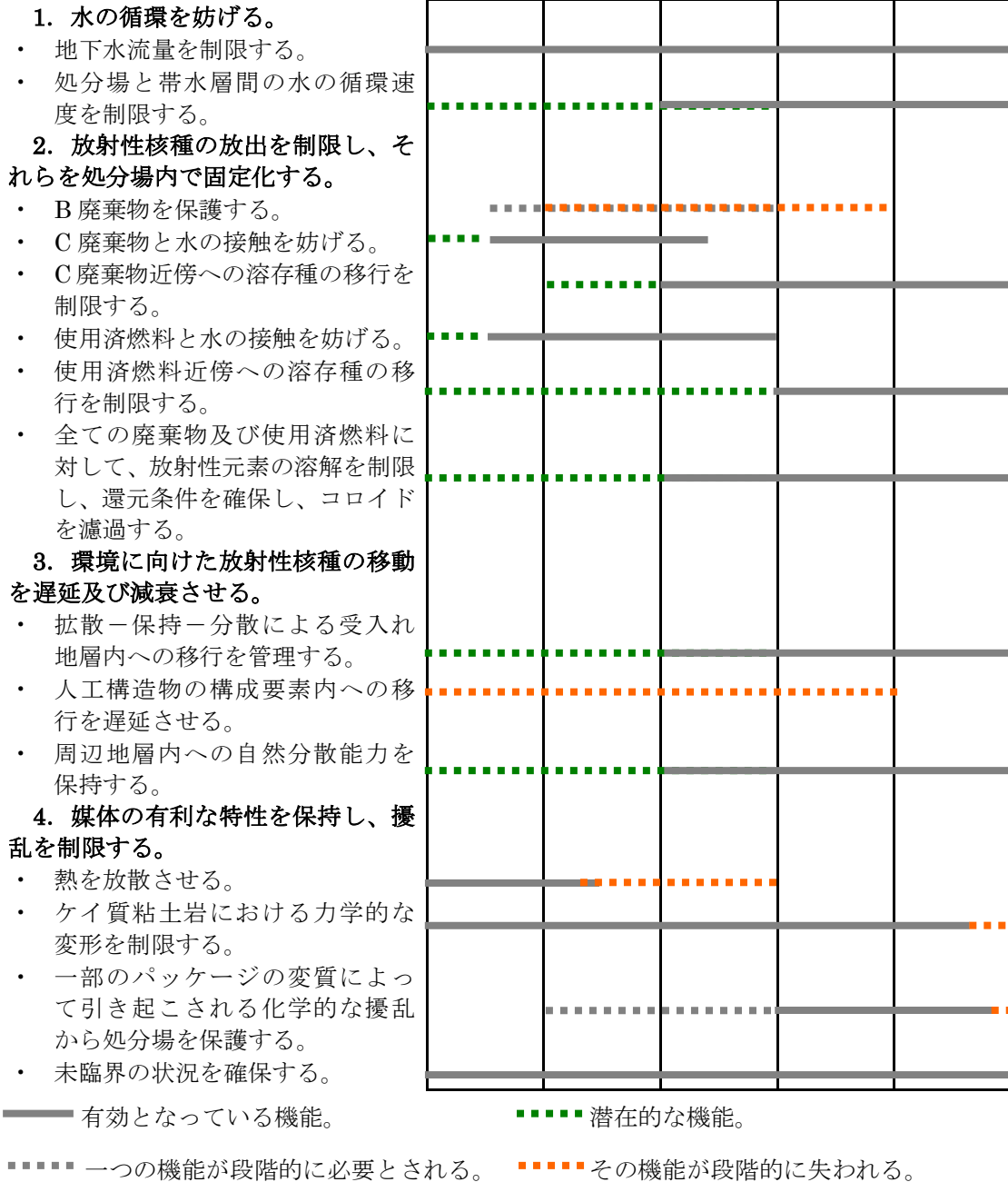


図 3.2-6 廃棄体毎の処分坑道における定置の概念図

(2) Dossier2005 で示された地層処分システムの構成：地層処分システムの安全機能

図 3.2-7 に Dossier2005 の地層処分システムで定義された安全機能及びそれらが有効に機能する期間を示す。

操業開始 100年 1,000年 10,000年 100,000年 10⁶年



(Dossier2005 Figure3.7-13 Safety functions over time を基に作成)

図 3.2-7 地層処分システムの安全機能及びそれらが機能する期間

3.2.4 安全評価等に関する考え方

フランスの放射性廃棄物処分に係る規則に対応して検討されている地層処分にに関する安全評価について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

地層処分の安全指針における安全評価等の考え方については、原子力安全機関（ASN）が地層処分の安全指針を策定している。その特徴は概括的に次のように整理される。

- ・ 個人被ばくの評価は、処分システム（特に、パッケージ及び人工構築物の変遷のモデル化）、及び地下水循環と溶液及び気体状での放射性物質の移行のモデル化に基づいて行うこととし、シナリオについて、リファレンス状態（リファレンスシナリオ）と変動状態（人間侵入シナリオを含む変動シナリオ）の 2 つを規定している。
- ・ リファレンス・シナリオに対する長期の評価期間に伴う不確実性の増大の観点から、評価期間及び対応する判断指標（線量基準）を、10,000 年を境として使い分けている。具体的には、0.25mSv/年という線量拘束値を、前者（10,000 年以内）について線量限度、後者（10,000 年以降）について目標値として位置付けている。
- ・ 上記のリファレンス・シナリオの規定において、許可申請者には、10,000 年までの期間については明示的な不確かさに関する調査に基づく客観的な立証を要求しており、10,000 年を超える期間についても、不確実性の増大を理解しつつも、定量的な安全側の評価と、地質環境の変遷要因を考慮したこれらの推定結果の定性的評価による可能な限りの補足を要求している。ただし、これらの立証方法や補足方法などの具体的な方法は明示されていない。
- ・ 変動シナリオに関しては、確定的影響を誘発する可能性のあるレベルよりは十分に低いものに保つという定性的な指標が示されるのみとなっており、併せて、リスク概念を導入しても良いことも示されている。ただし、リスク概念の導入に関しては、発生確率とその影響の等価性の解釈や事象の発生確率の見積りの難しさも

提示しており、必ずしもリスク概念の導入を奨励している状況にはなっていない。

- ・ 閉鎖後の安全性の立証における不確実性の発生源を特定するとともに、感度解析を含めた事業者が行うべき不確実性への対処に関する考え方を示している（不確実性に対する考慮と感度解析の実施を要求）。

(1) 安全評価戦略

フランスの安全基本規則（RFS）は、安全評価の方法論や考え方は提示しているものの、具体的なレベルでの詳細な規定はなく、許可申請者（事業者）が事業進捗や研究開発進捗に伴い得られる知識、情報等のレベルに併せて、柔軟に提案できる可能性を残している。これは、安全規制制度における許可申請手続きが段階的なものとなっていることで、その柔軟性と将来の手続きの確実性を確保しているとともに、さらに、2006年管理計画法で定められたフランスにおける可逆性を有する地層処分概念が、このプロセスの逆戻りを担保する形式となっている。

フランスでは、①設置許可、②操業許可、③操業停止及び監視段階への移行許可という安全規制の枠組みにおける3つの許可段階を経て行われるが、閉鎖後の長期安全性の評価に関する時間スケールと比較すると、必ずしも長期間とは言えないが、事業者は最終閉鎖段階まで、閉鎖後長期安全性の方法論や評価手法を改良し最新のものにアップデートできる余地を残している。また、安全規制当局も、その段階的なプロセスにおいて、新たな知見等に基づき、事業者の提案を評価する機会を有し、また、定期的な安全レビューにおいて新たな技術的規定を下すことも可能である。

一方、処分の実施主体である放射性廃棄物管理機関（ANDRA）は、2005年に Dossier2005 を取りまとめ、安全評価に関しては、「分冊：地層処分の安全評価」でその詳細を展開している。なお、当然のことながら、その他2つの分冊である「分冊：地層処分場の構成と管理」及び「分冊：地層処分場の現象論的変遷」で取りまとめられた成果が安全評価の入力情報として活用されている。

以下では、ANDRA が安全基本規則に適応するように行った安全評価として、Dossier2005 の取りまとめ内容を整理する。なお、Dossier2005 の取りまとめの段階に参照された安全指針は、1991年の安全基本規則 RFS III.2.f「放射性廃棄物の地層処分」である。RFS III.2.f は、2008年に安全指針として改訂されているが、基本的に安全評価の方法論や判断指標等の規定内容には差異は無い。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

Dossier2005 の安全評価における長期に及ぶ評価期間を考慮した評価パラメータの取扱いは、その安全評価のシナリオ設定に大きく関連する。長期の安全評価のシナリオは、通常変遷シナリオ (SEN) と代替変遷シナリオ (SEA) に加え、不確実性等の評価のための感度解析ケースから構成される。これらのシナリオ (解析ケース) の設定においては、以下に示す定性解析及び定量解析が行われている。

以下に示す点を確認し、処分場で想定される不確実性に関する体系的な調査を行うための定性的な解析を行う。

a. 定性的解析

不確実性によって影響を受ける構成要素を特定する。また、擾乱が発生した場合に、一つの構成要素が他の構成要素にどのような影響を誘発する可能性があるかについて検討する。

どの安全機能のどのような性能が、標準外の経時的変化をたどる可能性があるのかを検討する (期待される性能が大幅に低下するリスクに対しては、定性的な評価を実施)。

必要な場合には、また、この種の情報が有益なものである場合には、問題となる時間スケールについて検討する。

上記の調査を通じて、処分場の経時的変化に関連した、それぞれの不確実性を考慮した影響が示される。これらの影響が設計面での措置を講ずることで解消できる場合、または、この影響が通常の経時的変化シナリオもしくは感度解析において既に検討されている場合には、ここで定性解析は完了する。一方、処分場の安全機能への影響が生じる可能性や、処分場の経時的変化が予想したものから逸脱する可能性がある場合、また、その他の構成要素に影響が及ぶ可能性がある場合には、その影響を具体的に評価する必要があり、その発生確率に関する定性的な判断が示される。

b. 定量的解析

定量的な解析の目的は、定量的な指標、特に、線量に基づいて処分場性能を評価することであり、定性解析によって明らかにされたシナリオは定量的な形で表現されている。シナリオは、利用可能な現象論の理解を基に、適切な計算ツールを使って表現しなければなら

らない複雑な現象を含んでおり、完全なモデルは次の原則を遵守しなければならないとしている。

- ・ 線量算出値を過小評価する現象を無視してはならない。
- ・ 現象を支配するパラメータに保守的な値を使用しなくてはならない。
- ・ 特定可能なプロセスまたは物理的観点を参照したデータに準じなければならない（簡略化した形式であったとしても）。
- ・ 採用される簡略化されたパラメータもしくは悲観的なパラメータを裏付ける、より複雑な現象論的表示によって立証されなければならない。

全体として、安全性に影響を及ぼす観点の網羅的（もしくは悲観的）な見方を提供する現象の表現が採用されている。安全性にとって最も重要な現象及びパラメータを決定し、パラメータに影響を及ぼす様々な不確実性を取り入れた感度解析ケースが設定されている。

上記の事前解析により得られた、リファレンス・シナリオとしての通常変遷シナリオ（SEN）とそれを補うための代替変遷シナリオ（SEA）の関係を図 3.2-8 に示す。RFS III.2.f（現在の地層処分の安全指針）との対比では SEN がリファレンス状態、SEA が変動状態に対応する。これらに不確実性等の評価のための感度解析ケースを加えた全解析ケースは概括的に図 3.2-9 のように整理できる。

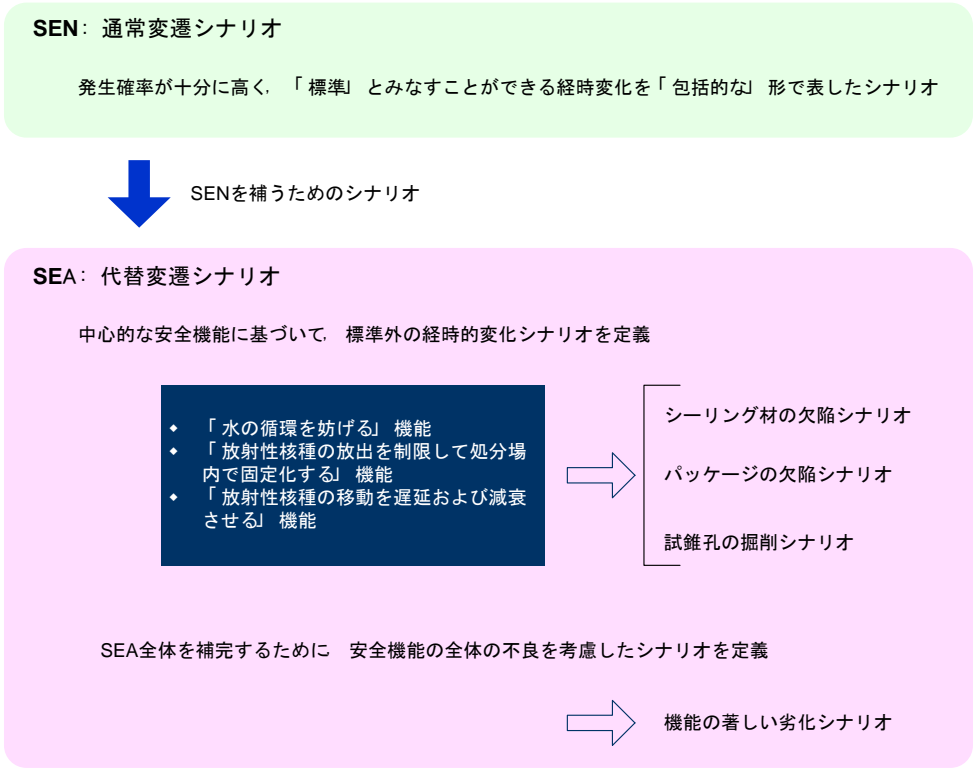


図 3.2-8 Dossier2005 の安全評価シナリオ

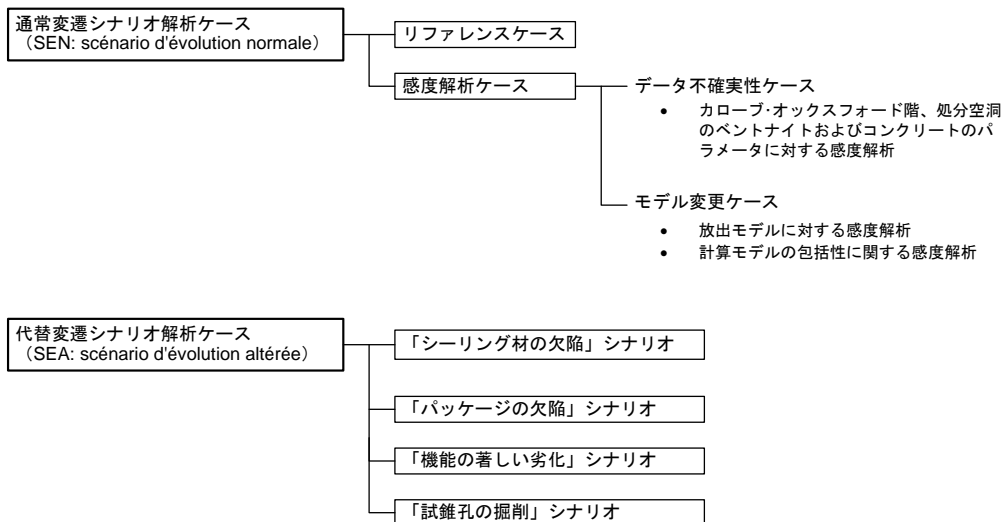


図 3.2-9 Dossier2005 の解析シナリオの分類

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

上記②の手順を経て、安全解析で扱われた具体的な解析シナリオは表 3.2-1 のとおりである。通常変遷シナリオ (SEN) と代替変遷シナリオ (SEA) に加え、不確実性等の評価のための感度解析ケースから構成されており、RFS III.2.f において変動状態の枠組みで規定された自然現象は、Dossier2005 では評価の不確実性評価とあわせて通常変遷シナリオ (SEN) における感度解析として扱われている。感度解析は、通常変遷シナリオ (SEN) 及び代替変遷シナリオの双方の枠内で実施されており、計算で採用された基本的な入力データセット及び計算モデルの変更が評価に与える影響を見積る目的と、不確実性調査の目的の双方が包含されている。

なお、100 万年後までの期間に対する上記の解析ケースの計算については、リファレンス・シナリオとしての通常変遷シナリオ (SEN) の評価結果が線量基準である 0.25mSv/年に対して相当程度の裕度のある結果を示したことに加え (表 3.2-3 参照)、表 3.2-2 で示した感度解析ケース (感度パラメータ) に対しても、結果はいずれも線量基準を下回る結果を示している (表 3.2-4~表 3.2-6 参照)。

表 3.2-1 検討された具体的な安全評価シナリオに対する解析ケース

解析ケースの分類	検討された具体的なシナリオ	備考
SEN (通常変遷シナリオ)	(現在の水理モデル/100 万年後の水理モデルの双方を考慮した地下水湧出域を念頭)	
SEN - 感度解析 (不確実性調査)	地質媒体の知識に関する不確実性【母岩層】 <ul style="list-style-type: none"> ・地層の水平方向の均質性 ・地層の地球化学的特性 ・地層における動水勾配 ・地層の水理学的特性 	
	地質媒体の知識に関する不確実性【隣接層】 <ul style="list-style-type: none"> ・母岩隣接層の断層/亀裂特性 ・隣接層描写モデル ・流動特性 ・水資源の存在 	
	生物圏のモデル化に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> ・決定グループの選択とサイトパラメータ選択 (気候、土壌、生活習慣) ・生物圏の線量換算係数に関する全体的な不確実性 	
	パッケージ・インベントリに関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> ・パッケージの定量的インベントリ ・パッケージの放射線学的特性 ・パッケージの化学的特性 	
	ニアフィールドにおける水理学的な影響に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> ・核種移行に関する再飽和の影響に伴う不確実性 	

	<ul style="list-style-type: none"> 再飽和、気体の生成と輸送、この2つの現象の組み合わせの動特性に関する不確実性 	
	力学的現象に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> 損傷域の規模及び特性 気体の力学的効果を考慮した場合の不確実性 	
	廃棄物マトリクスからの放出モデルに関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> 放出モデルと廃棄物 B のパッケージの挙動 ガラス固化体のソースタームと長期的挙動 使用済燃料のソースタームと長期的挙動 	
	建設材料の長期の経時変化に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> ベントナイト製の構造要素の長期的挙動 コンクリートの長期的挙動 金属要素の長期的挙動 ケイ質粘土岩とベントナイトのアルカリ擾乱 鉄-ケイ質粘土岩及び鉄-粘土の擾乱 ケイ質粘土岩内での酸化擾乱 	
	処分場内での仮想臨界事故に関連する放射線学的リスク <ul style="list-style-type: none"> パッケージから生じる閉鎖後の臨界リスク 核分裂性物質の再濃縮によって生じる臨界のリスク 	
	移行現象（輸送現象）に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> 気体状態での放射性核種の移行 コロイド輸送 	
	熱連成現象に関する不確実性 <ul style="list-style-type: none"> 熱の規模に関する不確実性 熱水影響に関する不確実性 熱力学影響に関する不確実性 熱化学的な連成効果及び輸送との連成効果に関する不確実性 	
	技術的な不確実性 <ul style="list-style-type: none"> 処分場で利用される技術に関する不確実性 品質管理上のミス 	
	操業・観察段階の継続期間と様式面での不確実性	
SEN - 感度解析 (外部事象)	気候の経時変化：氷河作用	下記事象については除外したことを明記。 <ul style="list-style-type: none"> 人間が故意に行う悪意ある行為 大規模な天変地異（隕石墜落など）
	気候の経時変化：間氷期	
	地震以外地球力学的な経時変化（隆起侵食による地表面変化）	
	地震の効果	
	火山活動	
	続成作用	
人為的なリスク（代替変遷シナリオで扱う）		
SEA (代替変遷シナリオ)	シーリング材の欠陥	感度解析も実施
	パッケージの欠陥	感度解析も実施
	試錐孔の掘削 <ul style="list-style-type: none"> 即時の放射線学的な影響が生じる状況 放射線学的な影響が遅れて生じる状況 	感度解析も実施
	機能の著しい劣化（主要な安全機能の性能を大幅な低下）	感度解析も実施

表 3.2-2 SEN（通常変遷シナリオ）で扱われた感度解析パラメータ

1. 母岩及び処分坑道のベントナイト及びコンクリートの関連パラメータに対する感度
1.1 カロボ・オックスフォーディアンに関する保守的な透水係数（10倍）
1.2 EDZ（掘削影響領域） 不利な亀裂帯： $K=10^{-6}$ m/s、水中での水の拡散係数 ($D_p=2\cdot 10^{-9}$ m ² /s)、遅延なし、溶解度なし。 保守的な微小亀裂帯： $K=5\cdot 10^{-9}$ m/s、 $D_e=1\cdot 10^{-11}$ m ² /s、 $\omega=0.04$ 、保持能力は劣化。
1.3 保守的な移行及び保持パラメータ（人工バリアとカロボ・オックスフォーディアン）：カロボ・オックスフォーディアンの収着、拡散及び溶解限度、ベントナイト及びコンクリートの収着及び溶解限度。
1.4 カロボ・オックスフォーディアン内のヨウ素の分配係数を 10^{-3} m ³ /kg とする。
1.5 カロボ・オックスフォーディアンの厚さを 160 m とする。
1.6 現象論的熱特性。
2. パッケージに対する感度
2.1 B1x タイプのパッケージ：放出率の保守的なパラメータ。
2.2 B2 タイプのパッケージ：ピチューメン固化スラッジ：比率= 10^{-3} /年。
2.3 B1x タイプのパッケージ：廃棄物 B 用の耐久性のあるコンテナ材料を考慮。
2.4 廃棄物 C パッケージ： $V_0.S \rightarrow V_r$ モデルの保守的なパラメータ。
2.5 廃棄物 C パッケージ：不利な $V_0.S$ モデル。
2.6 使用済燃料：保守的なパラメータ（放射線分解による溶解）。
2.7 使用済燃料：ウランの溶解度による制御に関するモデル。
3. 計算モデルの包括性に対する感度
3.1 水理学的な過渡状態中の移行。
3.2 母岩より上の地層の準透過性層の拡散特性。
3.3 母岩より上の地層に関するモデル内の経路。

表 3.2-3 SEN:各湧出域における各廃棄物の最大線量・100 万年後のモデル 単位:[mSv/年]

	ガラス固化体 (カテゴリーC)	廃棄物 B (カテゴリーB)	使用済燃料 (CU 廃棄物)
ソー湧出域 (最も不利なケース)	約 8.3E-04	約 4.7E-04	約 2E-02
オルナン湧出域 (リファレンスケース)	約 2.0E-06	—	6.0E-04
バロワ湧出域	5.5E-06	約 1.3E-05	約 9.9E-05
ドッガー湧出域	<10 ⁻⁷	<10 ⁻⁷	1.6E-05

表 3.2-4 SEN：総線量－オックスフォード石灰岩のソー湧出域における感度研究で得られた線量最大値の出現時期（最も不利なケース）
 －100 万年後のモデル－すべての廃棄物（1/3）

		使用済燃料合計シナリオ S2		C1+C2 廃棄物合計シナリオ S1b		C3+C4 廃棄物合計シナリオ S1a		廃棄物 B 合計シナリオ S1b	
		累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)
1. カロボ・オックスフォード、ベントナイト及び処分坑道のコンクリートのパラメータに対する感度									
1.1	保守的なカロボ・オックスフォードの透過度（現象論的な値の 10 倍）	0.020 (リファレンス計算と同じ)	330,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0004780 (リファレンス計算と同じ)	490,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0003680 (リファレンス計算と同じ)	500,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0004780 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)
1.2	EDZ 不利な亀裂帯保守的な微小亀裂帯	0.02080 (リファレンス計算と同じ)	330,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0004780 (リファレンス計算と同じ)	490,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0003680 (リファレンス計算と同じ)	500,000 (リファレンス計算と同じ)	0.0004780 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)
1.3	カロボ・オックスフォード、ベントナイト及び処分坑道のコンクリートに関する保守的な移行及び保持パラメータ	0.045	170,000	0.0037	200,000	0.0028	210,000	0.00079	220,000
1.4	カロボ・オックスフォード内のヨウ素の分配係数を $10^{-3}m^3/kg$ とする	ヨウ素 129 の線量はリファレンス計算の場合より低い。ヨウ素の最大線量の現出時期は 100 万年後よりさらに先である。							
1.5	カロボ・オックスフォードの厚さを 160 m にする	累積最大線量はリファレンス計算の場合より低い。							
1.6	「現象論的な」熱パラメータ	0.020 (リファレンス計算と同じ)	330,000 (リファレンス計算と同じ)	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	490,000 (リファレンス計算と同じ)	0.00036 (リファレンス計算と同じ)	500,000 (リファレンス計算と同じ)	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)

表 3.2-5 SEN：総線量－オックスフォード石灰岩のソー湧出域における感度研究で得られた線量最大値の出現時期（最も不利なケース）
－100 万年後のモデル－すべての廃棄物（2/3）

		使用済燃料合計シナリオ S2		C1+C2 廃棄物合計シナリオ S1b		C3+C4 廃棄物合計シナリオ S1a		廃棄物 B 合計シナリオ S1b		
		累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	
2.パッケージに対する感度										
3-93	2.1	廃棄物 B：B1、B4、B5 タイプのパッケージからの不安定な瞬時放出性放出	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)
	2.2	廃棄物 B：ビチューメン固化スラッジからの保守的な放出率 (年間 10 ⁻³)	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)
	2.3	廃棄物 B：気体水素を放出しない非有機パッケージ (B1x) に対して 1 万年間の耐久性のあるコンテナを想定	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	310,000 (リファレンス計算と同じ)
	2.4	廃棄物 C：V0.S→Vr モデルの保守的なパラメータ	対象外	対象外	0.00047 (リファレンス計算と同じ)	490,000 (リファレンス計算と同じ)	0.00036 (リファレンス計算と同じ)	500,000 (リファレンス計算と同じ)	対象外	対象外
	2.5	廃棄物 C：不利な V0.S モデル	対象外	対象外	0.00063	280,000	0.00049	290,000	対象外	対象外
	2.6	使用済燃料：保守的なパラメータ (放射線分解による溶解)	0.020 (リファレンス計算と同じ)	330,000 (リファレンス計算と同じ)	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外
	2.7	使用済燃料：ウランの溶解度に制御されるモデル	0.0024	310,000	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外	対象外

表 3.2-6 SEN：総線量－オックスフォード石灰岩のソー湧出域における感度研究で得られた線量最大値の出現時期（最も不利なケース）
－100 万年後のモデル－すべての廃棄物（3/3）

		使用済燃料合計シナリオ S2		C1+C2 廃棄物合計シナリオ S1b		C3+C4 廃棄物合計シナリオ S1a		廃棄物 B 合計シナリオ S1b	
		累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)	累積最大線量 (mSv/年)	最大線量の現出時期 (年)
3.計算モデルの包括性に対する感度									
3.1	水理学的な過渡状態が続く期間中の移行	0.019 (リファレンス計算と同じ)	330,000 (リファレンス計算と同じ)	—	—	—	—	0.00033 82	310,000
3.2	母岩より上の地層の準透過層の拡散特性 CU1 のヨウ素 129 を対象に実施された計算	0.011	510,000	累積最大線量はリファレンス計算の場合より低い。					

*ここでは、オックスフォード石灰岩のソー湧出域が最も高い放射線学的影響を生ずることから、その場所の線量だけを提示した。水理地質学モデルに対する感度計算など、それ以外の湧出域における線量を導出した計算結果は提示していない。

(Table5.5-27: Normal Evolution Scenario – Dose maxima dates for the sensitivity studies at the Saulx outlet of the Oxfordian limestone (most pessimistic case) – 1 million year models – All waste を基に作成)

(4) 不確実性の取扱い

前述の(3)においても示した通り、感度解析には不確実性調査の目的が含まれている。

シナリオの発生頻度については上記 1)①に示す事前解析（定性的解析）において考慮されており、具体的な計算では、これらのシナリオ発生に伴うパラメータの幅をその不確実性を含めて表 3.2-2 に示す幾つかのパラメータの変化幅で表現し、そのパラメータの感度解析によって影響範囲を評価している（解析計算の段階では決定論的評価が行われる）。

(5) 確率論的評価手法及び重大事象の評価並びに品質管理手法

既述したように Dossier2005 では、評価モデル、不確実性について、RFS III.2.fの規定にも沿った形で、感度解析として扱われている。Dossier2005 はこの感度解析の実施に関して、①処分場がどのように機能するかについての理解が深まる、②不確実性を取り扱うことにより入力データの変動に応じた処分場影響の計算結果のばらつきが明らかになるとしており、次のように不確実性を類型・分類するとともに、不確実性と時間スケール及び空間スケールの関連について検討を行っている。

- ・ 処分プロジェクトの初期データに関する不確実性
- ・ 処分場の構成要素に固有な特性の不確実性
 - －測定技術の不正確さ
 - －直接測定することのできない値
 - －構成要素の空間的変動の可能性に伴う不確実性
 - －特性調査の対象スケール定義の前提モデルに関連した不確実性
- ・ 処分場の経時的変化を決定するプロセスに関する不確実性
 - －短期間の観察結果の外挿
 - －モデル検証の限界に伴う不確実性
- ・ 技術的な不確実性（将来採用される技術的な措置の不確かさ）
- ・ 外的な事象による不確実性（気候に関する事象や構造地質学的な事象に関する、大きな不確実性を伴う可能性）

確率論的評価手法に関しては、人間侵入等を含む変動シナリオについて RFS III.2.f では奨励している状況ではないものの、リスク概念を導入しても良いことを示している。

Dossier2005 では、通常変遷シナリオ（SEN）及び代替変遷シナリオ（SEA）に関する感度解析パラメータに対する既述の感度解析（決定論的評価）に加え、確率論的なアプロ

一斉の取り組みについても検討している。Dossier2005 は、この確率論的評価が確率分布の法則に左右されるため、直接的な知識を導き出す作業は繊細なものがあるとしたうえで、その研究目的を「その不確実性が得られる結果の不確実性に最も大きな影響を及ぼすパラメータが何であるのかを特定すること」としており、具体的には以下の利点（研究する目的）を挙げている。

上述したような決定論的な研究によって入手された知識の裏付けを得る目的で、幾つかのパラメータが同時に変動した場合に生じる効果を評価することができる。全体的な分布曲線における様々な決定論的な結果の位置を念頭に置いた上で、得られた結果の不確実性に関する様々な情報を導き出すことができる。具体的には、安全側の決定論的パラメータとして扱われた感度解析パラメータの幾つかについて、確率論的分布を与えることが検討された。一例として、母岩（カロボ・オックスフォーディアン粘土層）に関する感度パラメータに対する検討結果（パラメータ分布の提案）を表 3.2-7 に示す。

表 3.2-7 確率論的計算においてカロボ・オックスフォードイアンに関する
様々なパラメータの分布法則に関して得られた提案

パラメータ		決定論計算		確率論計算
		SEN レファレンス値	最大値	分布法則の提案
透過度 (m/s)	K_v	$5 \cdot 10^{-14}$	10^{-12}	対数正規法則 モデル及びネーピア対数における標準偏差: $m = -30,2; \sigma = 1,6$ ネーピア対数における上下限: [-34,5; -27,6]
	K_h	$5 \cdot 10^{-13}$	10^{-12}	K_v から、対数通過法則によって導き出されたもの。 K_v の値のネーピア対数に加算。 ネーピア対数におけるモード及び標準偏差: $m=1,5, \sigma = 1,2$ ネーピア対数における上下限: [0; 2,3]
動特性間隙率 (%)	ω_c	9	9	単一値 9
拡散係数 (m ² /s)	D_e 陰イオン	$5 \cdot 10^{-12}$	10^{-11}	m によって定義される正規法則 = $2,8 \cdot 10^{-12}$ 、 $\sigma = 1,7 \cdot 10^{-12}$ 、上限及び下限 [10^{-13} ; 10^{-11}]
拡散に利用可能な間隙率(%)	$\omega_{\text{拡散}}$	5	4	一様法則 [3; 8]
ヨウ素の溶解度限度 (mol/m ³)	$C_{\text{sat}} (\text{I})$	« 無限 »	« 無限 »	« 無限 »
ヨウ素の分配係数 (m ³ /kg)	$K_d (\text{I})$	0	0	ケース 1: -20%が K_d ゼロ -残りの 80%は対数正規法則に従う: ネーピア対数 におけるモード及び標準偏差: « m » = -8,48 及び $\sigma =$ 2,388: ネーピア対数における上下限 [-12,42; -4,73] ケース 2: K_d の値は一律にゼロ。
セレンの溶解度限度 (mol/ m ³)	$C_{\text{sat}} (\text{Se})$	$5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{-4}$	3つの値を伴う離散法則: $5 \cdot 10^{-7} \text{ mol/m}^3$ のケースが 70% $1 \cdot 10^{-10} \text{ mol/m}^3$ のケースが 15% $5 \cdot 10^{-4} \text{ mol/m}^3$ のケースが 15%
セレンの分配係数 (m ³ /kg)	$K_d (\text{Se})$	0	0	-20%、 K_d 値はゼロ -80%、対数正規法則に従う: ネーピア対数にお けるモード及び標準偏差: « m » = -8,48 及び $\sigma =$ 2,388: ネーピア対数における上下限[-12,42; -4,73] (ヨウ素のケース 1 と同一の法則。しかし実行はそれ ぞれ独立したものである)。
鉛直方向の水頭勾配 (m/m)	$G_{\text{grad}} \text{ H}$	0,2 及び 0,4	0,4	一様法則 [0,2; 0,4]。

* SEN または機能の著しい劣化のシナリオの感度計算において採用された値。

3.3 スウェーデンにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

スウェーデンの高レベル放射性廃棄物、低中レベル放射性廃棄物（地下空洞処分相当）の放射性廃棄物の埋設処分の概要を整理した上で、各々の放射性廃棄物の処分に係る規則に対応して検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

なお、スウェーデンでの放射性廃棄物処分に係る現行規則の整備タイミングと、それに対応する形で処分実施主体が実施した安全評価の関係性があるものは、SKB 社が 2011 年 3 月に取りまとめた SR-Site 安全評価に限られる。SR-Site は使用済燃料の最終処分に係る立地・建設許可申請の裏付けとなる安全評価である。

3.3.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

SKB 社は、原子力活動法で求められている研究開発プログラムを 3 年ごとに策定しており、2013 年 9 月の「研究開発実証プログラム 2013」(RD&D2013) が最新である。

RD&D2013 は、SKB 社が行っている研究及び技術開発のすべての分野を対象として、現状と今後の計画を体系的に評価した結果の報告を含んでいる。SKB 社は、これまでに開発された安全評価手法により、規制機関が定めている安全要件を満たすことを立証できている。現在、規制機関である放射線安全機関 (SSM) と原子力廃棄物評議会は RD&D2013 プログラムに対する評価をそれぞれ行っているところである。

スウェーデンでは、極低レベル放射性廃棄物に限って原子力施設サイト内（原子力発電所のある 3 カ所と研究施設がある 1 カ所）での処分が実施されているが、サイト外での使用済燃料・放射性廃棄物のすべての取扱い、輸送及び貯蔵は、スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社 (SKB 社) が担当している。SKB 社は、原子力発電事業者 4 社が共同出資して 1984 年に設立した民間企業（株式会社・株式は非上場）である。SKB 社は、親会社が処分責任をもつ原子力廃棄物について、その処分に必要となる研究開発のほか、低中レベル放

放射性廃棄物の処分場 SFR と使用済燃料の集中中間貯蔵施設 CLAB を操業している。SKB 社は、原子力発電所を起源とする放射性廃棄物のみならず、産業・研究・医療分野から発生する放射性廃棄物の処分できるように、処分立地・事業運営を計画している。

SKB 社の最新の研究開発実証プログラム (RD&D2013) では、同社は原子力廃棄物及びそれ以外の放射性廃棄物を短寿命と長寿命に分類し、3 つの処分場を操業(既存の SFR 以外に、長寿命廃棄物処分場 SFL、使用済燃料の処分場を新規に建設)する計画である。

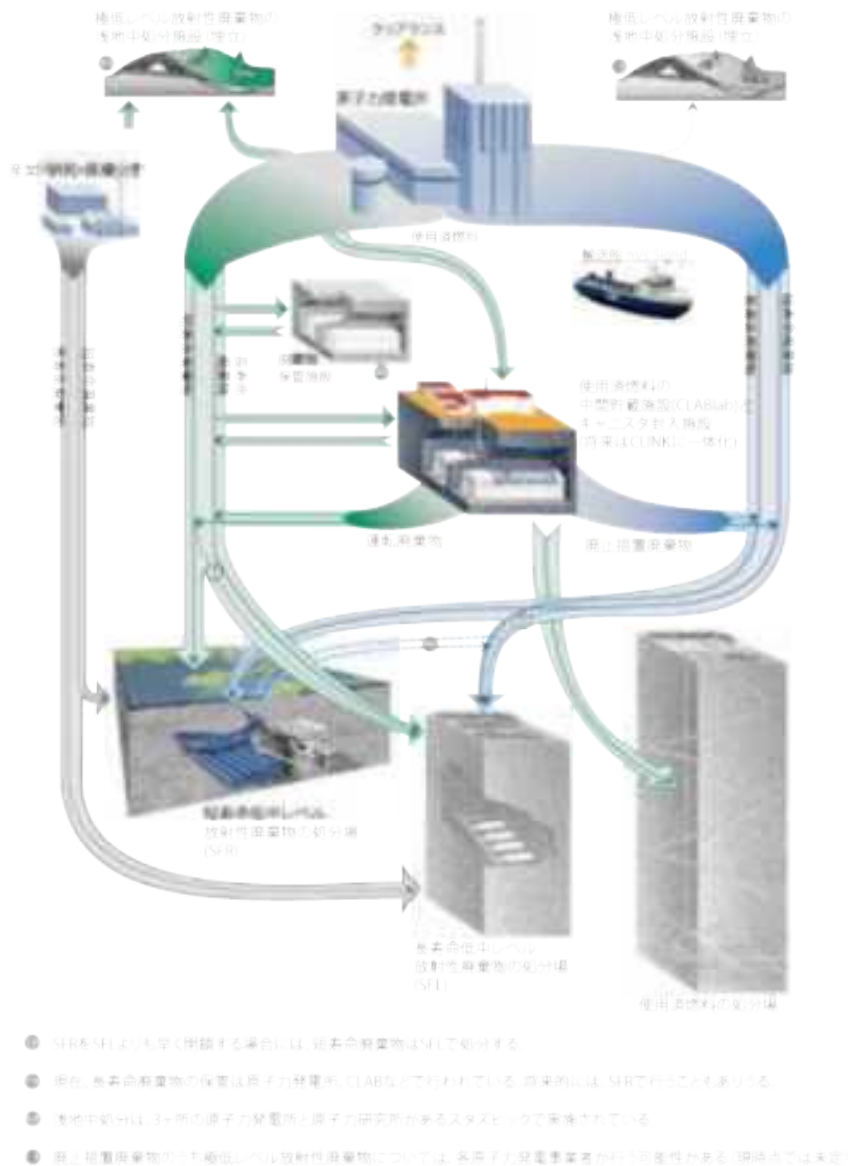


図 3.3-1 スウェーデンにおける放射性廃棄物の管理システム

3.3.2 処分場の概要

計画されている使用済燃料処分場の処分概念について、処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分場の概念

使用済燃料処分場はエストハンマル自治体自治体フォルスマルクの地下約 500m の深度に建設する予定である（図 3.3-2）。処分場の母岩は、約 19.5～17.5 億年前に形成された結晶質岩である。

安全報告書の根拠とされている使用済燃料の見積量は、フォルスマルク及びリングハルスの原子炉が 50 年間、オスカーシャムの原子炉が 60 年間運転されるという仮定に基づいて割り出されたものであり、総量は約 12,000 トンになると見積もられている。

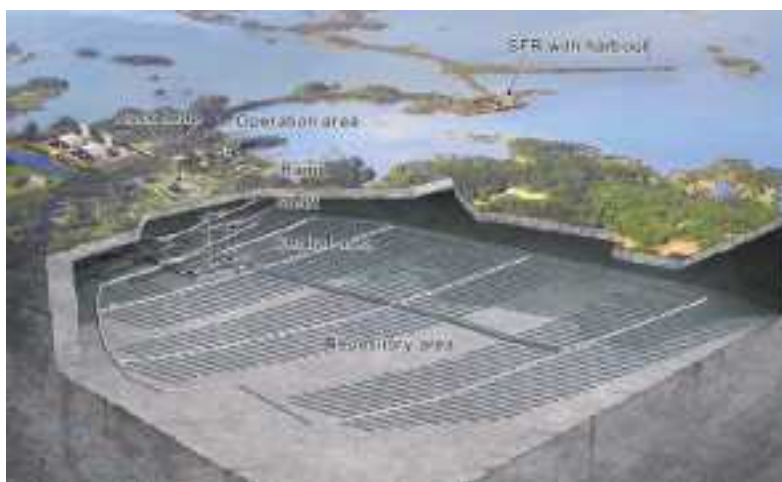


図 3.3-2 使用済燃料処分場の概念図

使用済燃料処分場は SKB 社が開発した KBS-3 概念に基づくものである。なお、フィンランドのポシヴァ社も同じ概念を使用している。SKB 社は 2011 年 3 月に提出した原子力活動法に基づく申請書において、KBS-3 概念の特徴を次のようにまとめている。

- 使用済燃料を、処分場環境において高い耐食性を示す銅製キャニスタに収納する。長さが約 5m のキャニスタ内に、その安定性を強化するためのノジュラー鋳鉄製インサートが収納されている（二重構造）。
- キャニスタは、ベントナイト粘土緩衝材によって取り囲まれる。この粘土は、水を吸収して膨潤する自然に産する物質であり、さほど重要ではない岩石移動が生じた場合

であってもそれからキャニスタを保護し、地下水の動きからキャニスタを保護する役割を果たす。これにより、地下水に含まれ、キャニスタに到達することのできる腐食性物質の量が限定される。この緩衝材はさらに、キャニスタに損傷が生じた場合に放出され得る放射性物質を吸収する。

- キャニスタを取り囲むベントナイト粘土は、様々な条件が長期的に安定している地下約 500 m の結晶質岩盤内に置かれる。
- いずれかのキャニスタに破損が生じた場合であっても、核燃料自体、そして放射性物質の化学的特性（例えばこれらの物質の水への溶解度が低いことなど）により、処分場から地表面に至る放射性核種の移行は著しく限定される。

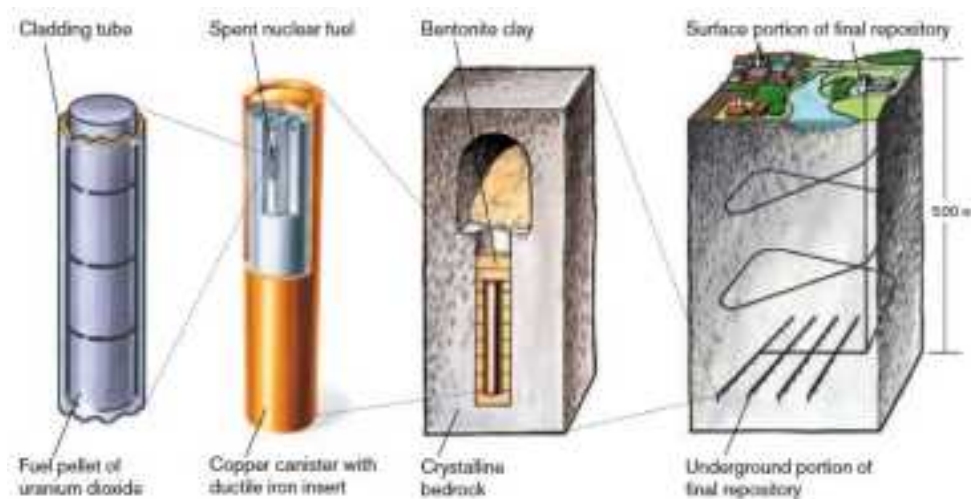


図 3.3-3 KBS-3 概念

2011 年の原子力活動法に基づく申請では、処分坑道の床面に掘削される定置孔にキャニスタを縦置きで定置する（KBS-3V 方式）。約 12,000 トンの使用済燃料に対応するキャニスタ数約 6,000 本を処分する地下施設全体の面積（フットプリント）は約 3.6 平方キロである。地下施設は段階的に建設計画であり、完成した処分坑道でキャニスタの定置・埋め戻しが行われ、並行して別の場所で処分坑道の建設が進められる。RD&D2013 での SKB 社の計画では、2025 年から試験操業としてキャニスタを年間 20～50 本のペースで処分を開始し、その後徐々に処分ペースを上げ、通常操業（年間 150～160 本）に移行する計画である。なお、SKB 社は年間 200 本の処分が可能となるように設計している。

(2) 長寿命放射性廃棄物の処分場 SFL の概念

RD&D2013 での SKB 社の計画では、SFL の操業開始は 2045 年頃と想定しており、関係する許認可申請は 2030 年頃になる見通しを示している。SFL の閉鎖は、原子力発電所の運転及び廃止措置に伴って発生する長寿命廃棄物すべてが定置された時となるとしている。SFL の立地点は、まだサイト選定に着手していない。

SKB 社は、1970 年代から長寿命廃棄物は SFL と呼ばれる処分場で処分することを計画に織り込んでいる。SKB 社が 2007 年に取りまとめた研究開発実証プログラム 2007 から使用済燃料以外の放射性廃棄物の具体的な計画策定に注力しており、既存の運転廃棄物処分場 SFR（1988 年操業開始）の拡張、新規設置が必要な SFL に関する計画の具体化を進めているところである。低中レベル放射性廃棄物の発生量の将来予測に基づき、SKB 社は SFR の拡張に係る原子力活動法に基づく申請対応に多くの労力を注いでおり、SKB 社は 2014 年に SFR の拡張に係る申請を行う予定である。SFL に関する検討は、比較的ゆっくりしたペースで検討が進められており、2013 年 12 月になって『SFL 処分概念研究報告書』（SKB TR-13-14. “SFL concept study”）の取りまとめに至ったところである。

『SFL 処分概念研究報告書』では、SFL での処分対象廃棄物のうち、国内 4 カ所計 12 基の原子力発電に起因する廃棄物は、炉内構造物、BWR の制御棒（注：PWR の制御棒は使用済燃料とともに処分）、PWR の圧力容器（PV）などであり、総重量約 2,890 トン、体積 4,423m³と推定している。これら以外に SFL では、過去の原子力活動に伴って発生した長寿命廃棄物も処分される。

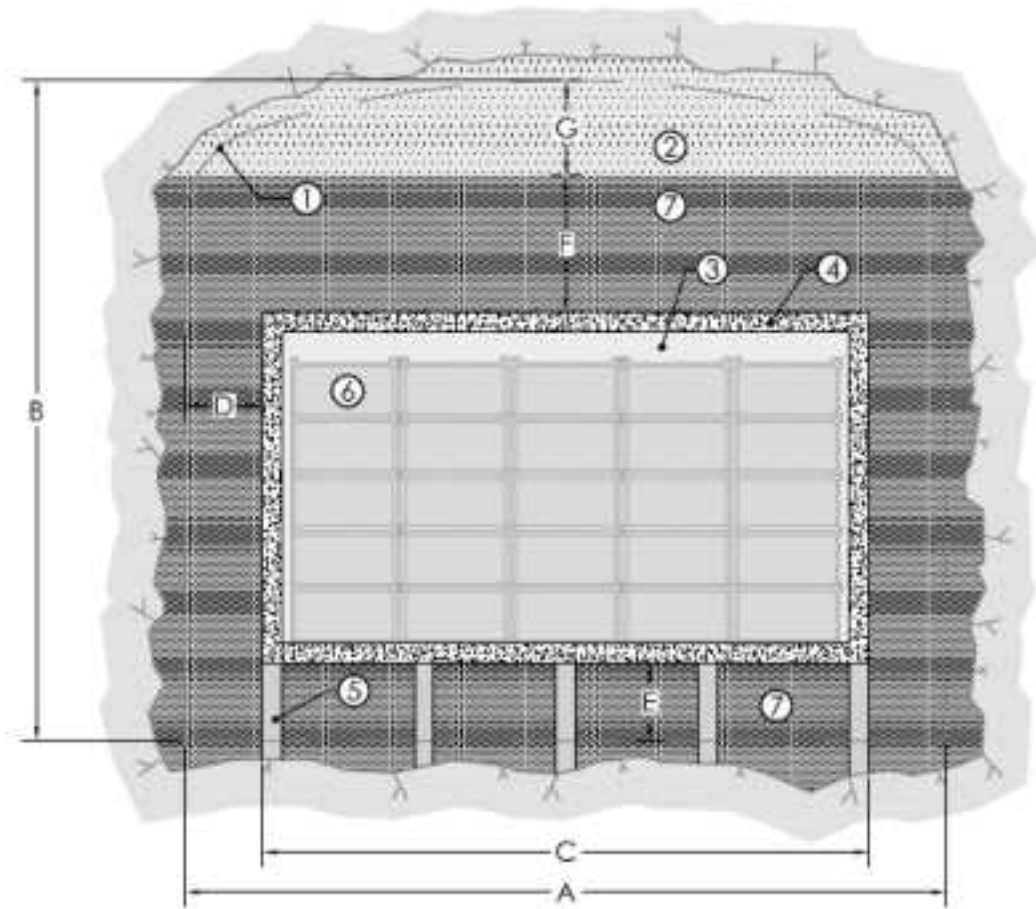
表 3.3-1 SFL の処分対象廃棄物（原子力発電所起源の廃棄物のみ）

Table 2-1. Waste from the Swedish nuclear power plants (Herschend 2013).

Waste category	Weight (tonnes)	Disposal volume (m ³)
Core components BWR (existing)	404	608
Core components BWR (forecast)	83	124
Core components BWR (dismantling)	595	893
Secondary waste	22	122
Control rods BWR (existing)	129	193
Control rods BWR (forecast)	344	518
Control rods PWR (Ågesta)	2	3
Reactor pressure vessel PWR	735	1,103
Reactor pressure vessel PWR (Ågesta)	140	210
Reactor internals PWR	282	423
Reactor internals PWR (Ågesta)	154	200
Sum (existing)	633	798
Sum (forecast)	449	640
Sum (dismantling)	1,014	2,418
Total	2,890	4,423

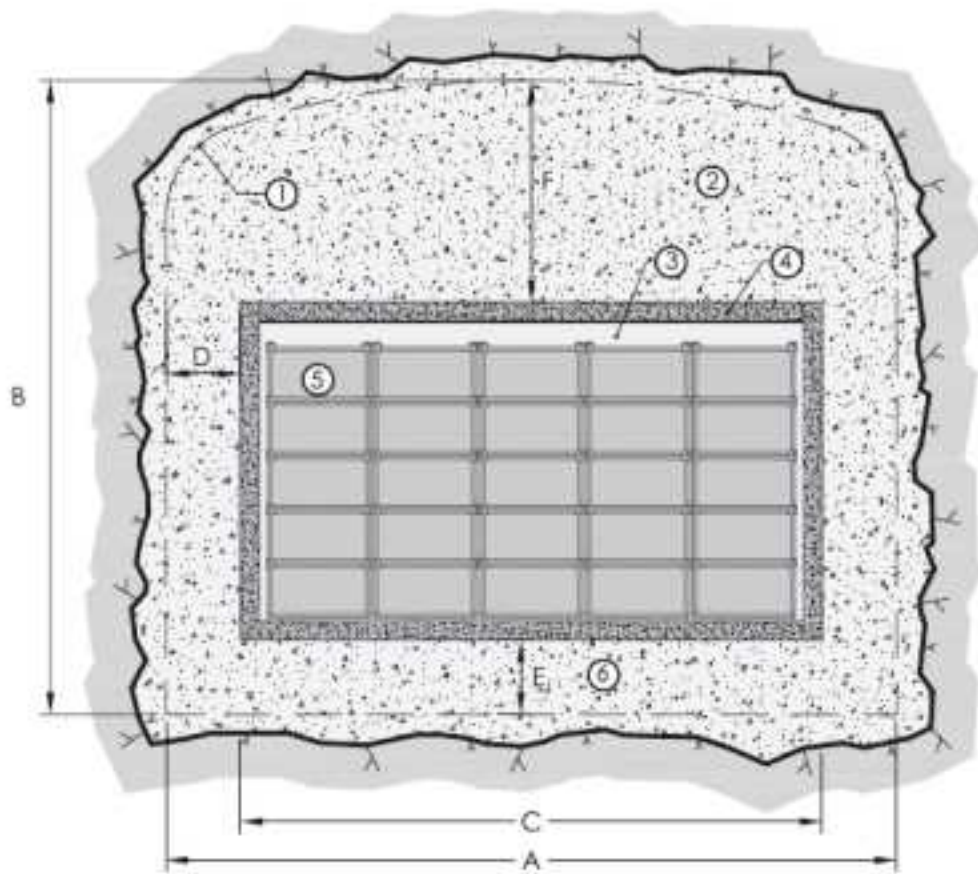
『SFL 処分概念研究報告書』では、300～500 m に処分場を設置するという仮定で複数の処分概念を検討しており、人工バリアの遮水機能を強化するアプローチ、逆に破碎岩など透水性の高いバリアによって水圧ケージで内側への地下水接近を防止するアプローチなどがある。

前者の人工バリアの遮水機能を強化するアプローチでは、ベントナイト系材料とコンクリート材料を検討している。



①坑道の理論的外形、②ベントナイトペレット、③グラウト、④鉄筋コンクリート構造物(0.5m)、
⑤花崗岩柱、⑥廃棄物容器、⑦ベントナイトブロック
寸法:A=20m、B=17m、C=16m、D=2m、E=2m、F=3～4m、G=2～3m

図 3.3-4 ベントナイトバリアを有する岩盤ボルトの断面図



①坑道の理論的外形、②コンクリート、③グラウト、④鉄筋コンクリート構造物(0.5m)、
⑤廃棄物容器、⑥コンクリート
寸法:A=20m、B=17 m、C=16m、D=2m、E=2m、F=5~10m

図 3.3-5 コンクリートバリアを有する岩盤ボルトの断面図

3.3.3 使用済燃料処分場に係る安全評価等に関する考え方

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

(1) 安全評価戦略

RD&D2013においてSKB社は、安全評価とは「SKB社と規制機関である放射線安全機関（SSM）の双方が、使用済燃料処分場が所定の規制要件を順守しているかどうかを明らかにするために用いる手段」（TR-13-18, Chapter 17 Overview – research for assessment of long-term safety, p.248）であるとしている。SKB社の安全評価方法論は、KBS-3システムの開発と並行して長い期間にわたり開発されている。その最新の例が2011年3月に取りまとめられた「SR-Site」安全評価があり、フォルスマルクに使用済燃料の最終処分場を建設するための許認可申請のベースとなる評価である。SR-Siteの安全評価方法論は、2006年10月の「SR-Can」安全評価のために開発・使用された方法論を国際レビュー及び規制機関等のレビュー意見を考慮して改良されたものである。

SR-Canでは「10ステップ方法論」であったが、SR-Siteでは「11ステップ評価方法論」に発展している。2つの安全評価方法論のステップを図3.3-6に比較して示す。SR-SiteとSR-Canでは、安全使用できるデータに入手状況、処分場設計のレベルが異なり、評価の質的な面で違いがあるのは当然である。安全評価方法論に注目すると、ステップ9の選定シナリオの解析が、SR-Siteでは「閉じ込め機能」に加えて「遅延機能」の解析が追加されるとともに、ステップ10で「追加の解析と裏付けとなる論拠」を新たに設けている。


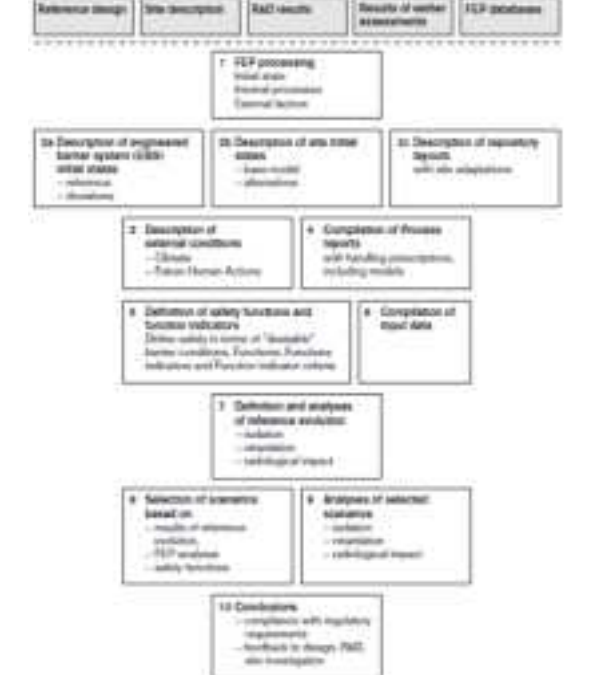
SR-Site(2011年3月) SKB TR-11-01 (893 ページ)	SR-Can(2006年10月) SKB TR-06-09 (620 ページ)
	
1: FEP の処理	1: 考慮すべき要因の特定(FEP の処理)
2: 初期状態の記述	2: 初期状態の記述
3: 外部条件の記述	3: 外部条件の記述
4: プロセス報告書の編纂 (コンパイルーション)	4: プロセスの記述
5: 安全機能、安全機能指標、安全機能指標基準の定義	5: 安全機能、安全機能指標、安全機能指標基準の定義
6: 入力データの編纂(コンパイルーション)	6: インプットデータの集成
7: 基本的変遷の定義と解析 (reference evolution)	7: 基本的変遷の定義及び解析 (reference evolution)
8: シナリオ選定	8: シナリオの選択
9 Part 1: 選定シナリオにおける閉じ込め能力の解析 9 Part 2: 選定シナリオにおける遅延能力の解析	9: 選択されたシナリオの解析
10: 追加の解析と裏付けとなる論拠	
11: 結論	10: 結論

図 3.3-6 SR-Site と SR-Can での安全評価ステップ (方法論) の比較

SKB 社は、安全評価は反復的なプロセスであり、その出発点となるのが、サイト、処分場設計、処分場で使用される人工バリア、処分場の状態に影響を及ぼす様々なプロセスに関するその時点における知識である一としている。そしてその知識があつて、処分場の安全機能の特定（すなわち、処分場の変遷に伴ってバリアが安全要件を満たすためにどのような事に耐える必要があるのかの理解）につながる。さらに、処分場条件が時間の経過とともに移り変わるかに関する解析も実施できるようになる。これにより、処分場の将来の進展に関するレファレンス状況を示せるようになる。この将来の展開に関するレファレンス状況を明らかにできたら、一定の要素の変化が処分場の長期安全性にどのような影響を及ぼすのかを明らかにするために、様々なシナリオを考慮する。そして最後に、長期安全性要件がこれらの最悪のケースのシナリオにもかかわらず順守されることを確認する。こうして得られた結果及び結論は新しい知識ベースに加えられると、次の反復作業を開始することができる。SKB 社の考えに基づく、安全解析の反復的なプロセスを単純化した概念を図 3.3-7 と図 3.3-8 に示す。

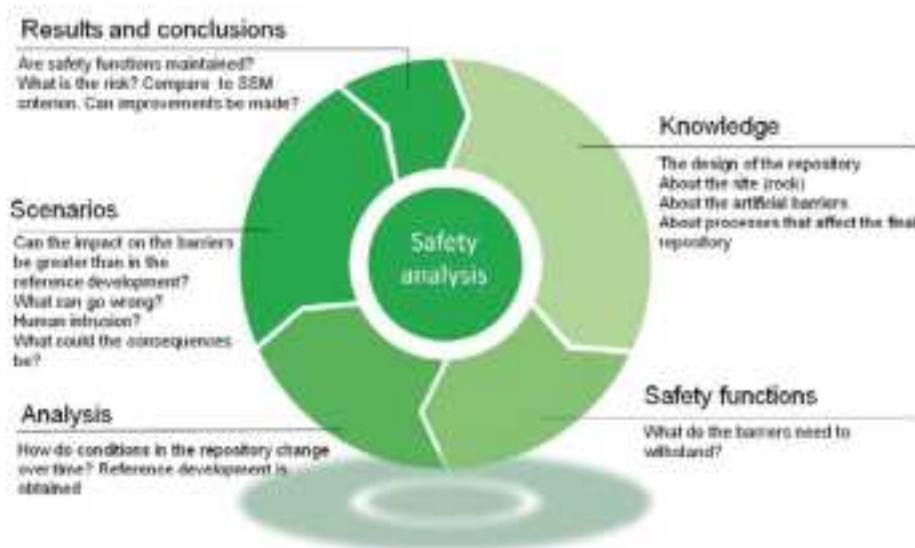


図 3.3-7 SKB 社の安全評価のサイクルモデル

(SKB 社の好意により本調査受託者が提供を受けたもの)

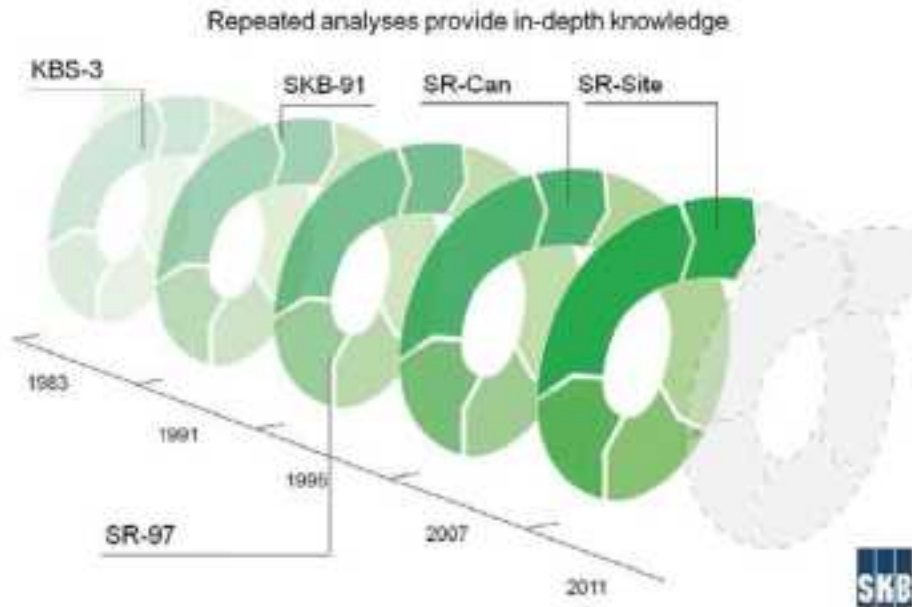


図 3.3-8 SKB 社の反復的な安全評価サイクルモデル
 [SKB 社の好意により本調査受託者が提供を受けたもの]

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

1) 放射線安全機関 (SSM) の規制文書における評価シナリオに係わる指針

安全評価シナリオの分類に使用されている用語について、放射線安全機関 (SSM) の 2 つの規制文書—SSMFS:2008:37、SSMFS2008:21—における用語の対応関係を整理した結果を図 3.3-9 に示す。なお、この図には、SKB 社の SR-Site 安全評価でのシナリオとの対応関係も示している。

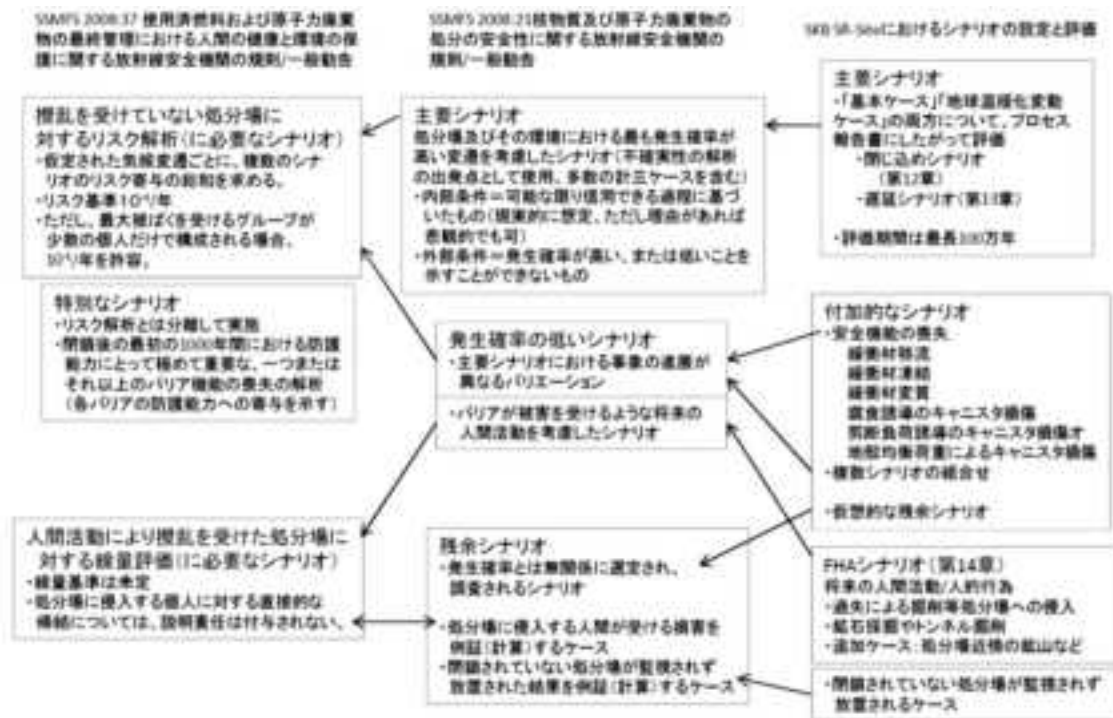


図 3.3-9 放射線安全機関の規制文書と SKB 社の SR-Site 安全評価の対応関係

スウェーデンにおいて安全基準の遵守を説明に必須とされているシナリオは、SSM の規制文書 (SSMFS 2008:37) での用語を用いると、以下の 3 種類である。(図 3.3-9 の左列を参照)

- [A1] 「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析」に必要なシナリオ
- [A2] 人間活動により「擾乱を受けた処分場に対する線量評価」に必要なシナリオ
- [A3] 特別なシナリオ

上記の[A1]と[A2]では、擾乱の有無、並びにリスク解析と線量評価に違いがある。SSMFS 2008:37 では、[A1]に対して 10^{-6} /年というリスク基準を定めているが、[A2]に対応する線量基準は定めていない。また、SSMFS 2008:37 では、上記の[A3]「特別なシナリオ (Special scenarios)」という用語を使用しており、「閉鎖後の最初の 1,000 年間における防護能力によってきわめて重要な一つまたはそれ以上のバリア機能の喪失の解析は、リスク解析とは分離した形で実施されるべき」ものとしているが、対応するリスク基準は規定していない。

安全評価シナリオの分類については、SSMFS 2008:21 の一般勧告部分で考え方を示して

いる。(図 3.3-9 の中央列を参照)

[B1]主要シナリオ (The main scenario) [訳注：単数形で表記]

[B2]発生確率の低いシナリオ (Less probable scenarios) [訳注：複数形表記]

[B3]残余シナリオ (Residual scenarios) [訳注：複数形表記]

SSMFS 2008:21 での3種のシナリオ分類について、SSMFS 2008:37 で求められているリスク／線量の評価の対応関係は、以下のようになる。

[A1]「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析」に必要なシナリオ

SSMFS 2008:21 では、主要シナリオ[B1]について以下のように解説している。この解説文から、主要シナリオは、「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析」[A1]に必要なシナリオに該当すると考えられる。

主要シナリオは、外部条件の予測される変遷に、及び内部条件に関する現実的な想定に、またはそうする理由がある場合には悲観的な想定に、基づくべきである。その将来の外部事象については、安全評価の対象期間における発生確率が有意に高いか、または発生確率が低いことを示すことができないものから構成されるべきである。更に、その内部条件については、製造上の欠陥及び他の不備の発生に関する根拠ある想定を含めて、可能な限り、信用できる仮定に基づいたものであるべきであり、このことによって処分場のバリア機能の解析を可能となる。

SSMFS 2008:21 では、発生確率の低いシナリオ[B2]について以下のように解説している。この解説文から、発生確率の低いシナリオには2種類のものがあり、「主要シナリオにおける事象の異なるバリエーション」は「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析」[A1]に対応し、「バリアが損害を受けるような将来の人間活動を考慮したシナリオ」は人間活動により「擾乱を受けた処分場に対する線量評価」[A2]に対応すると考えられる。

発生確率の低いシナリオは、シナリオの不確実性(下記参照)の評価のために用意されるべきである。これには、主要シナリオにおける事象の進展が異なるバリエーションのほか、バリアが損害を受けるような将来の人間活動を考慮したシナリオ(処分場に侵入する人間が受ける損害は、下記の「残余シナリオ」で例証される)が含まれる。発生確率の低いシナリオの解析においては、主要シナリオの枠内で評価されないよう

な不確実性の解析が含まれるべきである。

[A2]「擾乱を受けた処分場に対する線量解析」に必要なシナリオ

SSMFS 2008:21 の発生確率の低いシナリオ[B2]のうち、「バリアが損害を受けるような将来の人間活動を考慮したシナリオ」は人間活動により「擾乱を受けた処分場に対する線量評価」[A2]に対応すると考えられる。

SSMFS 2008:37 では、「将来の人間活動」という見出し内において、人間活動シナリオの例示がある。処分場に対して人間が与える偶発的な影響に関する複数のシナリオには、「処分場へのボーリングに関連して生じる人間の直接的な侵入を扱った1ケース、並びに、(…中略…) 処分場の防護能力の低下に間接的に繋がるその他の活動を扱った複数の事例を含むべき」とされている。

人間活動シナリオの評価結果の示し方は、「最大被ばくを受けるグループの個人に対する線量を計算することによって例証」し、「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析とは別個に報告」すべきとしている。ただし、人間活動シナリオに使用される「線量基準」は定められていない。

[A1]と[A2]のいずれにも属さないシナリオ

SSMFS 2008:37 の「擾乱を受けていない処分場のリスク解析」、「擾乱を受けた処分場に対する線量解析」以外にも、(その基準値は設定されていないが) 評価実施が求められているシナリオや計算ケースがある。

- ・ SSMFS 2008:37 の「特別なシナリオ」…「使用済燃料または原子力廃棄物の隔離に主にして基づく処分場の場合、閉鎖後の最初の 1,000 年間における防護能力にとってきわめて重要な一つまたはそれ以上のバリア機能の喪失の解析は、リスク解析とは分離した形で実施されるべきである。この解析を行う意図は、様々なバリアが処分場の防護能力にどのように寄与するのかを明らかにすることであるべき」と述べられている。
- ・ SSMFS 2008:21 の「残余シナリオ」…残余シナリオは、「主要シナリオ」と「発生確率の低いシナリオ」以外のシナリオである。残余シナリオには、「とりわけ個々のバリア及びバリア機能の重要性を例証するために、確率とは無関係に選択されて調査される事象の進展及び条件が含まれるべき」と述べられている。これは、SSMFS2008:37 の特別なシナリオに対応したものと考えられる。

また、SSMFS 2008:21 の残余シナリオには、「処分場に侵入する人間が受ける損害を例証するケース」のほか、「閉鎖されていない処分場が監視されずに放置された結果を例証するケースも含まれるべき」と述べられている。前者の（計算）ケースは SSMFS 2008:37 で線量評価が求められているものに対応していると考えられる。後者の（計算）ケースは、SSMFS 2008:37 に対応するものがなく、SSMFS2008:21 だけで求められている。

2) SKB 社の SR-Site 安全評価報告書における評価シナリオと評価内容

SKB 社の安全評価方法論では、処分場システムがたどる将来変遷の不確実性のマネジメントにおいて、その成否のかぎを握る特徴は「解析するシナリオ数を減らすこと」にあり、多くの起こりうるシナリオから代表性を有するシナリオのセットを選び出すことによってその実現を図る、という戦略である。シナリオの選定については、SR-Site 安全評価の第 8 ステップにおいて、放射線安全機関 SSM の規制文書で示されている要求事項を満足するように、以下の 5 ステップからなる方法を開発し、SR-Site での評価に適用している。

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

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

5. シナリオの組み合わせ

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

上記の方法に従い、SR-Site では以下のシナリオを選定している。

○主要シナリオ…基本的変遷に対応するシナリオ

○追加シナリオ（潜在的な安全機能の喪失に基づく）

- ・ 処分孔での移流条件の発生過程及び規模の探求を目的とした「緩衝材移流シナリオ」
- ・ 緩衝材の凍結が発生する過程の探求を目的とした「緩衝材凍結シナリオ」
- ・ 緩衝材の変質現象が発生する過程の探求を目的とした「緩衝材変質シナリオ」
- ・ 腐食に起因したキャニスタ損傷の発生過程及び規模の探求を目的としたシナリオ
- ・ 剪断荷重に起因したキャニスタ損傷の発生過程及び規模の探求を目的としたシナリオ
- ・ 地殻均衡荷重に起因したキャニスタ損傷の発生過程の探求を目的としたシナリオ

○バリア機能の例証を目的とした、仮想的な残余シナリオ

○将来の人間活動に関係するシナリオ

SR-Site 安全評価の第 8 ステップ（総括報告書の第 11 章部分）では、シナリオ選定の結

果を以下の表形式でまとめている。

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				
Buffer transformation				
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				
Canister failure due to corrosion				
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

※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。

図 3.3-10 SR-Site 安全評価でのシナリオ選定結果の提示

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

SR-Site 安全評価における放射性核種の放出と移行（ニアフィールドとファーフィールド）、生物圏における線量影響のモデルとパラメータについては、SR-Site 総括報告書の 13.4 節で述べられている。

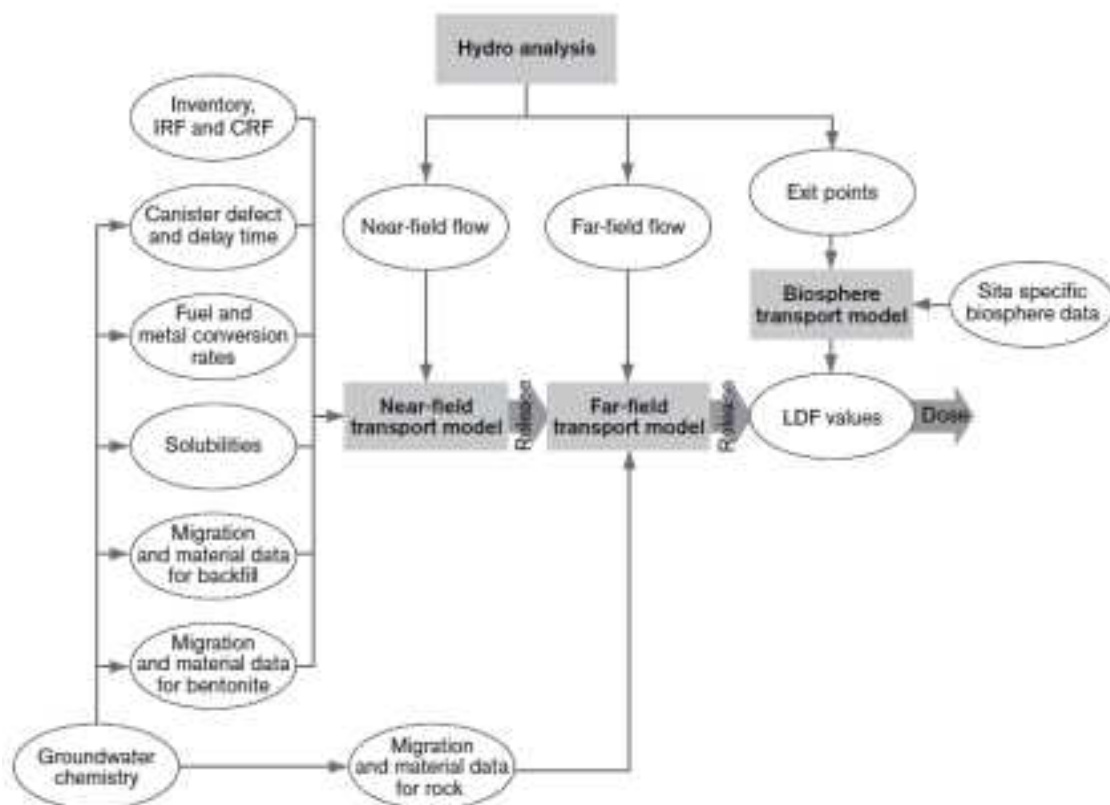


Figure 13-12. Models and data for the consequence calculations.

図 3.3-11 SR-Site 安全評価での核種移行・線量評価のモデル概念

・キャニスタからの核種放出とニアフィールドにおける核種移行

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

キャニスタからの核種放出と緩衝材及び埋め戻し材における経路については図 3.3-12 の表現のように 3 種類の核種移行経路 (Q1~Q3) を考慮している。

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

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

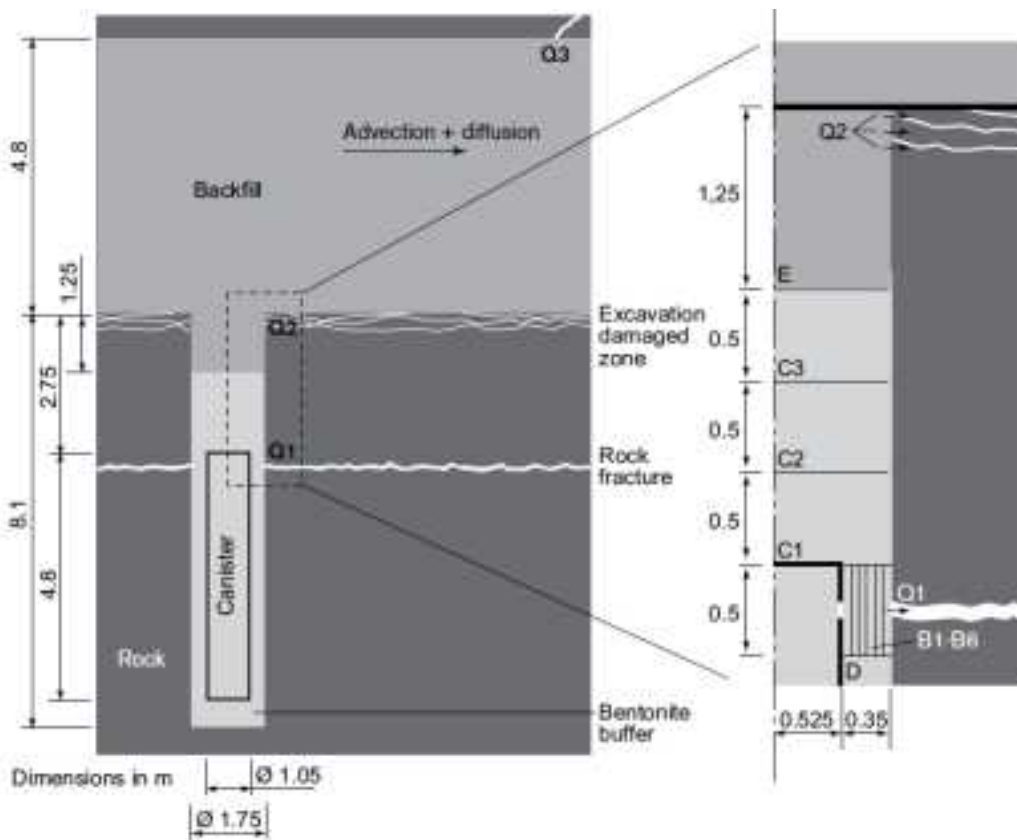


Figure 13-13. The near field and detail of its model representation as compartments B1-B6, C1-C3, D and E in the model COMP23. The transport paths Q1, Q2 and Q3 to a fracture intersecting the deposition hole, to the excavation damaged zone, and to a fracture intersecting the deposition tunnel, respectively,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

図 3.3-12 ニアフィールドとそのモデル表現の詳細—処分坑道と交差する亀裂、掘削影響領域、処分坑道を横切る亀裂までの移行経路

- ・地圏における核種移行

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

- ・生物圏評価

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

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

年間線量の推定値を得るために、SR-Site 評価では、“地圏からの核種放出率”に、「ランドスケープ線量換算係数」(LDF) を乗じている。LDF は、放射性核種の放出率が一定である状況下において、最大被ばくグループの代表的個人が受ける平均年間線量として定義される値である。SR-Site では、「基本 LDF」(basic LDFs) は、長期において核種が連続的に放出される場合に適用し、数年から数百年の期間にわたる核種のパルス放出(キャニスタ中の燃料が水と接触してインベントリの一定率が瞬時放出されることを仮定した場合)においては「修正 LDF」(modified LDFs) を用いている。基本 LDF 値は、単位は (Sv/y per Bq/y) であり(年間 1Bq あたりの核種の生物圏への放出率によって人

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

LDF を算出するために、生物圏オブジェクトにおける放射性核種移行のモデル化を行っており、図 3.3-13 にあるような「コンパート・モデル」を用いながら核種の蓄積をモデル化している。また、SR-Site では、生物圏オブジェクトに関する LDF の経時変化を核種毎に計算し、悲観的な措置として、様々なオブジェクトのうち、LDF が最も高い値となる時間においての値を“最大被ばくグループを表現するための LDF 値”として選択している。

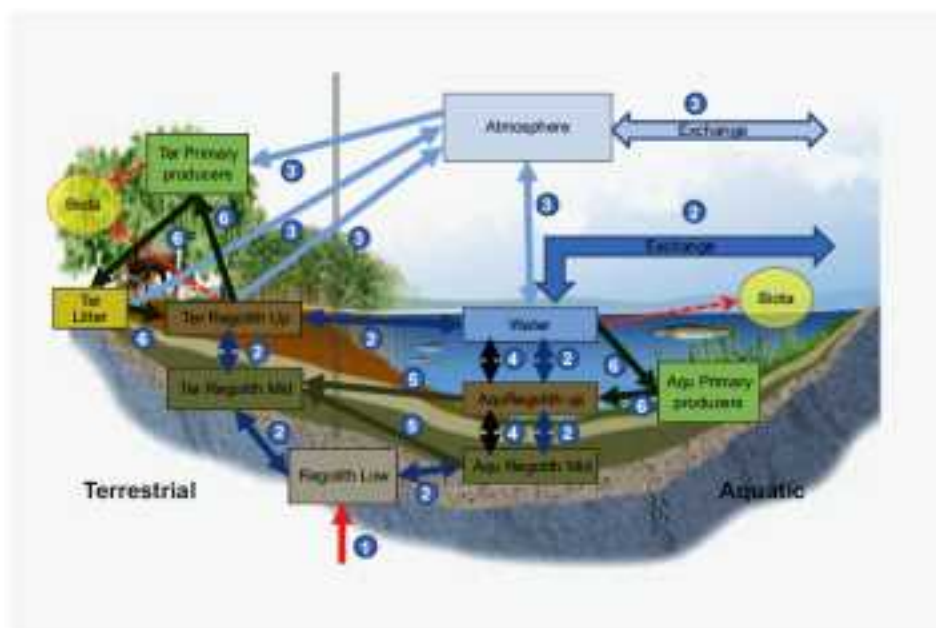


Figure 13-6. Conceptual illustration of the radionuclide model for the biosphere. Boxes represent compartments, black arrows fluxes, and dotted arrows concentration computations for non-human biota (these are not included in the mass balance). The model represents one object which contains an aquatic (right) and a terrestrial part (left) with a common lower geolith and atmosphere. The source flux (1 Bq/y) is represented by a red arrow (1). The radionuclide transport is mediated by different major processes, indicated with dark blue arrows for water (2), light blue for gas (3), black for sedimentation/resuspension (4), dark brown for terrestrialization (5), and green for biological uptake/decomposition (6). Import from and export to surrounding objects in the landscape is represented by arrows marked "exchange". A detailed explanation can be found in *Anderzsson 2010* and descriptions of the compartments are given in Table 13.1.

図 3.3-13 生物圏に関する放射性核種モデルの概念的な模式図。

四角はコンパートメントを、実線の矢印はフラックスを、点線の矢印は人間以外の生物相に関する濃度計算を表している（これらは質量収支に含まれない）

・データの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”を用いて選択している。選定過程と採用したデータ値は、SR-Site データ報告書で報告している。

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

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

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

インプットデータの適格性確認 (Qualification) は、図 3.3-14 に示すように、一連の構成されたステージにより進めている。最初のステージ A では、使用者が当該領域における供給者に要求するデータを定義する。次のステージ B において、供給者は 8 つのセクションから成るデータ適格性プロセス (追跡性、不確実性、自然変動等のデータに係る問題が扱われる) に従って適格性を確認したデータを提示する。次のステージ C において、SR-Site チームがデータの適格性確認についての判断を行い、SR-Site 安全評価で

用いる推奨データ選択する一という流れである。

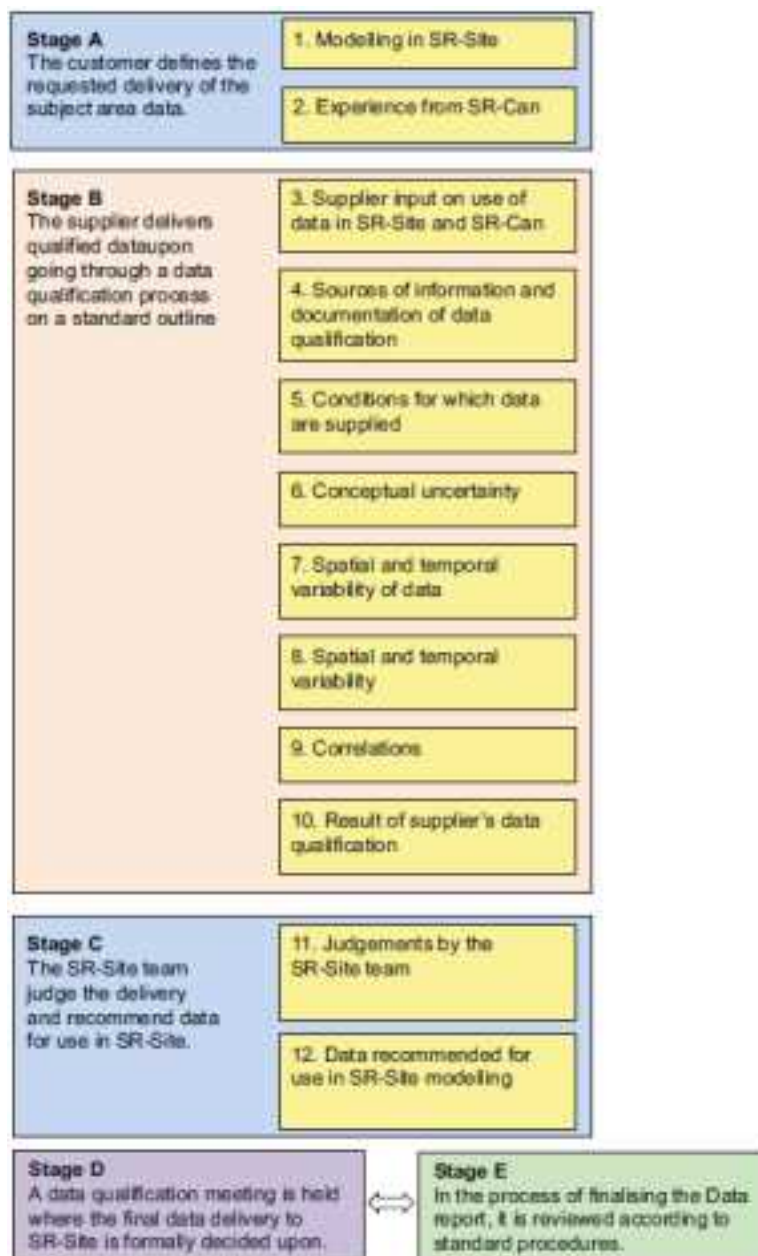


Figure 3-3. Stages of writing and reviewing the Data report. The standard outline of a subject area is shown in the yellow boxes.

図 3.3-14 データ報告書の記述とレビューに関するステージ構成
(SR-Site データ報告書の Figure 2-3)

(4) 不確定性の取扱い

SKB 社の SR-Site 安全評価の主報告書 (SKB TR-11-01) では、第 2.8 章、第 2.9 章において情報と不確実性の管理手法とその品質保証の在り方について記述されている。安全評価は、莫大な量の定性的、定量的な性質の情報を扱うものであり、それらにはその情報の不確実性も含まれていることを踏まえ、不確実性のあらゆる管理においては、安全評価の目的に照らして不確実性の問題の重要性を考えることが大切であると SKB 社は述べている。

(4-1) SKB 社の不確実性の問題を特定するための考え方

SKB 社は、SR-Can 総括報告書のセクション 2.7 において、「安全評価とは、あるシステムに多数の内部プロセスと外部の影響／事象が作用する結果として、ある初期状態を有する当該システムがどのように変遷していくかという解析に立脚している」との認識を示しており、SR-Site 総括報告書のセクション 2.8 においてもこの認識を踏襲している。この認識から、SKB 社は不確実性に関する多くの問題を次のように特定している。

- 初期状態について、定性的かつ定量的にどれだけ良くわかっているか。すなわち、初期状態のすべての重要な面を特定し、それらをどれだけ良く定量的に記述できるか
- 関連する時間フレームの中で、関連するすべての内部プロセスを特定しているか？それらを機構の面からどれだけ良く理解しているか
- 関連するすべての外部事象と現象を特定しているか。それらをどれだけ良く定量化できるか
- 上記のあらゆる種類の不確実性のある因子を考慮し、変遷するシステムの代表的な説明をどのように行なうことができるか。どれだけ良く内部プロセスを数学的に表現でき、システムの変遷を現実的に説明できるか。システムの変遷を定量化するために必要なすべての入力データをどれだけ良く知ることができるか。

SKB 社は、これらの問題に対処する方法について、(OECD/NEA での検討を引用して) 慣例的に「システム／シナリオの不確実性」、「概念の不確実性」、「データの不確実性」というカテゴリーで不確実性を分類しているが、不確実性を記述または区分するための固有の、あるいは妥当な方法は存在しないという一般的な結論があることを述べている。こうした現状認識を踏まえ、SKB 社は、不確実性の区分で使用される用語の意味合いを

明確化することが重要との考えを述べている。SKB 社は、不確実性は以下の 3 つの側面から捉えることができ、不確実性に対して側面別にアプローチをとる考えが述べられている。

- ①システムの不確実性：この種の不確実性は、包括性の問題に係わるものであり、安全評価にとって重要なすべての側面を特定できているか、そして、たとえば適切な一式のシナリオを選択し、解析が特定済みの事項を定性的に正しい方法でとらえているかどうかという問いかけに対する取り組みが求められる。簡単にいうと、すべての因子、FEP を満足な方法で特定し、含めているだろうか。
- ②概念の不確実性：この種の不確実性は、処分場の変遷に含まれるプロセスの性質に対する理解度と本質的に係わるものである。単一または連成のプロセスの機構面の理解に係わるだけでなく、それらを単純化した数学モデルで扱う際に、モデルで良く表現される側面と表現されない側面の双方の理解にも係わる。
- ③データの不確実性：この種の不確実性は、評価で使用されるすべての入力データ（定量的なもの）に係わるものである。データの不確実性を管理には、考慮すべき多くの面がある。
 - ・データ間の相関、知識の不足に起因する不確実性は、自然自体が変動性をもつことが生じる偶然的な性質のもの（aleatoric）と、知識自体が何らかの判断の結果生み出されたものであり、その判断過程で生じたもの（epistemic）を区別して取り組む必要がある。
 - ・概念の不確実性を検討する際に入力データの範囲を拡大するために、それによってデータの不確実性が持ち込まれる状況がある。
 - ・特定のモデルの入力データは、対象プロセスを概念化して得た結果であるため、概念の不確実性とデータの不確実性の問題は、ある程度結びついている。
 - ・入力データを選ぶ際の考え方について、その一つに計算結果が最大となるように悲観的なデータを使用する方法があり、他の方法には、入力データに確率分布を設定し、確率論的評価を実施する方法がある。

(4-2) SKB 社の SR-Site における不確実性の問題へのアプローチ

SKB 社の安全評価 SR-Site 総括報告書（SKB TR-11-01）では、安全評価の目的は不確実性の管理のあり方に影響するとの考えが述べられている。SKB 社は、安全評価の目

的には、「規則要件への遵守状況の評価」と「設計、研究開発、継続サイト調査へのフィードバック」があるとしている。前者の目的については、処分システムが十分な安全裕度があれば、不確実性を悲観的に取り扱うことでほぼ達成できるが、後者の目的では、例えば未解決の設計課題にどのような不確実性因子が関与しているかを定量的に把握するために、不確実性のより洗練された管理が必要となるとしている。

1) システムの不確実性／包括性の問題

SR-Site では、システムの不確実性は、FEP（特性・事象・プロセス）の取り扱いと、評価シナリオの選択の二つの面から対処を図っている。

(a) FEP の取り扱い

包括性の問題の一つは、FEP データベースで FEP を適切に管理することによって一般に取り扱っている。SKB 社は、処分システムの初期条件、処分システム内部のプロセス、外部事象に関する情報を得るために、FEP データベースの構造と FEP の管理ルーチンを設定している。

SR-Site では、システムの不確実性に対処するために、FEP の取り扱いの詳細を説明する『FEP 報告書』、処分システムの初期状態を説明する『初期状態報告書』、内部プロセスの取り扱いを説明する『プロセス報告書』、長期の気候変遷の取り扱いを説明する『気候報告書』が別途用意している。

(b) シナリオの選択

包括性の問題は、解析の際にすべての関連 FEP が適切な方法で検討されるように、シナリオのセットを十分に選択することにも係わっている。SKB 社は、評価シナリオの選択作業は主観的性質のタスクであり、したがって、シナリオの選択の細部にわたって正しい取り扱いを保証できるような方法を提案することは困難であるとしているが、選択された評価シナリオのセットに対する信頼性(confidence)を高めるために、次のような手段をとっている。

- ・シナリオの選択作業に、構造化された論理的なアプローチをとる。
- ・安全関連問題の注目点を明瞭にするため、処分システムの安全機能を定量化するための指標を用意する。
- ・境界計算ケース (bounding calculation cases) の解析を行い、非現実的シナリオを含める形で、線量等で示される指標の上限（最悪ケース）を把握し、システムが備

える頑健性を明らかにする。

- ・ FEP が評価で適切に取り扱われていることを保証するように QA 手段を用意する。
- ・ 自社内だけでなく、外部レビューにより評価を受ける。

2) 概念の不確実性

SKB 社は、処分システムの内部プロセスに係わる不確実性への対処は、主として『プロセス報告書』で説明している。すべてのプロセスの記述について、所定のフォーマットを使用して整理することにより、プロセス及びそれに付随する概念の不確実性が一貫した方法で述べられることを保証できるとしている。プロセスの文書化の中心部分に関しては、外部レビューも行っている。

SKB 社は、外部影響に対する概念の不確実性を様式化による方法で取り扱っている。この方法では、十分なシナリオのセットを定義し、外部影響を定量化するために（安全評価で直接用いるものよりも）最先端のモデルを使用して行われている。最先端モデルの例には、氷期サイクルをモデル化するための「氷モデル」がある。外部影響が過大に推定されることを立証するために、境界計算ケースの解析も行っている。

3) データの不確実性

SR-Site 総括報告書において、データの不確実性の取扱い手順は第 9 章に明示されている。SKB 社は、品質保証は、データの不確実性を文書化するためのテンプレートを使用し、参加している専門家と generalist（全体に通じている者）の役割を明確に定義し、さらに評価の入力データを最終的に確立する前に外部レビューを受けることによって達成されるとしている。

4) モデル化

SKB 社は、評価の本質的な部分は、数学的モデルを通した、処分場の変遷、線量及びリスク影響の定量化に関係するとしている。モデル化しようとするプロセスの適切な概念化において適切にモデルを定義することや、品質が保証された入力データを使用することとは別に、このステップでは次の点が必要となる。

- ・ コード検証の結果と他のモデルとのベンチマーク結果を含めながら、モデルをきちんと文書化する。

・モデルの遂行において、ヒューマン・エラーを検出して防護するための手順

評価で使用されたモデルについて記述するよう、あらかじめ確立されたテンプレートに従ってまとめられたモデル総括報告書を作成しており、品質保証の側面を含むモデルの詳しい説明のための参考文献の役割を持たせている。SR-Site 総括報告書の第7章に示される、モデルに対するプロセスのマッピングは、使用されているモデルの概要を提供している。SKB 社が採用している指導原則は、計算を再現し、監査できるように、モデルとデータを十分詳細に文書化することとしている。

SKB 社は、ヒューマン・エラーは、たとえば入力データが正しいことをチェックするための公式の手順を用いたり、定量化において決定的な側面を持つモデルに対して、しばしば単純化された代替的なものを使用したりすることによって、最小化できるとしている。

5) 不確実性の統合化された取り扱い

SKB 社は、不確実性の種類は①システムの不確実性、②概念／モデルの不確実性、③データの不確実性—に大別されるとしている。これら全ての不確実性は評価において適切に取り扱われていることを保証する必要がある。主要シナリオと追加シナリオの違いは不確実性と関連現象の起こりやすさに大きく関係したものであるため、不確実性の取り扱いに関する全体の戦略は、シナリオ選定と密接に関係するとしており、下記のシナリオ毎に不確実性の取扱いを記述している。

○レファレンス変遷（＝主要シナリオ）

・一般変遷

FEP を含むシステムの不確実性：確認された全ての内部プロセスを検討し、プロセス報告書にまとめられた規定に従って、SR-Site 総括報告書の表 7.2～7.6 に包含している。外部環境条件は、最終氷期サイクルであるウルム氷期を復元したモデルのタイプと、より様式化された主要シナリオにおける地球的温暖化変動を含めている。このことは、全ての外部のプロセス／現象に関連した気候を主要シナリオで考慮していることを意味する。しかしながら、プロセスや現象が扱われる範囲は、2つの変動によってカバーされている範囲に制限される。これは、レファレンス変遷の場合より極端な氷河負荷は考慮していないことを意味している。将来

の人間活動に関連する FEP は、完全に埋め戻しや封鎖がなされていない放棄された処分場のような、代替の初期状態に関連した FEP として、定義により主要シナリオからは除外している。

概念の不確実性：モデルはプロセス報告書と気候報告書にまとめた規定に従い、概念の不確実性を考慮して選択している。多くの場合、概念の不確実性は悲観的に取り扱っている。それらはまた、地下水流動モデルの場合のように変動ケースとして扱う場合がある。これらのモデルは SR-Site における処分場変遷のためのレファレンス概念モデルを構成し、モデル総括報告書にまとめている。

データの不確実性：モデル化のための入力データは、主要シナリオにおける一般変遷に関連する多くの計算のためのデータ報告書から、不確実性を考慮して採用している。条件範囲を示すレファレンス初期状態のデータは、主要シナリオの定義に従って使用している。

- ・放射線学的な影響

放射線学的影響が起こる全ての状況は、追加シナリオの中で徹底的に扱っている。主要シナリオにおける放射線学的影響は、不確実性を含めつつ、下記の追加シナリオも含めた関連ケースの中に含まれている。

- 安全機能の部分的喪失の可能性に基づいた追加的なシナリオ

追加的なシナリオは、主要シナリオでカバーされていない不確実性の影響を評価すること、もし適切ならば、追加的な不確実性解析が必要とされた時は追加シナリオを全体リスク総和に含めることを主目的として記述している。

検討においては、これらの安全機能に関連する一般変遷の側面のみが対象となるので、一般変遷の解析は主要シナリオよりも多くはない。

- ・追加シナリオにおける一般変遷

FEPs を含むシステムの不確実性：FEP 表と SR-Site 報告書の FEP カタログに基づいて、安全機能に影響する可能性のある全ての関連する FEP がシステムの不確実性に含まれている。

概念の不確実性：主要シナリオに使用されたレファレンス概念モデルによってカバーされている範囲を超えて、概念的な不確実性が考慮される。

データの不確実性：主要シナリオで使用されている以上の入力データが考慮される。

例えば、レファレンス初期状態と外部環境条件は2つの変動シナリオでカバーされている範囲を超えた初期条件が考慮される。

・追加シナリオにおける放射線学的な影響

代替変遷がキャニスタ損傷を伴わない場合、検討における安全機能に関連した損傷を前提としたシナリオは残余シナリオとして分類されている。SKB社は、そのようなケースの影響計算は、しばしば境界となる見積もり（例えば、ある特定の時間に全てのキャニスタが損傷すると仮定したケース）を与えるとしている。

FEPs を含むシステムの不確実性：影響計算のためのデータはシステム変遷の解析結果から導かれるため、間接的に、一般変遷において考慮される全てのFEPが含まれている。人工バリアと岩圏中における放射性核種移行に直接的に関連する全てのFEPは、規定に従ってプロセス報告書（表7-2～表7-6にまとめられている）に含まれる。生物圏モデルは、Anderssson 2010, Löfgren 2010, Aquilonius 2010, Lindborg 2010 で議論されている。

概念の不確実性：プロセス報告書（表7-2～表7-6にまとめられている）の規定に従って、概念の不確実性を考慮しながら放射性核種移行のためのモデルが選択される。多くのケースでは、概念の不確実性は悲観的に扱われる。それらはまた、地下水流動モデルのケースのように様式化した変動として表現されるかもしれない。これらのモデルはSR-Siteにおける放射線学的な影響計算のためのレファレンス概念モデルを構成するものであり、それらをモデル総括報告書にまとめている。

生物圏モデルのための概念の不確実性は、Avila et al. 2010 と生物圏総合報告書で議論している。

データの不確実性：影響計算のための全てのデータは、データ報告書にあるものを使用している。ほとんどのケースにおいて、しばしば概念の不確実性由来である入力データの不確実性は、一連の入力データ分布セットの形で定量化している。これらの分布間の相関を考慮し、適切に含めている。生物圏モデルのための入力データの不確実性は、Nordén et al. 2010, Anderssson 2010, Löfgren 2010, Aquilonius 2010, Lindborg 2010 で議論している。

○将来の人間活動に基づいた（FHA）シナリオ

SKB 社は、将来の人間活動に基づいたシナリオを、その定義により、主要シナリオには含めていない。将来の人間活動／人的行為として、意図しない掘削等処分場への侵入、トンネル掘削や鉱山開発を挙げてその際の個人、環境への影響を評価している。

FHA FEPs に関連する側面は、不確実性を現実的にカバーできるよう様式化された方法で取り扱っている。処分場が解放されたまま放置された場合も同様に取り扱っている。

なお、FHA FEPs の影響を受けない一般的な変遷の側面は、主要シナリオにおいて発展させているため、これらの側面における概念の不確実性とデータの不確実性は、主要シナリオにおいて取り扱っていることになる。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

「(4)不確実性の取扱い」の「不確実性の処理」を参照。

SR-Site 安全評価では、キャニスタの損傷発生数を評価する上では、「離散亀裂ネットワーク」(DFN) モデルを用いて確率論的に実行する以外に方法がないとしており、実際に確率論的な評価手法を取り入れている。

確率論的入力データを適切に処理するためには、これらのデータ間に存在する何らかの相関関係と関数依存性を特定し、定量化する必要があるとしている。FEP データベース及び『プロセス報告書』に関連する広範な作業において、パラメータ間の相関関係と関数依存性の大部分は既に特定されている。またそれが適切な場合には、これらの相関関係と関数依存性は安全評価モデルの中に既に組み込まれているのが一般的である。

また相関関係と関数依存性は、データの取得、解釈及び改良にも利用されていることがある。例えば、収着分配係数に関連する全ての放射性核種に関するデータが入手できているわけではない。観察結果が欠けている元素の場合、供給される収着分配係数は、一つまたは複数のアナログ元素から得られたデータに基づいて推定している。

b. 重大事故事象の評価

「(2)長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分」で示したように、長期安全性の評価においては特段の重大事故事象は取り扱われていない。

c. 品質管理手法

c-1) SR-Site 報告書における品質保証に関する一般的事項

SR-Site 総括報告書では、セクション 2.9 において、安全評価における品質保証の側面を説明している。このセクションで SKB 社は品質保証について以下のように述べている。

広い意味で、使用済燃料を受け入れる処分場の長期安全性の評価に関する QA 計画は、長期安全性に関連するすべての因子が安全評価で適切に取り込まれ、取り扱われているという保証を得るためのものである。そうなっていることを QA システムで厳格に証明できるわけではないが、目的に合わせて作られた QA 計画と QA システムは、履行者が構造化され包括的なやり方で安全評価を実施するのに役立ち、レビュー担当者が評価の質 (=出来映え) と包括性を判断することを助けることになる。QA 措置は、例えば、サイトやプロセスのモデルの再現性が妥当なものであり、安全評価の目的に照らして十分な代表性があることに対する信頼度 (confidence、～の確からしさ) の判断材料を提供する上で、一つの重要な要素となる。

《SKB TR-11-01, セクション 2.9.1 より》

最終処分場の安全評価を行う主な目的は、時間が経過しても処分場が放射線に関して安全と考えられるかどうか調査するためである。原則として、これは推定放出量、及びそれに付随する線量を規制基準と比較することによって確立される。

安全評価においては、長期安全性に影響する多数の因子を品質保証されたやり方で取り扱う必要がある。これらの因子、または FEP (特性・事象・プロセス) は、QA 手段としても使用されるデータベースに収集される。FEP データベースと基礎参考報告書は、特定 FEP がどのように評価に取り入れられているか、またはなぜそれらが除外されたのかを立証する役割を果たす。

処分場の変遷をモデル化する場合、多くの FEP が取り扱われる。またモデル化には、プロセスの理解の科学的評価、現象の理解に基づいてプロセスまたは結合したプロセスの体系を模擬する数学的モデルの定式化、数学的モデルのコンピュータコードへの変換、入力データの準備、及びコードの実行が必要である。これらのあらゆる事項は文書にまとめて品質保証を行なう必要がある。

SR-Site 品質保証計画 [=SR-Site QA 計画] を確立する際には、全体的なガイドとして

ISO 10005 標準「品質マネジメント - 品質計画の指針」を使用している。

c-2) 「専門家の判断」の文書化

SKB 社は SR-Site 総括報告書の安全評価における品質保証の側面を説明しているセクション 2.9 において、サブセクション 2.9.4 を設けて「専門家の判断」の文書化と「専門家の選定」について説明している。

安全評価には、さまざまな性質の専門家の判断に基づく情報が関与する。「専門家の判断」を要するものには、直接的な実験の結果に関する科学者の見解から、将来の気候変動に対する地球温暖化（人為的な温室効果）の影響に関する専門家の判断、処分場の変遷に影響を及ぼす可能性がある特定のプロセス／現象が発生する見込みに関する評価まで、様々なものがある。「判断」の形式には、十分に正当化された定量的または定性的な声明で、報告書で述べられるものから、注意深く選任された専門家パネルが行う包括的で公式な諮問で、その承認に一定のプロトコルを定められているようなものまで様々である。

さらに、異なる専門家が異なる見解を持っているような問題もある。一致した見解または声明に達することができないようなケースでは、異なる見解を評価で考慮することが必要である。これはたとえば多くの計算ケースを試みるか、あるいは最も悲観的なアプローチの存在を示すことができれば、そのアプローチを選択して対処できる。

○ 「専門家の判断」の文書化

評価の追跡可能性を確保するために、“専門家の判断”がどこで、誰によって行われたのかを明瞭に述べておくことが重要である。これを目的として、SR-Site においてあらゆる“専門家の判断”を行った全ての重要な専門家に関する情報を、別の文書として「専門家リスト」にまとめている。この専門家リストには、SR-Site における当該専門家の役割、専門家として採用した動機付け、各専門家の資格情報（SKB 社内の規定に関するもの）の参照先などを記載している。SKB 社は、専門家リスト自体は公表していないが、当局から照会があった場合には利用できるとしている。

評価において“専門家の判断”を用いる際には、適切な専門家の参照情報を示すようにしている。ただし、そうした参照情報が多数となって文章自体が読みにくくなることを避けるために、総括報告書では冒頭の前書き（preface）で専門家の氏名を示す

にとどめるといった工夫・配慮をしている。『プロセス報告書』や『データ報告書』では、専門家の参照情報を示している。それら以外の報告書では、当該報告書の著者名からその専門家を容易に識別できるような記述方法を採用している。

さらに、今回とその他の報告書は、レビュープロトコルとして文書化されている方法に従って、SKB社の内部と外部のレビュー実施者による精査が行われている。これらのレビュー実施者も「専門家リスト」に含めている。

○「専門家の判断」の文書化

SKB社はSR-Site主要報告書において「一般に（SR-Site安全評価のために）専門家を選定するための正式な規則は適用していない」としている。評価のコアチームに所属する“多方面に通じた者”（generalists）が多くの専門家の判断を行い、これらの個人は長年にわたりKBS-3システムの安全性に係わる作業を行っており、したがって、システムの解析のさまざまな面に関して得られる最も経験を積んだ個人が判断を行っている。しかしながら、これはバイアスが加わるリスクのあることも意味し、本プロジェクトの中で作成される資料を外部でレビューする方法を実践している。

プロセスの理解の文書化、評価の定量的な面に対するモデルまたは入力データの選択を行なう専門家をSKB社が選定しようとする際には、当該分野の指導的な専門家（leading expert）と契約することを目標（ambition）としている。これらのレビュー者は当該の科学分野における著名な専門家（これまでの研究業績から判断される有資格者や有識者）であるべきである。これらの専門家の実績を文書化しており、当該人物の関与を正当化する材料としている。

3.4 フィンランドにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

フィンランドの高レベル放射性廃棄物、低中レベル放射性廃棄物（地下空洞処分相当）の放射性廃棄物の埋設処分の概要を整理した上で、各々の放射性廃棄物の処分に係る規則に対応して検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

3.4.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

フィンランドの使用済燃料処分の実施主体であるポシヴァ社は 2012 年 12 月に、使用済燃料処分施設の建設許可を政府へ申請した。申請書によれば、エウラヨキ自治体オルキルトに建設を計画している処分施設は、ポシヴァ社のオーナー会社である 2 つの電力会社、テオリスーデン・ヴォイマ社（TVO 社）とフォルツム・パワー・アンド・ヒート社（FPH 社）が運転する原子力発電所から発生する使用済燃料 9,000 トン（ウラン換算）を処分するように設計されるとしている。同プレスリリースによれば、建設許可申請書は地上のキャニスタ封入施設と地下の最終処分場の、2 つの相互に接続する複合原子力施設に関するものであり、複合施設の中にはキャニスタ封入施設の操業・廃止措置により発生する原子力廃棄物の最終処分のための施設も含まれるとしている。また、最終処分場は深度 400～450m の地下に建設され、段階的に建設される処分坑道ネットワークと技術的な施設によって構成されるとしている。

現在安全規制機関である放射線・原子力安全センター（STUK）が安全審査をおこなっているが、今後建設許可が発給されれば、2020 年頃に操業許可の申請がなされ、最終的な操業開始は 2022 年頃と見込まれている。

低中レベル放射性廃棄物処分に関しては、オルキルト原子力発電所から発生する運転廃棄物は発電所敷地にある低中レベル放射性廃棄物処分場（VLJ 処分場）において 1992 年より処分が行われている。また、ロヴィーサ原子力発電所では、1999 年より、ロヴィー

サ原子力発電所から発生する運転廃棄物の処分を敷地内の低中レベル放射性廃棄物処分場において行なわれている。

3.4.2 処分場の概要

計画されている使用済燃料処分場、操業中のオルキオとロヴィーサ原子力発電所における低中レベル放射性廃棄物処分場の処分概念について、処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。

(1) 高レベル放射性廃棄物の地層処分場の概念

使用済燃料処分場はエウラヨキ自治体オルキオの地下約400～450mの深度に建設される予定となっている（図 3.4-1）。フィンランドでは使用済燃料を再処理せずに直接処分する方針となっている。対象となる廃棄物は TVO 社が運転するオルキオ原子力発電所 1、2 号機（BWR）、建設中のオルキオ 3 号機（EPR）、計画中のオルキオ 4 号機（原子炉型は未定）と FPH 社が運転するロヴィーサ原子力発電所 1,2 号機（VVER）から発生する使用済燃料 9,000 トン（ウラン換算）である。

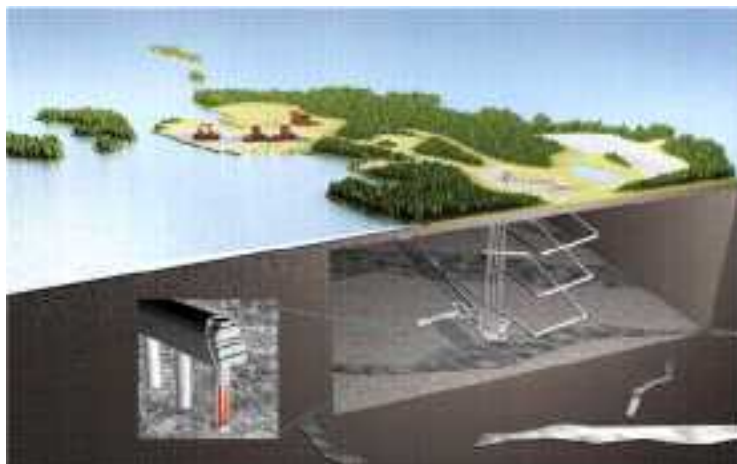


図 3.4-1 使用済燃料処分場イメージ

ポシヴァ社は、使用済燃料を多重バリアによる KSB-3 の概念設計にて処分を計画中有る。図 3.4-2 に使用済燃料を収納したキャニスタを垂直孔に定置する KSB-3V の設計概念図を示す。KSB-3V の概念設計はスウェーデンの SKB 社により開発された。銅製キャニスタに収納された使用済燃料は母岩の垂直孔に定置される。また、キャニスタはベントナ

イト緩衝材によって覆われる。現在ポシヴァ社と SKB 社は共同で水平方向の孔にキャニスタを横型に定置する工法についての調査を行っている。図 3.4-3 に垂直型に定置する KSB-3V 処分方式と水平方向に定置する KSB-3H 処分方式の概念図を示す。最終的に使用済燃料処分方式は、KSB-3V 又は KSB-3H のどちらかの定置方法が採用される予定である。
 (TURVA-2012 は KSB-3V に基づいて作成されている)

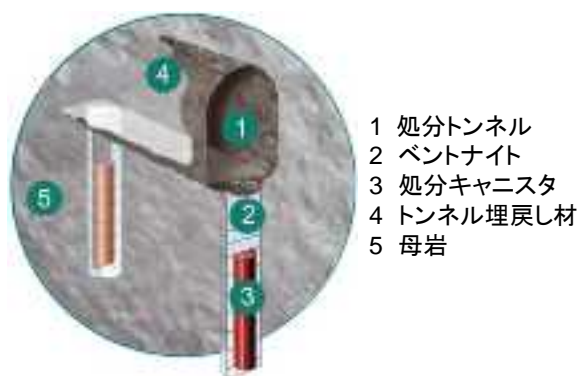


図 3.4-2 KSB-3V 処分概念図 (ポシヴァ社ウェブサイトより引用)

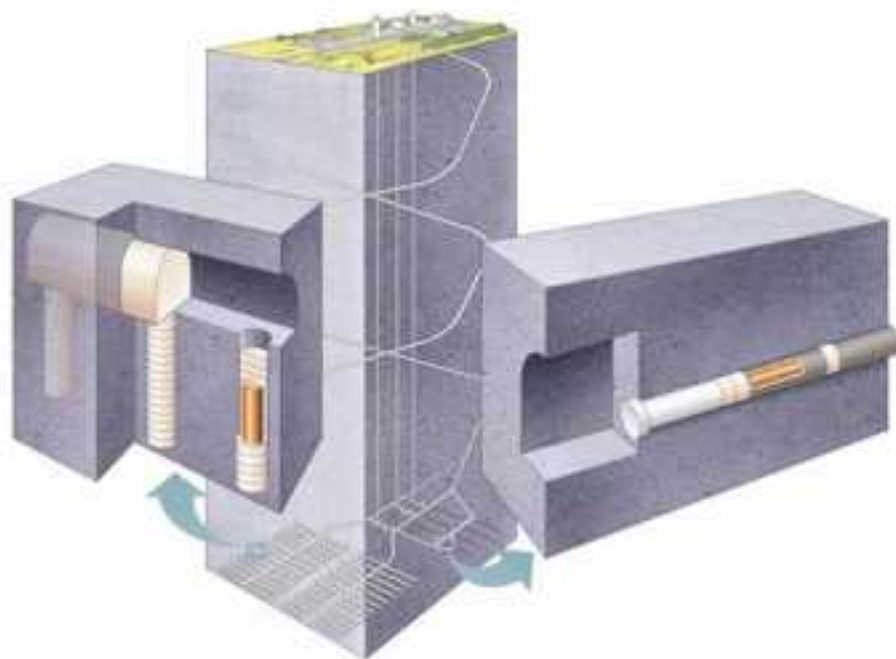


図 3.4-3 KSB-3V と KSB-3H 処分方式の概念図。

オルキルトにおける基盤岩は、主に 19 ～ 18 億年前のミグマタイト質の雲母片麻岩等の結晶質岩である。ポシヴァ社による処分の安全理念は、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が、まず燃料が密閉された（すなわち気密性及び水密性を伴う）銅-鉄製キャニスタに封入されることによってもたらされることであるとしている。また、その他の人工バリア（EBS）構成要素が、キャニスタが損傷のない状態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しただけでなく、キャニスタに破損が生じた場合にも、キャニスタからの放射性核種の放出の速度を低下させるか、放出量を制限する役割を果たすことを考慮している。安全理念のその他の要素としては、十分な処分場深度、良好かつ予測の比較的容易な基盤岩及び地下水の条件、基盤岩と EBS の両方に関して十分な特性評価が行われている物質特性などが挙げられるとしている（図 3.4-4 のシステムの主要な安全機能）。ポシヴァ社は、人工バリア・システム（EBS）と母岩の構成要素に各々安全機能を割り当てている（表 3.4-1）。

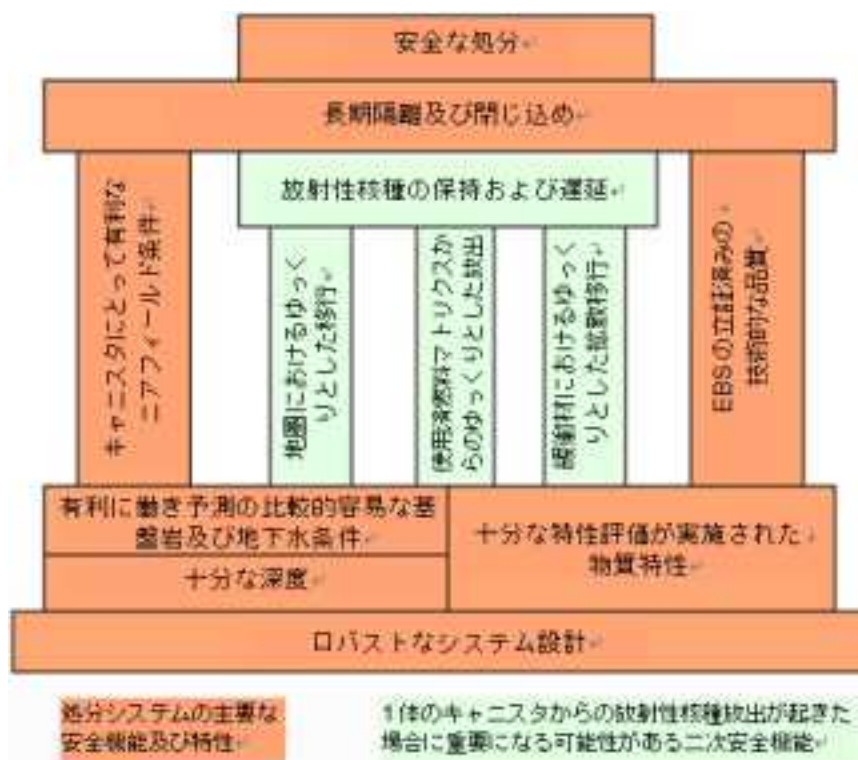


図 3.4-4 安全理念の概略図。安全理念は、ロバストなシステム設計に基づくものである。オレンジ色の柱及びブロックは、処分システムの主要な安全機能及び特性を、緑色の柱及びブロックは、1体のキャニスタからの放射性核種放出が起きた場合に重要になる可能性がある二次的な安全機能を示す。

表 3.4-1 EBS 構成要素及び母岩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、キャニスタ 鑄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。
定置坑道埋め戻し材	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。 定置坑道周辺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。

(2) 低中レベル放射性廃棄物の処分概念

フィンランドにおいて、オルキオ原子力発電所及びロヴィーサ原子力発電所の操業から発生する低中レベル放射性廃棄物は、各原子力発電所内の浅層基盤への処分が進められている。これらの低中レベル放射性廃棄物処分場は VLJ (VoimaLaitosJäte : 発電所廃棄物) 処分場と呼ばれている。TVO 社は 1992 年から、オルキオ原子力発電所の VLJ サイトにて低中レベル放射性廃棄物処分の操業を実施している。FPH 社は 1998 年からロヴィーサ原子力発電所の VLJ サイトにて低中レベル放射性廃棄物処分の操業を実施している。

原子炉容器の内部から除去された破片及び装置で、中性子束によって放射化され、強い放射線を放出するものは、放射化金属廃棄物と呼ばれる。STUKが放射性廃棄物管理等安全条約により 2011 年に発行した「国別報告書 (STUK-B-138)」¹⁾によれば、放射化金属廃棄

物はこれまで処理されずに各発電所内にて貯蔵されている。また、今後これら放射化廃棄物は類似した廃止措置廃棄物とともに処分されること、及び処分方法としてはVLJ処分場の延長線上が考えられている。

オルキオト原子力発電所内の低中レベル放射性廃棄物処分場は、地下 60～100m のトナライト岩盤内に 2 基のサイロが設けられている（図 3.4-5）。片方は固体の低レベル放射性廃棄物用であり、もう一方はビチューメン化された中レベル放射性廃棄物用である。

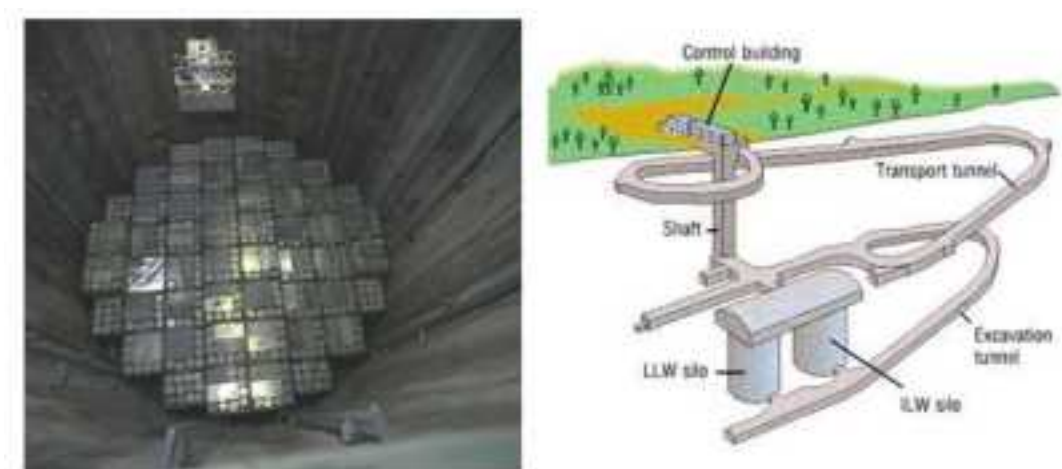


図 3.4-5 オルキオトの低中レベル放射性廃棄物処分場概念図（右）。左の写真はサイロ内に保管されているドラム缶。

ロヴィーサ原子力発電所内の VLJ 処分場は、地下 110 メートルの花崗岩の岩盤内にある。処分場は、2 本の低レベル固体放射性廃棄物用坑道と、1 本のコンクリート固化された中レベル放射性廃棄物用坑道から成る（図 3.4-6）。



図 3.4-6 ロヴィーサの低中レベル放射性廃棄物処分場概念図（左）。右の写真は坑道内にある低レベル放射性廃棄物の入ったドラム缶。

放射化金属廃棄物、及び類似した廃止措置廃棄物については VLJ 処分場を拡張した場所での処分が想定されている。

3.4.3 使用済燃料処分場に係る安全評価等に関する考え方

(1) 安全評価戦略

原子力廃棄物の処分における安全性に関する政令(736/2008)（以下、政令(736/2008)という）により、長期放射線安全性に係わる要件が遵守されていることを立証するためのセーフティケースを建設許可の申請において提示することが規定されており、ポシヴァ社は建設許可申請書と同時に STUK にセーフティケースを提出している。

ポシヴァ社によるセーフティケースはTURVA-2012²⁾と名付けられており、TURVAはフィンランド語で安全性という意味である。セーフティケースTURVA-2012 は、図 3.4-7 のように一連のセーフティケース報告書及び支援報告書からなるポートフォリオの構成で作成されている。

TURVA-2012	
Synthesis	
Description of the overall methodology of analysis, bringing together all the lines of arguments for safety, and the statement of confidence and the evaluation of compliance with long-term safety constraints	
Site Description	Biosphere Description
Understanding of the present state and past evolution of the host rock	Understanding of the present state and evolution of the surface environment
Design Basis	
Performance targets and target properties for the repository system	
Production Lines	
Design, production and initial state of the EBS and the underground openings	
Description of the Disposal System	
Summary of the initial state of the repository system and present state of the surface environment	
Features, Events and Processes	
General description of features, events and processes affecting the disposal system	
Performance Assessment	
Analysis of the performance of the repository system and evaluation of the fulfilment of performance targets and target properties	
Formulation of Radionuclide Release Scenarios	
Description of climate evolution and definition of release scenarios	
Models and Data for the Repository System	Biosphere Data Basis
Models and data used in the performance assessment and in the analysis of the radionuclide release scenarios	Data used in the biosphere assessment and summary of models
Biosphere Assessment: Modelling reports	
Description of the models and detailed modelling of surface environment	
Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System	Biosphere Assessment
Analysis of releases and calculation of doses and activity fluxes.	
Complementary Considerations	
Supporting evidence incl. natural and anthropogenic analogues	
Main reports	
Main supporting documents	

Figure 1-3. The TURVA-2012 safety case portfolio. The portfolio consists of safety case reports (green boxes) and supporting reports (blue boxes); brief descriptions of the contents are given (white boxes). Disposal system = repository system + surface environment.

図 3.4-7 TURVA-2012 のポートフォリオ報告書構成。ポートフォリオは、セーフティケース報告書（緑のボックス）及び支援報告書（青いボックス）によって構成されている。

ができるが、その際にも、予測可能なプロセス（土地の隆起、さらには掘削や処分された廃棄物に起因するものなど）に起因する変化を考慮する。（YVL D.5 408）

さらに、性能目標の定義では以下の YVL D.5 における要件が考慮されている。

（中略）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、基盤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。（YVL D.5 409）

設計基準の開発は、表 3.4-1 に示された処分システムの安全機能を満たすために人工バリアの性能目標と母岩の岩盤適格性分類を定義するものとしている。性能目標及び目標特性を定義する際には、キャニスタ定置時に、及び長期間にわたり処分場システム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。それぞれの人工バリア構成要素、及び母岩の性能目標と目標特性の仕様については「設計基準報告書（Design Basis 2012, POSIVA Report 2012-03）」において取り扱われている。

開発された設計基準に基づき処分場システムの性能が評価され、さらに放射性核種放出につながるシナリオが作成・評価されている（図 3.4-8）。

○セーフティケース中間概要報告書 2009 年に関する規制機関からのフィードバック

2003 年の貿易産業省決定に基づき、ポシヴァ社は 2009 年に建設許可申請の準備状況報告書を当局に提出し、同時にセーフティケース中間概要報告書を提出した。STUK は、長期安全性及び操業安全性を明示する作業におけるポシヴァ社の準備状況と、原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令（736/2008）を参照し、原子力廃棄物処分に関する安全要件の履行状況の評価を行った。

STUK は、一般的な指摘事項として、ポシヴァ社の安全性に関する情報の提示方法に一貫性がなく、場合によってはトレーサビリティの観点から問題があるとし、また、ポシヴァ社が提出した資料は、推論及び分析の面で限界が見受けられるため、様々な要件が満たされていることを明示するため、さらには導き出された結論の立証を行う際に、不足点があることを指摘していた。

TURVA-2012 セーフティケースは、これら STUK からの指摘事項を優先的に取扱うべき重要問題として考慮に入れ、作成されたとしている。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

政令（736/2008）では、以下のように、安全評価において「想定した変遷シナリオ」と「長期安全性を低下させる発生確率の低い事象」を解析することを規定している。

長期放射線安全性に係わる要件が遵守されていること、さらには処分方法及び処分地が適切であることは、想定した変遷シナリオ (*expected evolution scenarios*) 及び長期安全性を低下させる発生確率の低い事象の両方を解析したセーフティケースを通じて、立証されなければならない。(政令（736/2008）第 14 条)

また、安全指針 YVL D.5 において、3 種類のシナリオが定義されている。

ベースシナリオでは、それぞれの安全機能に定義された性能目標を、目標値からの偶発的な逸脱を考慮に入れた上で仮定しなければならない。単一、あるいは複数の安全機能の性能低下の影響が、バリエーション・シナリオを用いて解析しなければならない。擾乱シナリオが、要件 316 に示される長期安全性を損なう発生の見込みの低い事象の解析のために作成しなければならない。安全機能の性能劣化の範囲は立証 (*substantiated*) されなければならない。(YVL D.5 A05)

上記指針を以下に整理する。

- ベースシナリオ：この基本シナリオにおいて、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。
- バリエーション・シナリオ：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：擾乱シナリオは、長期安全性を損なう性質を備え、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。

TURVA-2012 では政令（736/2008）と安全指針 YVL D.5 に基づき、シナリオについて図 3.4-9 のように分類している。「想定した変遷シナリオ」にはベースシナリオとバリエーションシナリオが含まれ、「長期安全性を低下させる発生確率の低い事象」は擾乱シナリオに該当するとしている。

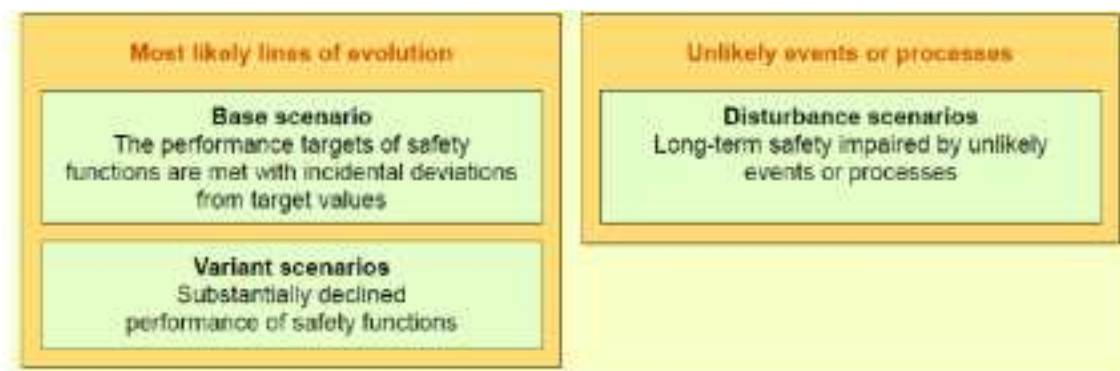


Figure 2-6. Classification of scenarios in TURVA-2012, which is consistent with STUK's Guide YVL D.5.

図 3.4-9 TURVA-2012 におけるシナリオ分類

○評価期間

評価期間に関しては、政令（736/2008）において、「少なくとも数千年にわたる期間」と「それ以降の期間」の2種類の時間枠を区分している。「少なくとも数千年にわたる期間」は「人々が被ばくする放射線量を十分に確からしく評価できる期間」とし、線量拘束値による基準を適用している。少なくとも数千年以降の評価時間枠について、上限は示されてなく、核種放出率による基準が定められている。

ポシヴァ社の考えでは、10,000年までの期間については、人間の生活習慣、必要栄養量及び代謝は変わらないと仮定して十分な信頼度で放射線被ばく線量を評価することができる、また、処分場システムの安全機能の順守及び地表環境への放射性核種の放出については、処分場閉鎖から100万年後まで合理的な評価を行うことができると考えている。

一方で、指針 YVL D.5 では、「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」とし、100 万年を超える期間の評価についても言及している。

これに対して、ポシヴァ社は、処分場システムの安全機能の実現と核種放出について合理的な評価が可能な期間であること、使用済燃料処分の安全評価として国際的に採用され

ている期間であること、使用済燃料の放射能がウラン鉱床と同程度になる期間であること
の理由から、TURVA-2012における評価は100万年まで行われている。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

TURVA-2012 セーフティケースでは、セーフティケースの裏付けとなる解析にとって必
要なモデルを次の4つのカテゴリに分類している。

- 気候モデル：気候の変遷と気候に起因する様々なプロセスを記述するモデル。
- 処分場システムの性能評価モデル：処分場システム変遷の主な推進力となる FEP を
表現するために必要なモデル。
- 放射性核種放出モデル：ニアフィールドから地圏を経て地上環境に至る放射性核種
の移行解析に使用するモデル。
- 生物圏評価モデル：地上環境における放射性核種の移行解析に使用するモデル。

これらのモデルは、初期条件と境界条件、さらには異なるモデルに対しても一貫した方
法で入力モデルを設定しており、互いに関連性がある。したがって、あるモデルからの出
力を別のモデルへの入力として使用することが可能となっている。

○気候モデル

気候モデルとして、次の3種類がモデル化されている。

・気候変動モデル

気候の変遷と次の氷河作用の開始時期に影響を及ぼす主要な要素として、地球の軌道の変
動及びそれに関連する日射量の変動、大気中の CO₂ 濃度の変動が挙げられる。氷床モデル
(SICOPOLIS) と地球システムモデル (CLIMBER-2) を組み合わせた気候シミュレー
ション解析を行い、12 万年の時間スケールでの気候状態を見積もっている。

モデル化の結果は、様々な気候シナリオの定義、永久凍土のモデル化、地下水流動のモ
デル化、オルキルオト・サイトにおける地上環境変遷のモデル化に対する入力情報として
使用されている。

・永久凍土モデル

永久凍土の発達（永久凍土の深さ等）をモデル化するもの。永久凍土発達の主な原動力は、当該サイトにおける気候条件の変遷であるとしている。地下水の塩分濃度及び水圧の原因となる熱伝達と凍結を検討することで、地下水飽和状態にある基盤岩の凍結及び融解をモデル化している。

このモデルは将来の特定の気候変遷を表現するために使用されており、モデル化の結果は、放射性核種放出シナリオ作成のため、また地下水流動モデル化への入力として使用されている。

・地殻の隆起モデル

地下水流動モデル化のための地殻の隆起と地上環境の推移をモデル化している。岩盤は氷床の重さに反応し、前進する氷床周縁部の前面においては隆起が、氷床の前進中には陥没が、氷床の後退時及びその後には隆起が起こる。氷による荷重は、当該サイトの岩盤応力、水理地質学的状況、水理地球化学的状況に影響を及ぼす。

このモデルに重要な入力情報は、海岸線の移動データと地殻の厚さに関するデータであるとしている。

○処分場システムの性能評価モデル

性能評価の目的は、人工バリア・システムの挙動を評価すること、また特に処分場システムの変遷（操業期間、高温期間と処分場の飽和、温暖な気候、永久凍土及び氷期）における様々な条件下で、性能目標が満たされ、母岩条件が目標特性と整合性を保っていることを確認することとしている。性能評価に使用されるモデルの概要は図 3.4-10 に示される。気候及び気候に起因するプロセスのモデル化で得られる永久凍土の深さ及び氷床の厚さと、生物圏評価モデルからの結果が、処分場システムの性能評価に適用されている。

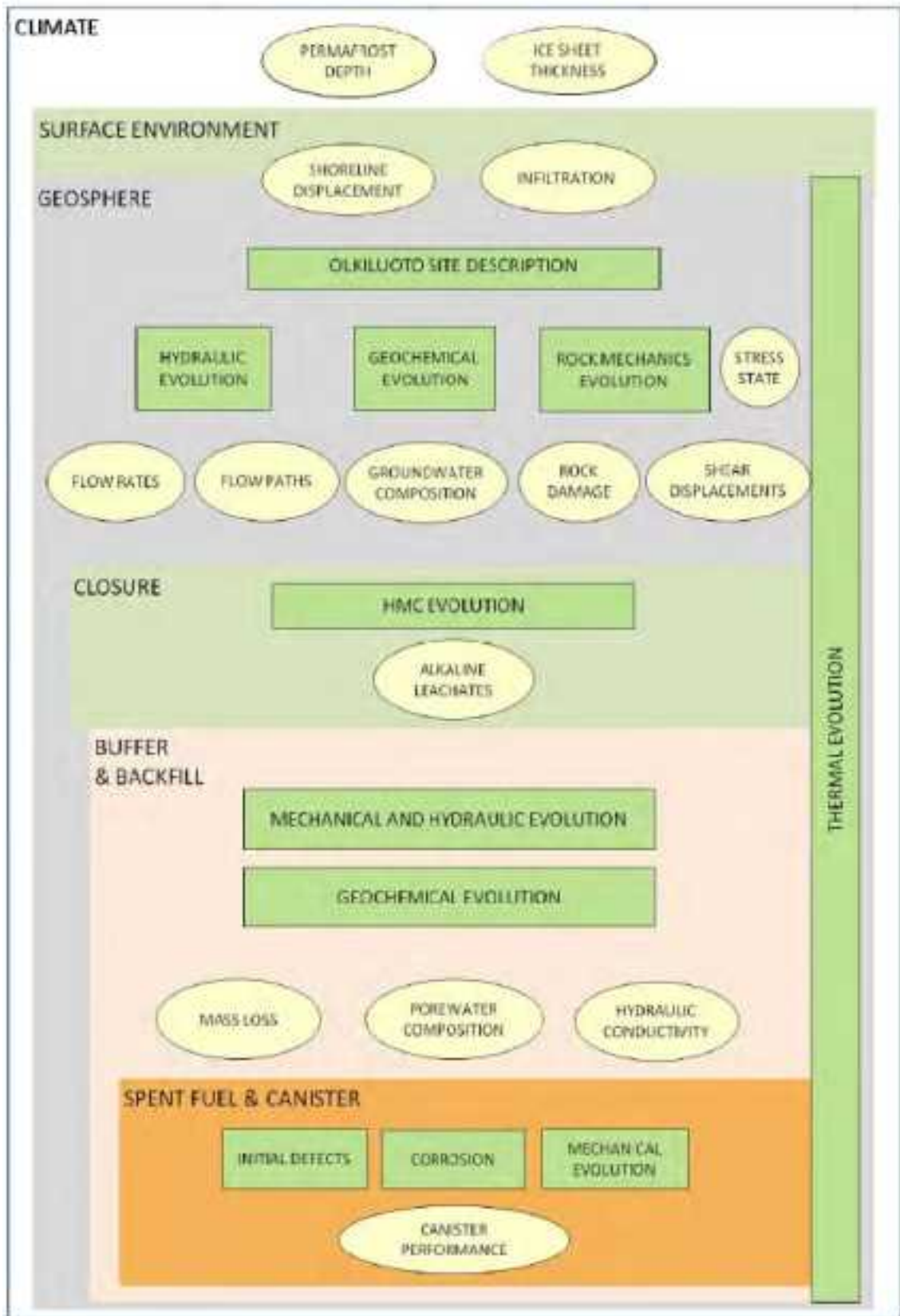


図 3.4-10 性能評価に使用されるモデルの概要

- 地圏の変遷に関するモデル（地圏の水理学的変遷、水理地球化学的変遷、及び岩盤力学的変遷のモデル化）は、流量、流動経路、地下水の組成、応力状態、地下開口部（定置坑道及び定置孔を含む）周辺岩盤の損傷、さらには亀裂沿いの剪断変位の見積るために使用される。
- 閉鎖部分の変遷に関するモデルは、閉鎖材の劣化とそれに伴うアルカリ性浸出液の放出が検討される。
- 緩衝材及び埋め戻し材の力学的及び水理学的変遷、地球化学的変遷、そして機械的腐食及び化学的侵食のモデル化により、緩衝材の質量喪失、間隙水の組成及び透水係数に関して見積られる。
- キャニスタの初期欠陥、キャニスタの腐食、キャニスタの力学的変遷及びクリープのモデル化により、キャニスタ性能全体の見積りがなされる。
- 処分場システム全体を対象として、熱変遷モデルがある。

○放射性核種放出モデル

放射性核種放出シナリオの解析に使用される大部分のモデルにおいて、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解し、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移行するとしている。なお、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ている。放射性核種は処分場のニアフィールドから地圏へ、地圏から生物圏へのみ移動できると仮定されておりその逆は生じないものとしている。

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」と「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。図 3.4-11 に、様々なモデルと、ニアフィールド及び地圏のモデル化における情報の流れを示す。

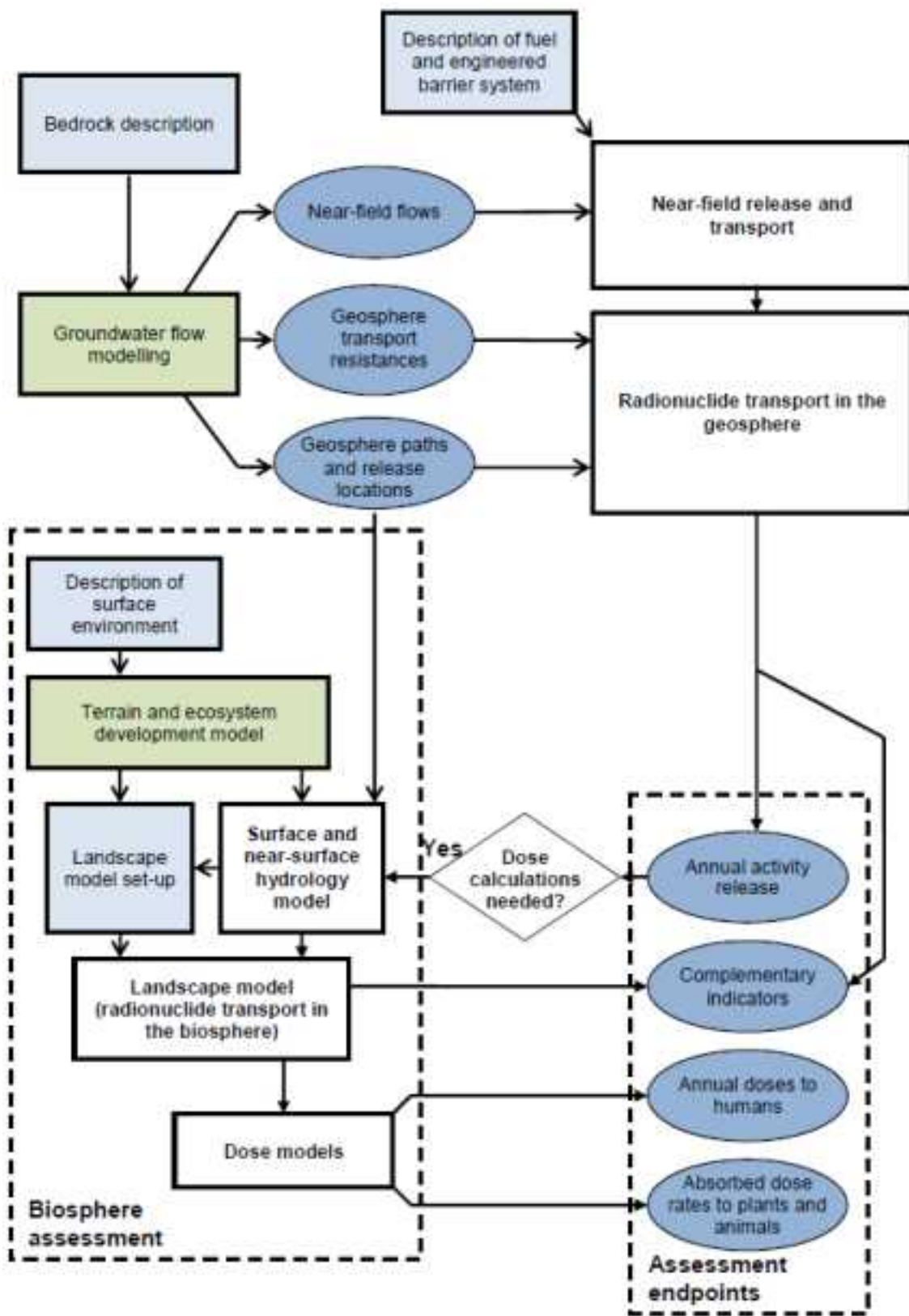


図 3.4-11 処分システムにおけるモデル及び情報の流れ

使用済燃料キャニスタ内部の放射性核種インベントリは、(i) 燃料マトリクス、(ii) 粒界及び隙間、(iii) 構造物質（ジルコニウム合金とその他の金属部分）に割り当てられる。キャニスタが破損して燃料と水が接触した後で、粒界、隙間及び腐食しつつある金属に存在する放射性核種インベントリが、溶液内に比較的迅速に放出されると仮定している。

放射性核種は、放出された後でキャニスタ内の水に溶解するものと、またそれぞれの溶解限度に達した場合には沈殿するものと仮定されている。ニアフィールドの主要な保持プロセスと移行プロセスは、溶解度、収着、拡散、そして処分坑道及び掘削影響領域（EDZ）の場合には移流であると仮定されている。計算ケースの大半において、放射性核種は、キャニスタ内部の空洞空間から周囲の緩衝材を通じて拡散し、収着によって遅延させられ、次の3通りの経路を通じて定置孔から外に出ると仮定している。（図 3.4-12）

- ✓ F 経路：キャニスタから緩衝材を通過して、定置孔と交差する母岩の亀裂に至る。
- ✓ DZ 経路：キャニスタから緩衝材を通過して直接に、または損傷域（定置孔を取り巻いていると仮定される領域）を経由する形で、定置坑道の EDZ に、そしてそこから EDZ と交差する母岩の亀裂に至る。
- ✓ TDZ 経路：キャニスタから、緩衝材を通過して定置坑道の埋め戻し材に、さらにはそこから定置坑道と交差する母岩の亀裂へと至る。

地圏における中心的な移行プロセスは亀裂沿いの移流であり、マトリクス拡散と収着による遅延の対象になると仮定されている（図 3.4-13）。なお、収着パラメータの定義については、「処分場システムに関するモデル及びデータ（Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto - Models and Data for the Repository System 2012）報告書」3で説明されている。

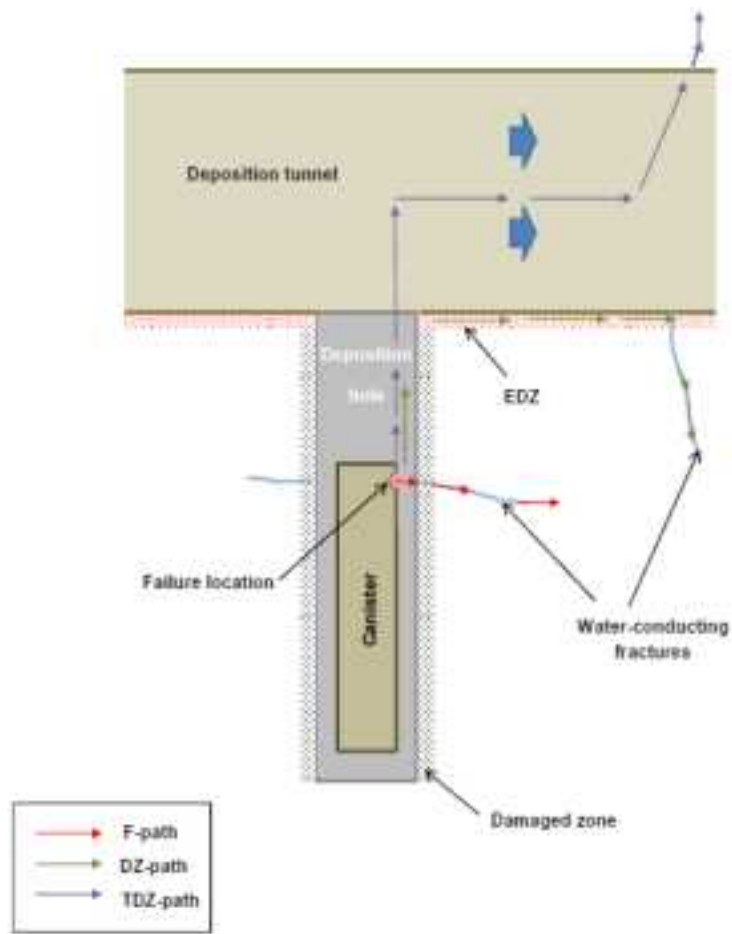


図 3.4-12 処分孔の中心を通る鉛直区画内のニアフィールド・モデルの主要な特徴

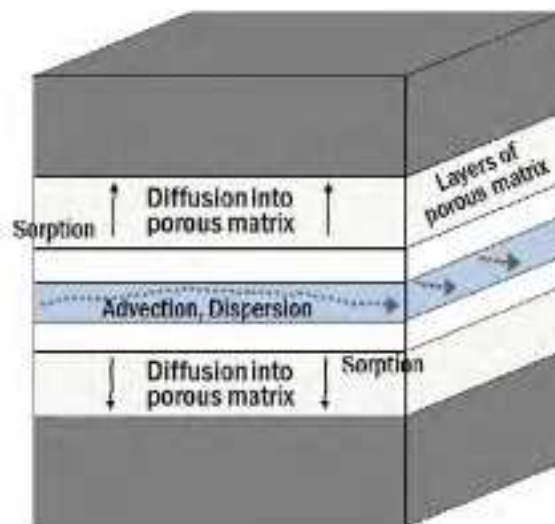


図 3.4-13 水性亀裂における主要な保持及び移行プロセス

○生物圏評価モデル

図 3.4-14 に、生物圏評価プロセスの概要を示す。生物圏評価プロセスは、6つのサブプロセスから構成される。

① 生物圏の記述

サイトでの環境研究及びモニタリング、当該サイトにおける地上環境の現状の科学的統合のまとめ（「生物圏の記述（Olkiluoto Biosphere Description 2012）報告書」）⁴⁾、そして安全解析のためのサイト及び地域固有のデータの作成（「生物圏データの基礎（Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto - Data Basis for the Biosphere Assessment BSA-2012）報告書」）⁵⁾が含まれている。

② シナリオの作成

対処すべき変遷の道筋と計算ケースが定義されている。

③ 地上環境の推移

地上環境の推移サブプロセスでは、現在の条件に関する知識に関連するFEPを使用し、また過去の地域的な推移を外挿することにより、地上環境の将来の推移を予想することを目指している。地上環境の将来の推移は、地勢及び生態系の推移のモデル化（TESM：詳細は「地勢及び生態系の推移のモデル化（Terrain and Ecosystem Development Modelling）」報告書を参照）⁶⁾と地上及び浅層部の水理学的なモデル化（SHYD：詳細は「地上及び浅層部の水理学的なモデル化（Surface and Near-surface Hydrological Modelling）」報告書を参照）⁷⁾を用いて評価されている。TESMでは、生じ得る放出がそこに到達するまでの期間とそれ以降の期間について、土地隆起に起因する変化と地上環境内のそれ以外の変化のシミュレーションが行われる。SHYDモデルは、オルキルオト・サイトにおける水収支成分を研究するために使用できるツールである。

④ スクリーニング解析

生物圏評価のためのモデル化作業には、放射線学的な影響全体に対して有意の寄与を行い得る放射性核種を特定するためのスクリーニング・プロセスが含まれる。スクリーニング解析では、放射線学的影響が無視できるレベルであるため、複雑なランドスケープ・

モデルを用いたそれ以上の解析から除外できると高い信頼度をもって判断できる放射性核種を特定するために、2階層のアプローチを使用している（IAEA GSR Part4 の要件1 に即した段階的なアプローチ）。計算結果が起り得るいかなる放射線学的影響を間違いなく過大評価したものとなるよう、スクリーニング・モデルには高水準の保守性が組み込まれている。

⑤ ランドスケープ・モデル化

ランドスケープ・モデルは、時間依存性の、サイト固有の放射性核種移行モデルであり、動的なものとしてのサイトの様々な特性が考慮される。ランドスケープ・モデルは、地上環境推移サブプロセスに設定されている生物圏オブジェクトによって構成されている。ランドスケープの設定により、ランドスケープ・モデルの初期状態と、それが時間の経過とともにどのように推移するのかが明らかになり、地上環境の推移とランドスケープ・モデル化とを結び付けるタスクとなる（図 3.4-11 参照）。複数の生物圏オブジェクトの間の連結は、現在（初期状態）から線量評価時間枠の終了点までの期間を対象とした地勢予想から導出される。これらの連結により、複数の生物圏オブジェクトが水理学的にどのように連結されるかが、すなわち、一つのオブジェクトが別のオブジェクトの上流にあるか下流にあるかが決定されることになる。

⑥ 放射線学的影響解析

放射線学的影響の解析においては、空間的に分布し、時間依存性であり、放射性核種固有のものである環境媒体内の放射能濃度（ランドスケープ・モデル化によって割り出されたもの）が使用される。その目的は、生じ得る放射線学的影響を人間への年間線量と植物及び動物への吸収線量率の形で算出することにある。こうして算出された年間線量及び吸収線量率は、STUK が定義した放射線防護規準に照らして評価される。

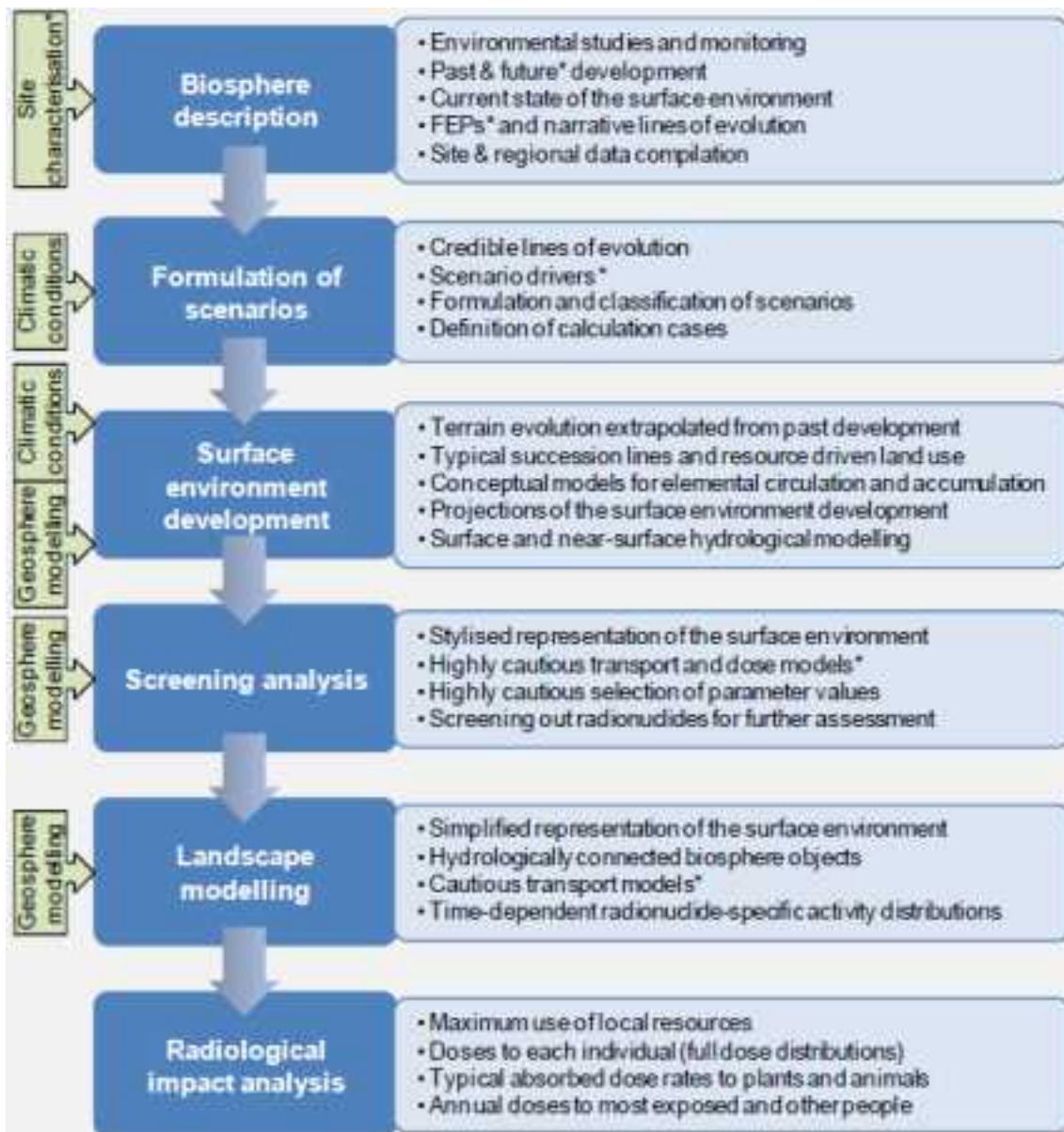


図 3.4-14 生物圏評価プロセスの概要

(4) 不確定性の取扱い

安全指針 YVL D.5 では、不確実性の取扱いに関連して次のことを要求している。

安全解析に組み込まれる不確実性は、適切な方法によって評価されるものとする。セーフティケースには、安全規準の順守に関する信頼水準の評価が、さらには信頼水準に対し最も大きな寄与を行う不確実性の評価が、含まれるものとする。」(YVL D.5 A09)

(なお、YVL D.5 ドラフト 4 版では適切な方法として、「例えば、感度解析または確率論

的方法」という補足記述があったが、2013年に施行された指針（最終版）では削除されている。）

ポシヴァ社は、TURVA-2012 評価における不確実性を管理するために、「特定」、「回避」、「低減」及び「評価」の反復的なアプローチを採用している。（図 3.4-15）

- 不確実性はまず**特定**されること、すなわち、記述され、定量化されることが必要である。また安全性にとってどの程度の関連性を有するのかが検討される必要がある。
- 処分場システムの開発は、ロバスト性に関する考え方に基づくものである。このことは、実行可能な場合には、その挙動について理解し、予測することが難しい概念及び構成要素は**回避**されることを意味する。
- 不確実性の影響の**低減**は、技術的な設計を通じて、例えば安全裕度を導入することにより、実現することもできる。
- 不確実性の一部は常に残るものであり、したがってこれらの「不確実性」と「安全性に関する最終結論」との間の関連性に関する**評価**を行わなければならない。

TURVA-2012 評価における「不確実性の処理」の概要は次に示される。決定論的アプローチと確率論的アプローチの組み合わせにより、不確実性がシステムの性能及び安全性に及ぼす影響を個々に、または取りまとめられたものとして、明らかにすることができる。これにより、セーフティケースを弱体化する可能性のある不確実性の特定が可能になり、これらの不確実性について、その後の研究及び技術開発において回避するのか、必要な軽減措置を講じるのかが決定されるとしている。TURVA-2012 の成果の一つとして、将来の研究開発で取り扱われるべき鍵となる安全関連問題が特定されたことが挙げられたとしている。

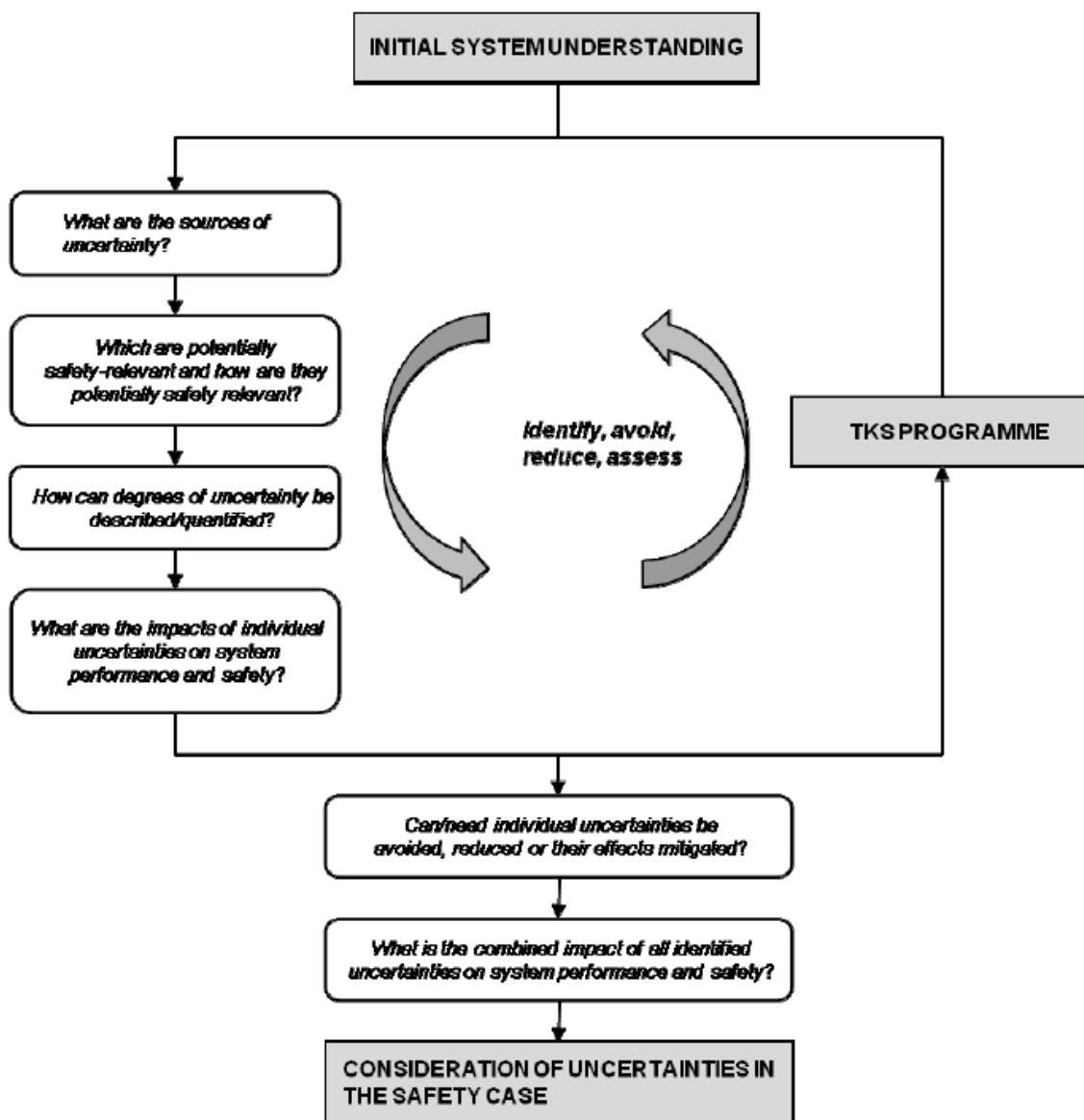


図 3.4-15 不確実性に関する反復的な管理アプローチ

不確実性の処理

TURVA-2012 では、安全評価における国際的な最良の実践に合わせ、不確実性を一定数の補足法によって分析している。この中には、処分システムの将来の代替変遷、発生確率の低い事象、鍵となるプロセスの代替モデル、さらにはデータ値の不確実性を表す一定範囲の計算ケースに関する検討が含まれている。

処分場システムの初期状態とその変遷に関する不確実性は、ベースシナリオ、バリエーション・シナリオ、及び擾乱シナリオの作成時に考慮に入れられている。それぞれのシナリオ

(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) 範囲内での放射性核種放出シナリオにおいて、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

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が、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、それらが極めて見込みの低い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。

TURVA-2012 セーフティケースでは、下記の4種類の計算ケースを設定している。これらケースの全てが決定論的に分析されている。

- ✓ 1 件の「レファレンス・ケース」：ベースシナリオの一つのモデル・リアリゼーションとなるもの。レファレンス・ケースのモデル及びデータは、ほとんどの場合、現実的であるか、適度に慎重なものとして選択されている。すなわち、放射線学的な影響は過小評価されないが、極端な過大評価も起こらないようにされている。
- ✓ 複数の「感度ケース」：レファレンス・ケースを基準として、代替モデル及びデータを組み込んだものであり、依然として基本シナリオやバリエーション・シナリオの範囲内にとどまっている。この感度ケースの分析により、モデル及びデータ不確実性の効果が明らかにされる。
- ✓ 「What-if」ケース：主として擾乱シナリオのモデル表現である。これらの What-if ケースのモデル及びデータは、発生の見込みの低い事象及びプロセスを表現するものとして選択される。
- ✓ 複数の「補足ケース」：モデル化されるシステムまたはサブシステムのより良好な理解を促すものとして設計されている。

保守性及び発生の見込みに関する検討を行うことで、処分場システムに関する高度に保守的／発生の見込みの低いケースと、生物圏に関する高度に保守的／what-if ケースの組み合わせは回避されるとしている。

○確率論的感度解析 (PSA)

放射性核種の放出及び移送に関する計算に使用されるパラメータの多くが、幾つかの重要な不確実性による影響を受ける。決定論的に指定された個別の計算ケースを使用し、確率論的感度解析 (計算ケースの決定論的評価を補完するもの) 行うことで、パラメータの不確実性による影響を判断している。TURVA-2012 セーフティケースにおいては、PSA は処分場システムの基本シナリオを対象に実行されている。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

「(4)不確実性の取扱い」の「不確実性の処理」を参照。

b. 重大事故事象の評価

原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令では、操業中の事故に係る要件として以下を定めている。

原子力廃棄物施設が障害なく操業されているときに、放射性物質の環境への放出がきわめて低水準になること (第 3 条 (2))

また、操業中の事象として「假定された操業時の障害」(assumed operational occurrence) と「仮想事故」(postulated accident) を定義し、仮想事故を「原子力廃棄物施設の安全性に影響を及ぼす事象のうち、100 年に 1 回の頻度より小さい頻度で発生すると假定するものをいう」と定めている。さらに、仮想事故は 2 つの等級に区分し、クラス 1 とクラス 2 は以下のように定められている。

等級 1 の仮想事故：1,000 操業年に少なくとも 1 回の頻度で発生すると假定

等級 2 の仮想事故：1,000 操業年に 1 回の頻度より小さい頻度で発生すると假定

STUK YVL D.5 では、それぞれの仮想事故における、処分施設およびその操業による国民のうち最も放射線にさらされる個人への年間線量の制限値をそれぞれ 1mSv と 5mSv 未満と定めている。なお、仮想事故としては以下が該当するとしている。

- ・処分キャニスタの落下その他、取り扱いの誤り
- ・廃棄物パッケージに損害を与えるような、処分施設内での爆発または坑道崩壊。
- ・設計基準地震

人間侵入

以下では閉鎖後の事故事象としてボーリング掘削等の人間侵入について整理する。

安全指針 YVL D.5 において、自然以外の発生確率の低い事象として人間侵入を考慮することを規定している。

人間の行為で引き起こされる発生見込みが低い事象で検討するものには、少なくとも、当該サイトにおける中程度の深さの井戸の掘削、あるいは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なければならない。この種のケースでは、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 200 年の期間には起こらないと仮定する。

この種の偶発的な事象の安全面での重要性を評価しなければならず、実行可能な場合は、その結果として生じる年間放射線量または放射能放出量を計算し、該当する出来事に関して見積もられた発生確率を乗じなければならない。こうして得られた期待値は、第 306 段落に示した線量拘束値または第 312 段落に示した放射能放出量に関する拘束値より低くなければならない。

セーフティケース TURVA-2012 では、意図的でない人間侵入シナリオとして廃棄物、あるいは緩衝材や埋め戻し材を貫通するような掘削を行った場合の掘削作業者と地質学者の評価を行っている。評価によって求めた結果（期待値）は線量拘束値と比較されている。（図 3.4-16）

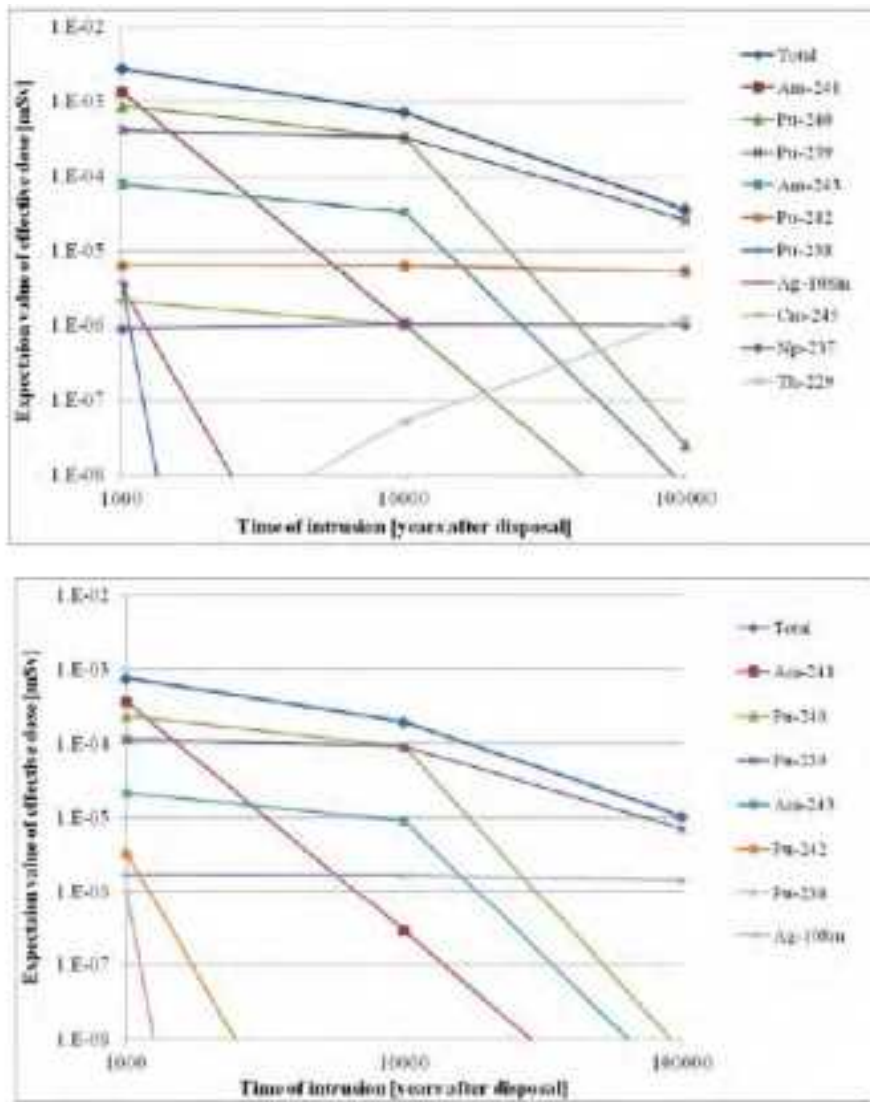


Figure 8-14. Expectation value of the effective dose for the calculation cases DS-HI-CANISTER-D (top) and DS-HI-CANISTER-G (below), including only the radionuclides that at any time point exceeds a value of 10^6 mSv.

図 3.4-16 人間侵入シナリオの評価結果。上は掘削作業者であり、下は地質学者への実効線量の期待値の経時変化。

c. 品質管理手法

安全指針 YVL D.5 において、セーフティケースの品質管理を規定している。

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

システムを通じて確保されなければならない。プロジェクト実施組織は、目的に適った組織、適切な人材、そして適切な情報管理システムを確保しなければならない。セーフティケースの作成に関する様々な段階（ステージ）は体系的な方法で計画しなければならない。さらに例えば独立した審査者または解析という手段によって、重要な調査及び解析の結果の信頼性を確かなものにしなければならない。

セーフティケース TURVA-2012 における製作プロセス、組織及び品質保証は統合報告書 2.5 節「品質管理」にて記述されている。複数の外部専門家が、レビュー・プロセスに参加している。また、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。

3.4.4 低中レベル放射性廃棄物処分場に係る安全評価等に関する考え方

フィンランドではオルキルオト原子力発電所とロヴィーサ原子力発電所のサイト内において低中レベル放射性廃棄物の処分が操業中である。2008 年の原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令、及び 2013 年に発効された安全指針 YVL D.5 は使用済燃料と低中レベル放射性廃棄物処分場の両方を対象としているため、安全評価に係る規制要件は原則として 3.4.3 節の使用済燃料処分場の安全評価の考え方と同様である。

低中レベル放射性廃棄物処分場を操業するそれぞれ TVO 社と FPH 社は安全評価書を当局に提出しているが、報告書は公表されていない。

(3.4 参考文献)

- 1 STUK, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 4th Finnish National Report as referred to in Article 32 of the Convention, STUK-B 138, 2011.
- 2 POSIVA, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Synthesis 2012, POSIVA report 2012-12, 2012.
- 3 POSIVA, Safety case for the disposal of spent nuclear fuel at Olkiluoto - Models and Data for the Repository System 2012, POSIVA report 2013-01, 2013.
- 4 POSIVA, Olkiluoto Biosphere Description 2012, POSIVA report 2012-06, 2012.
- 5 POSIVA, Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto - Biosphere Assessment 2012, POSIVA report 2012-10, 2012.
- 6 POSIVA, 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.
- 7 POSIVA, 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.

3.5 スイスにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

3.5.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

スイスでは、1959年の旧原子力法において、原子力施設の所有者が操業許可が取り消された原子力施設における全ての危険物を除去しなければならないことを規定していた。これを受けて、1972年に、電気事業者及び医療・産業・研究分野で発生する放射性廃棄物の処分に責任を有する連邦政府が、放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）を設立した。その後、1978年に制定した「原子力法に関する連邦決議」により、放射性廃棄物発生者が放射性廃棄物の管理・処分に責任を負うことが規定された。また、同決議により、原子力施設に対する許認可である概要承認の発給のためには、新設される原子炉から発生する放射性廃棄物の安全で恒久的な最終処分が可能であることが実証されており、かつ解体の制度が整えられていることが条件とされた。これを受けて NAGRA は、放射性廃棄物の安全な処分が実現可能であることを実証するためのプロジェクトを進めてきた。

放射性廃棄物の処分の実現可能性の実証のために、NAGRA はスイス北部の結晶質岩を対象として調査・研究を開始し、1985年に連邦政府に対して「保証プロジェクト」報告書を提出した。これは、スイスにおいてあらゆるカテゴリーの放射性廃棄物を、安全に地層処分できることの実証を目的としたものであった。「保証プロジェクト」によって、低中レベル放射性廃棄物に関しては連邦政府により処分の実現可能性が実証されたことが認められたが、高レベル放射性廃棄物に関しては、必要な特性を有する結晶質岩をスイス国内の十分に広い範囲で見出すことができるかどうかという点について確実な証拠が得られなかったと評価された。その後、「保証プロジェクト」を追補する形で、結晶質岩を対象として1994年に「クリスタリン-I」報告書が提出され、また「保証プロジェクト」に対する連邦政府の評価の中で、堆積岩での調査も行うべきであるとされたことを受け、堆積岩のオパリナス粘土を対象とした「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書が2002年に作成された。「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書の評価が行われた結果、2006年にはスイスにおいて安全性の観点から処分は実現可能であることが連邦政府により確認された。

放射性廃棄物の処分について、2003年に制定され、2005年に施行された原子力法⁷⁾は、地層処分のみを規定しているため、スイスでは全ての放射性廃棄物が地層処分されることになる。従って、我が国の余裕深度処分相当の処分等の地層処分以外の処分方法に関して、NAGRA は性能評価を実施していない。

3.5.2 処分場の概要

前述のようにスイスでは、原子力法の規定により、全ての放射性廃棄物は地層処分することとされている。現在、地層処分場のサイト選定手続等を定めた特別計画「地層処分場」（2008年4月策定）に基づき、原則として高レベル放射性廃棄物と低中レベル放射性廃棄物のための2カ所の地層処分場サイトの選定が進められている。ただし、地質条件等によって全ての放射性廃棄物を処分する1カ所のサイトが選定される可能性もある。以下、地層処分について処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。なお、スイスでは、安全規制において高レベル放射性廃棄物、低中レベル放射性廃棄物を区別した規制は行われていない。

原子力令に規定されている、スイスにおける放射性廃棄物の区分を表3.5-1にまとめた。

表 3.5-1 スイスにおける放射性廃棄物区分

高レベル放射性廃棄物	1. 再利用されない使用済燃料集合体 2. 使用済燃料集合体の再処理からの核分裂生成物溶液のガラス固化体
α廃棄物	α線放射体の含有量が処理された放射性廃棄物 1g 当たり 20,000Bq の値を超過する放射性廃棄物
低中レベル放射性廃棄物	その他の全ての放射性廃棄物

スイスでは処分概念について、環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）により設置された「放射性廃棄物処分概念専門家グループ」（EKRA）が2000年の報告書で提示した概念「監視付き長期地層処分」が原子力法に採用された。よって、処分場は、高レベル放射性廃棄物、低中レベル放射性廃棄物のためのもの双方とも、「監視付き長期地層処分」概念に基づいたものとなる。

以下、原子力法、原子力令、及び規制機関である連邦原子力安全検査局（ENSI）が策定した安全指針 ENSI-G03「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」（以下、「ENSI-G03」という）に基づき、「監視付き長期地層処分」概念に基づく放射性廃棄物処分の流れを示す。

処分場の操業開始の前に、試験施設が建設される。試験施設は、操業許可に必要とされる安全性の実証のために必要なサイト固有の研究を行うための地下特性調査施設としての役割を有しており、試験施設での調査目的は、主処分施設で起こる安全に関連したプロセスを理解することである。さらに、試験施設は主処分施設の操業後もパイロット施設を補完するものとして操業する可能性がある。

また、パイロット施設も、処分場の操業開始の前に建設される。パイロット施設は、人工バリア及びニアフィールドの長期的な安全性の監視や、長期間安全性を立証するために使用された予測モデルを検証する役割を有している。

その後、放射性廃棄物の大部分を処分するための主処分施設が建設される。主処分施設の建設は、操業期間とモニタリング期間の間段階的に続けられる。主処分施設の建設及び埋め戻しは、回収可能性を技術的に維持した形で実現される。廃棄物がいったん定置されると、空洞は直ちに埋め戻しされる。アクセス抗、施設のモニタリング及び操業のための坑道及び領域はモニタリング期間の間開放されたままとされ、構造が補強される。また、操業期間とモニタリング期間の間、施設の開いている区域は排水され、維持される。放射性廃棄物の主処分施設への定置の完了後、処分場の所有者はモニタリング及び閉鎖のための計画を策定し、10年ごとに見直す。高レベル放射性廃棄物の主処分施設の処分場区域の埋め戻しは、廃棄体の定置後に連続して行う。

モニタリング期間については、原子力法で地層処分場が閉鎖前にモニタリングされ、放射性廃棄物が多額の費用をかけずに回収可能な比較的長い期間と規定されている。モニタリング期間の長さは、環境・運輸・エネルギー・通信省（UVEK）が決定し、延長することができることとされており具体的な期間については規定がないが、廃止措置・廃棄物管理基金令ではモニタリング期間については50年が想定されている。パイロット施設でのモニタリング結果に応じて地層処分場が閉鎖されるかどうか決定される。

連邦評議会は、人間及び環境の恒久的保護が確保されている場合、モニタリングの終了時に閉鎖作業を指示する。閉鎖作業には、モニタリング期間の後に残る地層処分場の空洞部分の埋め戻し、パイロット施設の長期安全性の確保、長期安全性及び保障措置にとって重要な部分の密封が含まれる。閉鎖を実施した後、実際の閉鎖の安全状態を考慮に入れた安全評価によって、長期安全性の再確認を行う。

閉鎖後、連邦評議会は期限付きで追加的な監視を命じることができる。閉鎖後、または監視の終了後、連邦評議会は処分場が原子力法の対象施設ではないことを確認する。連邦

はこの時点以降に、環境監視を実施することができる。閉鎖した施設に係る責任は、最終的に国に移管される。

このように監視付き長期地層処分概念では、モニタリング期間を設定することで、処分場の完全な閉鎖が実施される以前には、多額の追加費用をかけずに放射性廃棄物の回収を行うことが可能となる。

NAGRAは2008年に放射性廃棄物管理プログラムを作成した。放射性廃棄物管理プログラムは、放射性廃棄物の発生源や種類や量、地層処分場の建設のための実施計画等を記すものであり、原子力法及び原子力令において処分義務者は同プログラムを作成し、5年毎に更新することが義務付けられている。¹⁾

図 3.5-1 は、放射性廃棄物管理プログラムにおいて NAGRA が示した、高レベル放射性廃棄物の処分場の概念図である。高レベル放射性廃棄物処分場では、 α 廃棄物と一部の低中レベル放射性廃棄物の併置処分も検討されている。高レベル放射性廃棄物の処分場の深度は、400～900m と考えられている。

スイスでは処分場サイト選定が進められているが、2008年11月に地層処分場の建設に適した地質学的候補エリアが公表された。高レベル放射性廃棄物の地質学的候補エリアは3カ所であるが、母岩はいずれも堆積岩のオパリナス粘土である。

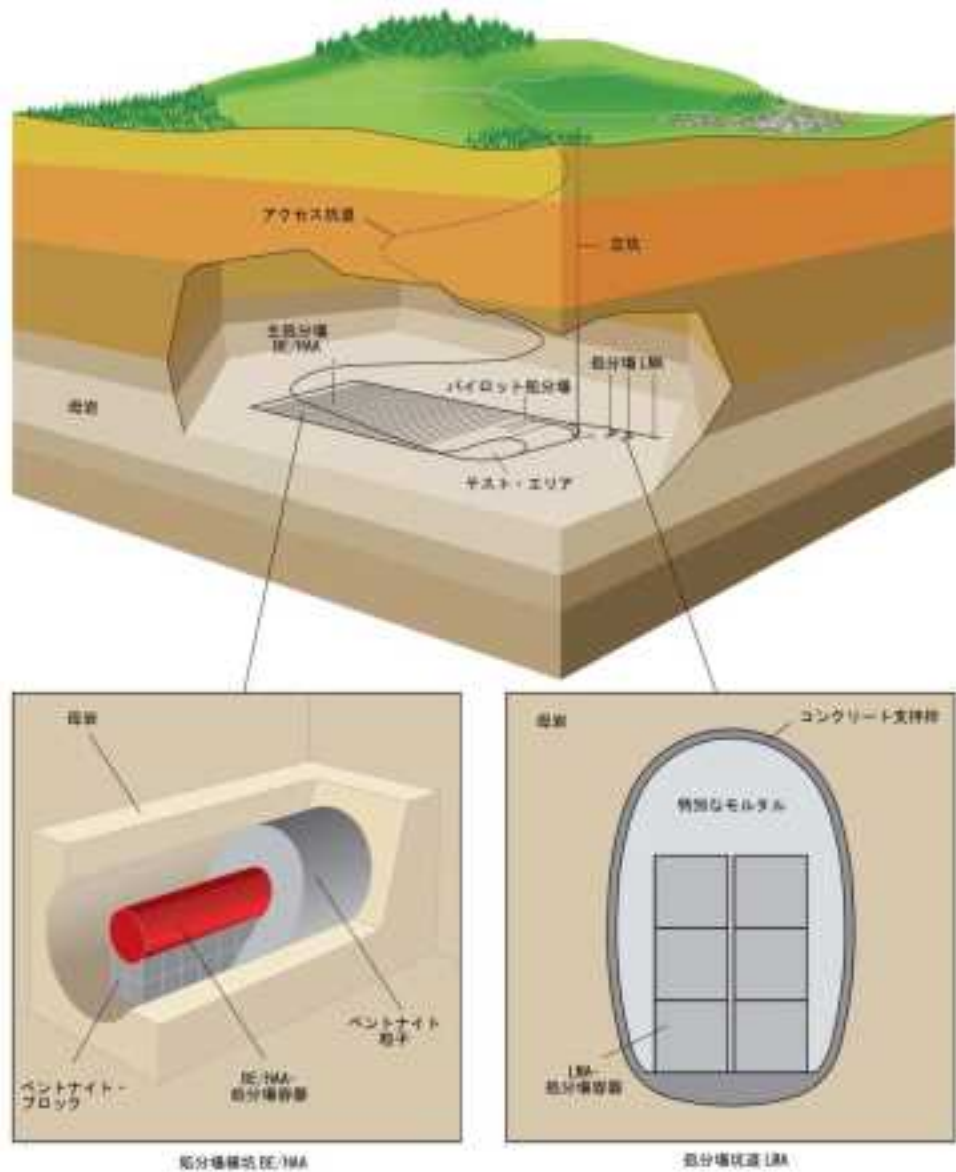


図 3.5-1 スイスにおける高レベル放射性廃棄物の処分場の概念図

また、図 3.5-2、図 3.5-3、図 3.5-4 に、高レベル放射性廃棄物の処分場における使用済燃料、ガラス固化体、及び長寿命中レベル放射性廃棄物を併置処分した場合の多重バリアの概念図を示す。



図 3.5-2 高レベル放射性廃棄物における使用済燃料の多重バリアの概念図



図 3.5-3 高レベル放射性廃棄物におけるガラス固化体の多重バリアの概念図



図 3.5-4 高レベル放射性廃棄物に長寿命中レベル放射性廃棄物を併置処分する場合の多重バリアの概念図

図 3.5-5 は、NAGRA が示した低中レベル放射性廃棄物の処分場の概念図である。低中レベル放射性廃棄物の処分場も、高レベル放射性廃棄物処分場と同様に、主処分場、パイロット施設及び試験施設で構成される。現在の計画では、放射性廃棄物は化学的な特性に応じて、2つのグループに分類され、別々の処分空洞に定置される予定である。全ての放射性廃棄物は、処分容器に封入される。放射性廃棄物は処分容器に封入する前に処理するか（運転廃棄物や原子炉廃棄物の場合など）、処理の時点から処分容器を使用する（特定の廃止措置廃棄物の場合など）。処分場を閉鎖するまでは、多額の追加的な費用をかけずに放射性廃棄物を回収できるよう配慮される。低中レベル放射性廃棄物の処分深度として、200～800m が考えられている。

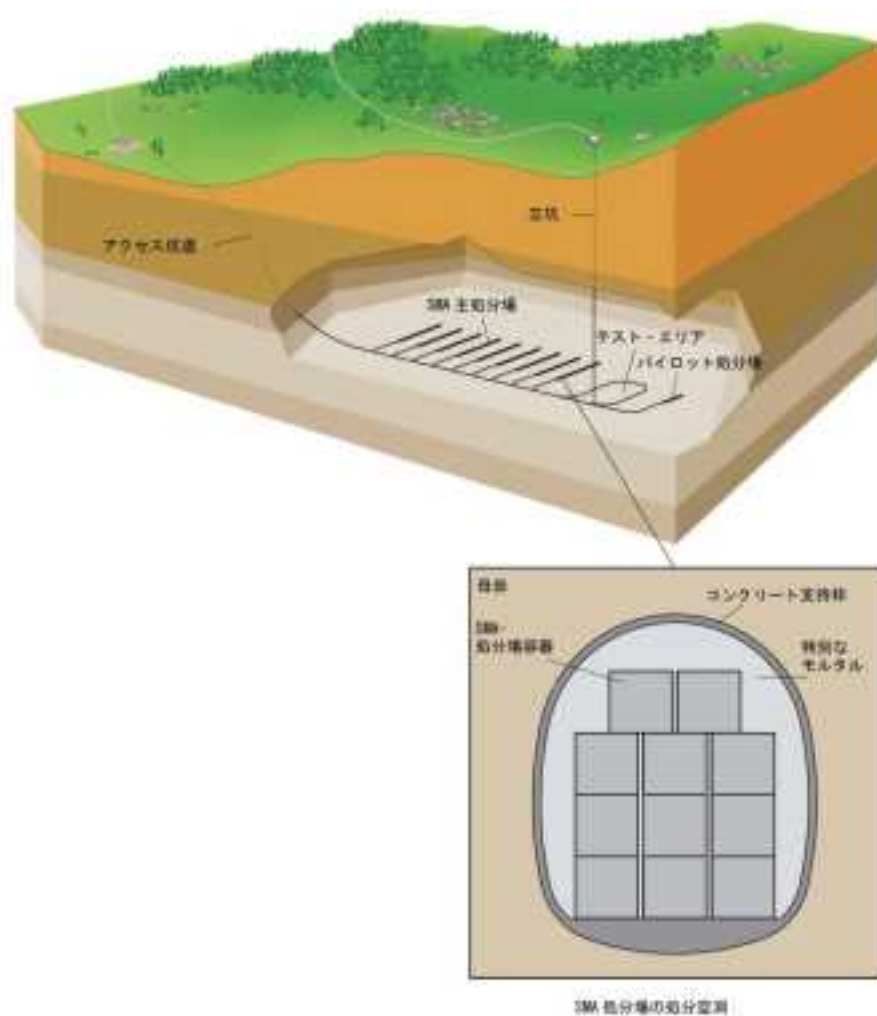


図 3.5-5 スイスにおける低中レベル放射性廃棄物の処分場の概念図

図 3.5-6 に、低中レベル放射性廃棄物の多重バリアの概念図を示す。

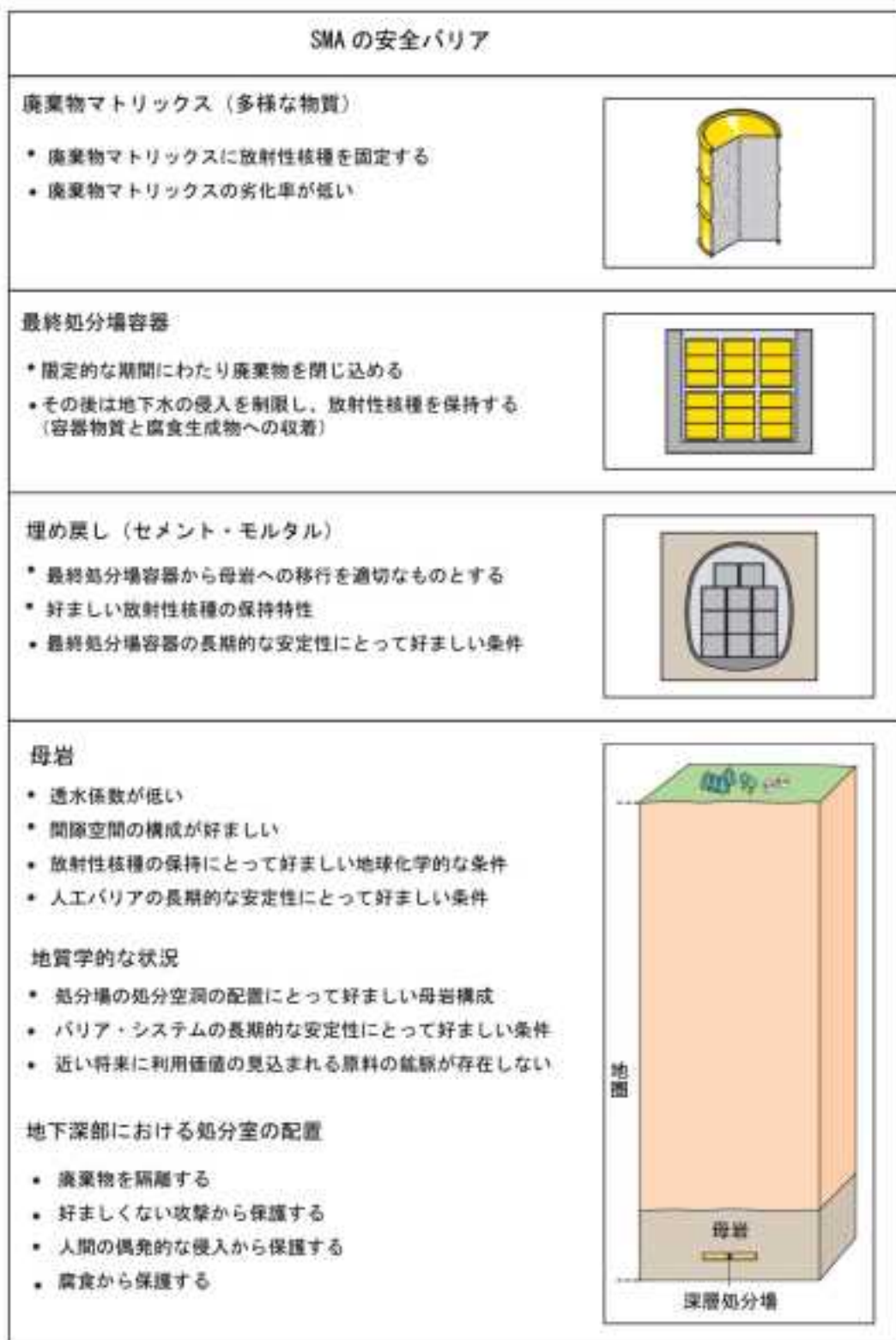


図 3.5-6 低中レベル放射性廃棄物の多重バリアの概念図

処分場の母岩について、2008年11月に公表された低中レベル放射性廃棄物の地質学的候補エリアは6カ所であるが、母岩は5カ所が堆積岩のオパリナス粘土（ただし1カ所は、泥灰岩（マール）を含み、2カ所は褐ドッガーを含む）である。残りの1カ所は、泥灰岩（マール）である。高レベル放射性廃棄物の地質学的候補エリアは3カ所であり、母岩は3カ所ともオパリナス粘土である。

2008年11月に公表された地層処分場の建設に適した地質学的候補エリアについて、母岩や面積等を表3.5-2にまとめる。

表 3.5-2 地質学的候補エリアの概要

放射性廃棄物	地質学的候補 エリア	州	面積	岩種
高レベル放射 性廃棄物	チューリッヒ北 東部	チューリッヒ州・トゥールガウ 州	約 50km ²	オパリナス粘土
	北部レゲレン	チューリッヒ州・アールガウ州	約 65km ²	オパリナス粘土
	ジュラ東部	アールガウ州	約 27km ²	オパリナス粘土
低中レベル放 射性廃棄物	チューリッヒ北 東部	チューリッヒ州・トゥールガウ 州	約 50km ²	オパリナス粘土、 褐ドッガー
	北部レゲレン	チューリッヒ州・アールガウ州	約 65km ²	オパリナス粘土、 褐ドッガー
	ジュラ東部	アールガウ州	約 60km ²	オパリナス粘土
	ジュートランデ ン	シャフハウゼン州	約 24km ²	オパリナス粘土
	ジュラ・ジュート フス	ゾロトゥルン州・アールガウ州	約 65km ²	西部：オパリナス粘土、 東部：泥灰岩（マール）
	ヴェレンベルク	ニドヴァルデン州・オブヴァル デン州	約 6km ²	泥灰岩（マール）

3.5.3 安全評価等に関する考え方

実施主体による安全評価について、3.5.1において報告したように、スイスでは放射性廃棄物発生者が放射性廃棄物の管理・処分に責任を負うことが法的に義務付けられるとともに、放射性廃棄物の安全で恒久的な処分が可能であることが実証することが求められた。これを受けて放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）は、放射性廃棄物の安全な処分が実現可能であることを実証するためのプロジェクトを進めてきた。

放射性廃棄物の処分の実現可能性の実証のために NAGRA が実施したプロジェクトの概要をまとめる。

(a) 保証プロジェクト（1985年）

スイス国内での全てのカテゴリーの放射性廃棄物の最終処分の技術的成立性、長期安全性の実証、及び国内外からの安全評価のためのデータの収集を目的として実施された。想定された母岩は、高レベル放射性廃棄物の処分場は北部スイスの結晶岩、低中レベル放射性廃棄物はバランジュ・マールのアルプス地層である。

1985年に NAGRA は報告書を提出し、連邦政府の評価の結果、低中レベル放射性廃棄物に関しては処分の実現可能性が実証されたことが認められたが、高レベル放射性廃棄物に関しては、必要な特性を有する母岩をスイス国内の十分に広い範囲で見出すことができるかどうかについて確実な証拠が得られなかったと評価された。

(b) クリスタリン-Iプロジェクト（1994年）

保証プロジェクトで、高レベル放射性廃棄物の処分場となりうる母岩の存在が確認されなかったことを受け、同プロジェクトを追補する形で高レベル放射性廃棄物及び長寿命中レベルの放射性廃棄物処分場の候補母岩として、スイス北部の結晶質岩を対象として安全評価が実施され、1994年に報告書が提出された。

クリスタリン-Iプロジェクトに対して規制機関（HSK）は2004年に、スイス北部の結晶質岩で高レベル放射性廃棄物を安全に処分することは可能であるが、具体的なサイトの安全性を説得力ある形で実証できていないと評価した。

(c) 処分の実現可能性実証プロジェクト（2002年）

チュルヒャー・ヴァインラントのオパリナス粘土を対象として、高レベル放射性廃

棄物、使用済燃料及び長寿命中レベル放射性廃棄物の処分が安全に実現可能であることの実証を目的として実施された。2006年に連邦評議会は当該目的が達成されたことを承認した。

以下に、スイスの放射性廃棄物処分に係る規則に対応して検討されている安全評価等について、実施主体（NAGRA）による現時点での最新の性能評価である2002年の「処分の実現可能性実証プロジェクト」に基づき、以下の(1)～(5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。なお、現在行われているサイト選定では、第2段階において予備的安全評価が行われることになっているが、現時点では評価結果は公表されていない。

- (1) 安全評価戦略
- (2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- (3) 評価モデル及び評価パラメータ
- (4) 不確実性の取り扱い
- (5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

(1) 安全評価戦略

「処分の実現可能性実証プロジェクト」では、安全評価の目的として以下の4点が示されている。

1. チュルヒャー・ヴァインラントのオパリナス粘土が長期安全性の観点から処分場の母岩としての適性を有するかどうかを判断すること。
2. 検討されている処分システムが有する深層防護機能についての理解を向上させること。
3. 不確実性や安全機能に悪影響を及ぼし得る事象の影響に対する処分システムのロバスト性を評価すること。
4. 処分事業の進展に関連する広範な議論のための基盤を構築すること。具体的には、安全評価及びその規制当局による審査から得られる知見から、今後の処分場計画及び開発段階に関する指針が得られると考えられる。

また、「処分の実現可能性実証プロジェクト」によると、安全評価の重要な役割は、シス

テムの安全性を判断できるような定量的及び定性的な情報を得ること、そして、今後の処分場開発プログラムのための指針を示すことであるとされている。評価によって、処分システムが時間とともにどのように変化し得るかが示されなければならない、どのようなレベルの安全性を確実に期待できるかが議論されなければならない。その結果として得られるセーフティケースはロバストである必要がある。すなわち、合理的に考えられ得るあらゆる問題について言及し、かつ安全性のための信頼性のある論拠に基づいたものである必要がある。

こうした目的は、以下に示す幅広い原則に従うことによって達成することができるとされている。

- セーフティケースの焦点

焦点は、プログラム全体の中での到達段階によって異なる。スイスの高レベル放射性廃棄物プログラムでは、現在の焦点は、処分の実現可能性の評価と、例えば今後の作業をチュルヒャー・ヴァインラント地方の立地候補地域のオパリナス粘土に焦点を当てたものとするという NAGRA の提案について議論するためのプラットフォームを与えることによって、今後の作業に関する指針を示すことに当てられている。期待される安全性レベルの評価に加えて、システムの信頼性とロバスト性の評価に主たる力点が置かれている。セーフティケースを損ねる可能性のある未解決問題は存在せず、今後の作業をチュルヒャー・ヴァインラントのオパリナス粘土に焦点を当てたものとするを正当化することに関して、十分な信頼感があるのだろうか。

- 十分な科学的理解

科学的理解はセーフティケースの核となるものであるから、理解がプログラムの進展段階にとって妥当なものであること、すなわちセーフティケースの焦点を定めるために適切なものであることが確信を持って示されなければならない。

- 体系的かつ定義された手法

セーフティケースは、明確に定義された手法に基づいて、体系的に構築されなければならない。これは、透明性や追跡可能性にも寄与する。

- 安全性に関する多様な議論

安全性の議論は規制基準の遵守のみに着目したものとするのではなく、安全性に関わるその他の議論も提示されるべきである。

- 文書化

セーフティケースの構築とその結果は、透明性及び追跡可能性が得られるような形で文書化されるべきである。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

スイスでは、規制機関による安全指針における防護基準・目標の設定において、シナリオが発生頻度によって区分されている。NAGRA が「処分の実現可能性実証プロジェクト」を実施していた時点で（報告書の提出は 2002 年）効力を有していた放射性廃棄物処分に関する安全指針は、HSK の「放射性廃棄物処分の防護目標－原子力施設ガイドライン HSK-R-21」（1980 年制定、1993 年改正）である。HSK-R-21 は、後に HSK を改組して設立された規制機関である連邦原子力安全検査局（ENSI）の ENSI-G03「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」（以下、「ENSI-G03」という）の策定により廃止されている。この HSK-R-21 では、表 3.5-3 に示す防護目標が設定されていた。なお、参考として右に現在有効である ENSI-G03 の防護基準を示す。

表 3.5-3 HSK-R-21 と ENSI-G03 における防護目標

HSK-R-21 「放射性廃棄物処分の防護目標」（1993 年）	ENSI-G03 「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」（2009 年）
<p><u>安全要件</u></p> <p>防護目標 1</p> <p>合理的に発生が予見しうるプロセス及び事象の結果として、閉鎖された処分場から放出される放射性核種による個人線量は、いかなる時点においても、年間 0.1mSv を超えてはならない。</p> <p>防護目標 2</p> <p>防護目標 1 で考慮されていない発生可能性の低いプロセス及び事象によって生じる、閉鎖された処分場からの個人の放射線学的死亡リスクは、いかなる時点においても、年間 100 万分の 1 を超えてはならない。</p> <p>防護目標 3</p> <p>処分場の閉鎖後は、安全確保のためにそれ以上の措置をとらなくて済むようにしなければならない。また処分場は、数年間の期間内に閉鎖できるよう設計しなければならない。</p>	<p><u>閉鎖後段階に関する防護基準</u></p> <p>防護基準 1</p> <p>発生確率が高いと分類されたそれぞれの将来の変遷に関しては、個人線量が年間 0.1 mSv を超える放射性核種が放出されることがあってはならない。</p> <p>防護基準 2</p> <p>防護基準 1 で考慮されなかった、発生確率が低いと分類されたものの将来の諸変遷が、合計して年間で 100 万分の 1 を超える追加的な放射線学的健康リスクをもたらすことがあってはならない。</p>

このように HSK-R-21 においても、ENSI-G03 においても、プロセス及び事象がその発生頻度によって区分され、それぞれに規制基準が設定されている。ただし、発生可能性を高い、あるいは低いと判断するための具体的な基準については、HSK-R-21 においても、ENSI-G03 においても定められていない。具体的には、HSK-R-21 及び ENSI-G03 では合理的に発生が予見しうるものに関しては、処分場から放出される放射性核種による個人線量が年間 0.1mSv を超えてはならないとし（防護目標 1）、発生可能性の低いプロセス及び事象に関しては、それらによって生じる個人の放射線学的死亡リスクが年間 100 万分の 1 を超えてはならない、と規定している（防護目標 2）。

NAGRA は「処分の実現可能性実証プロジェクト」において、この防護目標を満足できるかどうかを評価している。同プロジェクトの報告書では、評価シナリオが不確実性によってレファレンスシナリオ、代替シナリオ、“What if” ケースの 3 つに区分されている。また代替シナリオと“What if” ケースに関しては、それぞれさらに表 3.5-4 に示すような設定が行われている。

表 3.5-4 「処分の実現可能性実証プロジェクト」におけるシナリオの区分

	シナリオの特徴	具体的なシナリオの例
レファレンスシナリオ	システムが概ね予測通り変化すると想定。透水性が極めて低い均質な粘土バリアシステムを通して、放射性核種が地下水により移行するものとしたシナリオ。	
代替シナリオ	レファレンスシナリオとは大きく異なる、発生が考え難いが可能性はあるシナリオ。核種移行において、地下水による粘土内の移行及び緩慢な拡散という想定から逸脱。	<ul style="list-style-type: none"> ・ガス移行経路を通じた核種移行：揮発性の C-14 について、地下水に溶解しなかった核種が粘土を通過し、ガス移行経路を通じて拡散すると想定。 ・人間活動により影響を受ける核種移行：粘土バリアの機能を阻害する人間活動として、試験ボーリング孔による貫通と、処分場の遺棄を想定。
“What if” ケース	科学的な根拠で裏付けられる可能性の範囲外のケース。処分システムのロバスト性を検証するために設定。	<ul style="list-style-type: none"> ・地圏における地下水の高流量（レファレンスケースの 100 倍を想定） ・母岩中の透水性不連続面に沿った移行 ・ニアフィールド内での酸化還元フロントの貫通 ・燃料溶解の増大（レファレンスケースの 10 倍及び 100 倍を想定）

		<ul style="list-style-type: none"> ・ 斜坑のみを通した ILW 処分場からの溶存放射性核種のガス誘導放出 ・ 斜坑のみを通した ILW 処分場からの溶存放射性核種のガス誘導放出 ・ 揮発性化学種としての C-14 の母岩を通した非遅延瞬時移行 ・ 揮発性化学種としての C-14 の母岩を通した非遅延瞬時移行 ・ 乏しいニアフィールド性能、悲観的なニアフィールド地球化学データセット、悲観的な地圏地球化学データセット、及び地圏中の水の流れの増大の組合せ ・ 地圏中での移流なし（拡散移行のみ） ・ 被覆管の腐食速度の増大 ・ ニアフィールド及び地圏におけるヨウ素の吸着なし ・ オパリナス粘土中の移行距離の低減
--	--	--

このように、代替シナリオは発生が考え難いが可能性はあるシナリオであり、“What if” ケースは科学的な根拠で裏付けられる可能性の範囲外のケースとされている。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

「処分の実現可能性実証プロジェクト」におけるセーフティケースの構築手順の概略は、図 3.5-7 の通りである。章番号は、同プロジェクトの報告書の章番号に対応している。このうち、評価ケースの特定及び評価パラメータの設定は、第 6 章で行われている。

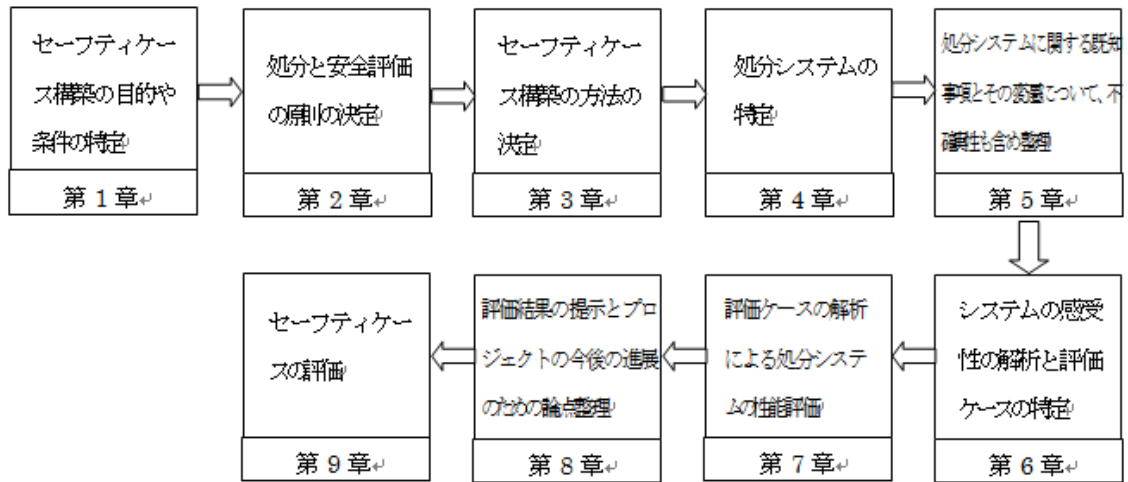


図 3.5-7 オパリナス粘土プロジェクトにおけるセーフティケースの構築手順の概略

「処分の実現可能性実証プロジェクト」の第6章は、次のプロセスで進められる。

- 1) バリアシステム特性により安全機能がどのように確保されるかについての定性的な検討
- 2) バリアシステムの性能を示すための定量的なモデル化、及びレファレンスケースの定義
- 3) レファレンスケースにおける放射性核種の挙動の検討
- 4) 放出率に関する検討
- 5) 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物のキャニスタ周辺の緩衝材並びにオパリナス粘土による放出率の緩和の検討
- 6) 確率論的解析を含めた感度解析に関して、システム全体並びにシステムの個々の構成要素の性能の劣化前のバリアシステムの擾乱の検討
- 7) 安全評価における不確実性ならびに設計／システムオプションの取扱いを検討し、次章で詳細な検討と解析を行う評価ケースを特定

上記の 2) のプロセスでレファレンスケースが提示されるが、そこで基本となる処分場の構成要素毎の主要な現象と予測される変化、及び不確実性と想定しうる逸脱は表 3.5-5 の通り纏められる。

表 3.5-5 レファレンスケースにおける処分場の構成要素毎の主要な現象と
予測される変化、及び不確実性と想定しうる逸脱

安全関連の特性、現象及び変化			
構成要素	主要な現象	予測される変化	不確実性及び考えられる逸脱
処分場	処分場レイアウト、全廃棄物インベントリ及び設計	レファレンス設計パラメータ。60年間運転による廃棄物インベントリ(現在の発電所のみ)	より大きな廃棄物インベントリ(300GWa(e)の発電)に対する代替レイアウト
	SF/HLW/ILW のEBS:設計パラメータ	レファレンス設計パラメータ	設計代替案を参照
使用済燃料	放射能インベントリ及び崩壊プロセス(熱及び放射線)	放射性核種のインベントリ。半減期及び崩壊熱は明瞭。3種類のキャニスタ・インベントリ(BWR UO ₂ 、PWR UO ₂ 及びPWR MOX/UO ₂): 平均燃焼度 48GWd/t _{HM}	各キャニスタタイプには、IRFの変化性、燃焼度の変化性あり。燃焼度は最大75GWd/t _{HM} まで増加の可能性あり
	被覆管の破損及び腐食	短期破損(亀裂)の可能性。部分破損した被覆管からの緩慢な放出。ジルカロイからの放射化生成物の緩慢な腐食速度律速放出。被覆管の酸化膜からの有機 ¹⁴ Cの優先的な放出	
	IRFの浸出	キャニスタ破損時のIRFの溶解	MOX燃料及び高燃焼度UO ₂ 燃料のIRFに関する情報が限定的
	SFマトリクスの溶解	H ₂ の還元能力による極めて遅い溶解速度(溶解度コントロール)での溶解	α放射線分解による燃料表面での酸化条件の形成(溶解速度はα放射能に比例して低下)。燃料マトリクスからの有機 ¹⁴ Cの優先的な放出。高酸化剤収率を仮定した“What if?”ケース
	臨界	設計基準(形状、燃焼度クレジット)により回避	
HLWガラス	放射能インベントリ及び崩壊プロセス(熱及び放射線)	放射性核種のインベントリ。半減期及び崩壊熱は明瞭。2種類のHLWガラスタイプを設定(BNFL及びCOGEMA)	
	ガラスの溶解	各ガラスタイプについて室内実験に基づいた異なる溶解速度	長期の外挿は不確実: 速度を100倍あるいは20分の1に設定

鋼製SF/HLW キャニスタ	破損メカニズム	短い有酸素腐食フェーズ。限定的な孔食及び微生物腐食。緩慢な嫌気性腐食。SCCなし: 寿命1万年	1,000年で閉じ込め機能の喪失をもたらすような考え難い短期破損(例えば、SCCに関する不確実性)。残留移行抵抗は考慮せず
	ガス発生	低発生速度で継続的にH ₂ ガスを生成する嫌気性腐食	嫌気性腐食速度の不確実性。ガスによる間隙水の(SFキャニスタの間隙空間からの)転移の可能性
	腐食生成物: 収着及び酸化還元効果	放射性核種の腐食生成物への収着(定量化は困難)。腐食は還元条件の形成に寄与	
	腐食生成物: 体積膨張効果	1万年というキャニスタ寿命の前の、キャニスタ荷重に対する小さな影響	
SF/HLW	放射性核種の沈殿	多くの放射性核種に対するニアフィールド内(キャニスタ/ベントナイト間隙水)での溶解度制限。還元条件。RaのBa及びSrとの共沈	溶解度に不確実性。酸化条件のニアフィールドの“What if?”ケースに対する溶解度も設定
ベントナイト	再冠水	緩慢な再冠水。腐食及び放射性核種放出の遅延	再冠水に要する時間が不確実(~100年-数100年)
	核種移行	拡散のみ。良好な収着。化学的安定性(大量の物質、外側境界での低流量、オパリナス・クレイとの鉱物学的な類似性)。コロイドのろ過	拡散率及びベントナイトへの収着に関する不確実性
	熱変質	温度を低く保つためにUO ₂ /MOX燃料集合体を混合させることによる劣化の緩和。膨潤あるいは可塑性に対する影響はほとんどなし	ある程度のセメンテーション及びキャニスタ近傍での拡散率の増大
	追加の移行プロセス(Onsager)	影響は小さいと考えられる。1,000年以降の駆動力は小さい	
	酸化還元フロントの貫入(放射線分解による酸化)	H ₂ 及びFeによる酸化剤の除去	酸化還元フロント貫入の可能性を除外できる証拠があると考えられる。“What if?”ケースのみ
	ガス移行	経路拡張による岩石中への放出。地下水放逐は無視小	
	微生物影響	稠密なベントナイト中で微生物は生存不能。有意な影響なし	

ベントナイト /EDZ	EDZに沿った流れの増大	約10倍高い長期透水係数。割れ目の連結性の欠如。EDZの連結は定置坑道末端のベントナイトシールで制限	仮想的なEDZ透水係数 10^{-10}ms^{-1}
	ガス移行	EDZに沿った又母岩中への経路拡張。岩石中への毛管漏洩。ベントナイト、EDZの地下水移行特性の変化は予測されない。	
	坑道の収斂及びベントナイトの圧縮	(飽和と同時に)キャニスタ破損前に完了する可能性が高い圧縮は、ベントナイトの膨潤によって制限される。	長期の非常に緩慢な圧縮
ILW	放射能インベントリ及び崩壊プロセス(熱及び放射線)	放射性核種のインベントリ、半減期及び崩壊熱は明瞭(セメント固化廃棄物オプション)	インベントリ・オプション(高圧縮廃棄物)
	廃棄物コンテナの破損;放射性核種の溶解/浸出	緩慢な再冠水により、>100年後に破損及び放射性核種放出が始まる可能性。セメント固化廃棄物及びビチューメンからの放出速度は不確実。ジルカロイからの放出は腐食速度が低いため極めて緩慢。酸化膜からの急速な放出はある程度あり	鋼製コンテナによるより長期間の閉じ込め
	放射性核種の沈殿	多くの放射性核種に対するニアフィールド内(セメント固化廃棄物/モルタル間隙水)での溶解度制限、還元条件	溶解度に不確実性
	ILW中の錯化剤による放射性核種の収着の低減、溶解度の増大	錯化剤含有量が高い廃棄物を別の定置坑道(ILW-2)に分離	
	ILW坑道内での核種移行	低地下水流量(拡散支配移行)。良好な収着	収着に不確実性。圧縮ハルの放射線分解による酸化還元フロントの形成に関する“What if?”ケース
	ガス発生	金属の腐食及びセルロースその他の有機物の微生物劣化(分解)	ガス発生速度に不確実性
	ガスによる水の転移	間隙水がある程度、コンテナ及びモルタルから岩石中へと転移	シールが有効でなければ、水は坑道/EDZに沿って転移

	坑道の収斂及び廃棄物/モルタルの水の転移を伴う圧縮	影響は、飽和及び材料の選択(モルタル)によって緩和される	完全再冠水後の廃棄物パッケージ内の間隙空間の圧縮による間隙水の転移
	再冠水時間	長い再冠水時間(数百年)	
モルタル/EDZ境界	母岩中への高pHブルームの移行	岩石中の間隙率の低減。自己シール(保守的に無視)。反応フロントの深さは極めて限定的	マスバランスに基づいた、オパリナス・クレイの最大4mの擾乱
坑道/斜坑/立坑シール	坑道埋め戻し材/EDZ中での移流による核種移行	効果的な密封;限定的なEDZ透水係数、効果的なシール、比較的低い動水勾配によって優先的移行なし	有効性の乏しいシール:操業坑道埋め戻し材、坑道のEDZ、斜坑及び立坑中での優先的な移行(EDZの透水係数は最大 10^{-10}ms^{-1})
	坑道、斜坑及び立坑に沿った、揮発性 ^{14}C を含むガスの移行	揮発性 ^{14}C は予測されない;もし形成された場合には、母岩及びEDZ中の移行経路を通して移動する可能性あり:シールは有効	揮発性 ^{14}C を含むガスが坑道、斜坑及び立坑に沿って移行される可能性:シールの有効性は乏しい
坑道プラグ/操業坑道埋め戻し材	ILW定置坑道内でのガスの蓄積と移行	操業坑道埋め戻し材内でのガス貯蔵は考えられない	ILW定置坑道内でのガスの蓄積と移行の影響が、EDZを通り坑道プラグを通過する軸方向移行経路の拡張によって緩和
母岩	定置坑道の上下のオパリナス・クレイ中の鉛直方向移行経路の長さ	代表的経路長 $\sim 50\text{m}$ 。最小経路長は 40m	短い経路長に関する“What if?”ケース
	オパリナス・クレイ中での移流	流量は $\sim 10^{-14}\text{ms}^{-1}$ であり、拡散支配の溶質移行が起こる	± 10 倍の不確実性;ガス圧の蓄積、坑道の収斂、氷河荷重による過圧の過渡的上昇はすべて流れに影響する可能性あり。高流量に関する“What if?”ケース
	核種移行の地球化学的な遅延	収着プロセスによる大部分の放射性核種の遅延。効果的なコロイドろ過	収着係数に不確実性。 ^{129}I について $K_d=0$ とした“What if?”ケース
	ガス移行	溶存ガスの拡散、二相流及びガス移行経路の拡張;低発生速度及び応力条件による二相流の緩慢な水平方向伝播(均質ガス流動)とガス移行経路の拡張、経路の自己シール。揮発性 ^{14}C の緩慢な同時移行	連続的なガス移行経路に沿った揮発性 ^{14}C の急速な移行:“What if?”ケース

	不均質流れ	母岩の不均質性はほとんどない(層状構造であり、水理的にアクティブな不連続面がない)。自己シールは効果的	未検出の不連続面(自己シールのため影響は無視小であるが)。不均質流れの可能性を排除できる証拠があると思われるが、透水量係数を増した移行経路に関する“What if?”ケースを考慮
地圏	新構造運動(ネオテクトニク活動)	ネオテクトニク活動の低い(低隆起/浸食速度、低地震活動、火成活動なし)サイトの選択。不連続面の再活性化なし	
	狭域及び広域帯水層中での遅延	特性が十分に把握されていないため、保守的に無視	封じ込めユニット(鉛直方向経路)及び狭域帯水層(水平方向経路)中での遅延
	天然資源	有用な天然資源のないサイトを選択	

設計基準及び設計代替案に関わる安全関連の現象/変化			
構成要素	重要現象	想定レファレンスケース	設計オプションにおける仮定及び残留する不確実性
使用済燃料	処分のためのインベントリの設定	現在の発電プラントを60年間運転	SFのインベントリが増大(300GWa(e)シナリオ)
SF/HLW キャニスタ	キャニスタ破損プロセス	SF/HLW用の鋼製キャニスタ: 設計寿命1万年	Cu製キャニスタ寿命>10 ⁵ 年; 1000体に1体が瞬時に破損(品質保証)、残留移行抵抗(ピンホール)
	H ₂ ガス発生	SF/HLW用の鋼製キャニスタ: H ₂ ガスが継続的に発生	キャニスタの外部胴材料としてCu、Ni合金あるいはTiを選定。有意なガス発生が起こるのは破損キャニスタのみ。ガス発生が無視小の代替インサートの使用
ベントナイト/EDZ	コンクリート製坑道支保による変質	設計基準によって回避(SF/HLW定置坑道にはコンクリート製支保は不要)	Sf/HLW坑道に薄いコンクリート製あるいはポリマー製の支保が必要となる可能性あり。影響は小さいと予測される
ILW	インベントリの設定	セメント固化廃棄物オプション	高圧縮廃棄物オプション(放射性核種インベントリはセメント固化廃棄物オプションと類似)->局所的な放射線分解の可能性

推測的な現象／変化			
構成要素	重要現象	優先的仮定	代替的仮定
地表環境	地形の変化	現在のライン滝下方のライン渓谷のような浸食性川谷部分を、及び谷底の第四紀砂礫中への排出を仮定(レファレンス生物圏)	正味の堆積が起こる川谷部分、湿地帯、谷の斜面の湧水(泉)への深部地下水の流出
	気候の変動	“氷室(Icehouse)”気候レジーム;レファレンス生物圏では現在の気候を仮定	代替気候(湿潤気候、乾燥気候、周氷河気候)
	将来の人間の行動	未知のため、現在の食生活及びローカルな食料生産を仮定(レファレンス生物圏)	周氷河気候における代替人間行動;Malm帯水層中への深井戸
母岩	処分場への偶然の試錐孔貫通	現在の掘削技術を仮定: 試錐孔はシールされるか、崩壊して自己シールする。キャニスタは(部分的に腐食した場合でも)脆弱ではない	シールされない支保付試錐孔。処分場からその下方の帯水層まで貫通。試錐孔中へのニアフィールド間隙水のリーク
坑道／斜坑／立坑シール	斜坑を埋め戻すことなく処分場を放棄	設計基準によって影響を最小化。シールは、シール付操業坑道を含めて、廃棄物を格納する定置坑道を隔離する	

(4) 不確実性の取り扱い

本節では、不確実性の取扱いについて、「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書における考え方を整理する。

a. 不確実性の評価

システム概念を導出する過程で不確実性が特定され、それらと安全性との関連が評価される。具体的には、適切なサイト選定と設計による緩和要因を考慮した、また感度解析から得られる知見を用いた科学的理解に基づいて、それらの不確実性がシステム全体性能並びに安全関連現象の変化に対して与える可能性のある摂動が評価される。こうした評価に基づいて、幾つかの不確実性の影響は非常に小さいか、あるいは安全に関係しないと判断される。あるいは、摂動をもたらす可能性のある事象とプロセスについて、その発生可能性あるいは信頼性の度合いは無視できると判断される。このような不確実性や現象は、その後の解析において考慮されないか、あるいはいくつかのケースでは“what if” ケースとして検討される。

その他の安全性に関連する不確実性は、処分システムそのものの特性や変化に影響す

る可能性があるか、あるいは、それらが地表環境に及ぼす影響によって、線量あるいはリスクの評価結果に影響する可能性がある。こうした種類の異なる不確実性は、(b)以下で取り上げる。

b. バリアシステムに関連する不確実性の取扱い

処分システムの特性及び変化に影響する不確実性の取扱いは、①影響を科学的に信頼できるモデルやデータ、検証済みのコンピュータ・コードを用いて検証できるかどうか、②その不確実性は、回避ないしは低減可能かどうかによって異なってくる。

個別の不確実性の影響を探求するために適切なモデル、コード及びデータが利用可能であるならば、また不確実性が回避あるいは低減可能なものであるならば、その放射線影響を評価するために、1つの確率論的アプローチ及び／あるいは1つあるいはそれ以上の評価ケースが用いられる。しかし、適切なモデル、コード及びデータが得られない場合、または不確実性が回避可能でも低減可能でもない場合には、その不確実性によって放射線影響が過小評価されることがないようにするために、悲観的あるいは保守的な仮定とパラメータが用いられる。ここで悲観的な考え方とは、放射線影響の計算結果が現状での理解に基づいて考えられる可能性の範囲の上限に近くなる仮定とパラメータを用いることと定義される。保守的な考え方とは、放射線影響を過大評価し、それが可能性の範囲外にあることが知られているような概念的仮定及びパラメータを用いることと定義される。

いくつかのケースにおける保守的なアプローチには、安全性にとって好ましい FEPs を意図的に除外すること（いわゆる留保 FEPs）が含まれる。

c. 地表環境に影響する不確実性の取扱い

地表環境に、特に将来の人間活動に影響を及ぼす多くの不確実性は、大部分が回避不可能で低減不可能である。人的資源や食糧需要に基づいていくつかの拘束条件が設定されうるが、その可能性の範囲は、安全評価で対象とされる長期の時間枠に対しては推測的な問題となる。地表環境に影響する不確実性に対して確率論的アプローチは適用されない。このような不確実性は、国際的合意に従って様式化された概念を定義し、これを決定論的評価ケースに適用することによって取り扱われる。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

ここでは、確率論的評価手法及び品質管理手法について、「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書における考え方を整理する。なお、重大事故事象の評価及び品質管理については「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書では検討されていない。

a. 確率論的評価手法

「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書では以下のように記されている。

システム挙動を解析し、「(4) 不確実性の取り扱い」で示した種々の不確実性の影響を評価するために、複数の補完的な手法が用いられる。一方では、広範囲のケースに対する決定論的解析が行われ、他方では、不確実性の範囲内にあるパラメータの種々の組合せの影響を体系的に評価するために確率論的手法が用いられる。「処分の実現可能性実証プロジェクト」では、システムの特性及び変化に関して合理的に考えられ得るあらゆる可能性を表現するような、幅広い範囲のケースに対する決定論的解析に主たる力点が置かれている。その目的は、システムに関する理解を向上させること、処分場によってもたらされる可能性のある放射線影響を示すこと、不確実性及び設計／システムオプションが処分システムの放射線影響に対して及ぼす影響を評価すること、及び存在する不確実性が許容可能なものかどうか、あるいはプログラムの今後の段階において対応する必要があるものかどうかを判断することである。決定論的計算は、確率論的計算によって補完される。その目的は、システムに関する理解を向上させ、パラメータの好ましくない組合せが見落とされていないようにすること、そしてパラメータを変更した際に決定論的アプローチでは検出されないような、性能の突然のあるいは予期しない変化の有無を試験することである。

このように、「処分の実現可能性実証プロジェクト」報告書では主たる安全解析の手法は、決定論的評価であり、確率論的手法は補完的なものとされている。確率論的安全評価は、“What if?” ケースのうち、次の3つのケースで行われており、その評価結果が防護目標2から導かれる規制上の制限を十分下回ることが示されている。

- ・ 地圏における地下水の高流量（レファレンスケースの100倍を想定）
- ・ 母岩中の透水性不連続面に沿った移行
- ・ ニアフィールド内での酸化還元フロントの貫通

(3.5 参考文献)

- 1) NAGRA, “ Technischer Bericht 08-01. Entsorgungsprogramm 2008 der Entsorgungspflichtigen (技術報告書 08-01 処分義務者による廃棄物管理プログラム 2008年) ”, Oktober 2008

3.6 英国における放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

英国の高レベル放射性廃棄物等の埋設処分の概要を整理した上で、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

3.6.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

英国では、高レベル放射性廃棄物の管理オプションの検討を行うため、2001年から放射性廃棄物の安全な管理（MRWS）プログラムを開始した。高レベル放射性廃棄物の長期管理に関して、政府に助言を提供するために設置した放射性廃棄物管理委員会（CoRWM）が2006年7月に、高レベル放射性廃棄物の長期管理方法として、中間貯蔵後に地層処分を行うことを英国政府に勧告した。CoRWMの勧告を受け、2006年10月に英国政府は、高レベル放射性廃棄物の長期管理方法として、中間貯蔵後に地層処分を行う方針を決定した。2008年6月に英国政府は「放射性廃棄物の安全な管理：地層処分実施の枠組み」を公表し、地層処分場のサイト選定を開始した。

また、英国の安全評価等に関する状況としては、2009年3月に実施主体である原子力廃止措置機関（NDA）が高レベル放射性廃棄物等の地層処分のための研究開発戦略（NDA/RWMD/011）を公表している。NDAの研究開発戦略では、NDA内にある放射性廃棄物管理局（RWMD）に対する研究開発の項目、研究開発の実施方法、外部機関との協力などが示されており、次の段階として、研究開発プログラムの詳細に関する報告書を公表する予定である（現在、時期未定）。研究開発戦略においては、RWMDの研究開発の項目として、以下の6つが挙げられている。

①高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料（HLW/SF）に関する研究開発の進展・拡張

地層処分場における閉鎖後のHLW/SFの挙動とセーフティケースの不確実性を十分に理解するための開発、設計（コンテナ材料の選択など）をサポートするための技術的なガイダンスを開発する。

②ウラン及びプルトニウムなどの核物質の将来の管理戦略の開発支援

ウラン及びプルトニウムが廃棄物として分類された場合、ウラン及びプルトニウムの管理は戦略上の重要なオプション研究となる。本研究には、ウラン及びプルトニウムの廃棄物形状の調査が含まれている。また、RWMD は、処分場に関する専門的な情報を提供することによって、NDA の評価プロセスをサポートする。

③中レベル放射性廃棄物処分のための研究開発の継続

中レベル放射性廃棄物の処分施設に関しては、セメント系材料を用いた処分概念が技術的な選択肢となる。ただし、C-14 の放出に係る不確実性を検討する必要がある。

④処分プログラムの実施のための課題への対応

サイトが特定される現段階で取り組むべきものとして、以下のような設計に関する課題がある。

- ・ 廃棄物パッケージを処分施設に輸送するための標準的な廃棄物輸送容器の開発
- ・ 廃棄物パッケージの設計。特に、HLW/SF（例えば、銅又はスチール）の容器の材料や標準的な設計の選択のオプションを考慮した廃棄物パッケージの設計。
- ・ 検査・モニタリングの方法の開発
- ・ 高レベル放射性廃棄物とその他の廃棄物を一つの処分場で処分するための包含的な評価
- ・ 廃棄物の回収可能性に係る設計・開発
- ・ 地層処分施設の埋め戻し、シーリング、閉鎖の手法の開発

⑤サイト特性調査の準備

サイト特性調査に必要とされるツール、技術を開発する。

⑥社会科学研究の実施

社会科学研究は、ステークホルダー（サイトプロセスの間は特に地域コミュニティ）と継続的に関与し、効果的にサポートするために重要である。そのため、社会科学研究は、公衆との関わりを持つための計画的で効果的な戦略の実施に役立つものである。

研究開発戦略における研究開発の実施方法としては、関連分野で専門性を有する機関への委託や入札に関することが示されている。また、ステークホルダーが研究開発に継続して関わっていくことができるよう、大学、放射性廃棄物管理委員会（CoRWM）、規制機関、NGO、廃棄物発生者などのステークホルダーと協力関係を結ぶこと、RWMD の作業にお

いて透明性の高い方法を求めること、研究開発プログラム及び評価の段階においてステークホルダーの関与を増やすことが示されている。

英国では、2011年2月にNDAが「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)」を公表した。DSSCは、処分の安全性に関連する事項を説明した文書群であり、輸送セーフティケース（放射性廃棄物の輸送に関する安全性）、操業セーフティケース（地層処分場の建設及び操業の安全性）、環境セーフティケース（地層処分場の閉鎖後における長期安全性）のセーフティケースから構成されている。また、現在のDSSCは処分場が決まっていない段階であるため、広範な環境及び処分場の設計を考慮したサイトを特定しない一般的な条件 (generic) としているが、サイト選定が進むに従い、サイトでの調査及び研究結果を元に、DSSCの精度を向上させていく予定である。

3.6.2 処分場の概要

英国では、2009年2月にイングランドとウェールズの環境規制機関 (EA) 等が公表した「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」において、地層処分施設に関して以下のような記述がある。

英国における地層処分とは、放射性廃棄物を人工的な地下施設に処分することを含めた長期的な管理オプションであり、地層（岩石構造）が放射能の漏出に対するバリアとなり、その設置深度（特定の地質学的状況が考慮される）が、地表で生じる様々な擾乱から廃棄物をしっかりと保護する。これらの擾乱の中には、天候及び気候の変動により発生するものだけでなく、人間により生じる擾乱も含まれる。また、地層処分施設は、地層処分に關する許可要件を満たす施設であり、この種の施設は、全面的に陸地に立地することができるほか、海洋底下に陸地からアクセスする形で立地させることもできる。実施主体である原子力廃止措置機関 (NDA) は、少なくとも上記を満たすような地層処分施設を建設する必要がある。

現状のNDAの処分概念としては、2008年に英国政府が公表した白書「放射性廃棄物の安全な管理—地層処分実施の枠組み (Cm.7386)」(以下、2008年MRWS白書)に記述されているように、地層処分には放射性廃棄物を定置して、生物圏から隔離することのできる工学的な施設を200m～1000mの深さに建設する必要があるとし、ボルト内処分などのオプションも維持するような処分場を想定している (図 3.6-1)。

地層処分の概念としては、放射性廃棄物を地表環境から隔離するための多重バリアのアプローチの一環として、放射性核種の放出に対する人工バリアと天然バリアの両方を取り入れている。受動的に安全な固体廃棄物、廃棄物容器、金属製のオーバーパックや緩衝材、埋め戻し材などの施設の工学的要素、さらに周囲の地質環境などすべてがそれぞれ独立したバリアを構成するとともに、放射性核種の放出に対する共同バリアとなっている。これらのバリアが一体となって、一般に数百万年から数千万年の超長期間にわたり、放射性核種を確実に環境から隔離する。このような多重バリアのアプローチを図 3.6-2 に示す。

地層処分施設における個々の人工バリアの性能は、周辺環境の性質（例えば、地質や地下水化学など）に大きく左右される。工学施設は、処分する必要がある英国の放射性廃棄物について、処分サイトの地表直下の条件に対して、その性能が最適化されるように設計する。このため設計はサイト特有のものになる。英国でのサイト選定プロセスは現在初期段階にある。サイト（単数または複数）が選定されるまでは、詳細な設計仕様やサイト特有の調査を実施することはできないため、現在 RWMD によって実施されている R&D はサイト固有のものではなく、広範な処分概念を検討している。

2008 年 MRWS 白書では、原則的に英国政府としては、廃棄物インベントリを適切かつ安全に閉じ込めることができる地層処分施設を 1 か所でも開発できれば、別の施設を建設する必要はないと考えている。地上施設、アクセス坑道、建設支援及びセキュリティ体制を共有できれば、大幅なコスト削減や環境への影響緩和など、大きなメリットを得ることができるとしている。ただし、最終決定は、最新の科学技術情報、国際的な模範事例、サイト特有の環境、安全性やセキュリティ面の評価を考慮して判断される。

英国の地層処分における対象廃棄物は、高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、浅地中処分に適さない一部の低レベル放射性廃棄物が対象となる。それら対象廃棄物のインベントリについては、英国放射性廃棄物インベントリ（UKRWI）として、NDA が公表し、3 年を目安に更新を行っている。表 3.6-1 に英国の放射性廃棄物の区分とその対象廃棄物、表 3.6-2 に 2010 年版 UKRWI における地層処分の対象廃棄物のインベントリを示す。

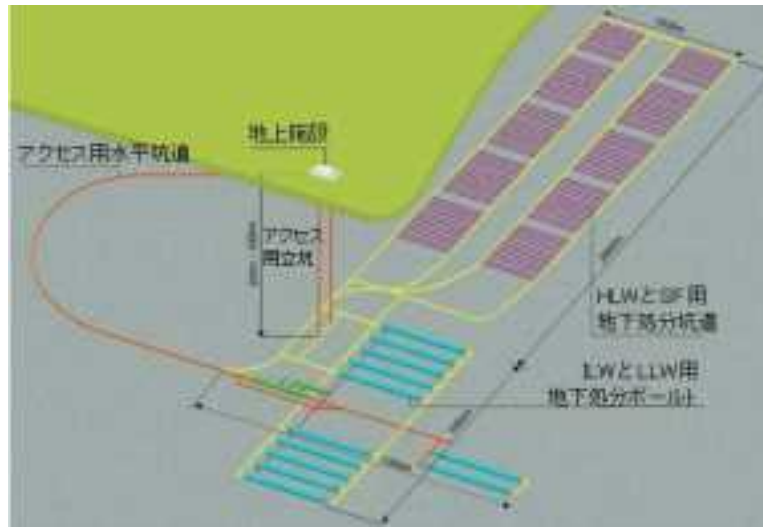


図 3.6-1 一般的な共同設置式地層処分施設

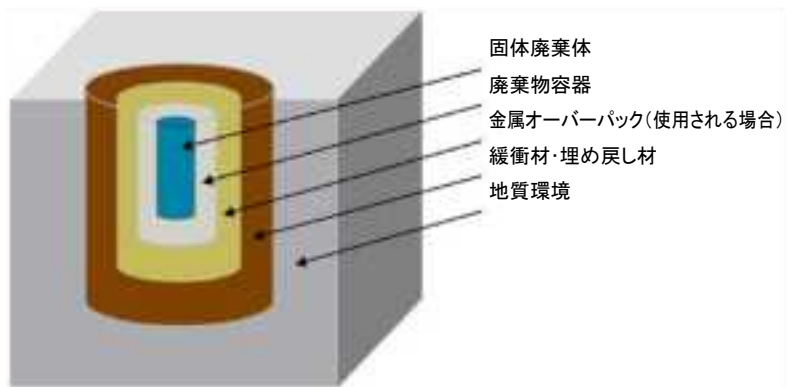


図 3.6-2 地層処分における多重バリアのアプローチ

表 3.6-1 英国の放射性廃棄物の区分とその対象廃棄物

処分方法	対象となる廃棄物の分類名	対象廃棄物
地層処分	高レベル放射性廃棄物	ガラス固化体
	中レベル放射性廃棄物	燃料被覆管や原子炉構造物等
	一部の低レベル放射性廃棄物	浅地中施設での処分に適さない、半減期が非常に長いもの等
浅地中処分	低レベル放射性廃棄物	病院、研究機関、原子力産業で使用されていた紙、プラスチック、鉄くず等
	極低レベル放射性廃棄物	病院及び原子力産業以外からの線源を含む、非常に低い放射能を有する廃棄物
	一部の中レベル放射性廃棄物	短寿命で比較的毒性の低いもの
未定	将来、廃棄物として分類される可能性があるもの（現時点では未分類）	使用済燃料、プルトニウム、ウラン

※「高レベル放射性廃棄物等」には、地層処分対象の廃棄物である高レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、一部の低レベル放射性廃棄物が含まれる。

表 3.6-2 2010 年版 UKRWI における地層処分の対象廃棄物のインベントリ

対象廃棄物	地層処分施設に定置する廃棄物パッケージの体積（レファレンスケース）
高レベル放射性廃棄物	7,454 m ³
中レベル放射性廃棄物	361,692 m ³
地層処分対象の低レベル放射性廃棄物	16,632 m ³
使用済燃料*	10,363 m ³
プルトニウム*	6,989 m ³
ウラン*	94,502 m ³
合計	497,635 m ³

*: これらは現時点では廃棄物と認識されていません。

source: NDA Report no. NDA/RWMD/044 Generic Disposal System Technical Specification (2010)

3.6.3 安全評価等に関する考え方

安全評価等の考え方については、英国の最新の安全評価書の一部である、2011年2月に実施主体である原子力廃止措置機関（NDA）が公表した、gDSSCを構成する報告書である「一般的な条件での環境セーフティケース」及び「一般的な条件での閉鎖後安全評価」（※共に発行日は2010年12月）をもとにまとめる。

(1) 安全評価戦略

英国では、2009年にEA等が公表した「地層処分施設における許可要件に関するガイダンス」の中で、環境セーフティケースについて、『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RSA93の下での申請は、環境セーフティケースによる裏付けを伴うものでなければならない。』と示している。

環境セーフティケースは、放射性固体廃棄物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としている。また、次に挙げるものを含め、放射線学的な危険性及び非放射線学的な危険性に関連するいくつかの問題について、評価を行うことが求められている。

- ・許可期間中に公衆が受ける放射線量
- ・許可期間終了後に公衆が受ける放射線学的なリスク
- ・許可期間終了後の地層処分施設への意図的ではない人間侵入により生じ得る影響
- ・接近可能環境への放出による放射線学的な影響
- ・非放射線学的な危険性
- ・システム全体の安全性への寄与の側面から見た地層処分システムの個々のバリアまたは構成要素の役割
- ・臨界安全性などのその他の特定の評価問題

また、図 3.6-3 に示すように、環境セーフティケースは次の3つの構成要素が存在する。NDAの評価では、個々のバリア性能だけでなく、地層処分施設の性能を評価するために以下のような補足的な性能尺度も検討されている。

- ・「定性的な安全性の論拠を含めた複数の推論の道筋の利用」

- ・「不確実性の管理」
- ・「定量的なモデル化」



図 3.6-3 一般的な条件での環境セーフティケースの報告書の構成

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

EA の許可要件ガイダンスでは、長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分について、以下のように記載されている。

- ・「人間侵入」シナリオに関しては、許可期間（操業＋能動的な制度的管理）終了後の人間侵入が発生する見込みは極めて低いと仮定すべきであるとしているが、開発者／操業者は、許可期間終了後の人間侵入が引き起こす可能性のある影響についても評価しなければならない。

- ・「what-if」シナリオは、環境セーフティケースが全体として受け入れ可能なものと判断されるか否かに影響を及ぼす可能性がある。従って、環境機関は、「what-if」シナリオを一つずつ検討していく必要がある。環境セーフティケースにおいて、「what-if」シナリオの一つとして、「臨界」が挙げられている。

NDAの「一般的な条件での閉鎖後安全評価」では、「特性、事象及びプロセス」(FEP)を用いたシナリオ開発が行われている。このFEP解析アプローチでは、地層処分施設概念の性能との関連性の高い全てのFEPに関する系統的な解析によって、1件の基本シナリオに加えて、地層処分施設に起こり得る経時変化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ことになるとしている。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

EAの許可要件ガイダンスでは、評価モデル及び評価パラメータについて以下のように記載されている。

- ・評価モデルに関しては、環境セーフティケースにおいて、「モデル化調査と信頼観構築」という項目が検討事項に入れられている。モデル化調査は、処分システム全体とその構成要素の特徴及び挙動の理解を促進することが狙いである。また、モデル化に対する信頼観を構築するために、体系的な作業計画を実施する必要がある。
- ・リスク評価を行う場合、一般に開発者/操業者は、システム挙動に関する現実的な見積値または最良の見積値であるデータ及び仮定のデータの使用を目指すべきである。

(4) 不確実性の取扱い

EAの許可要件ガイダンスでは、不確実性の取扱いについて以下のように記載されている。

- ・不確実性の取扱いについては、「ある程度の信頼性を持って定量化できる不確実性」と「定量化を行えない不確実性」の2つに分けて考えている。図3.6-4に不確実性に対するアプローチ例を示す。
- ・不確実性の定量化は、関連データを入手できない場合もしくは、その統計的な評価を行うために必要なデータを法外な費用を掛けて入手するしかない場合には、信頼性の高い形で定量化することができないため、十分な信頼性を伴う定量化を行うことができない。

- データ等の不確実性に関しては、環境セーフティケースの更新時に、モニタリング等で得られた実データを考慮することにより低減される。

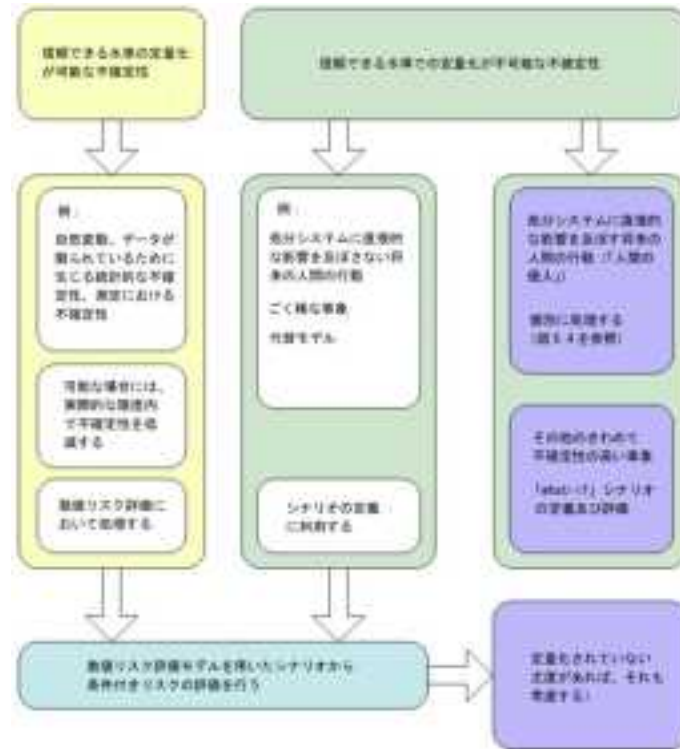


図 3.6-4 不確実性に対するアプローチ例

NDA の「一般的な条件での閉鎖後安全評価」では、性能評価に影響を及ぼす不確実性の取扱いとして以下を挙げている。

- 処分システムの将来の状態に関する不確実性: 地層処分施設とその環境における長期の経時変化に関して、確実に把握することができるわけではない。そのため性能評価では、将来の経時変化に関して、一定範囲の異なったシナリオを検討する必要がある。
- データに関する不確実性: 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ない可能性があり、これらに伴って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、より多くの測定を行うか (例: 候補サイトの岩石特性など)、より多くの研究所での実験を行う (例: 溶解度などの化学パラメータなど) 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。しかし、一部の不確実性 (例: 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) 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（例：岩石の透水係数など）に関するものとなる。

- モデルに関する不確実性：NDA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。その一方で、一部の関連性の高いFEPに関する理解や、これらのFEPがどのような相互関係にある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ければ、そのモデルは観察の範囲外の状況に関する結果の掲載において、誤解を招くものになる可能性がある。関連するプロセスが適切に理解され、表現されるようにするために、NDAはFEPアプローチを開発している。さらなる信頼を実現するためにNDAは、必要に応じて保守的な仮定を採用しており、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。
- 人間の行動に関する不確実性：人間の行為はかなりの程度まで予測不可能なものであり、処分システムの性能及びそれが及ぼす影響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、地層処分施設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、地層処分施設周辺の景観が変化する可能性があるほか、習慣の変化に伴って地層処分施設が将来世代の人々に放射線学的な影響を与えることも考えられる。

NDAは、全ての不確実性を完全に解決することができないとした上で、不確実性を管理する方法を見出す必要があるとしている。

また、不確実性の取扱い方法については、以下のような戦略が示されている。

1. 当該不確実性が意味のないものであることを明示すること。その例として、ある特定のプロセスにかかわる不確実性が、例えば関連する安全性が別のプロセスによって管理されていることから、安全性にとって重要なものではないような状況が挙げられる。
2. 不確実性を明示的に取り扱うこと。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らかにし、その範囲内の境界ケースでさえ、受け入れ可能な安

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、その発生確率がきわめて低いことに基づいてなされるほか、たとえその不確実性が発生した場合でも、地層処分施設に関連しないその他の影響の方が地層処分施設の性能に対する懸念をはるかに上回ることも、その根拠とされる（例えば隕石の直接的な衝突など）。
5. 不確実性を明示的に無視するか、一つの不確実性の取り扱いに関する様式化されたアプローチの使用に同意すること。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

EAの許可要件ガイダンスでは、重大事故事象の評価並びに品質管理手法についての記載はない。確率論的評価手法に関しては、環境セーフティケースに示された定量的及び定性的な評価は、EAがなすべき判断を支援するものとしており、また、環境セーフティケースの重要な部分として、リスク計算を目的とする一つあるいはそれ以上の定量的な評価を提示するものと考えている。

NDAの「一般的な条件での閉鎖後安全評価」では、データの不確実性を「確率密度関数」(PDF)として定量化することができるとしている。このPDFによって、図3.6-5に例として示した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としている。

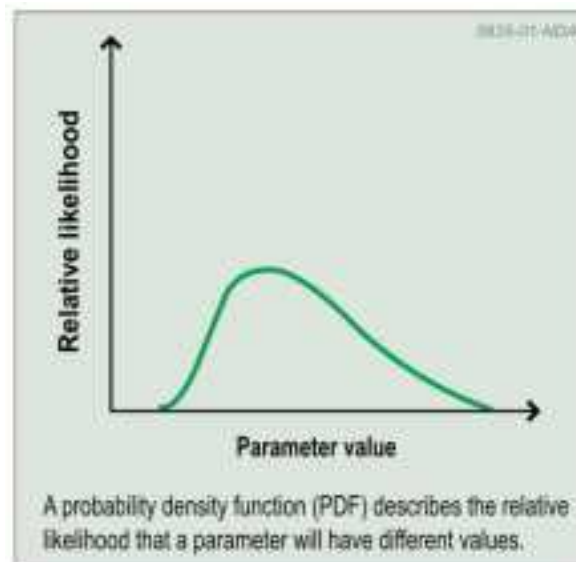


図 3.6-5 確率密度関数の模式図

不確実性を PDF として定量化することにより、確率論的な評価をモンテカルロ・シミュレーション法を用いて行うことが可能としている。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、多くの回数に渡り実行される（こうした実行を「実現 (realisation)」と呼ぶ）。それぞれの実現において、パラメータ値は、起こり得る値の範囲を示す PDF から無作為に選ばれる（「確率論的安全評価」(PSA) アプローチ）。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の内部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、リスク等の性能尺度が不確定なモデル・パラメータに対して備えている感度を調査するために使用することができるとしている。

3.7 カナダにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

スウェーデンの高レベル放射性廃棄物、低中レベル放射性廃棄物（地下空洞処分相当）の放射性廃棄物の埋設処分の概要を整理した上で、各々の放射性廃棄物の処分に係る規則に対応して検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

なお、カナダでは核燃料廃棄物（CANDU 炉使用済燃料）の処分は、カナダ核燃料廃棄物管理機関（NWMO）が「適応性のある段階的管理」（APM）と呼ばれる長期管理アプローチで、その実施を進めている。現時点では、安全評価結果の取りまとめに至っていない。このため、本節では OPG 社（オンタリオ州の州営電力の原子力発電部門）の低中レベル放射性廃棄物の処分計画を扱う。

3.7.1 低中レベル放射性廃棄物の埋設処分の概要

オンタリオ州の 3 原子力発電所から発生する低中レベル放射性廃棄物の処分実施主体は、原子力発電事業者であるオンタリオ・パワージェネレーション社（OPG 社）である。同社は、ブルース発電所敷地の中心部に DGR（Deep Geologic Repository であり、“Geological” を使用していない点に注意）と呼ぶ地層処分場を建設する方針である。提案されている DGR プロジェクトのサイトは、キンカーディン自治体にある。同地では「ウェスタン廃棄物管理施設」（WWMF）の開発が 1974 年から始まり、州内 3 原子力発電所で発生する低中レベル放射性廃棄物の集中管理（貯蔵）のほか、CANDU 炉使用済燃料の乾式貯蔵も行われている。

2011 年 3 月に、OPG 社は DGR プロジェクトの環境影響評価書、予備安全報告書ならびにその他の関連報告書をカナダ原子力安全委員会（CNSC）に提出したところである。なお、予備安全報告書などの申請書類の一部は、OPG 社の委託によりカナダ核燃料廃棄物管理機関（NWMO）が担当している（NWMO の技術レポートシリーズとして発行されている）。

カナダ環境評価法に基づき、CNSC を交えた合同レビューパネルによる審査とともに、公聴会などの法定手続きが進められているところである。環境大臣が合同レビューパネルの見解を受けて、最終的にカナダ政府が判断することになっている。環境影響評価書が受け入れられると、サイトの準備と建設の許認可が発給される。DGR の操業には別途、許認可が必要である。

DGR プロジェクトの環境影響評価書で述べられている計画では、プロジェクト全体は 4 つの期間（フェーズ）で構成されるとしている。OPG 社の想定スケジュールでは、建設開始は 2013 年、操業開始は 2018 年としている。

第 1 期 サイト準備と建設	5～7 年
第 2 期 操業	40～45 年
第 3 期 廃止措置	5～6 年
第 4 期 放棄（=事業取り下げ）と長期履行	300 年まで

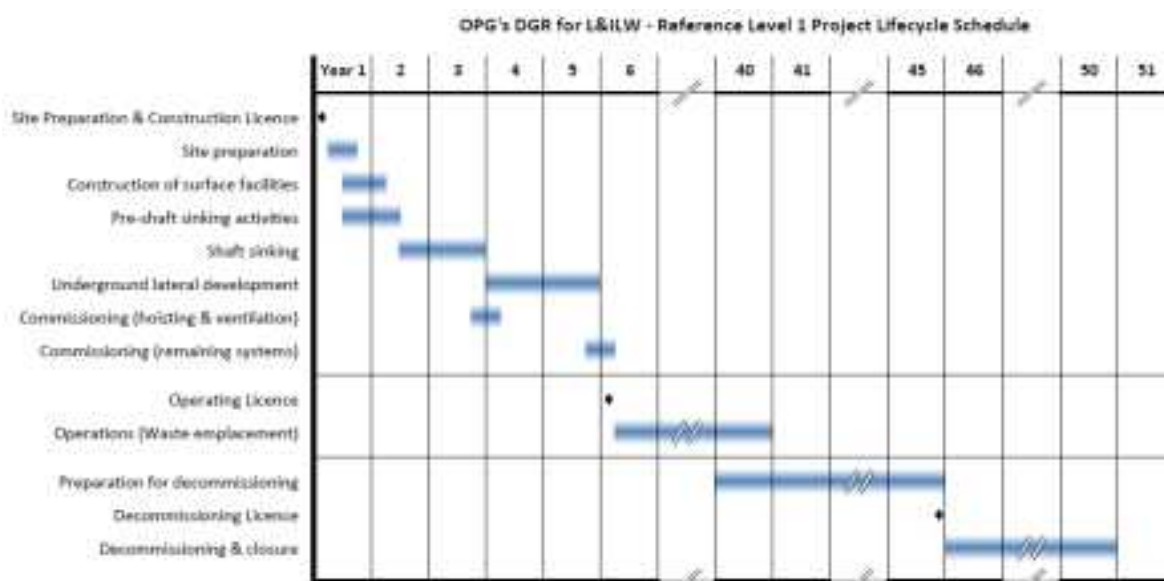


図 3.7-1 DGR プロジェクト全体スケジュール

3.7.2 処分場の概要

計画されている使用済燃料処分場の処分概念について、処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。

(1) 低中レベル放射性廃棄物の地層処分場の概念

オンタリオ・パワージェネレーション社（OPG 社）は、OPG 社が運転している原子力発電所から発生する低中レベル放射性廃棄物を処分するため、地層処分場（DGR）をオンタリオ州キンカーディンのブルース原子力発電所サイトに建設する計画を進めている。

DGR での処分対象廃棄物は、原子力発電所の運転等により発生した、中レベル放射性廃棄物（ILW）及び低レベル放射性廃棄物（LLW）である。

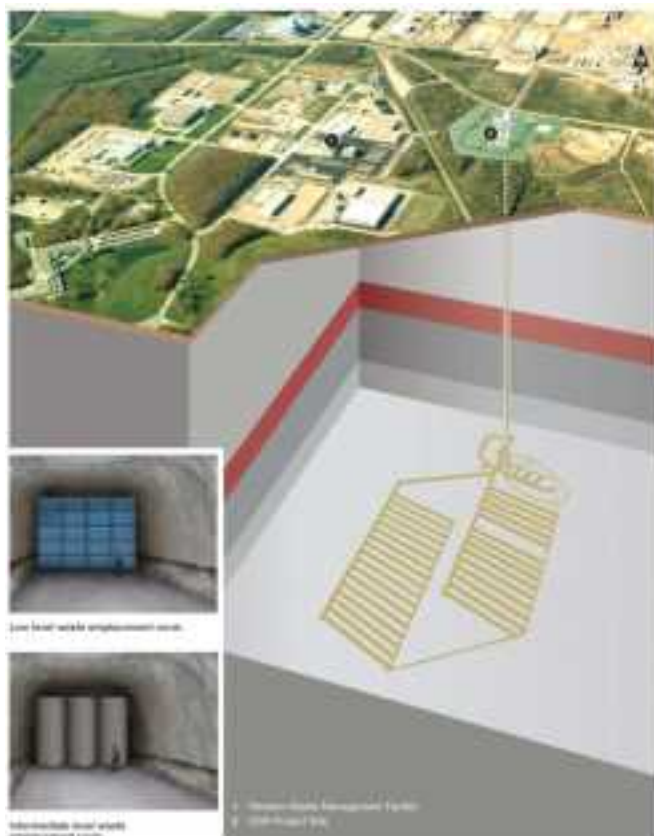


図 3.7-2 OPG 社の低中レベル放射性廃棄物の地層処分場 DGR の概念

DGR の地下施設（定置空洞部分）は地表から約 680 メートルに設置予定。定置空洞は長さ約 250 メートル、幅 8 メートル、高さ 7 メートルであり、パネル 1 で 14 本、パネル 2 は 17 本で構成される。

表 3.7-1 低中レベル放射性廃棄物地層処分場（DGR）の概要

廃棄物：	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分される低中レベル放射性廃棄物は、発生量として約 16 万 m³であり、処分体積としては 19.6 万 m³となる。これらは、OPG 社の原子炉で発生した運転廃棄物及び改修廃棄物によって構成されている。これらの廃棄物は、鋼製及びコンクリート製の廃棄物コンテナ及びオーバーパックを用いて定置される。処分場閉鎖時の総放射能量は約 16,000TBq となる。 ・ 主要な放射性核種としては、短期的に見た場合には H-3、C-14 及び Ni-63 が、長期的に見た場合には Nb-94 及び Zr-93 が挙げられる。
処分場：	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場が立地される深度は 680m であり、2 本の立坑、環状の坑道及び関連施設、2 本のアクセス坑道、45 の廃棄物定置室（これらの定置室は 2 つのパネルに別れている）によって構成される。 ・ 南側パネル（フットプリントは 11.4 万 m²）には大部分の低レベル放射性廃棄物が収容され、東側のパネル（フットプリントは 9.9 万 m²）には、全ての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収容される。処分場の埋め戻しは行われない。閉鎖時に、コンクリート・モノリスが立坑底部に設置される。立坑はその後、ベントナイト/砂、アスファルト、コンクリート及び人工充填材などを用いて埋め戻される。
地質学的な設定条件：	<ul style="list-style-type: none"> ・ DGR は、低透水性のオルドビス紀粘土質石灰岩内に立地され、その上には 200m の頁岩が、下には 150m の石灰岩が存在する。また、オルドビス紀頁岩の上には、シルル紀頁岩、苦灰岩及び蒸発岩の互層が存在している（厚さは 325m）。 ・ シルル紀及びオルドビス紀の堆積岩の間隙水は塩分を含んだものであり（総溶解固形物は 100～350g/L）、緩酸性で（pH は 5.1～7.0）、還元性であり、何百万年も以前に成立したものである。シルル紀堆積岩の上には、デボン紀の苦灰岩（厚さは 100m）があり、その上部は新しい地下水を含み、この水はヒューロン湖に流れ出ている。
地表環境：	<ul style="list-style-type: none"> ・ 比較的平坦な地形で水流や湿地が含まれ、約 1km 離れた場所にヒューロン湖がある。年平均気温は約 9℃であり、年間平均降水量は 0.98m^aとなっている。 ・ ブルース・サイトの周辺地域は主として農業やレクリエーションに使用されており、一部は宅地造成されている。この地域における先住民の伝統的な活動は、ヒューロン湖での釣りである。また、この地域の自治体及び家庭で、地下水が使用されている。ヒューロン湖は比較的大きな自治体にとっての水源となっている他、釣り場としても使用されている。

表 3.7-2 DGR の処分対象廃棄物

廃棄物カテゴリー	
低レベル	
ボトム・アッシュ	廃棄物の焼却によって生じる不均質な灰及びクリンカ。薄板金属製オーバーパックの「灰処分容器」に収納して処分する。
バッグハウス・アッシュ	廃棄物の焼却によって生じる微粒子の均一な灰で、密度の低いもの。薄板金属製オーバーパックの「灰処分容器」に収納して処分する。
圧縮廃棄物（ベール）	圧縮された紙、プラスチック、ゴム、綿などが、プラスチックで包まれたベールに収容されている。ある程度の金属も存在する。軟鋼製のベールに収納して処分する。
圧縮廃棄物（ボックス）	圧縮された紙、プラスチック、ゴム、綿など。ある程度の金属も存在する。軟鋼製の圧縮ボックスに収納して処分する。
処理できないもの	処理できない金属、木材、コンクリート、ガラス、吸収剤など。不規則な物体が低

(ドラム)	い密度でパッケージされているため、かさ密度は極めて低い。220 リットルの鋼製ドラムに収容された上で、炭素鋼製ドラム容器に収納して処分する。また 10%は、薄板金属製オーバーパックに収納する。
処理できないもの (ボックス)	処理できない金属、木材、コンクリート、ガラス及び吸収剤など。不規則な物質が低い密度でパッケージされているため、かさ密度は極めて低い。金属製の Non-pro (処理できない) ボックスに収納して処分する。
処理できないもの (その他)	大型で不規則な形状の物体 (例えば、交換器、封入されたタイルホール (タイル製容器) タイルホール・ライナー、雑多な大型の物体 (例えば、ヒューム・フード、グローブボックス、加工装置など)、原子炉の改修に伴って生じる大型の物体 (例えば、予熱器、熱交換器など)、さらにはトレンチから回収された大型の物体など。これらの廃棄物の大部分は、DGR に「原形のまま」で設置する。
LLW 樹脂	ポリスチレン・ジビニルベンゼン共重合体 IX 樹脂 (直径は約 0.5mm)、粒状の活性炭及び重合体ビーズ。低レベル樹脂パレット・タンクに収納して処分する。
ALW 樹脂	液体廃棄物処理プラントから生じる、直径が約 0.5mm のポリスチレン・ジビニルベンゼン共重合体 IX 樹脂。低レベル樹脂パレット・タンクに収納して処分する。
ALW スラッジ	液体廃棄物処理プラントから生じる、ベントナイトを含むスラッジ。薄板金属製オーバーパックを伴う ALW スラッジ・ボックスに収納して処分する。
蒸気発生器	改修によって生じる、余剰蒸気発生器。インコネル 600 製のチューブ、炭素鋼製のシェル及びシュラウド、そして頂部ならびに管板によって構成される。グラウト注入した上で、処分の前に小さなサイズに切断する。
中レベル	
CANDECON 樹脂	ポリスチレン・ジビニルベンゼン共重合体 IX (イオン交換) 樹脂 (直径は約 0.5mm)。これには、腐食抑制剤だけでなく、EDTA 及びその他のキレート剤が含まれる。コンクリート製の円筒形オーバーパックを伴う鋼鉄/樹脂製のライナーに収納して処分する。
減速材樹脂	減速材システムから発生するポリスチレン・ジビニルベンゼン樹脂ビーズ (直径は約 0.5mm)。コンクリート製の円筒形オーバーパックを伴う鋼鉄/樹脂ライナーに収納して処分する。
PHT 樹脂	一次熱移送 (PHT) システムから発生するポリスチレン・ジビニルベンゼン樹脂ビーズ (直径は約 0.5mm)。コンクリート製の円筒形オーバーパックを伴う鋼鉄/樹脂ライナーに収納して処分する。
雑多な樹脂	雑多なポリスチレンジビニルベンゼンイオン樹脂ビーズ。コンクリート製の円筒形オーバーパックを伴う鋼鉄/樹脂ライナーに収納して処分する。
照射炉心機器	材質は一般にインコネル-600 またはステンレス鋼などの合金であり、例えば、フラックス検出器や液体領域制御棒などの機器によって構成されている。DGR でコンクリート管の列に挿入されるタイルホール等価ライナーに収納して処分する。
フィルタ/エレメント	一次熱移送 (PHT) 及び減速材システムからのフィルタ及びフィルタ・エレメント。DGR でコンクリート管の列に挿入されるタイルホール等価ライナーに収納して処分する。
IX カラム	IX カラムには、ピカリング発電所の PHT システムからのポリスチレン・ジビニルベンゼン樹脂が含まれている。DGR でコンクリート管の列に挿入されるタイルホール等価ライナーに収納して処分する。
管交換廃棄物 (圧力管)	Zr-2.5%Nb 合金。管交換廃棄物コンテナに収納して処分する。
管交換廃棄物 (端金具)	ステンレス鋼 (SS-403)。管交換廃棄物コンテナに収納して処分される。
管交換廃棄物 (カランドリア管)	ジルカロイ-2。管交換廃棄物コンテナに収納して処分する。
管交換廃棄物 (カランドリア管 インサート)	ステンレス鋼 (SS-410)。管交換廃棄物コンテナに収納して処分する。

3.7.3 岩盤空洞型低中レベル放射性廃棄物処分場に係る安全評価等に関する考え方

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

岩盤空洞型低中レベル放射性廃棄物処分場に係る安全評価等に関する考え方について、NWMO DGR-TR-2011-25. OPG 社の低中レベル放射性廃棄物の深地層処分場－閉鎖後安全評価（OPG 社、2011 年 3 月）に基づき上記項目について整理する。

(1) 安全評価戦略

カナダ原子力安全委員会（CNSC）は、放射性廃棄物管理の長期安全性の評価に関する規制指針（G-320）（CNSC 2006）を発行しており、これは OPG 社の DGR に関する環境影響評価書の作成に関する指針（CEAA 及び CNSC 2009）に引用されている。関連する安全評価の文書は、包括的で、G-320（CNSC 2006）に従い以下の内容を含めている。

- 適切な方法の選定
- 評価の背景
- システムの説明
- 評価の時間枠
- 評価のシナリオ
- 評価モデルの開発と使用
- 結果の解釈

DGR 閉鎖後安全評価報告書では、IAEA の文書で言及されている「セーフティケース」に言及しており、これとの関係として「安全評価」はより大きなセーフティケースの一部を構成するものとしている。閉鎖後安全評価報告書は「安全評価」に重心を置いている。安全評価のアプローチは以下の基本的手順で実施しており、閉鎖後安全評価報告書の章立てと一致させている。

- ①評価の背景を定義づけ、高水準の仮定、制約（規制要件を反映する）、評価の目的、エンドポイント、不確実性の取扱い、時間枠を文書化する。〔第 3 章〕

- ②廃棄物、処分場、閉鎖後の安全性に関する地質学的背景及び地表環境に関する情報を示す。〔第4章〕
- ③内部で一貫した DGR システムの将来の広範囲の潜在的変化を体系的に特定する。〔第5章〕
- ④シナリオについて概念及び数学的モデル及びデータを開発し、不確実性の主な領域を調査する一連の計算ケースを特定し、ソフトウェア・ツールで実行する。〔第6章〕
- ⑤結果の分析、解釈、検討を行い、システムの性能、その全体的ロバスト性、主な不確実性の性質と役割を示す。該当するリファレンスレベルに対して特定した安全及び性能指標の結果を比較することに特に重点を置く。〔第7章〕

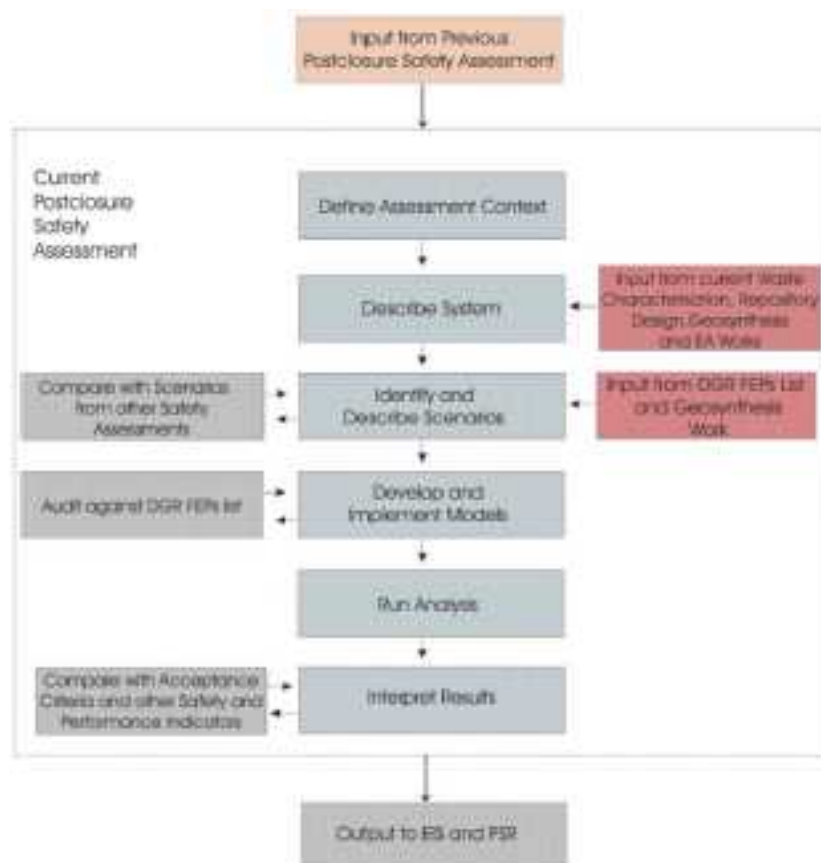


Figure 2.1: Approach Used in the Postclosure Safety Assessment

図 3.7-3 DGR の閉鎖後安全評価アプローチ

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」では、「7.5 評価シナリオ」において、「通常進展シナリオ」と「人間侵入を含む破壊的事象シナリオ」を要求している。G-320 において破壊的事象シナリオとは、起こり得るバリアの貫通ならびに閉じ込めの異常喪失に至る不測の事態の発生を仮定するもので、人間侵入の評価では、廃棄物の他の区域への広がり起因する人間と環境の被ばくを評価する必要があるとしている。また、放射性廃棄物処分施設への人間侵入に関するシナリオは、評価の不確実性の程度、線量限度の保守性、ならびに侵入の起こりやすさに照らして解釈すべきであり、侵入の起こりやすさ及びリスクのどちらも報告すべきとしている。

一方、DGR の閉鎖後安全評価で設定されている評価シナリオは、次の 1 件の「通常変遷シナリオ」と 4 件の「破壊的シナリオ」である。

a. 通常進展シナリオ

b. 破壊的シナリオ b1 人間侵入（偶発的な侵入であり、意図的な侵入は除外）

b2 重大な立坑シール破損

b3 開かれた状態のボーリング孔

b4 極限地震

a. 通常変遷シナリオ

- ・ 閉鎖後に処分場内の酸素は迅速に失われる。処分場はゆっくりと周囲の岩石から浸出してくる水で満たされ始める。廃棄物パッケージにはゆっくりとした嫌気性の劣化が生じ、その結果として気体が発生する。この気体によって、再飽和が遅れるか、停止する。
- ・ DGR の段階的な再飽和によって、最終的には処分場内の水に汚染物質が放出する。C-14 及びトリチウムは処分場内で気体としても放出する。大部分の汚染物質は、低透水性の母岩によって処分場内に、さらにはその近辺に閉じ込められたままととなり、そこで減衰する。
- ・ 数十万年のタイムスケールでは、一部の汚染物質は浅部帯水層へと、また、そこから地表環境へと、シールされた立坑及び地圏を通じてゆっくりと移行する可能性がある。当該サイトまたはその周辺で生活する人々は、井戸から汲み上げた地下水の利用を通じて、また、農業、釣り、狩猟、レクリエーション及び居住などの土地利

用を通じて、これらの汚染物質による潜在的な被ばくを受ける可能性がある。

- このような長いタイムスケールを考慮した場合、氷期・間氷期のサイクルが起こるものと予想される。その場合、サイト上に約 12 万年のサイクルで、氷床の前進と退氷とが繰り返される。その結果として、地表及び浅部の基盤岩の状況が大きく変化するが、処分場深度における変化は比較的小さいものにとどまる。
- さらに長いタイムスケールを考慮した場合は、放出された放射性物質は処分場の上に位置する岩石の自然の放射能を下回るレベルにまで減衰する。処分場は最終的に、全面的に再飽和する。

b1. 人間侵入（偶発的な人間侵入）〔破壊的シナリオ〕

- 通常進展シナリオの場合と同じ DGR システムの経時変化を想定するが、将来のある時点において偶発的な人間侵入が、処分場に直接行き当たる探査ボーリング孔を通じて起こると仮定する点で異なる。これによって汚染物質が放出され、人間は 2 つの経路を通じた被ばくを受ける。すなわち、地表への直接的な放出と、浅層帯水層への放出である。これらの放出は、その結果として、ボーリング作業員及びサイト居住者の被ばくにつながる。
- 地表への直接的な放出は、汚染された気体、スラリーまたは固体（コア-サンプル）として起こる可能性がある。
- 浅層帯水層への放出は、汚染された地下水として起こる。

b2. 重大な立坑シール破損〔破壊的シナリオ〕

- 通常進展シナリオの場合と同じ DGR システムの経時変化と、同一の被ばく経路及びグループを検討するが、シールされた立坑の性能が極めて劣悪であると仮定する。

b3 開かれた状態のボーリング孔〔破壊的シナリオ〕

- DGR の近辺で地下深部に至るサイト調査ボーリングが実施され、そのシールが適切に実施されない場合の影響を検討する。
- DGR システムの経時変化と、関連する被ばく経路及びグループは、通常進展シナリオについて検討されるものと類似している。主な相違点は、ボーリング孔によって、処分場のレベルと、その上にある帯水層、さらには地表環境との間に、透水性

の高い径路が成立することである。

b4 極限地震〔破壊的シナリオ〕

- ・ システムの経時的変化は、通常進展シナリオの場合と類似しているが、極めて大型の地震（ $M \geq 6$ のモーメントマグニチュード）が、処分場の閉鎖後にブルース・サイトの近辺で発生すると仮定する。
- ・ 極めて大型の地震が及ぼし得る影響として、閉じていた断層の再活性化、または立坑シール破損が挙げられる。立坑シールに起こり得る影響は、「重大な立坑シール破損シナリオ」（b2）において取り扱うので、極限地震シナリオ（b4）の焦点は、断層の再活性化に置かれる。
- ・ サイト特性調査及び地下掘削によって、DGR の近くに有意の断層が存在する証拠は見出されないことが検証されることになっている。さらに、極めて長い評価の時間枠を考慮した場合に相当規模の地震が発生する見込みは十分にあるものの、断層が再活性化される確率は極めて低い。それにもかかわらず「極限地震シナリオ」によって、起こり得る事態（What-if）として、処分場近辺で鉛直方向の断層が再活性化された場合の影響を検討している。
- ・ この種の断層によって、処分場レベル、その上に位置する帯水層、ならびに地表環境の間に、透水性の高い径路が成立する可能性がある。関連する被ばく経路及びグループは、通常進展シナリオで検討されるものと同じである。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

DGR 閉鎖後安全評価では、概念モデルは評価するシナリオごとに開発している。この目的は、検討するシナリオごとに、主要な特性・事象・プロセスを特定し、処分場からの汚染物質の放出・緩和・結果について説明することである。

概念モデルは、閉鎖後安全評価のために DGR システムについて説明する際に使用する一連の定性的・定量的仮定を示すものとなる。こうした仮定は、システムの配置と寸法、その時間的・空間的境界条件、関連する物理的・化学的プロセスの性質に関係する。関連性のある特性・事象・プロセスは、概念モデルにおいて重要な問題が見過ごされていないことを確約するため、DGR FEP リストに照らして監査している。

各概念モデルの開発後に、そのモデルに関連する様々な不確実性の原因を検討する必要

がある。将来的不確実性及びデータの不確実性を検討するのに加えて、不確実性の原因を検討することにより、はじめて様々な計算ケースを特定することが可能になる。

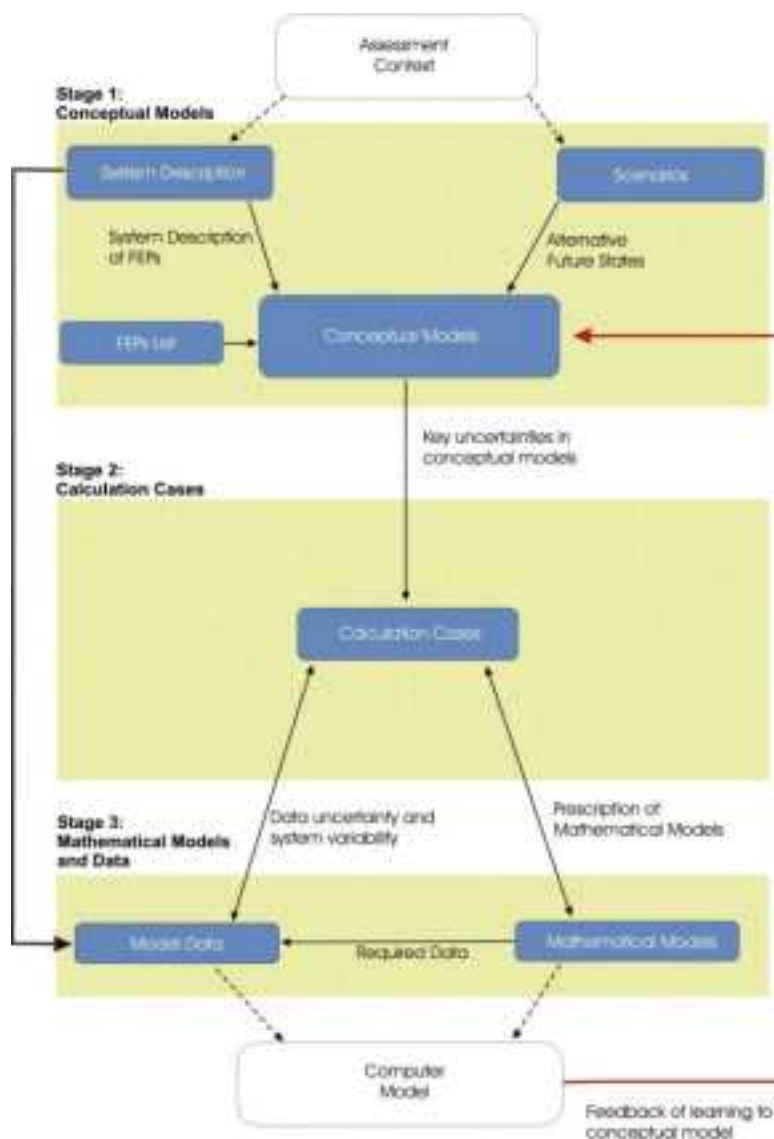


図 3.7-4 モデル開発のアプローチ

各計算ケースに関する概念モデルを、その実行に必要なとなる数学モデルの事前仕様 (prescription) として使用している。計算ケースと数学モデルに応じて、パラメータについて必要なデータが決まる。数学モデルと関連するデータはソフトウェア・ツールで運用しており、処分場から様々な経路を通じて出てくる汚染物質の緩和をシミュレートし、結果的な各項目を計算するために使用されるコンピュータ・モデルを生成する。

放射性廃棄物処分のセーフティケース及び安全評価に関する IAEA の安全指針 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 年)に準拠し、コンピュータ・モデルの初期結果を解析して知見を得ることにより、概念モデルの設計方法に関する知識を修正する。より詳細な数学モデルを用いて計算・解析した後で、概念モデルへフィードバックするプロセスが存在する。こうした繰り返しとフィードバックの結果として、最終的な概念モデルが構築されるという流れである。

解析に用いるソフトウェアは、地下水流と移行に関する詳細モデルそしてガスの発生と移行プロセスによってサポートされる汚染物質の放出・移行・影響に関連する全ての主要プロセスを含む評価レベル(システム)のモデルを使用したものである。いずれも評価実績のある汎用コードをベースに、DGR の評価に固有の条件(サイト条件などのほか、規制順守要件を含む)に対応するようにカスタマイズしたものである。

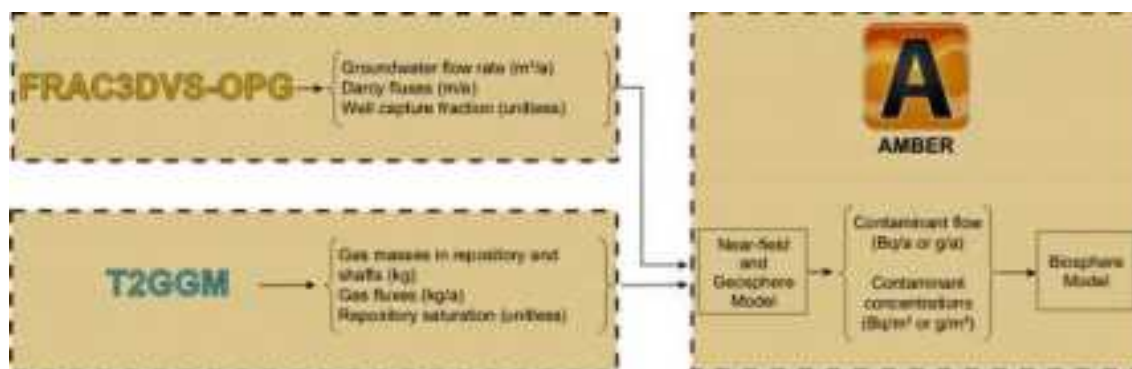


図 3.7-5 計算モデル間の情報の流れ

地下水流動 (FRAC3DVS-OPG) / ガス (T2GGM) / 移行モデル (AMBER)

評価に用いるデータの大半は DGR システムに固有であり、廃棄物とサイト特性調査プログラムから引用したものである。全体的な DGR 評価プログラムは、インベントリ・設計・地球科学プログラムの進行と同調してデータ・フリーズのタイミングを複数設定し、安全評価をブラッシュアップするように構成している。

表 3.7-3 に通常進展シナリオに関する主要パラメータのリファレンス値を示す。

表 3.7-3 DGR 通常進展シナリオに関する主要パラメータ

パラメータ	リファレンス値
処分場	
処分場深さ	680m
定置ルームの数	パネル 1 : 14、パネル 2 : 17
定置ルームの容積	パネル 1 : $1.7 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、パネル 2 : $2.5 \times 10^5 \text{ m}^3$
定置ルームの平均幅	パネル 1 : 8.25m、パネル 2 : 8.5m
平均処分場高さ	7m (処分場全体の初期高さを表すために使用される数値)
パネル 1 のアクセストンネル寸法	長さ : 537m、幅 : 5.4m、高さ : 7.0m
パネル 2 のアクセストンネル寸法	長さ : 787m、幅 : 5.9m、高さ : 7.0m
コンクリートパネル寸法 (処分場内)	長さ : 85m、幅 : 11.8m、高さ : 7.0m (開放されたアクセストンネルから連結された立坑基礎までをモデル化)
コンクリートパネル寸法 (立坑内)	半径 : 5.9m、高さ : 13m (処分場天井高さから上方向へ)
パネルの設置面積	$2.4 \times 10^5 \text{ m}^2$
掘削された容積	掘削 : $5.3 \times 10^5 \text{ m}^3$ 、空洞 : $4.2 \times 10^5 \text{ m}^3$
廃棄物容積 (定置時)	パネル 1 : $6.8 \times 10^4 \text{ m}^3$ 、パネル 2 : $1.3 \times 10^5 \text{ m}^3$
廃棄物インベントリ	2062 年時点で、 $8.8 \times 10^2 \text{ TBq LLW}$ 、 $1.6 \times 10^4 \text{ TBq ILW}$
有機物の質量 (廃棄物、廃棄物パッケージ、エンジニアリング)	$2.2 \times 10^7 \text{ kg}$
コンクリートの質量 (廃棄物、廃棄物パッケージ、エンジニアリング)	$2.1 \times 10^8 \text{ kg}$ (コンクリートパネルを含む)
金属の質量 (廃棄物、廃棄物パッケージ、エンジニアリング)	$6.6 \times 10^7 \text{ kg}$
定置ルームとトンネルの埋め戻し	立坑のごく近傍ではコンクリートパネル以外なし
コンクリートパネルの特性	K_h 及び K_v $1 \times 10^{-10} \text{ m/s}$ 、孔隙率 0.1、有効拡散係数 $1.25 \times 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ (閉鎖時から劣化)
処分場の HDZ	K_h $1 \times 10^{-6} \text{ m/s}$ 、 $K_v=K_h$ 、孔隙率 $4 \times$ 岩盤 定置ルームとトンネル : 上下・側面厚さ 0.5m サポートされたトンネル : 上下厚さ 2m、側面厚さ 0.5m
処分場の EDZ	K_h $10^3 \times$ 岩盤、 $K_v=K_h$ 、孔隙率 $2 \times$ 岩盤 定置ルームとトンネル : 上下・側面厚さ 8m サポートされたトンネル : 上下・側面厚さ 3m
落盤	落盤は閉鎖直後に全ての定置ルーム及び天井へと 10m 延びるトンネルに影響する
再冠水の推移	可変 - 計算ケースに依る
腐食速度	化成処理されていない炭素鋼及び亜鉛メッキ鋼 : $1 \times 10^{-6} \text{ m/年}$ (不飽和)、 $2 \times 10^{-6} \text{ m/年}$ (飽和) 化成処理された炭素鋼、ステンレス鋼、Ni 合金 : $1 \times 10^{-7} \text{ m/年}$ Zr 合金 : $1 \times 10^{-8} \text{ m/年}$
分解速度	セルローズ : $1 \times 10^{-4} / \text{年}$ IX 樹脂、プラスチック、ゴム : $5 \times 10^{-5} / \text{年}$
処分場内での溶解度及び収着	溶解限度は水性 C の放出に対してのみ検討 (0.6 mol/m^3) 収着に対しては検討せず

パラメータ	リファレンス値
立坑	
内径（下部）	主要部：9.15m、換気部：7.45m、全体：11.8m（コンクリート・ライニング及び HDZ 除く）
長さ（下部）	483.5m（中間層岩盤地下水領域頂部のコンクリートパネルから防水壁頂部まで）
内径（上部）	主要部：6.5m、換気部：5.0m
長さ（上部）	178.6m（上部防水壁の頂部から地表面まで）
埋め戻しとシール	ベントナイト／砂、アスファルト、LHHPC、工学的充填物の順序—図 4.9 参照。LHHPC 防水壁（閉鎖時より劣化）は内部 EDZ 全体に固定される
垂直／水平方向の透水性	ベントナイト／砂： 1×10^{-11} m/s、アスファルト： 1×10^{-12} m/s、LHHPC： 1×10^{-10} m/s、工学的充填物： 1×10^{-4} m/s
拡散／移行孔隙率	ベントナイト／砂：0.3、アスファルト：0.02、LHHPC：0.1、工学的充填物：0.3
有効拡散係数	ベントナイト／砂： 3×10^{-10} m ² /s、アスファルト： 1×10^{-13} m ² /s、LHHPC： 1.25×10^{-10} m ² /s、工学的充填物： 2.5×10^{-10} m ² /s
EDZ	内部 EDZ、厚さ 0.5×立坑半径、 $K_v \times 100$ 岩盤、 $K_h=K_v$ 、孔隙率 2×岩盤
立坑と EDZ 内での収着	所定の元素 (Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np、Pu)（データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA 2011 の表 4.25 及び 5.13 を参照）
地圏	
母岩タイプ	低浸透性の泥質石灰岩（コーバーク地層）
処分場深さの温度	22°C
深部の地下水組成	Na-Ca-Cl が主流の塩水、TDS：131～375g/l、pH：6.5～7.3、Eh：低下
水頭	カンブリア紀砂岩頂部で+165m オルドビス紀の不足圧力とともに観察される様々な水頭の変化（最大-290m） ルーカス地層頂部で 0m（浅層岩盤地下水領域の頂部）
深層岩盤地下水領域：	
水平方向の透水係数	$8 \times 10^{-15} \sim 4 \times 10^{-12}$ m/s（シャドウ湖で 1×10^{-9} 、カンブリア紀砂岩で 3.0×10^{-6} ）
垂直方向の透水係数	全地層の水平方向の透水係数の 10%、ただし Coboconk とガル川は 0.1%、等方性のあるカンブリア紀の地層は 0.009～0.097
移行孔隙率	0.009～0.097
有効拡散係数	$2.2 \times 10^{-13} \sim 2.4 \times 10^{-11}$ m ² /s（幾分の異方性あり—データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA 2011a のセクション 5.5.1.4 を参照）
水平方向の動水勾配	0
中間層岩盤地下水領域：	
水平方向の透水係数	$5 \times 10^{-14} \sim 2 \times 10^{-7}$ m/s
垂直方向の透水係数	全地層の水平方向の透水係数の 10%、ただし等方性のある Guelph や Salina A1 の上部炭酸塩層を除く
移行孔隙率	0.007～0.2
有効拡散係数	$3 \times 10^{-14} \sim 6.4 \times 10^{-11}$ m ² /s（幾分の異方性あり—データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA 2011a のセクション 5.5.1.4 を参照）
水平方向の動水勾配	0
浅層岩盤地下水領域：	
水平方向の透水係数	$1 \times 10^{-7} \sim 1 \times 10^{-4}$ m/s
垂直方向の透水係数	全地層の水平方向の透水係数の 10%
移行孔隙率	0.057～0.077
有効拡散係数	$6 \times 10^{-12} \sim 2.6 \times 10^{-11}$ m ² /s
水平方向の動水勾配	0.003
地圏での収着	所定の元素 (Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np、Pu)（データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA 2011 の表 5.13 を参照）
生物圏	
年間平均地表面温度	8.2°C
平均全降水量	1.07m/年

パラメータ	リファレンス値
生態系	温帯
地下水放出経路	1)コンバインド型立坑の下り勾配 500m に位置する深さ 80m の井戸 自給自足農地の作物灌漑用の井戸水需要が 6,388m ³ /年 (データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA 2011a のセクション 6.2.3 を参照) 2)湖沿岸水域の湖底 (浅層岩盤地下水領域からの排出)
ガス放出経路	処分場の上に位置する土壌と住居
生物圏での収着	B、Li、Tl 及び W を除く、全元素
土地利用	農業、レクリエーション、林業
決定グループ	処分場用地に住み、農作業をしているサイト住民: 習慣に関するデータは、CSA N288.1 (CSA 2008b) に基づき、データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA (2011a) のセクション 7.1 に提示
人の線量係数	データ報告書、QUINTESSA 及び GEOFIRMA (2011a) のセクション 7.2 を参照
表中の略語:	
LLW: 低レベル放射性廃棄物 ILW: 中間レベル放射性廃棄物 IX: イオン交換 Kv: 垂直方向の透水係数 Kh: 水平方向の透水係数 LHHPC: 低アルカリ性セメント	TDS: 総溶解固形物 L: 長さ W: 幅 H: 高さ HDZ: 高損傷領域 EDZ: 掘削影響領域

(4) 不確定性の取扱い

CNSC の規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の「8.2 不確実性の解析」では、不確実性解析の際に以下から発生する不確実性を区別すべきとしている。

1. 入力データ
2. シナリオにおける仮定
3. 評価モデルにおける数学的処理
4. 概念モデル

これに対し、DGR 閉鎖後安全評価報告書 (第 7 章 結果と考察 — 7.3 不確実性の評価) では、次の 3 つの項目に分けて不確実性に対する対処に関する説明を行っている。

- ① 広範囲のシナリオ、モデル及びデータの評価においては、決定論的計算ケースを使用し、限定的に確率論的計算ケースで評価する
- ② 保守的シナリオ、モデル及びデータの採用
- ③ 将来の人間の行動と生物相の変化を表すための様式化アプローチの採用

DGR 閉鎖後安全評価報告書における不確実性の評価項目として、7.3 節の構成を列挙する。

7.3.1 シナリオの不確実性

1つの通常進展シナリオと4つの破壊的シナリオ（人間侵入、深刻な立坑シール破損、シールが不完全なボーリング孔、そして垂直断層）について評価している。破壊的シナリオは確率が低く“仮説”の事象であり、DGRのロバスト性を試験するために使用している。

7.3.2 概念モデルとデータの不確実性

モデルとデータの不確実性には、こうした不確実性の影響をバウンディングするよう設計した一連の計算ケースを評価することによって対応している。

- ・ 処分場の再冠水
- ・ 廃棄物インベントリ
- ・ 格納容器放出率
- ・ ガス発生
- ・ 地圏のガス特性
- ・ 地圏の移行特性
- ・ 立坑シールの性能
- ・ 地圏の超過圧力及び不足圧力
- ・ 地圏の水平方向の流れ
- ・ 決定グループ
- ・ 氷河作用

7.3.3 数学及びコンピュータ・モデルの不確実性

数値モデル（FRAC3DVS-OPG, T2GGM, AMBER）との比較を目的として、処分場システムを通る汚染物質の移行量を評価するための解析モデルを開発している。

7.3.4 確率論的計算

計算結果が放出と移行のパラメータにどのように左右されるか調べるため、主な放射性核種（C-14、Cl-36、Zr-93、I-129）を対象に確率論的計算を実施している。

7.3.5 代替の処分場と立坑シールの設計

閉鎖後安全評価からのフィードバックとして、設計の選択肢に関する検討を加えている。

(5) 確率論的評価手法及び重大事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

DGR 閉鎖後安全評価では、主要な核種（C-14、Cl-36、Zr-93、I-129）に限って、核

種放出／移行挙動に対する感度解析を行っており、この目的で確率論的評価を実施している。なお、感度解析はリファレンスケースの地圏の仮定内に限定している。

b. 重大事故事象の評価

DGR 閉鎖後安全評価では、特段の重大事故事象は扱われていない。

評価シナリオのうちの破壊的シナリオとして、「b2 重大な立坑シール破損」「b4 極限地震」（前述の『(2)長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分』を参照）を評価に織り込んでいる。

なお、通常進展シナリオでも坑道の落盤を織り込んでいる。地質工学的モデル化の結果から、氷床による負荷の印加と解放が 3～4 氷期サイクル繰り返された後には、天井や定置ルームの石柱からの落盤が空間を埋めて自立支持の状態となり、掘削部は力学的に安定すると考えられている。ただし、安全評価では、完全な落盤は閉鎖後すぐ発生し、全てのトンネルと定置ルーム（“まだら”ではなく）に影響すると仮定している。

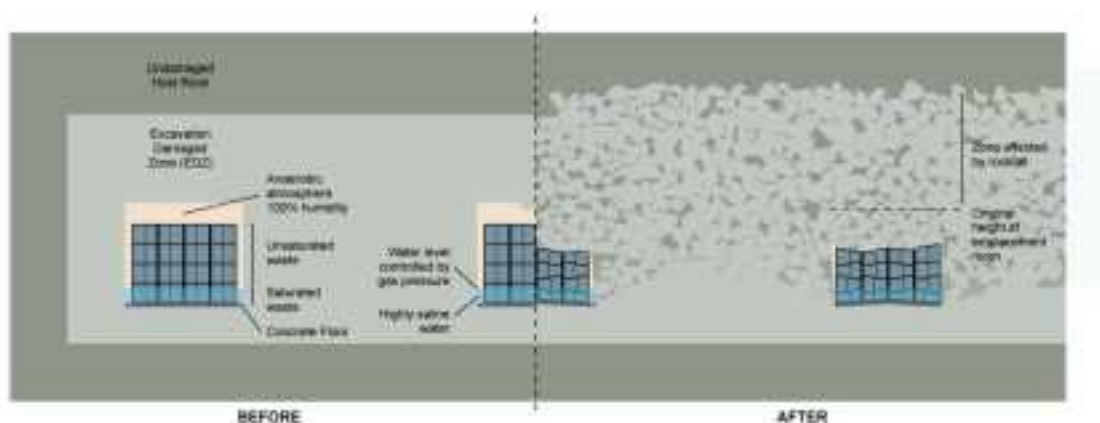


図 3.7-6 落盤前後における処分場概念モデル

c. 品質管理手法

DGR 閉鎖後安全評価では、評価に対する「信頼構築の取り組み」の一つとして、品質管理システムの適用が挙げられている。閉鎖後安全評価報告書では、その証拠として以下のような説明がなされている。解析を外部（QUINTESSA）に委託しているが、委託先が提供するサービス（この場合は安全評価）の品質管理手順書を証拠としている。

当該安全評価で全体的な信頼性の構築に使用されている対策の証拠

品質管理システムの適用	プロジェクトに適用される品質管理システムについて、QUINTESSA (2010) に説明されている。同システムは国際規格 ISO9001:2008 の要件に準拠している。例えば、データセットの準備・更新・検証、ピアレビュー及び成果物（文書、計算ファイル、ソフトウェア・ツール）の検証のために、多くのプロジェクト固有の手順が開発されてきた。
-------------	--

DGR 閉鎖後安全評価報告書 表 7-23 から抜粋

QUINTESSA. 2010. Postclosure Safety Assessment Services for OPG's Proposed Deep Geologic Repository: Project Quality Plan. Quintessa Ltd. Document QRS-1335B-PQP v3.0. Henley-on-Thames, United Kingdom.

3.8 ドイツにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

前述のように、ドイツでは放射性廃棄物を発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物に分類し、これらすべてを地層処分する計画である。ここでは、発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物の埋設処分（地層処分）の概要を整理し、各々の処分に関する安全基準において検討されている安全評価等について、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

3.8.1 放射性廃棄物の埋設処分の概要

ドイツにおける放射性廃棄物の処分の実施主体である連邦放射線防護庁（BfS）は、1970年代後半から発熱性放射性廃棄物の処分場候補サイトであるニーダーザクセン州ゴアレーベンにおいて、処分場としての適性を示すことを目的として探査を行ってきた。探査は、2000年から10年間凍結されたが、2010年に再開された。現在の安全基準に対応した発熱性放射性廃棄物処分に関する安全評価・性能評価については、2010年の探査活動再開までに得られたデータに基づき、予備的安全評価が実施されていた。この予備的安全評価は、2012年末までに評価結果等を示し、2013年前半には国際ピアレビューを行う予定とされていた。

しかし、2013年7月に制定されたサイト選定法に基づき、発熱性放射性廃棄物の処分サイトについては、新たに実施することが決定された。ゴアレーベン・サイトについては、同法に規定されたサイト選定において他のサイトと同様に扱われることなどが規定されており、予備的安全評価についても中止され、ゴアレーベン・サイトの処分場としての適性に関する評価についても実施されないこととされている。なお、予備的安全評価については、その枠組み、概要等示した報告書は公表されている。

また、非発熱性放射性廃棄物については、旧鉄鉱石の鉱山である、ニーダーザクセン州のコンラッドにおいて処分されることが決まっている。コンラッドについては、実施主体であった連邦物理・技術研究所（PTB）（当時の実施主体。現在の実施主体はBfS）が、1982

年に原子力法に基づく計画確定手続を許認可当局であるニーダーザクセン州環境省に対して申請した。計画確定手続は2002年5月に決議されたが、異議申し立てなどが行われ、最終的に計画確定決議の法的な有効性が確定したのは、2007年4月であった。¹⁾

計画確定手続に際して処分事業の実施主体である連邦放射線防護庁(BfS)は、下記の評価レポートを策定している。

- 「コンラッド鉱山－非発熱性放射性廃棄物を対象としたドイツの計画処分場：BfS report ET-6-/90」(連邦放射線防護庁(BfS)、1990)²⁾

また、許認可当局であるニーダーザクセン州環境省(NMU)は、評価レポートの審査結果に基づく以下の計画確定手続きの文書を作成している。

- 「非発熱性固体放射性廃棄物もしくは固型化した放射性廃棄物を最終処分するための施設として、コンラッド鉱山(ザルツギッター)鉱山を設置及び操業するための2002年5月22日付計画確定決定」(ニーダーザクセン州環境省(NMU)、2002)³⁾

3.8.2 処分場の概要

3.8.1で示したように、発熱性放射性廃棄物処分に関しては、サイト選定法に基づき新たにサイト選定が実施されることとなっている。このため、発熱性放射性廃棄物の処分場の概念については、岩種を含め今後検討されることになる。したがってここでは、発熱性放射性廃棄物処分場としては、ゴアレーベンにおいて検討されていた処分場及び非発熱性放射性廃棄物処分場としてコンラッド処分場の処分概念それぞれについて、処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要に関する内容を整理する。

(1) 発熱性放射性廃棄物の地層処分場の概念

ドイツでは放射性廃棄物の長期管理に関しては、全ての種類の放射性廃棄物を1箇所の地層処分場に処分する方針とされていた。これは、1970年代に再処理施設や処分場を含む全ての種類の放射性廃棄物管理施設を単一サイトに立地するバックエンドセンター構想に端を発するものであり、2000年8月に連邦環境・自然保護・原子炉安全省(BMU)が設置したプロジェクト・グループにおいて検討が開始された、国家廃棄物管理計画においても検討対象の一つとされている。非発熱性放射性廃棄物についてはコンラッド処分場を建

設・操業・閉鎖することが2002年に計画確定決議（許認可発給）により確定されたことから、この放射性廃棄物の長期管理の方針は、発熱性放射性廃棄物を1ヵ所で地層処分することと読み替えることもできる。なお、国家廃棄物管理計画は政府の公式の文書として策定されるに至っていない。

発熱性放射性廃棄物処分の対象廃棄物は、ガラス固化体、固型物収納体（ハル・エンドピース圧縮体）及び使用済燃料である。炉内構造物（放射化金属）については、非発熱性放射性廃棄物に区分されているが、このうち発熱量が大きく処分空洞への影響が無視できないためにコンラッド処分場に定置できないものについては、現時点では明文化されていないものの、発熱性放射性廃棄物として地層処分される可能性もある。これらの廃棄物のうち、ガラス固化体についてはキャニスタに、使用済燃料についてはポラックス型キャスクにそれぞれ封入して処分される（図 3.8-1）。使用済燃料については、縦置き処分するために、BSK-3 と呼ばれるキャスクも検討されており、廃棄体の模擬的な定置試験も実施されていた（図 3.8-2）。

使用済燃料については再処理することを原則としていたが、原子力法の改正によって1994年からは使用済燃料の直接処分が可能になっている。また、2002年の原子力法改正により、2005年7月以降は使用済燃料を再処理施設に運搬することが禁じられている。これにより再処理は凍結されているが、これまでの委託により今後以下のような放射性廃棄物が返還される予定である。

- 再処理会社であるフランス核燃料公社（COGEMA）（フランス）、セラフィールド株式会社及び英国核燃料会社（BNFL）（英国）との契約合意により、ドイツは軽水炉からの使用済燃料の再処理で発生する放射性廃棄物を等量受け入れる。
- フランスからの放射性廃棄物の返還は1996年5月に始まり、ガラス固化体（CSD-V）、ハル・エンドピース等の圧縮体キャニスタ（固型物収納体：CSD-C）、以前はビチューメン固化体として返還される予定であった中レベル放射性廃棄物のガラス固化体（CSD-B）が返還される。
- 英国からの放射性廃棄物の返還は現在のところ行われていないが、等価交換の考え方により高レベルガラス固化体の単一返還が実施される計画である。

処分施設に関して、候補サイトとなっているゴアレーベンの岩塩ドームでの処分深度は地下約840mから1,200mの範囲とし、地下840mの岩塩ドーム中に面積約3km²の処分坑

道を設置するレイアウトが検討されている。廃棄物の定置方式は、その種類などによって、処分坑道横置き方式、処分孔縦置き方式の2通りが考えられている。

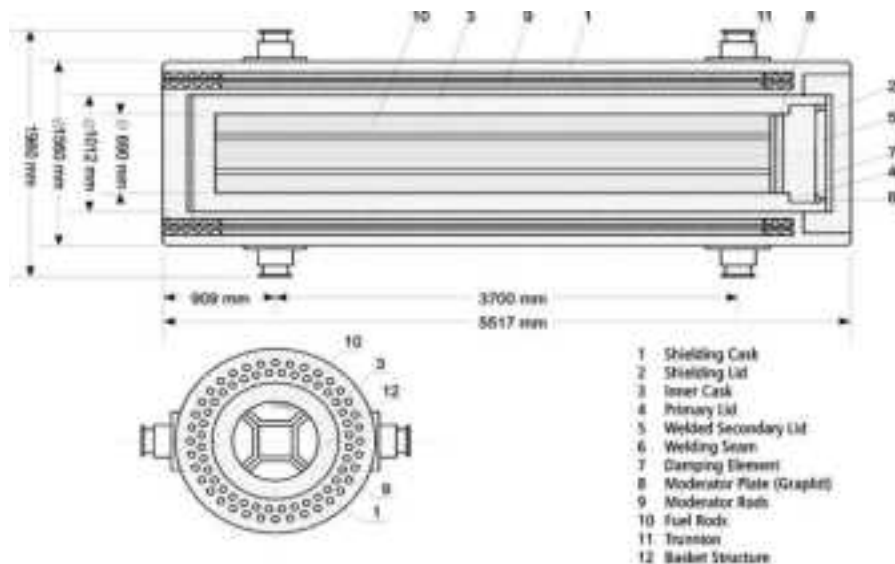


図 3.8-1 使用済燃料用ポラックス-8 型キャスク

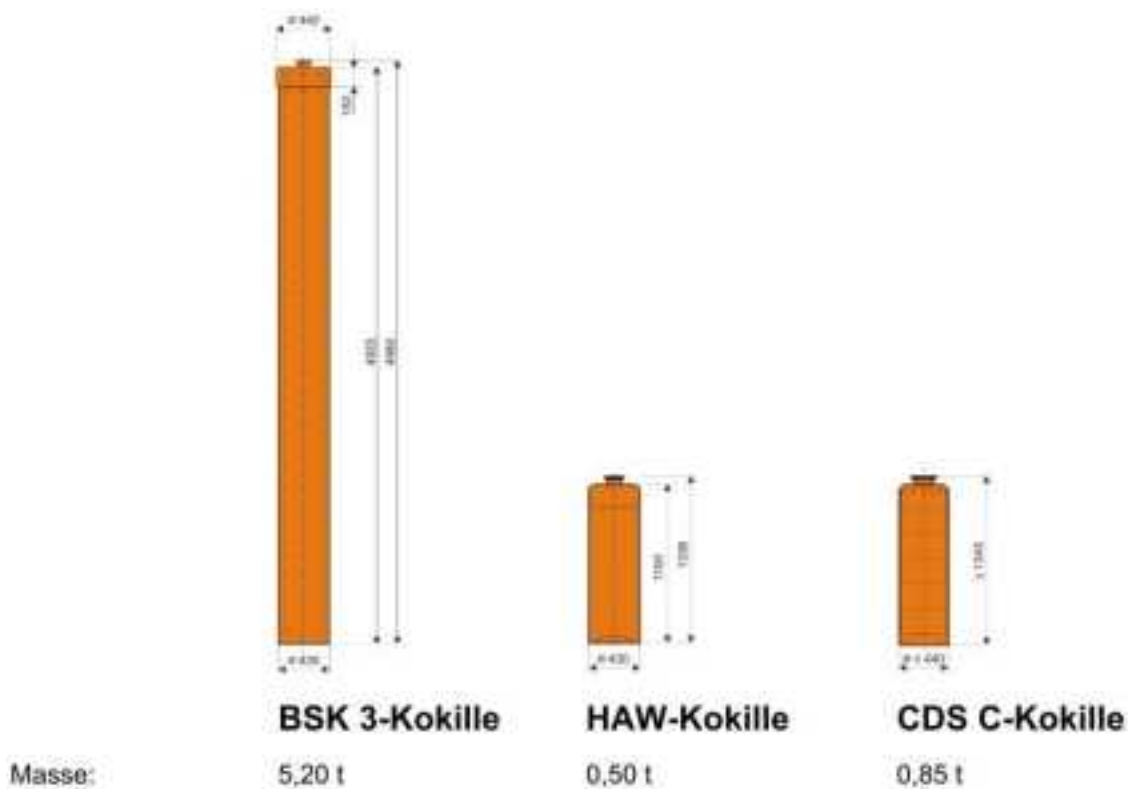


図 3.8-2 使用済燃料用 BSK-3 キャスク

(左 : BSK-3 キャスク、中央 : 高レベル廃棄物用キャニスタ、右 : CSD-C 用キャニスタ)

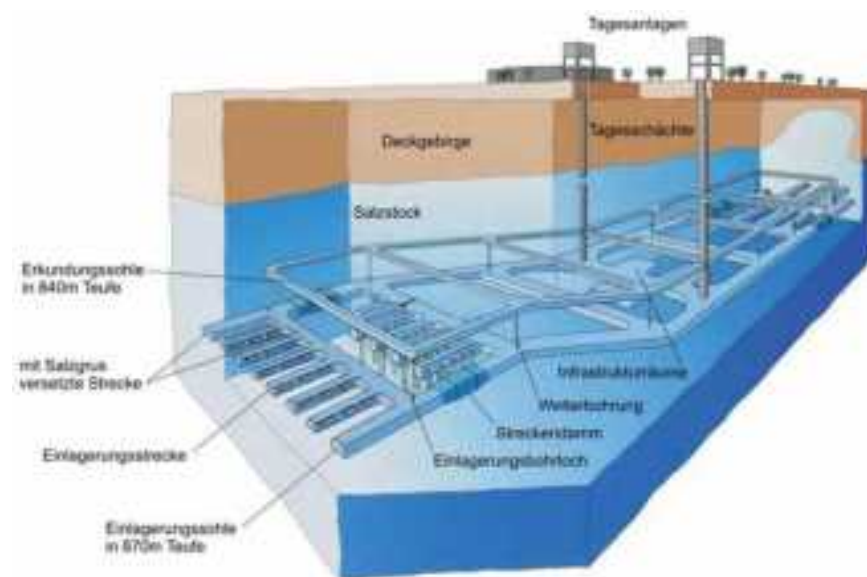


図 3.8-3 岩塩ドームにおける処分場の概念図

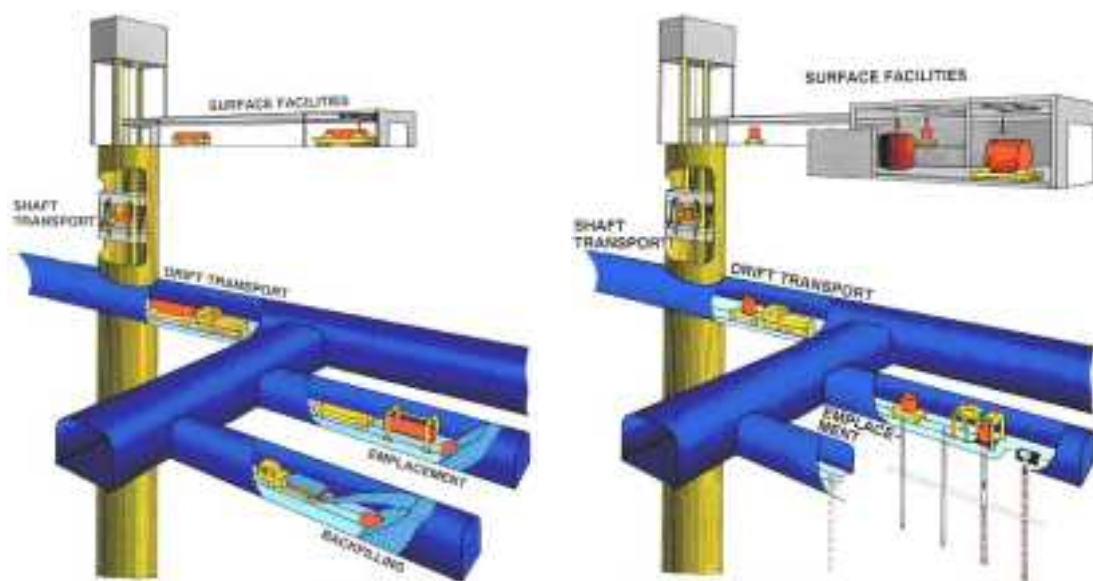


図 3.8-4 ゴアレーベンにおける処分概念図

(左：処分孔横置き方式、右：処分坑道縦置き方式)

(2) 非発熱性放射性廃棄物

前述のように非発熱性放射性廃棄物の長期管理に関しては、旧鉄鉱山のコンラッド処分場において地層処分することが2002年に計画確定決議によって決定されている。この決定については地方自治体などによる異議申立てがあったため裁判が行われたが、2007年に連邦行政裁判所により異議申立てが却下されたことから、同処分場の計画確定決議が法的効

力を持つこととなった。

非発熱性放射性廃棄物処分の対象廃棄物は、「コンラッド鉱山：非発熱性放射性廃棄物を対象としたドイツの計画処分場」（連邦放射線防護庁（BfS）、1990年）によれば、次に示す中低レベル放射性廃棄物である。

- 液体、濃縮廃液及びスラッジ
- イオン交換樹脂
- 圧縮性及び／又は可燃性物質
- 大きさの安定した固体
- フィルタ及び多重管フィルタ
- 灰、粉及び粉粒体
- スクラップ、絶縁物質、瓦礫及び汚染土
- その他の廃棄物形態

非発熱性放射性廃棄物の収納容器の種類及びその形態を、表 3.8-1 及び図 3.8-5～図 3.8-7 に示す。収納容器の型は標準化されており、コンクリート製円筒容器、鋳鉄製円筒容器、コンテナ容器の 3 タイプ 11 種類がある。コンクリート製円筒容器は、鉄筋で補強された、普通又は放射線遮蔽用重コンクリート製である（図 3.8-5）。容器には固定化した放射性廃棄物を收容したドラム缶（200L または 400L）が収められ、空隙にコンクリートを流し込んだ後、容器に鉄筋コンクリート製の蓋をねじ止し、さらにその上をコンクリートで密閉される。鋳鉄製円筒容器は、通常、固定化されていない放射性廃棄物について用いられる（図 3.8-6）。この容器は鋳鉄（例えば、GGG 40）製であり、その仕様（寸法、板厚、蓋の周りの構造設計）の違いにより 3 種類がある。廃棄物を収納した後、容器には鋳鉄製の蓋がねじ止め、または溶接される。箱型のコンテナ容器は薄鋼板、鉄筋コンクリート、または鋳鉄製である（図 3.8-7）。容器の型式は、処分される廃棄物の形態により、構造設計、寸法及び板厚の点で異なる。容器の蓋は、容器の本体にねじ止め、または溶接、もしくは固定棒を用いて固定される場合もある。最大の容器では、200L ドラム缶を 28 本まで收容可能である。

非発熱性放射性廃棄物の処分施設の概要に関して、コンラッド処分場の計画では、非発熱性放射性廃棄物を地下 800～1,300m の処分空洞（高さ最大 6m、幅最大 7m に設計）内に定置後、空洞内を埋め戻して処分することが予定されている。処分場の操業には、コン

ラッド立坑 1 (シャフト 1) 及び約 1.5km 離れたコンラッド立坑 2 (シャフト 2) が使用される (図 3.8-8 及び図 3.8-9)。立坑 1 は入出坑、資材輸送立坑として利用され、立坑 2 は主として廃棄物の輸送坑として利用される。処分場に受け入れられた廃棄物はフォークリフトを利用し処分空洞に定置され、定置後に処分空洞の埋め戻しが段階的に実施される。約 50m 毎に、定置した廃棄物の手前に吹き付けコンクリートで製造した充填壁が設置され、壁の奥側の廃棄物を定置した空洞部が充填物質で埋め戻される (図 3.8-10)。処分場の操業開始は 2019 年とされている。

表 3.8-1 収納容器の種類

No.	名称	外寸法			全体積 [m ³]
		全長/直径[mm]	幅[mm]	高さ[mm]	
01	コンクリート製円筒容器 type1	Φ1,060	—	1,370	1.2
02	コンクリート製円筒容器 type2	Φ1,060	—	1,520	1.3
03	鋳鉄製円筒容器 type1	Φ900	—	1,150	0.7
04	鋳鉄製円筒容器 type2	Φ1,060	—	1,500	1.3
05	鋳鉄製円筒容器 type3	Φ1,000	—	1,240	1.0
06	コンテナ容器 type1	1,600	1,700	1,450	3.9
07	コンテナ容器 type2	1,600	1,700	1,700	4.6
08	コンテナ容器 type3	3,000	1,700	1,700	8.7
09	コンテナ容器 type4	3,000	1,700	1,450	7.4
10	コンテナ容器 type5	3,200	2,000	1,700	10.9
11	コンテナ容器 type6	1,600	2,000	1,700	5.4



図 3.8-5 コンクリート製円筒容器の例 (type1)



図 3.8-6 鋳鉄製円筒容器の例 (type2)



図 3.8-7 コンテナ容器の例 (type5)



図 3.8-8 コンラッド処分場の概念図

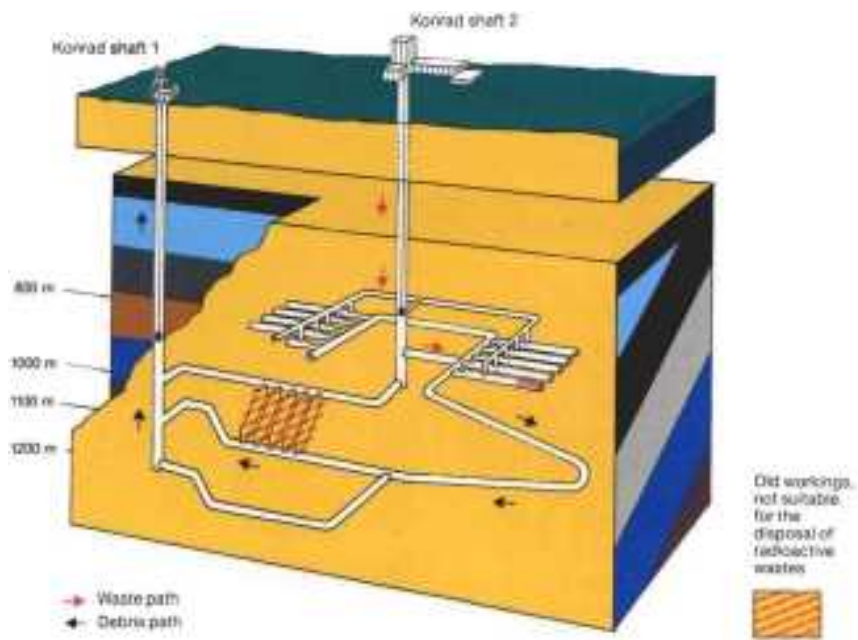


図 3.8-9 コンラッド処分場の地下構造

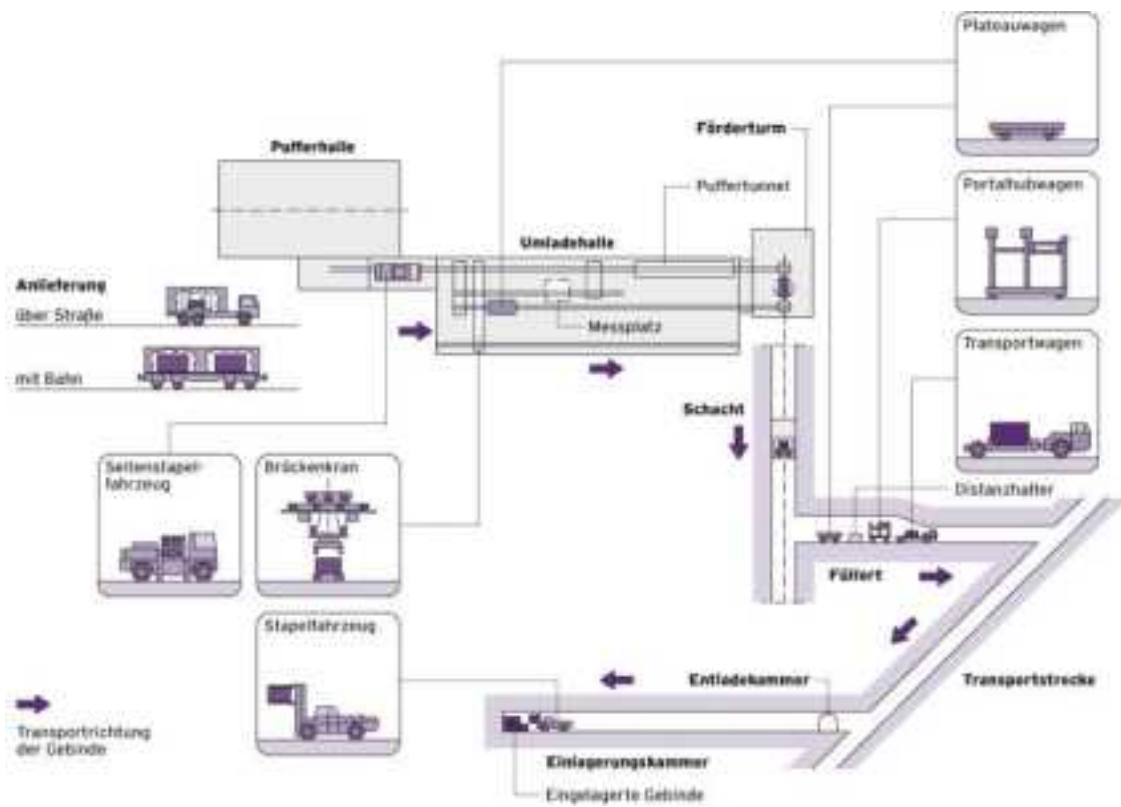


図 3.8-10 計画されている定置手順

3.8.3 発熱性放射性廃棄物処分（ゴアレーベン処分場）の安全評価等に関する考え方

発熱性放射性廃棄物の地層処分に関しては、予備的安全評価が中止されたため、最新の安全基準に対応した安全評価結果等は公表されていない。しかし、予備的安全評価については、概要を示した報告書などのみが公表されていることから、これらの報告書に示されている範囲での安全評価の考え方や安全基準・指針に規定された安全評価等の考え方などを整理する。なお、ゴアレーベンにおける予備的安全評価は、以下の作業パッケージに細分し関係研究機関等が協力して実施していた。⁴⁾

- AP1：プロジェクトの調整
- AP2：サイトの地球科学的な記述及び長期予測
- AP3：廃棄物の仕様と量
- AP4：安全概念及び実証概念
- AP5：最終処分場概念
- AP6：最終処分場設計及び最適化
- AP7：FEP カタログ
- AP8：シナリオ開発
- AP9：健全性解析
- AP10：放出シナリオの解析
- AP11：人間侵入の評価
- AP12：操業安全性の評価
- AP13：事象の評価
- AP14：勧告

(1) 安全評価戦略

発熱性放射性廃棄物処分に関する安全評価については、「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、長期安全解析について次のように定義している。

長期安全解析

長期安全解析とは、廃止措置後の最終処分場の長期的挙動の解析を意味する。中心となる局面は、最終処分場システムの閉じ込め能力及びその信頼性の解析である。これには、例えば、概念モデルの開発、シナリオ開発、結果の解析、不確実性の解析、並

びに、これらの結果と、予め設定された安全原則、防護基準及びその他の証拠の要件との比較が含まれる。これは、長期セーフティケースのための前提条件となる。

長期安全解析における処分場の長期的挙動については、以下に関する数値解析のために、可能な限り現実に即したモデル化（例えば、入力パラメータとして中央値）に基づく決定論的な計算が実施されるべきであるとしている。

- 隔離機能を持つ岩盤領域の健全性
- 放射線学的影響
- 天然放射性核種の移行
- 容器及び充填物の特性
- 閉鎖構造物の特性

また、可能な解決範囲を示し、不確実性の影響を評価できるようにするために、不確実性解析及び感度解析を実施されなければならないとしており、実施に際しては、モデルの不確実性も考慮されなければならないとしている。さらに、レファレンスモデル（例えばレファレンス生物圏）については、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間において利用される必要があるとしている。

このように、発熱性放射性廃棄物処分に関する安全評価については、決定論的な安全評価を不確実性解析及び感度解析により補完する形となっている。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

「第7章 セーフティケース」の7.2では、100万年の評価目安期間を対象として、包括的で立地点固有の安全解析及び安全評価を実施することとしている。また、「第6章 電離放射線による被害からの防護」では、評価すべき変遷として以下が示されている。

- 発生確率の高い変遷：

当該立地点について予見される通常の変遷と、同等の立地点並びに類似した地質学的な状況において通常観察される変遷。評価目安期間 100 万年における発生確率が 10%以上の変遷。

- 発生確率の低い変遷：

当該立地点において、地質学的あるいは気象学的に不利な仮定を採用した場合に

発生する可能性があるものの、同等の立地点や地質学的な比較可能な立地点においては、ごく稀にしか発生しない変遷。評価目安期間 100 万年における発生確率が 1 %以上 10%未満の変遷。

● 発生を考えにくい変遷：

不利な仮定を行った場合でも最終処分場の立地点で発生することが想定されない変遷であり、この立地点と比較可能な場所または地質学的状況においても観察されていない変遷。

また、「第 5 章 段階的プロセス及び最適化」の 5.2 において、将来の人間活動については、予見できないことから、現在の通常の人間活動を基礎として、偶発的な人間侵入に係るレファレンスシナリオを解析することとしている。

ゴアレーベンにおける予備的安全評価における作業パッケージ 8 (AP8) は、シナリオ開発とされており、この中では、シナリオを「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」に従い、「発生確率の高い」、「発生確率の低い」及び「発生を考えにくい」という 3 つのグループに分類することとしている。また、シナリオ開発の作業では、様々なシナリオに結びつく不確実性について検討するだけでなく、場合によって将来の研究活動と最適化作業の必要性が示されるとしている。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、「7. セーフティケース」の 7.3 において、可能な限り現実に即したモデル化を行うこととしており、パラメータについても例えば中央値を用いるなど、現実に即した値を設定することが示されている。また、レファレンスモデルについては、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間にわたり利用されなければならないとしており、パラメータに係る不確実性の考慮について触れられている。

ゴアレーベンにおける予備的安全評価においては、天然バリア及び地質工学的の健全性解析、放出シナリオの解析を行うこととしている。

天然バリアの健全性解析に関して、安全基準の遵守の確認を目的とし、「発生確率の高い変遷」のもとでの岩塩バリアの健全性の実証は、数値モデルの計算結果に基づいて行われ、検討すべき全ての最終処分場概念と最終処分場設計を対象に実行される。この計算は、様々な尺度のモデルを用いて実行される。概念的、物理化学的、数値的な THM プロセス・モデ

ルの他に、モデル及びパラメータの不確実性が解析結果に及ぼす影響についても調査する。またこの解析に使用されるパラメータの変動幅と分布に関する正当化が行われる。さらに、知識水準が不十分であるために採用された仮定については、その妥当性と、保守性（保守的な想定の場合）の正当化が追跡可能な形で実行される。特に、様々な最終処分概念と（ボーリング孔定置と坑道定置）、永久凍土と氷河について、熱的及び熱力学的なモデル計算が実行される。この中には、地質学的な要素を極度に簡略化して行われる岩塩ドームの全体的な 3 次元モデル化と、地質学的な要素を詳細に考慮に入れた上で、計画された最終処分場エリアの岩盤断面に対して実行される 2 次元モデル化（場合によっては 3 次元モデル化）が含まれる。

地質工学的バリアの健全性解析では、発生確率の高い変遷及び低い変遷それぞれに対して、以下のようなモデル計算等を行うこととしている。

発生確率の高い変遷

- 発生確率の高い（あるいは通常予測される）変遷について、地質工学的バリアの設計要件を確認する。
- 安定性の実証を目的とするモデル計算を実行する。
- 亀裂の制限の実証のためにモデル計算を実行する。
- 長期的な安定性の実証のためにモデル計算を実行する。
- 水力学的な抵抗を特定する。
- 設計要件を確認するために、水力学的な長期予測を実行する（AP10 の結果に基づく）。
- 地質工学的バリアの長期的な安定性に、浸食がどのように影響するかを調査し、埋め戻し材とシール材の長期的な安定性に関する知識水準の記述を行う。
- 放出シナリオの作成に関する準備作業として、THM が地質工学的バリアの長期的な機能にどのような影響を及ぼすのかを調査する。

発生確率の低い変遷

- 発生確率の低い変遷によって発生する健全性に関連する影響を確認する。
- 関連した影響が健全性の維持にどのように影響するのかを点検する。
- 健全性の喪失が発生する確率、発生のタイミング及び規模を確認する。
- 浸食プロセスが地質工学的バリアの長期的な安定性に及ぼす影響を調査する。

- 健全性の喪失を防ぐか、その発生確率または影響を低減するための最適化を提案する。
- 長期的な水力学的計算を実行する。
- 閉鎖構造とゆるみ域の透過係数の推移を予測するために、立坑シーリング・システムに関する THM 連成シミュレーションを実行する。
- 閉鎖構造とゆるみ域の透水係数の推移を予測するために、坑道閉鎖システムとボーリング孔閉鎖システムに関する THM 連成シミュレーションを実行する。
- 放出シナリオを作成するための準備作業として、地質工学的バリアの長期的な機能に THM がどのように影響するかを調査する。

また、放出シナリオ解析及び影響解析では、放射性核種の移動条件と移動メカニズムの調査、さらにはそのプロセス・レベルでのモデル化が行われる。

健全性の解析において、特定のシナリオについては完全な閉じ込めの実証が行えないことが確認された場合には、放射線学的影響解析を実行し、隔離機能を持つ岩盤領域からの放出の規模が、安全基準を遵守可能か確認する。放射線学的な影響解析は、次のステップを通じて実行するとしている。

- ソースタームを確認する。その際には、核分裂生成物の瞬時放出割合と、燃料要素マトリクス及びガラス・マトリクスの溶解に伴って生じる放射性核種の遅延放出とを区別する。放射線学的な影響解析のためのソースタームの導出は、シナリオと、様々な地球化学的プロセス間の相互作用に基づいて行われる。モデル化の際の廃棄物と廃棄物体の動力学プロセス、吸着プロセス、溶解度制限プロセスについては、最新の研究結果を考慮に入れる。
- 気体の生成と岩石の収縮を考慮に入れ、場合によってはその他の関連する熱的プロセス、力学的プロセス及び化学的プロセスを考慮に入れた上で、埋め戻され、閉鎖された坑内施設内部での放射性核種の移行のモデル化を行う。
- 隔離機能を持つ岩盤領域の境界部分での放射能ストリームを、放射性核種ごとに確認する。

具体的には作業ステップを実行するとされている。

①放出シナリオの解析と、放射線学的な長期解析（ソースターム）

- 放出シナリオを作成する。
- 適切な概念モデルと数値モデルを確認する。
- データ及びシナリオをモデルに入力できる大きさに変換する（パラメータ、初期条件、境界条件）。知識水準が不十分である場合、妥当な仮定、または保守的な仮定を定義し、その正当化を行う。パラメータの変動幅及び分布を確認し、その上でその正当化を行う。
- ソースタームのための基礎データを作成する。最新の科学及び技術水準に基づき（例えばセメント固化された廃棄物製品の浸食に関する最新の知識）、ソースタームに関する溶解度と分解動力学（ガラス、金属及びセメント）の典型的なモデル計算を実行する。
- 放出シナリオを検討する際に、ソースタームを確定するための地球化学的モデル化を実行する。また放出シナリオの検討のために、放射性物質の移行のモデル化を実行する。
- ソースタームを定義する。
- 決定論的なモデル計算とプロセス解析を実行する。
- 2件の定置代替案のそれぞれについて、確率論的な計算を実行する。
- 計算に特に大きな影響を与えるデータを確認する。
- それぞれの被ばくモデルごとに放射線学的影響を確認する。

②ソースターム

- ソースタームの定義に使用する基礎データを確認する。
- 様々なシナリオについて、地球化学的条件の推移を記述する。
- 放射性核種の放出のモデル化のために、動力学プロセスと熱力学的なアプローチについて記述する。
- 様々なシナリオについて、起こり得る放射性核種の濃度を示す。
- 気体と溶液、さらには気体と固体相における化学的な相互作用について記述する。
- 再臨界の地球化学的な側面について記述する。

(4) 不確定性の取扱い

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」の「第 7 章 セーフティケース」の 7.1 では、可能な限りレファレンスケースからの逸脱の確率を計算または評価することを規定している。また、同章の 7.3 において、不確実性の影響評価が可能となるよう、モデルの不確実性も考慮して不確実性解析及び感度解析を実施することが求められている。さらに、場合によってはレファレンスモデル（例えばレファレンス生物圏）を、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間において利用される必要があるとしている。

ゴアレベンでの予備的安全評価における不確実性の取り扱いについては、データ及びパラメータ、モデル化に伴う不確実性について以下のように示されている。

①データ及びパラメータの不確実性の取り扱い

現在進行中のプロセスを記述する際に生じる幾つかの不確実性は、必要なデータを取得する際に不正確なデータが入手されることによって生じたものに加えて、モデル化に必要な抽象化に伴って、特に使用したモデル化のためのパラメータの設定に伴って生じたものもある。これらの不確実性に対処するためには、対応するモデルの記述においてこれらのデータ及びパラメータの不確実性を識別し、モデルの計算結果の評価の際に適切な対処を行う。その際に、最新の科学及び技術に基づく手続きを採用することとしており、例としては、隔離機能を持つ岩盤領域における放射性核種の閉じ込めについて評価を行う際などに、パラメータの不確実性を考慮するために確率論的な手続きを採用することや地質工学的な建造物に生じる負荷の分布に伴う不確実性を考慮する際には、「部分安全係数」の概念を使用している。

安全解析に必要なデータに関しては、どのデータが既に存在しているか、またこの予備的安全評価に固有の形で取得されているか確認し、これらのデータの質の高さに関する評価を実施し、当該データに結びつく不確実性を変動範囲やその影響の確率分布の形で示すとしている。

パラメータの不確実性の取り扱いにおいては、取得されたデータに基づきモデルの実際のパラメータをどのように設定するのかという重要な問題が生じるため、パラメータを設定するためにどのような方法を採用するのか、データをモデル・パラメータに変換する際にどのような新たな不確実性が生じる可能性があるかを明らかにする必要があるとしている。

②モデル化に伴う不確実性の取り扱い

○サイト初期条件のモデル化に伴う不確実性

ゴアレーベンでの予備的安全評価では、これまでの調査の進捗状況において岩塩ドーム内部の物質的な構成及び空間的な分布について、大きな不確実性が存在するため、これに対処しなければならない。サイト・モデルの不確実性のうち、これまでに調査されていないエリアに関しては、専門家の評価に基づき、サイトの物質分布と構成に関して、モデルによる仮定を設定することで対処する。また、処分場モデルの不確実性に対しては、サイト・モデルに含まれる不確実性が処分場モデルの開発段階にも受け継がれることになる。そのため、暫定的な最終処分場モデルを開発し、これをサイト・モデルに合わせて空間的に調整してゆくとしている。

○サイトで進行するプロセスのモデル化に伴う不確実性

サイトで進行するプロセスで、最終処分場の安全性の判断にとって重要な意味をもつものは、当該モデルによる記述と不確実性に基づき、次のように分類できるとしている。

- 1) プロセスについてはよく理解されており、プロセスの理解に不確実性が少なく、良好な形でモデル化できるプロセス。
- 2) プロセスについてよく理解されているが、モデル化には制約があるプロセス。
- 3) プロセスについてよく理解されておらず、プロセスの理解に不確実性が伴うプロセス。

この中で不確実性を考慮する必要があるものは、2)及び3)である。2)の場合、プロセスの複雑さ、さらにはサイトに適用するためのパラメータ値を取得できず推定に基づいて記述することなどでモデル化に制約が存在する場合には、不確実性が存在することになる。簡略化された推定を行う場合に、パラメータとして保守的な値を設定することがあるが、この保守性の程度の実証に不確実性が発生する。この保守性の評価については、専門家の判断に依拠することとされている。3)の場合、こうした不確実性は、さらに調査を進めるか、研究開発・実証計画に基づく形でプロセスの理解を深めるなどして、それぞれの条件に基づいて縮小するとしている。調査や研究開発を進めずことで詳細な知識が得られない場合には、簡略化された推定を行うとしている。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

「(4)不確実性の取扱い」で示したように、ゴアレーベンにおける予備的安全評価では、パラメータの不確実性を考慮するために確率論的な手続きを採用することとされている。

b. 重大事故事象の評価

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」の「第 8 章 最終処分場の設計」では、8.1 において重大事故事象に関連する事項として、次のように規定されている。

8.1 廃止措置を含む操業段階における最終処分場の安全性について、最終処分場内部の安全機能の信頼性及びロバスト性は、他の原子力施設における相応する機能について原子力規制で指定されている仕様に従って立証されなければならない。さらに、操業段階については、原子力発電所で適用されているのと同様に、4つの安全水準に等級分けされた措置が計画されるべきである。設備状態をこれら4つの水準に分類することにより、また、これらの設備の状態のために講じられるべき、または予定された防護措置の確定により、「深層防護」の概念が実施されるべきである。

次の4件の安全水準が考慮されるべきである。

通常操業：措置は操業事故の発生を防止する。

異常操業：措置は設計基準事故の発生を防止する。

設計基準事故：措置は設計基準事故を制御する。

設計基準を超える事故／事象：措置は、事故/事象の発生確率を低減させ、周辺への影響を緩和する。

安全概念において、どのような操業上の失敗及び事故が最終処分場において発生する恐れがあるかを示し、その正当性を説明すべきである。どのような事象が放射線防護令第49条の趣旨において設計基準事故として査定されるかの決定により、安全解析の結果、及び特に最終処分場の周辺における影響が正しく判断されるべきである。最終処分場システムは、どのような事故に対して備えられているかを示すべきである。事故の可能性を解析する際には、ヒューマンエラーを考慮すべきである。

発生頻度が低いために設計基準事故に分類されない事象は、評価されるべきであり、必要に応じて、その発生確率及びその影響の低減のための措置が計画されるべきである。

c. 品質管理手法

「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、「第9章 安全マネジメント」において、安全評価の品質管理に直接関連する規定は存在しないが、申請者／操業者の組織に対する要求事項として以下のものが関連すると考えられる。

9.2 申請者／操業者は、廃止措置の終了までの最終処分場の全段階にわたって維持されるような安全マネジメントを確立しなければならない。このマネジメントは、他のマネジメント目標よりも安全性の保証及び継続的な改善に対して最高の優先度を与え、高い安全文化の構築と維持を促進しなければならない。

安全マネジメントは、組織の特質において、また、すべての安全要件並びに存在する限界値、基準値及び規準の遵守において高い信頼が証明されるような状態にななければならない。進歩する情報が全関係者に提供される状態を背景にして、操業組織の安全水準が継続して評価できることが保証されなければならない。

この他に安全マネジメントの実現のために安全マネジメントシステムを確立すること、以下を満たす組織構造を維持することなどが示されている。

- 内容及びプロセスについて明確な責任を規定すること。
- 継続した情報及び知識の取得を考慮して、プロジェクトの段階的最適化を促進すること。
- 組織内外、専門領域内及び学際的な交流を促進すること。
- データの取得、処理及び文書化、並びに結果の追跡を、透明性を持って取り組むこと。
- すべての従事者の自己批判的な態度及び批判的に背景を探る基本姿勢、並びに組織内の全部門において信頼に満ちた人間関係構築を促進すること。

3.8.4 コンラッド処分場（非発熱性放射性廃棄物処分場）の安全評価等の考え方

非発熱性放射性廃棄物の地層処分に関しては、非発熱性放射性廃棄物処分に適用される安全基準である「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」の規定内容、及びこの安全基準に基づき行われたコンラッド処分場の建設・操業・廃止に係る計画確定手続き（許認可手続き）において実施された安全評価の内容を整理する。

(1) 安全評価戦略

「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」においては、安全評価については、具体的な擾乱シナリオを作成し、それらの周辺条件を確認するとともに、この仮想の擾乱に基づいて、自然科学的方法で立地別の安全解析を行うべきとしており、決定論的な評価を行う考え方が示されている。

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

「鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」では、「(1)安全評価戦略」に示したように、具体的な擾乱シナリオを作成し、安全評価を行うことが規定されているのみである。

コンラッド処分場の計画確定手続きに係る安全評価は、地下水シナリオによりサイト固有のモデル計算を実行する「決定論的な証明方法」により実施されている。また、放射性核種が定置された放射性廃棄物から地下水と共に、処分場エリアから岩石圏を經由して帯水層・生物圏に移行するレファレンスシナリオに対して、破碎帯、掘削影響領域（EDZ）及びボーリング孔の存在などの要因を考慮したシナリオが検討されている。微生物、ガス発生、廃棄体に由来する温度上昇などの影響も考慮されたが、安全解析において考慮すべき重大な影響を及ぼす事象ではないことが確認されている。

また、接近シナリオとして、ボーリングにより定置した廃棄物パッケージが掘削されるという不利な状況を想定した上で、ボーリング孔の掘削作業者と住民に生じ得る放射線被ばくについても検討されている。

なお、処分場システムの長期的な性能に関し、氷河期、隆起プロセス及び浸食平衡作用、火成活動、及び地震の潜在的影響も検討されたが、いずれも無視できることから、シナリオでは考慮されていない。

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準においては、具体的な擾乱シナリオに基づく決定論的な評価を行う考え方のみが示されており、評価モデルやパラメータについて規定されていない。

コンラッド処分場における計画確定手続きに係る安全評価における、放射性核種の地下水移行に関するモデル計算は、次の手順で実施されている。

- コンラッド・サイトの現在の地質学的、水文学的条件に対応する周辺条件の決定
- モデル・シナリオの設定とモデル区域の決定
- 地下水の流動に関する計算：下部白亜紀（層）、オックスフォード（粘土）層、コーンブラッシュ（石灰砂岩）層の3種類の潜在的放射性核種移行経路に分かれる
- 上記の移行経路による処分場エリアからの放射性核種の移行の計算

コンラッド処分場固有の地下水モデルとしては、成層モデルと、擾乱に伴って透水係数が高くなる領域を考慮した擾乱モデルが構築された。また、旧深部ボーリング孔及び閉鎖後の立坑では透水係数が高い領域となることから、これらの領域が地下水の流動及び挙動に及ぼす影響を調査するために、様々なパラメータ変動を用いた多数の計算が実行されている。さらに、ガス発生、微生物及び温度上昇などによる放射性核種の移行の影響も検討されているが、安全解析において考慮すべき重大な影響を及ぼす事象ではないことが確認されている。

コンラッド処分場における計画確定手続きに係る安全評価には、処分サイト固有の安全評価が実施されていることから、岩石圏における放射性核種の移行計算モデルのパラメータ（分配係数、拡散係数、岩石の間隙率など）は実験結果に基づいて設定されている。これに加えて、モデル・エリアの水力学データについては、層位学的な単位で常に一定であるとは限らないことや擾乱による影響を考慮し、透水係数や間隙率などの変動が考慮されている。具体的には、処分場直上の下部白亜紀（層）について2種類の透水係数を設定し、主たる移行経路となる下部白亜紀及び粘土層（オックスフォード層）における移行パラメータの変動が検討されている。

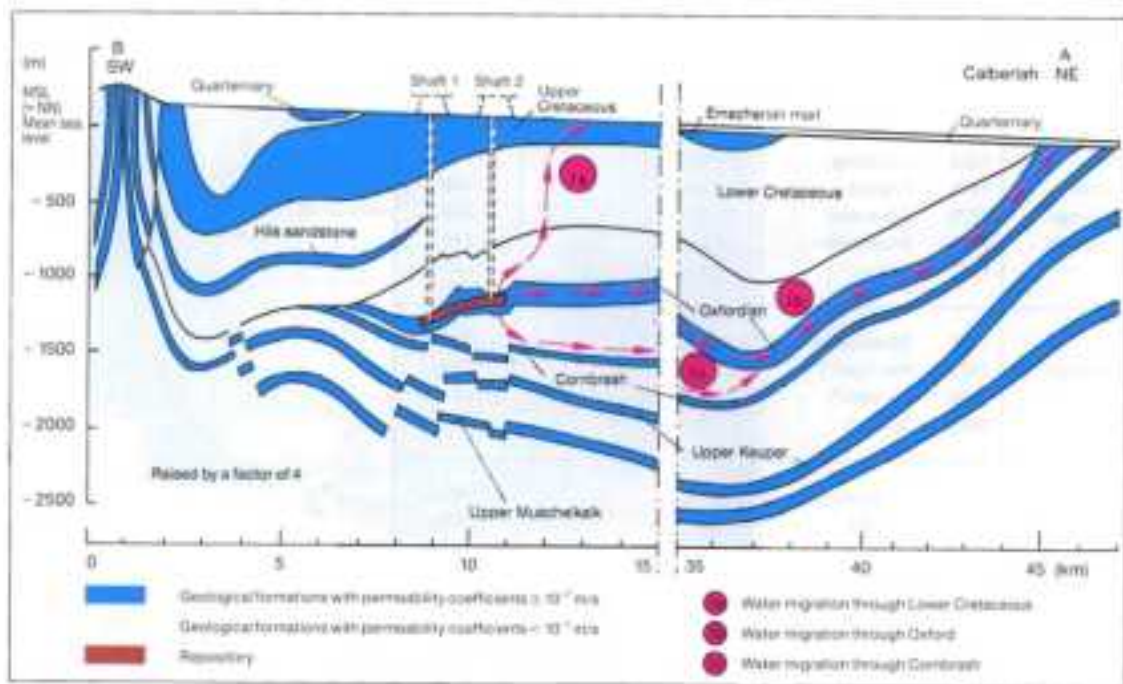


図 3.8-11 地層中における放射性核種の潜在的移行の概観図

移行経路 Ia : 下部白亜紀 (層)、Ib : オックスフォード (粘土) 層、
Ic : コーンブラッシュ (石灰砂岩) 層

(4) 不確実性の取扱い

鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準では、不確実性の取扱いに関して規定されていない。

計画確定手続きに係る安全評価では、前述のように、地下水流動の計算に当たっては、処分場直上の下部白亜紀層について 2 種類の透水係数を設定して放射性核種の移行経路におけるパラメータの変動を検討している。また、成層モデルと、擾乱に伴って透水係数が高くなる領域を考慮した擾乱モデルが構築している。さらに、旧深部ボーリング孔及び閉鎖後の立坑では透水係数が高い領域となることから、これらの領域が地下水の流動及び挙動に及ぼす影響を調査するために、様々なパラメータ変動を用いた多数の計算が実行されている。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

a. 確率論的評価手法

鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準では、決定論的な評価を行う考え方が示されており、確率的評価手法の適用について規定されていない。また、コンラッドにおける計画確定手続に係る安全評価においても確率的手法は適用されていない。

b. 重大事故事象の評価

鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準では、重大事故事象、設計基準事象のような規定はない。

また、コンラッド処分場の計画確定手続に係る安全評価では、以下の手順により事象解析として、コンラッド処分場において想定される、内部、または外部の出来事の結果発生する操業期間中の事象を定義し、その影響の評価を行っている。

1. コンラッド処分場への廃棄体パッケージの搬入から処分室への定置に至る一連の作業を対象とした系統的な解析（図 3.8-12）
2. 廃棄体パッケージに対する機械的・熱的応力の決定
3. 放射線学的に代表的な事象の特定
4. プラント内での大気中の放射能の保持能力の決定
5. 環境内の潜在的な放射線被ばくの放射線学的計算

事象は、その原因となる出来事や実行すべき予防措置等に基づき、次の 2 つに分類可能であるとしている。

- 第 1 種：プラントや廃棄体パッケージの設計により、放射線学的影響を限定することが可能な事象
- 第 2 種：プラントや廃棄体パッケージの設計により防止できる事象

コンラッド処分場に関する事象解析の結果、次の 3 事象が放射線学的観点から代表的なものと考えられた。これらの事象は、処分場や廃棄体パッケージの設計により影響を限定可能なものとされた。

- 積み替え室及び緩衝貯蔵室での廃棄体の取扱い中に、廃棄体パッケージを高さ 3m から床に落下（地上施設）

- 処分室での定置作業中に、廃棄体パッケージを高さ 5m から床に落下（地下施設）
- 坑道内での廃棄物輸送中に地下運搬車の火災。火災による温度は 800°C と想定（地下施設）

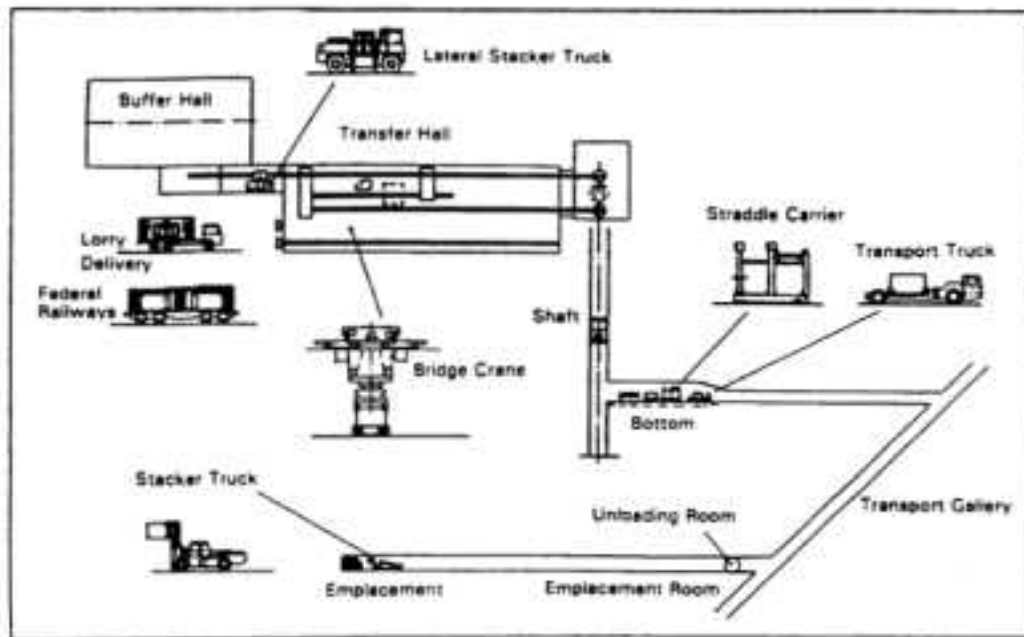


図 3.8-12 コンラッド処分場での廃棄物パッケージの搬入から定置までの手順

第 1 種の事象の場合、放射線学的計算により、放射線防護令の基準を満たすことが証明された。第 2 種の事象については、予防措置により防止可能であるため、予防措置を取ることが計画確定手続において示されている。

c. 品質管理手法

鉾山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準では、安全評価に関する品質管理に関して規定されていない。

(3.8 参考文献)

- 1) http://www.endlager-konrad.de/nn_2413838/EN/Home/home__node.html?__nnn=true
- 2 BfS, The Konrad Repository for Radioactive Waste with Negligible Heat Generation
(コンラッド鉱山ー非発熱性放射性廃棄物を対象としたドイツの計画処分場) : BfS
report ET-6-/90, 1990
- 3 ニーダーザクセン州環境省 (NMU) , Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und
den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester
oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vom
22 Mai 2002", 2002 年 5 月 22 日
- 4 GRS, Vorläufige Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, 2010 年 9 月 11 日

3.9 ベルギーにおける放射性廃棄物の埋設処分に係る安全評価等に関する調査

ベルギーの放射性廃棄物の埋設処分の概要を整理した上で、以下の 1)～5)に関する安全評価等の考え方や検討状況について整理を行う。

- 1) 安全評価戦略
- 2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分
- 3) 評価モデル及び評価パラメータ
- 4) 不確実性の取扱い
- 5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

3.9.1 概要

ベルギーでは、1970年代前半に、政府が原子力発電の開発を支援する計画を承認したことを受け、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物の管理については、地層処分することを前提とした研究開発が開始された。研究開発は、主としてベルギー北部のモルにある地下研究所において実施されており、1974年～1989年の第1段階、1990年～2000年の第2段階を経て、現在は第3段階が進められている。サイト選定作業は開始されていないため、サイトは未定であるが、粘土層が候補地層（標準ケースでブーム粘土層、代替ケースとしてイプレシアン粘土層）とされている。

実施主体のベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関（ONDRAF/NIRAS）は、カテゴリ B 廃棄物（長寿命低中レベル放射性廃棄物）及びカテゴリ C 廃棄物について、同一サイトにおいて併置処分することを検討しており、第2段階の研究成果の中間とりまとめとして「安全評価・実現可能性第2次中間報告書」を作成している。なお、ベルギーでは、高レベル放射性廃棄物の処分方針がこれまで国家政策として制度化されていなかったため、ONDRAF/NIRAS は、放射性廃棄物の長期管理に関する国家廃棄物計画の策定作業を現在進め、2011年に国家廃棄物計画を公表している。

一方、カテゴリ A 廃棄物については、2006年6月にデッセルに浅地中処分場を設置し、処分することが閣議決定されており、2013年に浅地中処分場の建設許可申請を提出した。

なお、ベルギーでは、商業用原子力発電所から取り出された使用済燃料は、全量再処理を行うのが原則とされており、この方針に従い、これまでに約 670t の使用済燃料がフランスの AREVA NC 社（旧 COGEMA 社）において再処理された。その後、1993年に、新たな再処理契約を 5 年間凍結し、その間に再処理と直接処分のバックエンド戦略の比較検討

を行うべきとの議会決議がなされ、同様の政府決定も行われた。5年後の1998年にまとめられた報告書も両オプションの評価には不十分とされ、さらに再処理の凍結が延長されたため、海外との契約による再処理を継続するか、中止するかについては現在も決着していない。

また、2003年1月に、新規の原子力発電所の建設を禁止し、また既存の原子力発電所の運転年数を40年間に制限する、原子力発電からの段階的撤退法が制定され、これにより、ベルギーのエネルギーの安定供給に支障が生じない限りは原子力発電からの撤退が行われる方針となっていた。この運転年数の制限により、カテゴリA、B及びC廃棄物の発生量は2075年までに以下と見積もられた（ONDRAF/NIRASのウェブサイトより）。

- ・カテゴリA廃棄物：69,900 m³
- ・カテゴリB廃棄物：11,100m³（再処理した場合）、10,430 m³（再処理しない場合）
- ・カテゴリC廃棄物：600m³（全量再処理した場合）、4,500m³（再処理しない場合）

なお、チアンジュ第1発電所が10年間運転を継続することが決定しているが、その場合、下記の廃棄物が追加で発生すると見積もられている。

- ・カテゴリA及びB廃棄物：+330m³（再処理した場合）、+300m³（再処理しない場合）
- ・カテゴリC廃棄物：+30m³（全量再処理した場合）、+150m³（再処理しない場合）

3.9.2 処分概念

カテゴリB及びC廃棄物の地層処分の処分方策、対象廃棄物、処分施設の概要を整理する。カテゴリB及びC廃棄物処分では、2001年にONDRAF/NIRASが取りまとめた「SAFIR2-安全評価・実現可能性第2次中間報告書」を基に処分概念を整理する。

カテゴリB及びC廃棄物については、粘土層を候補地層（標準ケースでブーム粘土層、代替ケースとしてイプレシアン粘土層）として地層処分する方針で、研究開発が行われている。国の政策として承認された処分方針はないが、2011年に公表された国家廃棄物計画において、提案されている。第3段階では、研究対象とされている処分方策のフィージビリティに関する信頼性を高めるために、PRACLAYと呼ばれる原位置試験を含めた2020年までの研究開発活動が予定されている。PRACLAY実証試験により数年間モニターした結果を基に安全性・実現可能性実例研究第1次報告書（SFC-1）が作成される予定である（作成時期は未定）。さらにPRACLAY実証試験完了後に2020年頃に安全性・実現可能性実例研究第1次報告書（SFC-2）が作成された後、事業開始前段階への移行が計画されている（図

3.9-1)。

現在、使用済燃料の再処理が凍結されているため、表 3.9-1 に示すように対象となる放射性廃棄物は、「使用済燃料全量の再処理」または「直接処分（過去に再処理された分を含む）」の両オプションについて検討されている。カテゴリ C 廃棄物は、ガラス固化体、圧縮構造廃棄物（ハル・エンドピース）及び再処理廃棄物であり、「直接処分」のオプションの場合には、これらに使用済燃料が加わる。カテゴリ B 廃棄物は、再処理及び再処理施設を始めとした原子力施設の解体に伴い発生する長寿命中低レベル放射性廃棄物を、ビチューメン固化あるいはセメント固化したものである。2007 年 12 月時点末で貯蔵されている廃棄物の容量（カテゴリ A 廃棄物を含む）を表 3.9-2 に示す。また、カテゴリ B 及び C 廃棄物のパッケージの概念を図 3.9-2 に示す。なお、SAFIR2 の発行後、ONDRAF/NIRAS は処分場に定置する廃棄体として、スーパーコンテナについての検討を行っている。このスーパーコンテナの概念は、2 つのガラス固化体を炭素鋼のオーバーパックに入れ、コンクリートで周囲を固めた後、ステンレス鋼の容器に入れるというものである。また、スーパーコンテナの特徴として、ガラス固化体からの放射線の遮蔽があげられている（図 3.9-3）。

カテゴリ B 及び C 廃棄物については、地下にブーム粘土層が分布しているベルギー北部のモル・デッセル原子力区域をレファレンス・サイトとした、以下の要素で構成される処分場の概念設計が検討されている（図 3.9-4）。

- ・ 2 本のアクセス立坑（内径 6m）と、立坑間の連結坑道からなる中央セクション。この中央セクションから、2 ヶ所の処分領域（内径 3.5～4m）へと 4 本の主坑道（内径 4.5m）が延びている。
- ・ カテゴリ B 廃棄物の処分領域。冷却期間の必要はない。
- ・ 発熱性廃棄物（ガラス固化体）の処分領域。冷却期間が必要となる。

処分坑道（横坑）の総延長は 800m である。坑道中央の打込プラグと主坑道の区分により、各 200m の 4 つの坑道のセグメントが設けられる。処分坑道の直径は処分される廃棄物の種類によって異なる。坑道壁はコンクリートで作成され、壁厚はおよそ 0.25m である。主坑道の壁厚はおよそ約 0.4m である。

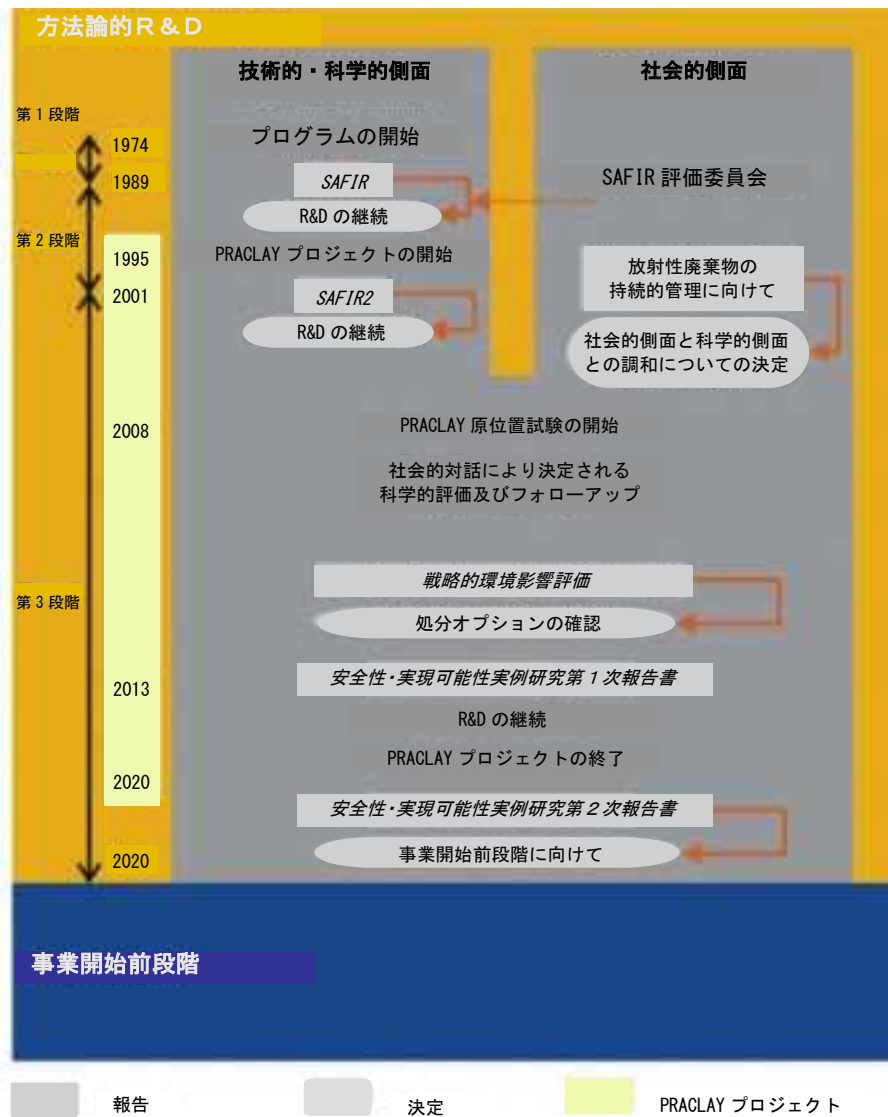


図 3.9-1 ONDRAF/NIRAS の研究開発計画
(SAFIR2 に示されたスケジュールを一部改変)

表 3.9-1 カテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分（全量再処理する場合）

【全量再処理する場合】

カテゴリ	クラス	種類	マトリクス
C	ZAGALC	ガラス固化体	ガラス
	HAGALC2	SYNATOM 社 圧縮構造廃棄物	—
	HAGALP1	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	ガラス
	HAGALP2	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	ガラス
	HAGALP3	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	セメント
B	MAGALC	SYNATOM 社 共沈スラリーのピチューメン廃棄物	ピチューメン
	MAGALE	Belgoprocess（Eurobitium）ピチューメン廃棄物、ドラムタイプ A	ピチューメン
		Belgoprocess（Eurobitium）ピチューメン廃棄物、ドラムタイプ B	ピチューメン
		PAMELA 中レベル固体二次廃棄物	セメント
		HRA/Solarium 中レベル廃棄物	セメント
		HRA/Solarium 中レベル廃棄物	セメント
		中レベル廃棄物：原子力発電所の解体廃棄物	セメント
		中レベル廃棄物：SCK-CEN 研究炉の解体廃棄物	セメント
	LAGAL	MOX 燃料製造に伴う廃棄物	セメント
		MOX 燃料製造施設の解体廃棄物	セメント
		Eurochemic の解体廃棄物	セメント
		様々な施設から発生する廃棄物	セメント
		低レベル Ra 汚染廃棄物	セメント

【再処理を中止する場合】

カテゴリ	クラス	種類	マトリクス
C	ZAGALC	ガラス固化体：再処理契約凍結までの再処理分	ガラス
	ZAGALS	照射済みウラン燃料：Doel 発電所 1-2 号	砂
	ZAGALS	照射済みウラン燃料： Tihange 発電所 1-2 号/Doel 発電所 3 号	砂
	ZAGALS	照射済みウラン燃料： Tihange 発電所 3 号/Doel 発電所 4 号	砂
	ZAGALS	照射済みウラン燃料： Tihange 発電所 2 号/Doel 発電所 3 号	砂
	HAGALC2	COGEMA 社 圧縮構造廃棄物	—
	HAGALP1	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	ガラス
	HAGALP2	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	ガラス
	HAGALP3	再処理廃棄物（旧 Eurochemic）	セメント
B	MAGALC	COGEMA 社 共沈スラリーのピチューメン廃棄物	ピチューメン
	MAGALE	Belgoprocess（Eurobitium）ピチューメン廃棄物、ドラムタイプ A	ピチューメン
		Belgoprocess（Eurobitium）ピチューメン廃棄物、ドラムタイプ B	ピチューメン
		PAMELA 中レベル固体二次廃棄物	セメント
		HRA/Solarium 中レベル廃棄物	セメント
		HRA/Solarium 中レベル廃棄物	セメント
		中レベル廃棄物：原子力発電所の解体廃棄物	セメント
		中レベル廃棄物：SCK-CEN 研究炉の解体廃棄物	セメント
	LAGAL	MOX 燃料製造に伴う廃棄物	セメント
		MOX 燃料製造施設の廃止に伴う廃棄物	セメント
		Eurochemic の解体廃棄物	セメント
		様々な施設から発生する廃棄物	セメント
		低レベル Ra 汚染廃棄物	セメント

表 3.9-2 貯蔵建屋別の容量と放射能量 (2007年12月31日現在)

建屋	廃棄物 カテゴリ	パッケージ数 (#) / 容積 (m ³)	容量 (#) / 充填率 (%)	放射能量 (Bq)	
				α	$\beta - \gamma$
127	A+主としてB	16,475 / 4,104	18,393 / 90%	$4 \cdot 10^{14}$	$4 \cdot 10^{16}$
129	C	2,335 / 215	2,572 / 91%	$2 \cdot 10^{15}$	$3 \cdot 10^{17}$
136	C	390 / 59	590 / 66% (ガラス固化) ≈820 / 0% (ハル・エント・ビース / 雑固体廃棄物) ≈2,000 / 0% (ビチューメン固化)	$8 \cdot 10^{16}$	$4 \cdot 10^{18}$
150	A+B	3,317 / 1,914	3,424 / 97%	$2 \cdot 10^{12}$	$1 \cdot 10^{14}$
151	A+B	29,473 / 11,691	37,267 / 73%	$5 \cdot 10^{13}$	$2 \cdot 10^{14}$
155	B	848 / 339	9%	$1 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^{15}$
156	C	7 キャスター	8 / 88%	$2 \cdot 10^{15}$	$1 \cdot 10^{17}$
270	A+B+R	773 / 300	4,899 / 16%	$4 \cdot 10^{12}$	$1 \cdot 10^{13}$

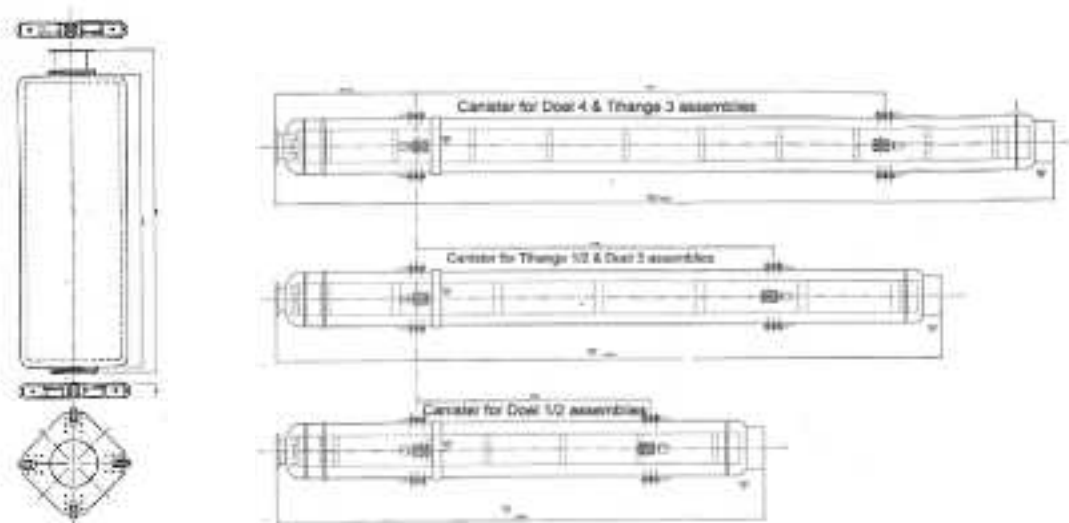


図 3.9-2 カテゴリ C 廃棄物のパッケージ
(左：ガラス固化体、右：使用済燃料)

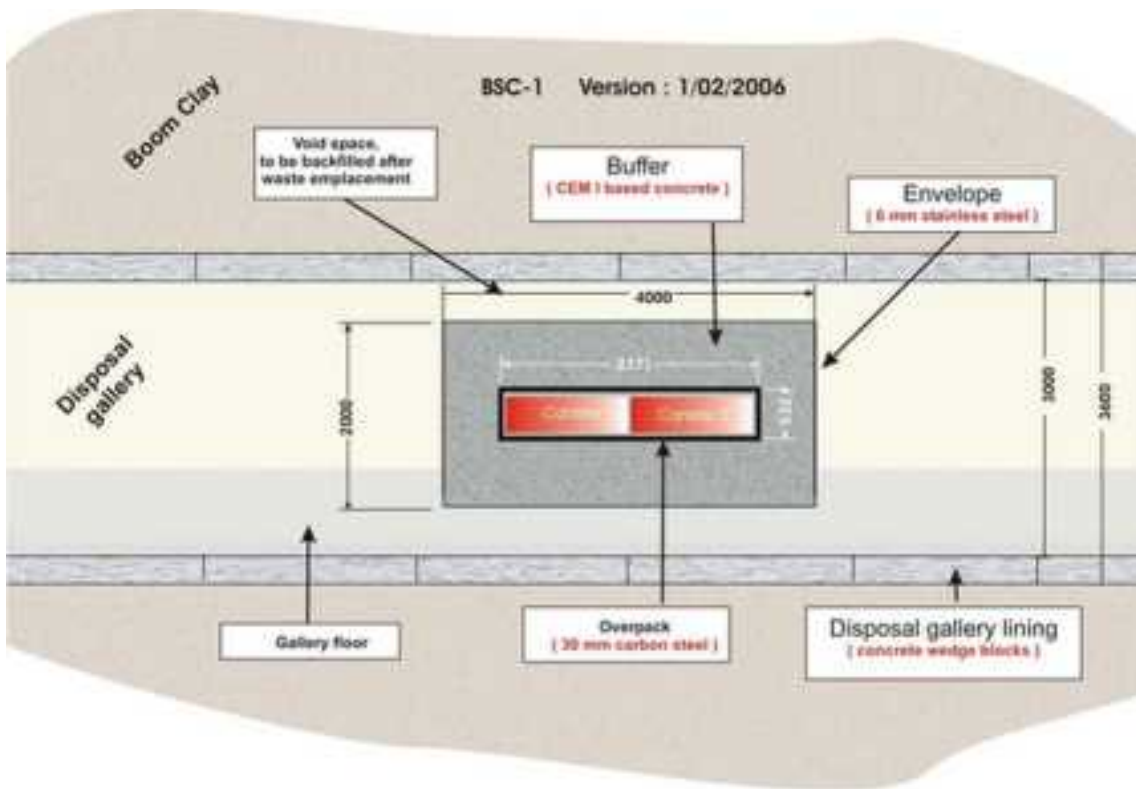


図 3.9-3 スーパーコンテナ（ガラス固化体を収納）を処分坑道に定置・閉鎖した時の縦断面図（概念図）

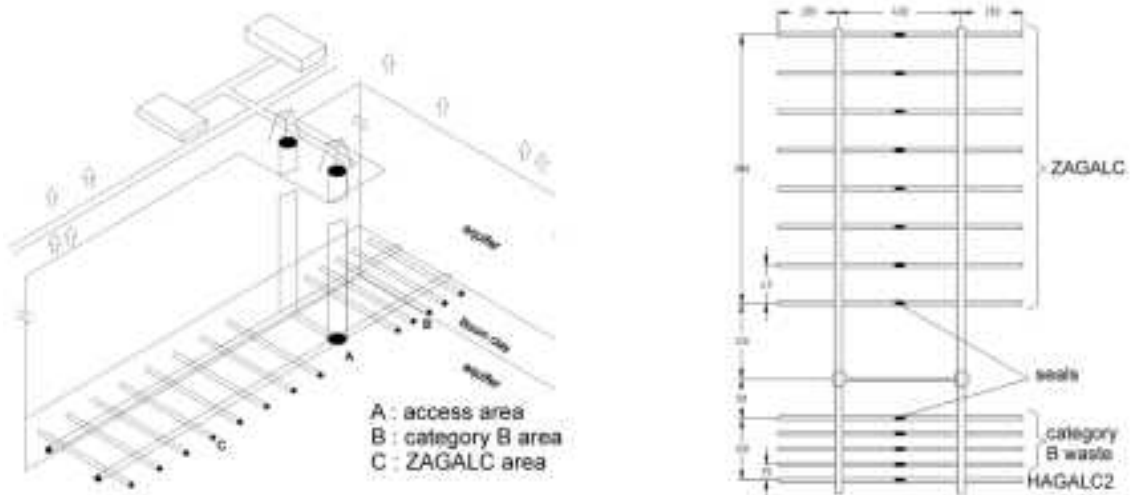


図 3.9-4 カテゴリ B 及び C 廃棄物の処分概念（併置処分）

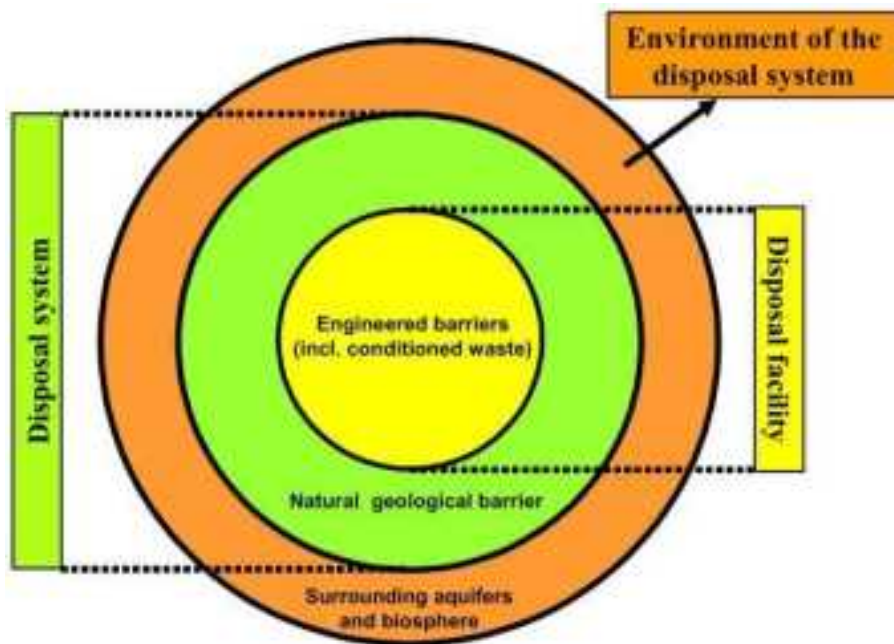


図 3.9-5 多重バリアシステムの構成

3.9.3 安全評価等に関する考え方

カテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分に関して、予備的な安全評価の位置付けで 2001 年に取りまとめられた「SAFIR2—安全評価・実現可能性第 2 次中間報告書」を基に、安全評価等の考え方や検討状況の整理を行う。なお、ベルギーでは、安全評価・性能評価について規定する基準・要件等は現在整備されていない。

(1) 安全評価戦略

SAFIR2 は、1989 年の安全評価・実現可能性中間報告（SAFIR）の取りまとめ以降に実施された第 2 段階の研究成果を取りまとめた報告書であり、以下の検討が行われている。（図 3.9-6）

- ・ 処分の対象廃棄物の特性評価
- ・ 母岩層の特性評価：ブーム粘土層（レファレンスの母岩層）、イプレシアン粘土層（代替母岩層）
- ・ 処分場の概念設計の開発ⁱ
- ・ ブーム粘土層ⁱⁱでの処分を想定した長期安全評価
- ・ 処分コストの評価

SAFIR2 は、処分事業の許認可申請を目的として作成したものではなく、厳密には安全評価書に位置づけられるものではないが、安全評価書の構成に沿って研究開発で得た知見を構造化した報告書である。SAFIR2 は、以下を目的として、作成したものである。

- ・ 規制当局（連邦原子力管理庁（FANC））及びその他全ての関係者が技術的妥当性及び長期安全性に関する進捗状況の評価が行える様に技術的、科学的情報を与えること。
- ・ 今後必要とされる研究開発、安全評価原則に関する緊密な合意の達成、地層処分に対し適用可能な規則の施行様式を明確にするために安全当局との連携を促進すること。
- ・ 放射性廃棄物の長期的管理に係るあらゆる関係者との幅広い対話を行うための技術的、科学的な基盤の 1 つになること。

ⁱ スーパーコンテナは、人工バリアに係る熱勾配が高い期間（数百年から数千年間）において、放射性核種の閉じ込めを保証するとともに、作業者に対して恒久的な放射線の遮へいを提供することを意図したものである。

ⁱⁱ ブーム粘土層は、透水性が低いため、埋設物に起因する擾乱の影響を軽減することができ、放射性核種の環境への移行を遅延させる能力に優れている。

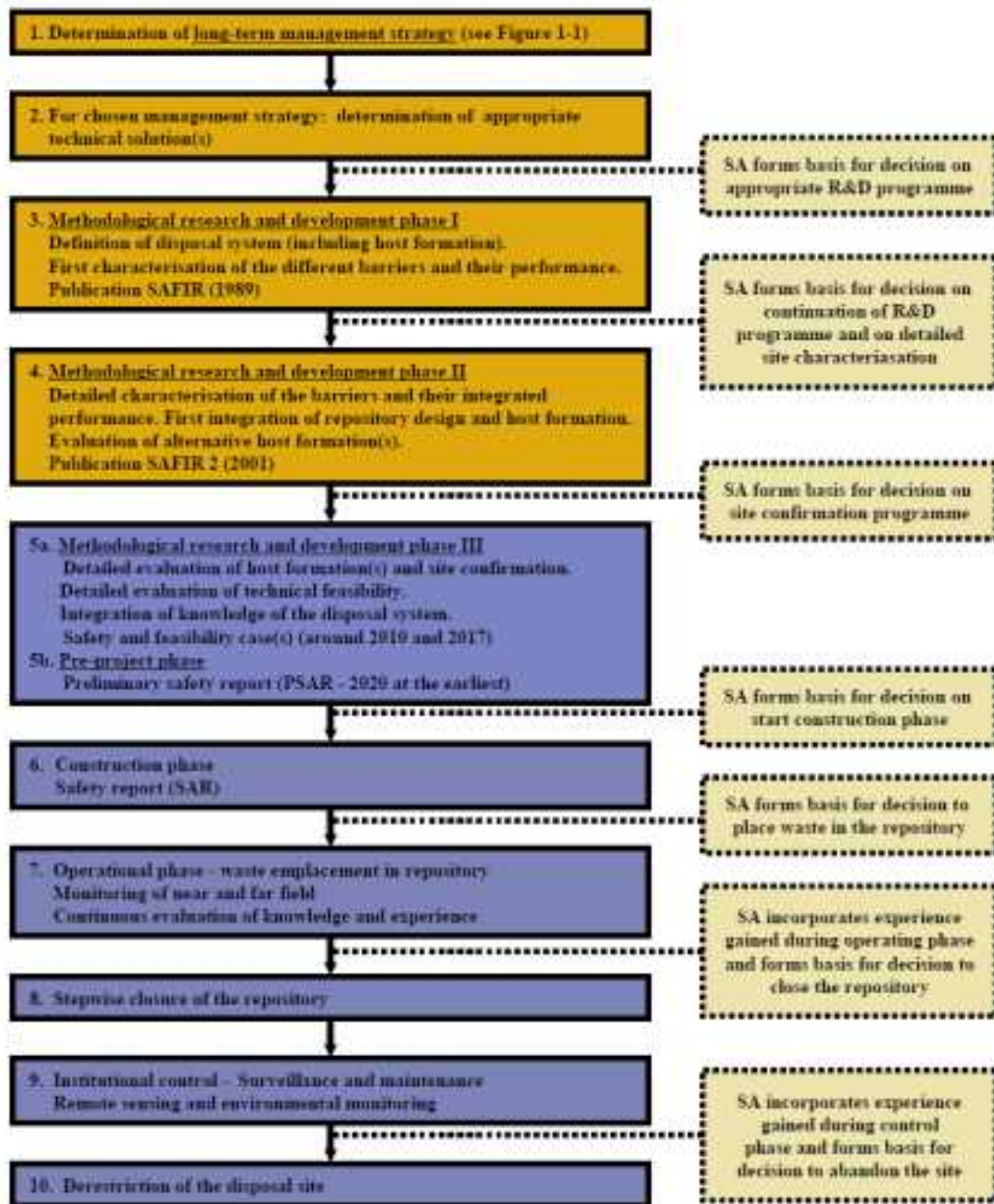


Figure II.2-1: Role of the safety assessment in the stepwise process of developing and implementing a disposal system (SA stands for safety assessment).

図 3.9-6 段階的な処分場開発プロセスにおける安全評価の役割

(2) 長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

SAFIR2 では、ガラス固化高レベル放射性廃棄物 (ZAGALC)、使用済燃料 (ZAGALS)、圧縮雑固体廃棄物及び構造廃棄物 (ハル・エンドピース) (HAGALC2) の 3 種類の廃棄物クラスを対象として性能評価を行っている。

処分システムが受ける可能性がある主要な変化の特定が行われるシナリオ策定プロセスは 2 段階で行われる。最初の段階では、地層処分システムの特長並びに処分システムの長期的変化に影響する可能性のある事象及びプロセス (FEPs) が特定され、安全性に関係しない FEPs が除去された後に、それらがシナリオの中に配列される。次の段階では、評価を実施するために、シナリオの記述が行われる (図 3.9-7)。シナリオは次の 2 種類に分類される。

- ①基本シナリオあるいはレファレンスシナリオ：このシナリオは、確実あるいはほぼ確実に起こると考えられるあらゆる FEPs を考慮して、処分施設の閉鎖後に想定される事象及びプロセスのシーケンス、極長期において放射線被ばくをもたらすような事象を記述している。
- ②変動シナリオ：このシナリオは、通常は起こり難いと考えられるが、仮に起こった場合には処分システムに著しい変化をもたらす得る、したがって、放射線被ばくをもたらす得るような擾乱事象あるいはプロセスを扱っている。

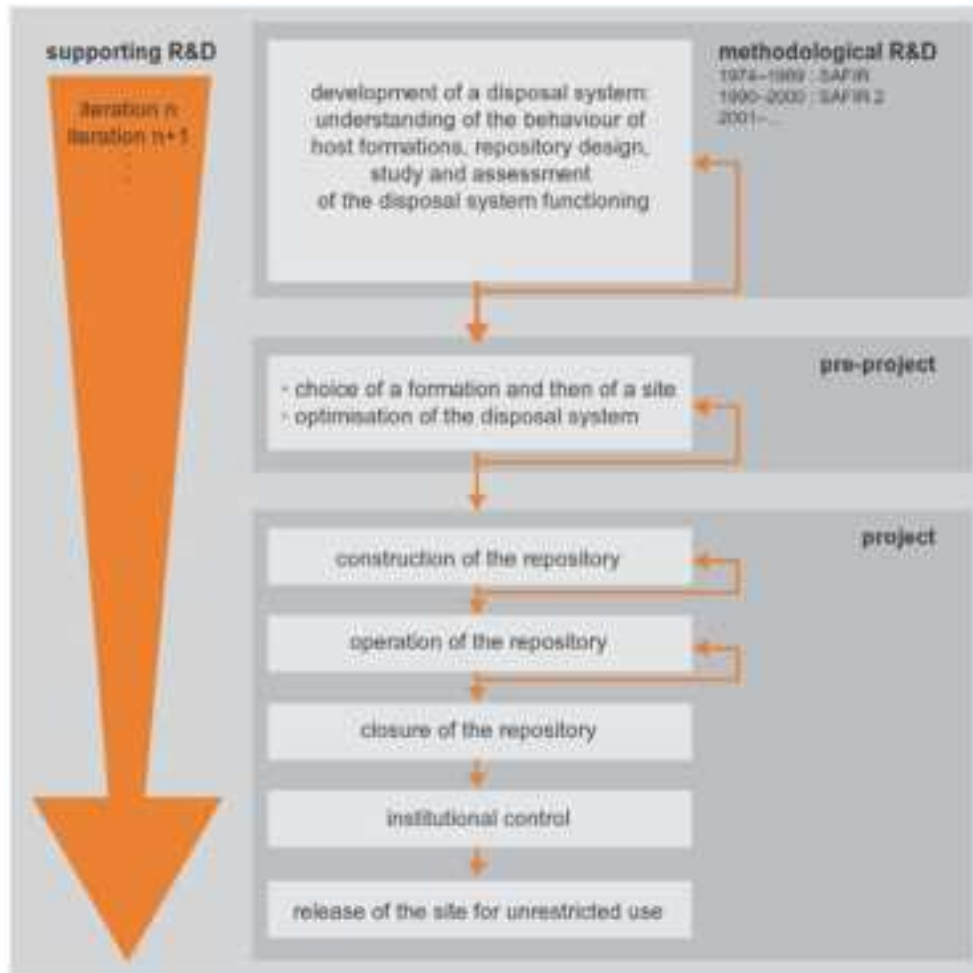


図 3.9-7 処分システムの段階的かつ柔軟性のある実施プロセスを構成する、長期安全性評価の反復プロセス

(3) 評価モデル及び評価パラメータ

基本シナリオでは、廃棄物パッケージ及びオーバーパックの耐久性の仮定、廃棄物マトリクス腐食速度とその耐久性、放射性核種の溶解度、埋め戻し材の移行特性、そして望ましい最小量のインベントリを考慮して、3種類の廃棄物クラスに関するソースタームを設定している。移行特性に関しては既存の知見及び第2段階の研究成果を基に検討されているが、現在進行中の第3段階の研究開発を通じた、粘土中での現象理解の向上によって、移行パラメータ値の選定、試験の分析、及び関連モデルの調整が改善されるとしている。

基本シナリオに関する、評価ケース毎のパラメータ構成を表 3.9-3 に示す。

表 3.9-3 基本シナリオの評価ケース・パラメータ構成

	評価ケース・パラメータ構成
<p>廃棄物及び容器</p>	<p>(a) ガラス固化体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 再処理を継続する場合のガラス固化体数は 3,920 本、中止する場合は 420 本。 ・ 放射化生成物を含まない。以前の安全評価から、放射化生成物による放射線影響への寄与はごく小さいと考えられた。 ・ I-129 の放射能が非常に高い (1.52×10^8 Bq/本)。しかし、再処理の際に、大部分のヨウ素は気体として溶液から放散。 ・ ガラス固化体のオーバーパックに期待される寿命は 300 年以上であり、解析では 500 年と仮定。 ・ ガラスマトリクス寿命は 72,000 年と仮定。ガラスマトリクスの寿命については、極端な値として、最小値及び最大値をそれぞれ 20,000 年及び 100 万年と設定。500 年後にオーバーパック破損すると、直ちにガラスマトリクスが溶解することも仮定。 <p>(b) 使用済燃料</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 再処理を継続する場合の使用済燃料の量は 67tHM、中止する場合は 4,227tHM。 ・ Ni-59、Ni-63、Rb-87 及び Sm-147 の放射能は、ORIGEN-II 計算から導出。Cl-36 及び Nb-94 の放射能の値は、類似の燃料タイプについて、SCK・CEN が 2000 年までにモルにおける使用済燃料の安全評価を実施。SPA 研究の一環としてフランスの原子力安全防護研究所 (IPSN：現在は放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) に改組) から提供された情報に基づいて見積ったもの。 ・ 使用済燃料用のオーバーパックの寿命は、2,000 年と仮定。 ・ SPA 研究では、使用済燃料について 2 つのソースタームモデルを使用。最初のモデルでは次のように仮定。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ ハル及び燃料粒子の粒間あるいは表面に存在する一部の放射性核種は、直ちに溶解。 ➤ 使用済燃料の構成要素は、一定速度で腐食。予想される腐食期間は、酸化ウランマトリクスが 100 万年、ハル・エンドピースが 1,000 年。 <p>(c) ハル・エンドピース</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 考慮されたキャニスタの数は、6,410 本。 ・ 発熱はわずかなので、処分においてオーバーパックは使用しない。 ・ 安全評価では、処分場閉鎖直後に、地下水が廃棄物と接触すると仮定。廃棄物中のすべての放射性核種は、定置後すぐに処分場に浸入する地下水中に溶解すると仮定。
<p>ニアフィールド及び緩衝材</p>	<p>(a) 前提条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ニアフィールド及び緩衝材は、非常に遠い将来 (1 億年) まで現状と変わらないと設定。 <p>(b) パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ブーム粘土層中の移行計算に使用される溶解度制限と拡散パラメータの値は、1999 年初めに新しい研究結果に基づいていくつか見直した。そのため、データ収集書式は、2 組、場合によって 3 組の結果を与える。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 1998 年初めに収集されたデータと整合的な、最初のパラメータ値のセット (データセット 1) ➤ 1999 年初めに見直されたデータと整合する、二番目のパラメータ値の

	<p>セット (データセット 2)</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 移行性は高いが存在比が小さい成分 (有機物による錯化に伴う可能性が高い) の移行を考慮した、3 番目のパラメータ値のセット。ここに、操作溶解度 (operational solubility) とともに、小さい遅延係数 R が適用される (データセット 2') ・ 現在の水理地質条件下では、モル=デッセル地域のブーム粘土層中の地下水流動は下向きであり、ダルシー流速は約 6.4×10^{-14} m/s。移行計算では、保守的な方法を取り、上位帯水層への移行における移流の寄与は無視した。
母岩	<p>(a) 前提条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水理地質環境は、非常に遠い将来 (1 億年) まで現状と変わらないと仮定。 <p>(b) パラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ファーフールドについて、3 セットの移行パラメータを選定。
地表環境	<p>(a) 前提条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 生物圏、並びに人間とその生活習慣は、非常に遠い将来 (1 億年) まで現状と変わらないと仮定。 <p>(b) 被ばく計算及びパラメータ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 線量計算では個人線量だけを考慮し、集団線量を考慮しない。個人線量の計算においては、環境中の公衆の構成員に対する線量に対して重要な寄与をし得るあらゆる被ばく経路を考慮。決定グループの構成員の被ばく源は、次の 3 つに大別できる。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ 放射性核種の摂取 ➤ 放射性核種の吸入 ➤ 外部照射 ・ 被ばくのタイプによる決定グループの構成員に対する年預託線量は、関連する生物圏構成要素中の放射性核種濃度から容易に計算可能。 ・ 線量換算係数 (経口、吸入) は、ICRP Publication 72 (1996) を参照。 ・ 川岸にいる決定グループの被ばく地点は、各ケースで考慮される各河川部分の下流の端と仮定。それらは、堆積物の濃度レベルが最も高い場所である。水上あるいは水中での外部照射は、放射性核種の濃度と被ばく時間が川岸での堆積物による被ばくと比べてかなり小さいため、考慮されない。 ・ 生物圏、並びに人間とその生活習慣は、極めて遠い将来 (1 億年) まで現在の状況と変わらないと仮定。 ・ GBI (地圏と生物圏とのインターフェース) として井戸経路と河川 (Kleine Nete 川) 経路を選定。

① 評価シナリオ及びその発生頻度

シナリオは、OECD/NEA が作成した国際的包括的 FEP カタログ (FEP リスト) を基に、ベルギーのカテゴリ B 及び C 廃棄物の地層処分に関連性のない全ての FEPs を削除し (合計 134 項目中 58 項目が無関係と判断された)、またそのリストに対して粘土層への処分に関連する 3 個の代表的な FEPs を追加して処分場の長期安全性に影響を及ぼす FEPs を編集し、それらを組み合わせることにより作成されている。処分場の長期安全性に影響を及ぼす FEPs は、以下の 3 つの主要カテゴリに分類されている。

- ・ 自然現象
- ・ 人間活動
- ・ 処分場内の廃棄物に直接関係する影響

これらの主要カテゴリに分類され、それぞれサブカテゴリにより細分化されている（表 3.9-4）。絶対もしくはほぼ確実に起きる全ての FEPs は基本シナリオで取り扱い、基本シナリオで考慮できない全ての FEP は代替シナリオ（変動シナリオ）で取り扱われる。安全評価では、基本シナリオに加えて、8 種類の以下の代替シナリオ（AES）を挙げている（図 3.9-8）。

- ・ 資源開発ボーリング
- ・ 温室効果
- ・ 処分場のシーリング不良
- ・ 断層活動
- ・ 厳しい氷河期
- ・ 人工バリアの破損
- ・ ガス移行（放射性ガスによる移行）
- ・ 探査ボーリング

表 3.9-4 FEPs の分類

Categories and sub-categories of FEPs, with examples	
Natural phenomena	
■	<i>of extraterrestrial origin: meteorite strike</i>
■	<i>geological: diagenesis, rise or fall of ground level, earthquakes, tectonics</i>
■	<i>climatic: extreme precipitation, melting of snow and flooding, change in sea level</i>
■	<i>geomorphological: erosion, displacement of riverbeds, transport and deposit of marine sediments</i>
■	<i>hydrological: infiltration of groundwater, changes in characteristics of groundwater flows</i>
■	<i>of migration and geochemical: advection and dispersion, formation, dissolution, and migration of colloids</i>
■	<i>effects of radionuclides on the ecology: uptake by plants, pedogenesis</i>
Human activity	
■	<i>design and construction: material defects, chemical effects, excavation effects</i>
■	<i>operation and closure: poor backfilling, heterogeneity of waste, poor sealing</i>
■	<i>intrusions; exploratory drilling, archaeological research, groundwater pumping</i>
■	<i>post-closure activities: loss of information about the repository, irrigation</i>
Effects directly linked to the presence of waste and the disposal facility	
■	<i>thermal effects: hydrological modifications, physicochemical modifications</i>
■	<i>chemical and biological effects: metal corrosion, addition of complexing agents</i>
■	<i>mechanical effects: deformation of waste packages, changes in in situ stresses</i>
■	<i>radiological effects: radiolysis, changes in the properties of materials</i>

No. of the state of the system	State of the barrier or component			Examples of FEPs (These FEPs are those giving their name to the eight altered-evolution scenarios.)
	Engineered barriers	Geological barrier	Aquifers	
1	1	1	1	normal state of the system
2	1	1	0	exploitation drilling, greenhouse effect
3	1	0	1	activation of a fault, transport by gases, poor sealing
4	1	0	0	severe glaciation
5	0	1	1	premature failure of an engineered barrier
6	0	1	0	(no FEP)
7	0	0	1	activation of a fault, transport by gases
8	0	0	0	severe glaciation, exploratory drilling

図 3.9-8 処分システムとその環境の状態の関数としての FEPs の分類

A) 通常シナリオ

処分システムの各構成要素と環境について、通常シナリオで検討されたプロセスの概要を図 3.9-9 に示す。廃棄体から放出された核種は、ブーム粘土層を拡散支配で移行し、ブーム粘土層上部の帯水層に放出される。ガラス固化体及び使用済燃料に係る処分システムの主要な構成要素とバリアを以下に簡単に示す。

・廃棄物及び容器

- ーガラス固化体と使用済燃料のステンレス鋼製オーバーパックは、廃棄物の発熱によるニアフィールドに顕著な温度勾配が残る間は、地下水との接触を防止。
- ーステンレス鋼の処分チューブ（支保）は、放射性核種の閉じ込めには寄与せず。
- ー廃棄物は、地下水と接触するとそれぞれに設定されたソースタームモデルに従って溶解し、核種を放出する。

・ニアフィールド

- ー粘土系埋め戻し材は厚さが約 1 m で、厚さ約 40m のブーム粘土層に比べてバリア機能が小さいため、安全評価におけるその寄与をほぼ無視できる。
- ーコンクリート埋め戻し材を使用する場合、ニアフィールドにおいて長期的に高い pH 値の継続が保証される。特にアクチニドはこの高 pH において溶解性が低くなるため、閉鎖後 5 万年間に溶解性が低いことによる潜在的影響が解析される。
- ー母岩層の数 m 程度まで達する掘削影響領域（EDZ）が処分システムの性能に関連するパラメータに与える影響は、極めて限定的。

・ファーフィールド

- ー擾乱のない粘土層が、処分システムにおける主要なバリアとなる。
- ーニアフィールドに溶存する放射性核種は、分子拡散やごく限られた移流により粘土層中を移行する。多くの放射性核種は、粘土層中の粘土鉱物や有機物に収着される。
- ー放射性核種は、母岩層中を移行した後、帯水層に到達する。そこでの主要な移行メカニズムは、地下水中の移流と分散である。分子拡散は、通常、力学的分散との比較において無視できる。放射性核種は、粘土中と同様に、帯水層中の鉱物に収着される。

・生物圏

地質環境と生物圏とのインターフェースとして、以下を設定。

- ー井戸
- ー表層水（河川あるいは湖沼）

—表土

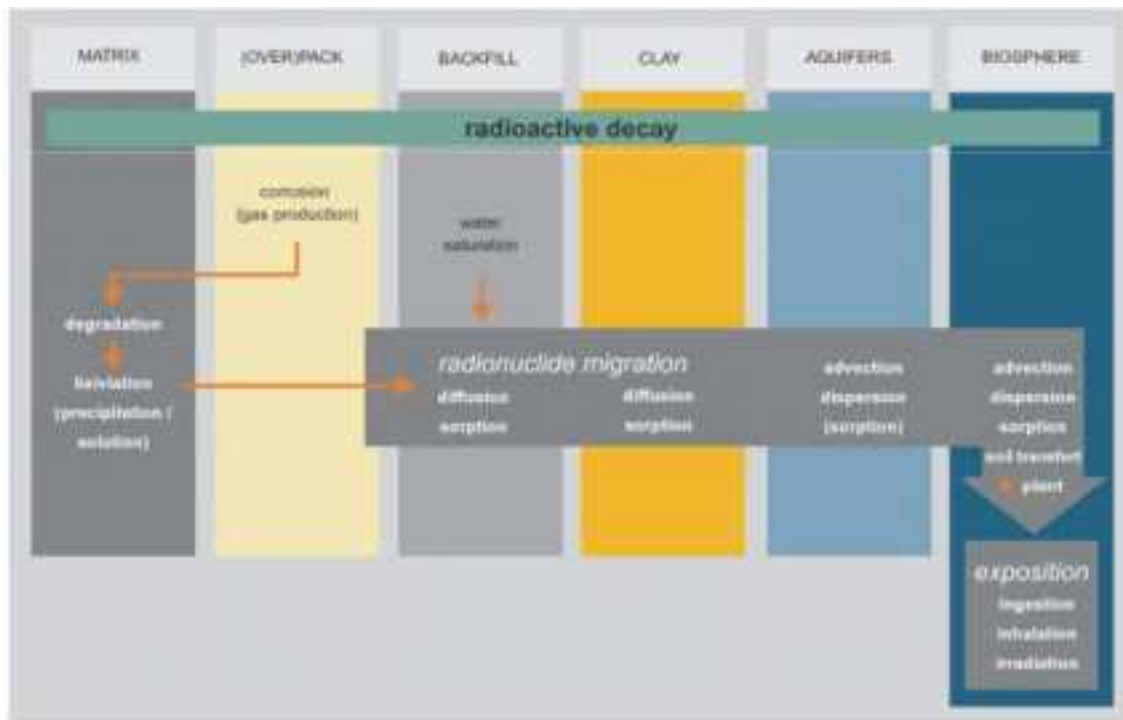


図 3.9-9 処分システムの構成要素 (通常シナリオ)

B) 代替シナリオ (変動シナリオ)

代替シナリオ (変動シナリオ) として、表 3.9-5 に示す 8 つの事象を検討している。

表 3.9-5 代替シナリオの概要

シナリオ	概要
資源開発	<p>下位 (下部ルペリアン) 帯水層における井戸掘削と、灌漑及び飲用のための汲み上げ水の利用を考慮する。上位 (新第三紀) 帯水層における井戸掘削は、通常シナリオで取り扱われる。</p> <p>下部ルペリアン帯水層からの井戸水汲み上げは、人間活動の利用に適さないことから、通常シナリオには含めない。</p>
温室効果	<p>地球規模の大気温暖化による上位帯水層の変化を考慮し、その放射線影響を解析する。</p> <p>通常シナリオの計算結果は、最初の 5,000 年間に帯水層に到達する放射性核種の量が無視できる程度であることを示す。しかしより長期的には、軌道効果によって気候が寒冷化し、温室効果の影響は、予想される将来の気候にまつわる不確実性に含まれる。そのため、このシナリオの綿密な解析は不要である。</p>

処分場シーリング不良	<p>ヒューマンエラーによってアクセス立坑と主要坑道がシール不良となり、粘土バリア中に放射性核種の卓越経路が形成される。多孔質な処分坑道は、母岩粘土層から水を出す巨大な排水路とみなすことができる。処分坑道、主要坑道、及び立坑を通る、浸透水の移流が可能になる。さらに、排水効果を悪化させる悲観的な仮定として、ブーム粘土層中の動水勾配が逆転すること（下向きの勾配が上向きに転じる）を想定する。</p> <p>このシナリオの確率は、処分場シーリング時のヒューマンエラーに依存する。この確率は、厳格な品質保証計画によって大幅に下がる。</p>
断層活動	<p>地殻変動活動によって処分場内に活断層線が形成され、天然バリアの閉じ込め・隔離能力が劣化する。</p> <p>このシナリオの確率は、サイト特性評価を通じて大幅に低減するので、サイト選定及びサイト特性評価との関連づけを行った。</p>
氷河作用	<p>第四紀の氷期より厳しい氷期を想定する。モルーデッセル地域に氷河が形成され、氷河底浸食による天然バリア及び人工バリアの劣化の可能性がある。</p> <p>ミランコビッチの軌道理論に基づき、第四紀の最近3回の氷期と同程度の厳しさの氷期は、予想されるものである。しかし、氷床がモルーデッセル地域まで拡大するようなより厳しい氷期の到来も、シナリオ開発の現段階では排除できない。</p>
人工バリア早期欠陥	<p>このシナリオについて種々の変種が考えられるが、母岩粘土層が存在する限り、その影響は限定的である。より深刻な変種の1つは、オーバーパックの早期欠陥であり、ニアフィールドにかなりの温度勾配がまだ存在する間に、廃棄物から流出した放射性核種が地下水と接触することが可能になる。</p>
ガス移行	<p>処分場内で多量のガスが発生すると、ニアフィールドに気相が形成され、ガス圧によって人工バリアあるいは天然バリアが破損する可能性がある。排除されたガスは、$^{14}\text{CO}_2$や$^{14}\text{CH}_4$のような放射性ガスを含むかもしれない。またガス流によって、粘土バリア中の放射性核種の移行が促進されるかもしれない。</p>
探査ボーリング	<p>このシナリオは、処分場内で地質探査試錐孔が掘られることを想定する。このシナリオについては、以下の3つの変種が解析できる。</p> <p>①放射性廃棄物を含むコアが採取され、研究室において放射能の存在を知らない職員によりコアが分析される。これは、コアボーリングシナリオである。</p> <p>②微量の放射性廃棄物を含むボーリング・スラッジ（削りくず）が、試錐孔付近に残される。地元住民が、放射性核種に接触する可能性がある。これは、居住地シナリオである。</p> <p>③試錐孔が埋め戻されず、孔内に地下水が流入する。この地下水に接触した放射性廃棄物から放射性核種が溶出し、やがて帯水層の汚染をもたらすかもしれない。このシナリオは、侵入によってバリアが乱された場合の、処分システムのロバスト性あるいは回復力を評価する。</p>

(4) 不確実性の取扱い

SAFIR2では、各シナリオに対して、影響計算と呼ばれる処分システムの長期挙動シミュレーションを実施している。処分システム及び考慮すべきプロセスの複雑さ、空間的及び時間的なスケールからその機能を単一の計算コードでシミュレートすることはほとんど不可能であるため、システムの構成あるいは構成要素の中での放射性核種の放出あるいは移

行をシミュレートする多くのコードが順次使用される。影響計算の結果の分析は、以下に示す 3 種類の不確実性によって、複雑なものとなるが、システム機能に対するそれらの影響は評価しなければならないとしている。

①シナリオ記述の不確実性

シナリオの網羅性、代替シナリオの対象構成要素、発生確率、発生時期、気候変動等外的要因が含まれる。

②モデルの不確実性

プロセス、モデルの空間構造、媒体の表現方法、初期条件、境界条件が含まれる。

③パラメータ値の不確実性

パラメータ値に関する知識不足、パラメータ値の変動が含まれる。

これらの不確実性について、以下のように対処することで安全評価結果並びに評価結果の信頼性向上を図っている。

①シナリオ記述の不確実性

- ・ 関連する研究分野の専門家が選択したプロセス、事象の選定理由を正しく理解するための構造化された透明性のあるシナリオ開発
- ・ 様々な時間における異なるタイプの計算、推論、及び安全指標を用いた処分システムの解析
- ・ 国際 FEP データベースの利用
- ・ シナリオ開発についての国際的ピアレビュー

②モデルの不確実性

- ・ 起こり得るプロセスや現象に不確実性がある場合には、異なる概念モデルの使用と説明

③パラメータ値の不確実性

- ・ 追加の測定、試験の実施
- ・ パラメータ値の統計学的な確率分布の作成
- ・ 推論的手法及び決定論的手法を用いた不確実性解析と感度解析の実施

また、解析コードについては代替解析コードとの比較、INTERCOIN、HYDROCOIN、INTERVAL プロジェクト等の国際共同研究への参加により検証している。

(5) 確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法

A) 通常シナリオ

通常シナリオについては、処分システムの機能性について相補的な見通しを得るために、決定論的計算と確率論的計算を実施している。

A-1) 決定論的計算

決定論的計算は、以下の3段階で実施された。

- ・粘土と第三紀帯水層（Neogene 帯水層）の境界における放射能フラックスを計算するために、ニアフィールド及びブーム粘土層中の放射性核種移行がシミュレートされる。計算は、3種類の廃棄物クラス、すなわち、ガラス固化体、使用済燃料及びハル・エンドピースの各々に対する異なるソースタームモデルに基づいて実施される。
- ・処分施設直上から（地下水を）汲み上げた井戸水中の放射性核種濃度、及び河川への放射能フラックスを計算するために、帯水層中での放射性核種移行がシミュレートされる。
- ・実際の線量を得るために、生物圏中での放射性核種移行及び被ばく計算が行われる。

ニアフィールドとブーム粘土層中の核種移行については、概念設計において、ブーム粘土層の厚さに比べて処分坑道は非常に長いことから、坑道軸に垂直な面内で2次元的にモデル化している（図 3.9-10）。ニアフィールドとブーム粘土層中の移行は、移流・分散方程式によって記述されるが、粘土層中の移行は主として分子拡散によって起きる。粘土の透水係数が低く、ブーム・クレイ中の動水勾配が小さいことから、移流による移行が果たす役割はごく限定的である。

ブーム粘土層の水理システムについては、水理システム全体を包含するリージョナル水理モデル（約 7,000km²）、サブリージョナル水理モデル（約 1,500km²）及びローカル水理モデル（サブリージョナルモデルの北東部部分のおよそ 300km²の範囲）によりシミュレートしており、帯水層中の核種移行の計算にはローカル地下水流動・移行モデルを適用している（図 3.9-11）。

生物圏レセプタを通じた被ばく線量は、河川への核種フラックス、並びに Witte Nete 川と Desselse Nete 川の合流点付近の井戸水中及び帯水層上部中の核種濃度に、それぞれ対応する生物圏換算係数を乗ずることによって計算されている。

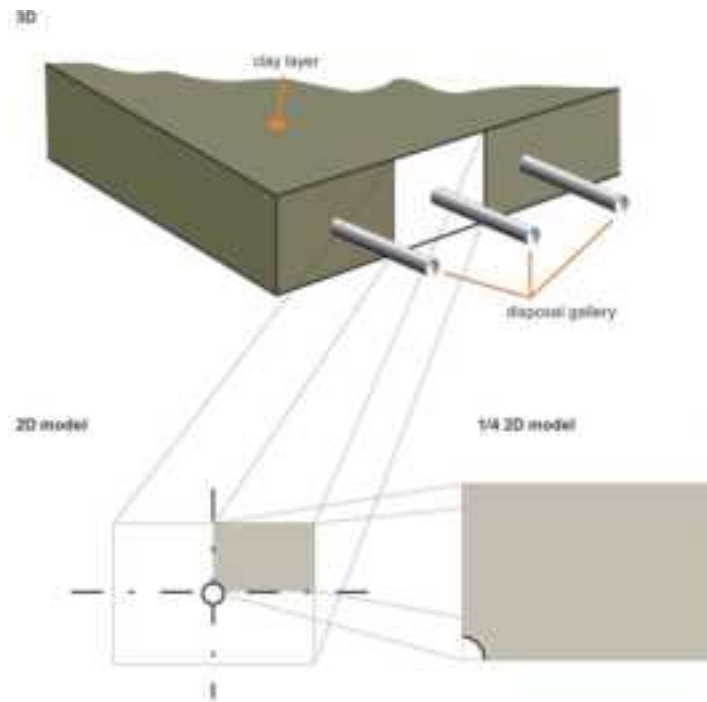


図 3.9-10 ニアフィールドとブーム粘土中の移行計算のために検討する構成と単純化

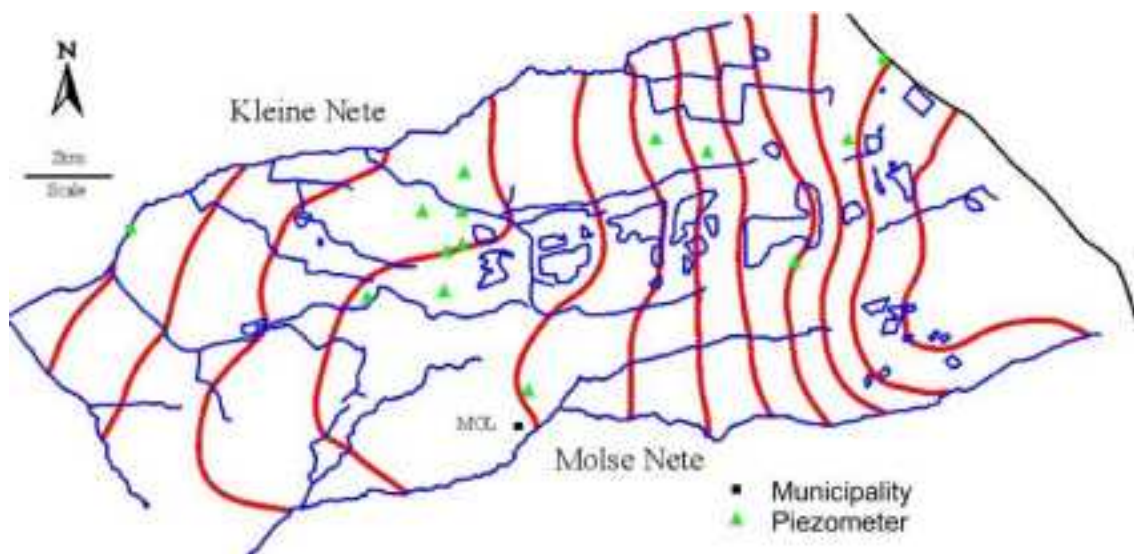


図 3.9-11 ローカルモデルの第三層について計算された水頭分布

A-2) 確率論的計算

いくつかの研究において確率論的計算が行われており、表 3.9-6 に示すパラメータが確率論的変数と考えられている。EVEREST と呼ばれるプロジェクトにおいてガラス固化した高レベル放射性廃棄物及びハル・エンドピースについて、また SPA と呼ばれるプロジェクトにお

いて使用済燃料について、それぞれ井戸を生物圏レセプタとする確率論的計算が実施されている。いずれの計算においても、結果の不確実性解析及び感度解析が行われている。SPAプロジェクトでの計算のフローチャートを示す。

表 3.9-6 確率論的計算において確率論的変数と考えられたパラメータ群

Parameters	UPDATING 1990	EVEREST	SPA
Radionuclide solubility limits	not considered	stochastic	stochastic
Radionuclide migration parameters for Boom Clay	stochastic	stochastic	stochastic
Groundwater velocity	stochastic	stochastic	fixed (3D distribution)
Biosphere conversion factors	stochastic	stochastic	fixed

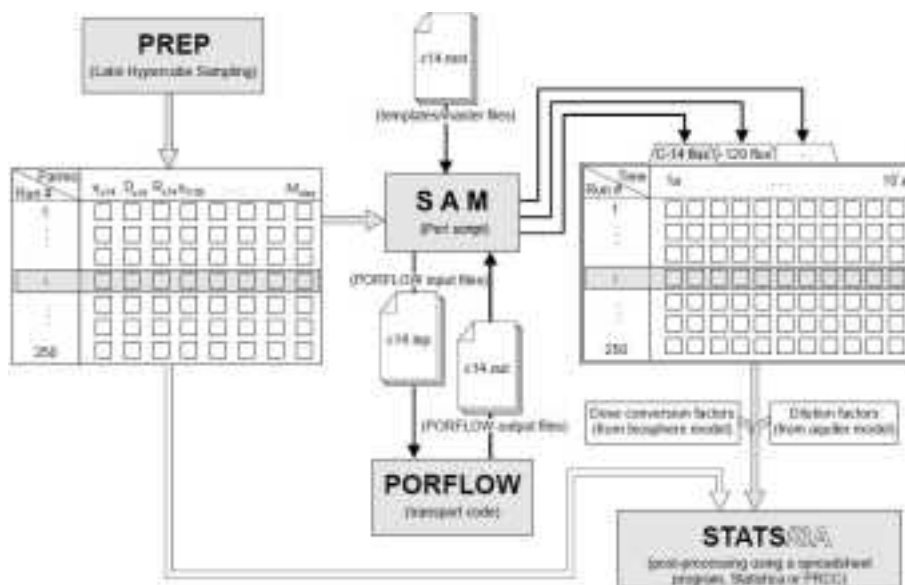
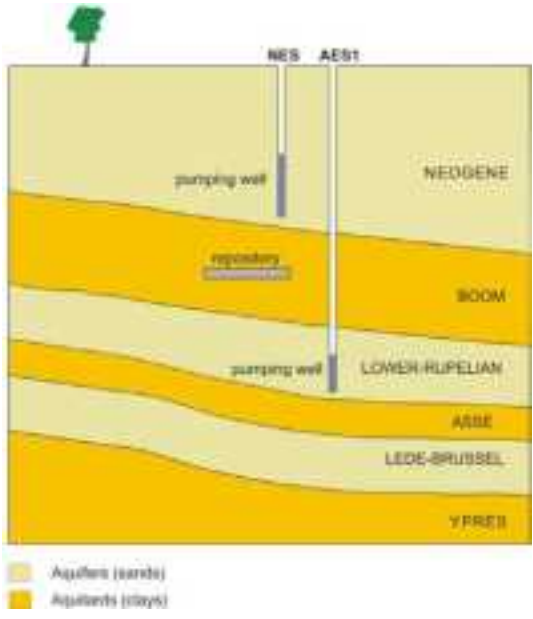


図 3.9-12 確率論的計算のフローチャート：SPA プロジェクト

B) 代替シナリオ

特定した 8 つのシナリオのうち、「温室効果」及び「人工バリアの破損」を除く 6 つのシナリオについて、表 3.9-7 に示す方法による評価が行われている。

表 3.9-7 代替シナリオの評価方法

シナリオ	評価方法の概要
資源開発	<ul style="list-style-type: none"> ・ブーム粘土層下位の Ruisbroek-Berg Sands の帯水層中に水井戸が掘られると仮定。ブーム粘土層中の放射性核種の移行は、主として拡散による。 ・核種移行に係る決定論的計算に加えて、確率論的計算によりパラメータ値の変動を検討。  <p style="text-align: center;">資源開発ボーリングシナリオの略図</p>
温室効果	(安全評価では検討せず)
処分場シーリング不良	<ul style="list-style-type: none"> ・主要坑道とアクセス立坑が適切に密閉されず、アクセス設備が、処分坑道から帯水層への放射性核種移行の卓越経路になると仮定。 ・水の動きをシミュレートした後、処分システムを通る垂直2次元断面により、坑道と立坑中及びブーム粘土層中の放射性核種の移行を計算。
断層活動	<ul style="list-style-type: none"> ・ブーム粘土層と処分場を切断する地殻変動による断層が生じると仮定し、決定論的及び確率論的計算によって影響を予備評価。 ・決定論的計算では、境界が明瞭な幅 0.5 m の断層が、10 万年後に形成されると仮定。 ・確率論的計算では、断層の発生を含めてパラメータの変動を検討。
氷河作用	<ul style="list-style-type: none"> ・将来の氷河期にスカンジナビアで発達する氷床による地層の侵食を仮定。 ・シナリオの発生確率を検討しているが、定量的な評価を実施せず。
人工バリア早期欠陥	(安全評価では検討せず)
ガス移行	<ul style="list-style-type: none"> ・特定の処分坑道内で、拡散による消費量を超えるガスが発生することを仮定。 ・処分坑道軸に垂直な面内で、ガス移行計算。
探査ボーリング	<ul style="list-style-type: none"> ・処分場を通る試錐孔が掘削され、この試錐故意が密閉されないと仮定。 ・このシナリオの影響の計算は準備中。

SAFIR2においてONDRAF/NIRASは、最終的に処分プログラムのあらゆる側面を包含した品質管理・保証システムとなるような品質管理及び品質保証プログラムの策定を開始したとしている。処分場設計の反復的なプロセスは、研究開発の理論的側面と経験的側面に関して進められている相互作用プロセスに基づいており、各主要段階は品質評価で終了する。この評価の品質は、主に次の2つの要素に基づいている。

- ①処分サイト、処分場設計及び人工バリア(廃棄物を含む)に関わる情報の品質。この品質は、研究目的の設定に用いられるプロセスの品質、データの収集に用いられる手法の品質、そして収集データの文書化の品質に依存する。
- ②この情報に基づいて安全評価のために用いられる手法及びモデルの品質。この品質は通常、シミュレーションの妥当性のレベルによって決定される。次いで、このレベルは、開発される概念モデルの品質、数学モデル（概念モデルの数値的具体化）の品質、そしてこれらのモデルで使用されるパラメータ値の品質あるいは精度に依存する。

以下に、項目ごとに我が国の検討状況等との比較表を示す。なお、我が国の検討状況は以下に基づき記載している。

原子力安全委員会「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」(平成 16 年 6 月)

①安全評価戦略

日本※	処分に対する安全評価の基本は、サイト固有の条件や安全を確保するために施される工学的対策等を踏まえ、人に健康影響を及ぼす可能性のある種々の現象を考慮した適切なシナリオを設定して評価を行い、その評価結果が、あらかじめ定められた放射線防護上の要件を満足していることを確認することである。
米国	10 CFR Part 63 では、ユッカマウンテン処分場の性能評価では、発生確率及び影響度によって評価対象とする事象、プロセス等を特定するとともに、評価においても評価シナリオでの事象、プロセス等の発生確率を念頭に、パラメータの不確実性を考慮した評価が求められており、完全な確率論的安全評価が実施されるものとしている。
フランス	個人被ばくの評価は、処分システム及び地下水循環と溶液及び気体状での放射性物質の移行モデルに基づいて行い、レファレンスシナリオと人間侵入を含む変動シナリオを考慮する。また、不確実性に対する考慮と感度解析を実施するよう求めている。
スウェーデン	安全評価は反復的なプロセスであり、サイト、設計、人工バリア、処分場の状態に影響を及ぼす様々なプロセスの知識を出発点とし、安全機能の特定や処分場条件の時間の経過に伴う変遷の解析を行い、処分場の進展に関するレファレンス状況を示す。その後、長期安全性への要素の変化の影響を明らかにするために、様々なシナリオを考慮する。最悪のシナリオの場合にも長期安全性要件が順守されることを確認する。得られた結果等を知識ベースに加え、次の反復作業が開始可能となる。
フィンランド	各安全機能の性能目標を、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しなければならない。そのためには、それぞれの評価対象期間に処分条件に影響を及ぼす可能性のある変化及び事象を考慮しなければならない。サイト基盤岩は、最長で数千年間にわたる評価期間にわたってその現時点での状態に留まるものと仮定することができるが、その際にも、予測可能なプロセス(土地の隆起、さらには掘削や処分された廃棄物に起因するものなど)に起因する変化を考慮する。
スイス	安全評価の主要な役割を、システムの安全性を判断できるような定量的及び定性的な情報を得ること、今後の処分場開発プログラムのための指針を示すこととしており、プログラムの到達段階によって異なるセーフティケースの焦点、十分な科学的理解、体系的かつ定義された手法、安全性に関する多様な議論、文書化の各原則に従うことで目的を達成可能としている。
英国	環境セーフティケースでは、放射性固体廃棄物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としている。

カナダ	<p>安全評価のアプローチは次の基本的手順で実施している。</p> <p>①評価の背景を定義づけ、高水準の仮定、制約（規制要件を反映する）、評価の目的、エンドポイント、不確実性の取扱い、時間枠の文書化、②廃棄物、処分場、閉鎖後安全性に関する地質学的背景及び地表環境に関する情報の提示、③内部で一貫した DGR システムの将来の広範囲の潜在的変化を体系的な特定、④シナリオについて概念及び数学的モデル及びデータを開発し、不確実性の主な領域を調査する一連の計算ケースを特定し、ソフトウェア・ツールで実行、⑤結果の分析、解釈、検討を行い、システムの性能、その全体的ロバスト性、主な不確実性の性質と役割を提示。該当するリファレンスレベルに対して特定した安全及び性能指標の結果を比較することに特に重点を置く。</p>
ドイツ	<p>発熱性放射性廃棄物処分の長期安全解析について、廃止措置後の最終処分場の長期的挙動の解析を意味し、最終処分場システムの閉じ込め能力及びその信頼性の解析が中心であるとしている。これには、概念モデルの開発、シナリオ開発、結果の解析、不確実性の解析、並びにこれらの結果と、予め設定された安全原則、防護基準及びその他の証拠の要件との比較が含まれるとしている</p>
ベルギー	<p>ブーム粘土層及びスーパーコンテナを用いた地層処分システムが考えられている。ブーム粘土層は、透水性が低いいため、埋設物に起因する擾乱の影響を軽減することができ、放射性核種の環境への移行を遅延させる能力に優れている。また、スーパーコンテナは、人工バリアに係る熱勾配が高い期間（数百年から数千年間）において、放射性核種の閉じ込めを保証するとともに、作業員に対して恒久的な放射線の遮へいを提供することを意図したものである。</p>

②長期の評価期間を考慮した評価シナリオ区分

日本	<p>「処分した高レベル放射性廃棄物が人間の生活環境へ地下水を介して影響を及ぼすことを想定した「地下水移行シナリオ」と、処分した高レベル放射性廃棄物が天然現象や人間活動に起因して人間の生活環境に到達する可能性を想定した「接近シナリオ」に区分し、評価方法及びその結果の取り扱い等を検討することが必要である。」という考え方が示されている。</p>
米国	<p>ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価 (TSPA) において、評価対象とするシナリオの選定は、10 CFR Part 63 の規定に基づいて、発生確率によるスクリーニング基準、または性能評価結果の変化に与える影響によるスクリーニングにより行われる。</p>
フランス	<p>・安全指針では、レファレンス状態 (レファレンスシナリオ) と変動状態 (人間侵入シナリオを含む変動シナリオ) の 2 つを規定し、人間侵入シナリオについては具体的に示している。</p> <p>・Dossier2005 では、上記の安全指針で規定されたシナリオ分類に従うものの、実際の解析ケースはレファレンスシナリオ、レファレンスシナリオ (感度解析)、変動シナリオ (感度解析を含む) に分類している。これらの具体的な解析ケースの設定は上記①のとおりであるが、安全指針で変動シナリオに分類された自然現象に関する幾つかのシナリオについてはレファレンスシナリオ (感度解析) で扱われている。</p>
スウェーデン	<p><規制機関の考え方> スウェーデンにおける安全基準の遵守の説明に必須とされているシナリオは、「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析」に必要なシナリオ、人間活動により「擾乱を受けた処分場に対する線量評価」に必要なシナリオ、特別なシナリオである。また、安全評価のシナリオについては、SSMFS 2008:21 の一般勧告で、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 つに分類され、その考え方が示されている。</p> <p><処分実施機関の考え方> SKB 社は、安全基準の遵守状況の説明について、SR-Can では、「擾乱を受けていない処分場に対するリスク解析 (評価期間 100 万年)」及び「人間活動により擾乱を受けた処分場に対する線量評価 (評価期間 100 万年)」の安全評価の結果を示している。</p>
フィンランド	<p><規制機関の考え方> シナリオ解析において「確率が高いとみなされる進展過程 (又は想定された変遷)」及び「長期安全性を低下させる発生確率の低い事象」を考慮することが規定 (政令、指針 YVL8.4)。「基本シナリオ」、性能劣化の影響を考慮した「バリエーション・シナリオ」、発生確率の低い事象を考慮した「擾乱シナリオ」について構成することを規定 (指針 YVL8.4)。</p> <p>長期安全性を損なう発生確率の低い事象については、実行可能な場合において、被ばく線量率または核種放出率の期待値 [(事象の発生確率) × (被ばく線量率または核種放出率)] を求め、その期待値が定められた拘束地以下であることを規定。0.5 Sv 以上の被ばくを受ける場合については、その事象の年間の発生確率が 10⁻⁶/年以下であることを規定 (指針 YVL8.4)。</p> <p><処分実施機関の考え方> シナリオ構築として、基本シナリオと評価シナリオに区分。基本シナリオでは、少なくとも 100 万年間にわたって放射性核種の完全な閉じ込めがもたらされ、放射性核種がキャニスタから放出されないと定義。評価シナリオはキャニスタから核種放出が起こる場合を想定し、欠陥のあるキャニスタの発生を仮定した「欠陥キャニスタシナリオ」、時間経過に伴い発生する地質現象やプロセスによりシステムのその他の特性を扱った「追加シナリオ」、「人間侵入シナリオ」の 3 区分に分類。</p> <p>「確率が高いとみなされる進展過程 (又は想定された変遷)」の発生確率は「1」と仮定、「破壊的事象に対応するシナリオ」においては、発生確率の定量化が困難であるため、定性的な推論によって設定。</p>

スイス	<p>安全指針では具体的なシナリオは特定されていないが、閉鎖された地層処分場の現実に起こり得る将来の変化を、発生確率の高いものと発生確率の低いものに分類し、それぞれについて防護基準を設定。ただし、シナリオの発生頻度の分類の具体的な考え方は安全指針では示されていない。</p> <p>「処分の実現可能性実証プロジェクト」では、我が国のように生活環境への放射性物質の移行様式によりシナリオを分類するという考え方は採用されていない。</p>
英国	<p>規制機関では、複数のシナリオに対して、複数のリスク評価が必要であるとしており、ガイダンスの中には、「人間侵入」シナリオ及び「what-if」シナリオについて、検討しなければならないとしている。</p> <p>事業者側は性能評価において、関連するすべての FEP を特定し、検討するために体系的なアプローチを開発した。一部の FEP は、処分場システムの閉鎖後性能が評価される期間を通じて確実に存在し、発生するものであり、それらを「システム FEP」とした。このシステム FEP の中でも、何らかの重要な擾乱が存在しない場合に、処分場及びその環境の自然な経時変化を定義したものを「基本シナリオ」としている。基本シナリオとして、地下水移行とガス移行を挙げている。その他の FEP は、評価に関連する期間にわたり存在するか、発生する可能性が認められるものの、その一方で存在せず、発生しない可能性も認められるものを「確率的 FEP」としている。その中には、処分場への偶発的な人間侵入や臨界が含まれる。</p>
カナダ	<p>安全規制関連文書：</p> <p>「7.5 評価シナリオ」において、評価シナリオとして「通常変遷シナリオ」と「人間侵入を含む破壊的事象シナリオ」を要求している。「7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ」では、破壊的事象シナリオとは、起こり得るバリアの貫通ならびに閉じ込めの異常喪失に至る不測の事象の発生を仮定するもので、人間侵入の評価では、廃棄物の他の区域への広がり起因する人間と環境の被ばくを評価する必要があるとしている。また廃棄物施設への人間侵入に関するシナリオは、評価の不確実性の程度、線量限度の保守性、ならびに侵入の起こりやすさに照らして解釈されるべきであり、侵入の起こりやすさ及びリスクのどちらも報告されるべきであるとしている。</p> <p>事業実施主体が発行した文書：</p> <p>高レベル放射性廃棄物：</p> <p>サイト選定計画書の作成中であり、安全評価の考え方は示されていない。</p> <p>中低レベル放射性廃棄物（地層処分）</p> <p>設定しているシナリオは1件の「通常の経時的変化シナリオ」と4件の「破壊的シナリオ」（人間侵入、重度の立坑シール破損、開かれた状態のボーリング孔、極限地震）で、各々のシナリオに対して地下水の移行・拡散、気体の浸透・放出等を想定して評価を行っている。また破壊的シナリオの発生頻度は 10⁻⁵ 未満の a-1（1年あたり 10⁻⁵ 未満）としている。</p>
ドイツ	<p>100 万年の評価目安期間を対象として、包括的で立地点固有の安全解析及び安全評価を実施するとともに、その際に安全性関連シナリオの包括的識別及び解析、及びそれらシナリオについて確率の階級分類（発生確率の高い進展、発生確率の低い進展）を行うことが規定されている。また、これらの安全解析は地下水シナリオを前提にしたものであり、その際に可能な限り現実に即したモデル化（例えば、入力パラメータとして中央値）に基づく決定論的な計算を実施することが求められている。さらに、現在の通常の人間活動を基礎として、処分場内への偶発的な人間侵入を解析することが規定されている。</p>
ベルギー	<p>シナリオは、OECD/NEA が作成した国際的包括的 FEP カタログを基に、ベルギーでの地層処分に関連性のない FEPs を全て削除し、また粘土層への処分に関連する代表的な FEPs を追加して作成されている。このうち、ほぼ確実に起きる FEPs は基本シナリオ（地下水移行）で取り扱い、基本シナリオで考慮できない FEPs（資源開発、探査ボーリングなどの人の接近、断層活動、氷河作用など）は代替シナリオ（変動シナリオ）で取り扱うこととしている。</p>

③評価モデル及び評価パラメータ

日本	<p>「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全評価においては、処分地が持つ条件を適切に考慮した設計、シナリオに基づいて、人工バリア、地質環境等に対する評価モデル及びパラメータを設定し、評価を行うことが重要である。また、地質環境に関する評価モデル及びパラメータについては、比較的緩慢な天然現象により、地質環境が長期間に徐々に変化することが考えられるため、評価モデルの不確かさやパラメータの変動幅等を考慮した評価を行うことも検討する必要がある。」という考え方が示されている。</p>
米国	<p>ユッカマウンテンの性能評価で使用する評価モデル及び評価パラメータは、10 CFR Part 63の規定に従って、サイト特性調査で得られた情報・データ、人工バリアシステムの設計の情報に基づいて設定されている。</p>
フランス	<p>・安全指針では、個人被ばくの評価は処分システム（とりわけ、パッケージ及び人工構築物の変遷のモデリング）、及び地下水循環と溶液及び気体状での放射性物質の移行のモデリングに基づいて行うとしており、不確か性に関しては事業者の不確か性に対する考慮と感度解析の実施を要求している。</p> <p>・ANDRAのDossier2005では、上記安全指針の考え方に沿った評価を行い、具体的には、シナリオ（解析ケース）の設定において定性的・定量的評価を事前に行い、不確か性を含むパラメータの抽出と発生頻度を踏まえて検討を経て、最終的な感度解析ケースの設定を行っている。</p>
スウェーデン	<p><規制機関の考え方></p> <p>「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、不確か性について綿密に議論し考察すべき」としており、不確か性を取り扱う方法について、「決定論的な方法と確率論的な方法も使用されるべき」としている。</p> <p><処分実施機関の考え方></p> <p>SKB社は、安全評価の計算で得られる結果の質は、入力データの質及び入力データの不確か性を取り扱った際の精密さに依存するという考えから、不確か性を伴う入力データの特性調査、並びにデータの不確か性を取り扱う方法論的アプローチが必要であるとしている。</p>
フィンランド	<p><規制機関の考え方></p> <p>安全評価に使用する入力データは、高い水準の研究結果ならびに専門家の意見に基づくことを規定（政令、指針YVL8.4）。</p> <p>入力データはバリア性能の過小評価、過大評価をしないこと、また、対象とするシナリオ、評価期間及び処分システムに対して適切であることを規定（指針YVL8.4）。</p> <p><処分実施機関の考え方></p> <p>ポシヴァ社は安全評価において決定論的解析を採用しており、入力する収着分配係数や拡散係数等の評価パラメータは特定化したデータを使用。用いているデータはSR-Canデータ報告書などの文献値。文献データに分布がある場合は保守的な値を採用する場合も有。確率分布からパラメータをサンプリングする場合も有。</p>
スイス	<p>ENSI-G03は、安全評価にデータ、プロセス及びモデルに存在する不確か性の解析、並びにそれによってもたらされる放射性核種及び線量の変動幅の計算を含むことを要求。また、パラメータ値の差異がどの程度まで計算結果に影響を及ぼすのかを示すための感度解析の実施も要求している。</p> <p>Nagraは「処分の実現可能性実証プロジェクト」において、キャニスタの破損開始時点や被覆管の溶解速度についてリファレンスケースとは異なるパラメータを設定。</p>

英国	<p>規制機関では、リスク評価を行う場合、データやパラメータなどの値は、現実的な見積値もしくは最良の見積値の使用を推奨している。また、不確実性の定量化は困難であるとしているが、データ等の不確実性に関しては、モニタリング等で得られた実データを考慮することによる低減を考えている。</p> <p>事業者側では、評価計算を処分場閉鎖後から100万年までの期間を対象に実施している。パラメータに関しては、確率密度関数を用いることで、データ不足や不確実性または測定値の偏りが考慮されている。</p>
カナダ	<p>安全規制関連文書：</p> <p>「7.0 長期評価の実施」において、廃棄物管理システムの長期性能を評価するために申請者に構造化アプローチを使用することを期待している。また長期評価の方法は次の要素を含むべきとしている。</p> <p>「適切な方法の選択」「評価の考え方」「システム記述」「時間枠」 「評価シナリオ」「評価モデルの開発」</p> <p>事業実施主体が発行した文書：</p> <p>高レベル放射性廃棄物： サイト選定計画書の作成中であり、安全評価の考え方は示されていない。</p> <p>中低レベル放射性廃棄物（地層処分）： 1件の「通常の経時的変化シナリオ」と4件の「破壊的シナリオ」、及び評価時間枠を設定し、既存の廃棄物特性調査、処分施設概念設計、浅地中及び地表サイト情報からのデータ及び一般文献に基づくキーパラメータ等を用いて、概念的及び数学的でデータに関する記述がなされた評価モデルを設定し、評価を行っている。</p>
ドイツ	<p>最終処分場の長期挙動（隔離機能を持つ岩盤領域の健全性、放射線学的影響、天然放射性核種の可動化、容器及び充填物の特性、閉鎖構造物の特性）についての数値解析のために、可能な限り現実に即したモデル化（例えば、入力パラメータとして中央値）に基づく決定論的な計算が実施されるべきとしている。</p> <p>また、レファレンスモデルについては、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間にわたって利用すべきとしている。</p>
ベルギー	<p>ベルギーでは研究開発段階であるため、特定の母岩及びサイトをレファレンスとして、廃棄物の特性については現時点での研究開発を基に仮定し、移行パラメータについてはレファレンス・サイトでの調査結果を基に設定して、基本シナリオ（地下水移行）について決定論的評価を行っている。また、不確実性解析及び感度解析を行い、パラメータの変動についても検討を行っている。</p> <p>なお、移行パラメータについては、今後、粘土中での現象理解が向上することによって改善されるとしている。</p>

④不確実性の取扱い

日本	<p>「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全評価においては、処分地が持つ条件を適切に考慮した設計、シナリオに基づいて、人工バリア、地質環境等に対する評価モデル及びパラメータを設定し、評価を行うことが重要である。また、地質環境に関する評価モデル及びパラメータについては、比較的緩慢な天然現象により、地質環境が長期間に徐々に変化することが考えられるため、評価モデルの不確実さやパラメータの変動幅等を考慮した評価を行うことも検討する必要がある。」という考え方が示されている。</p>
米国	<p>ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価（TSPA）においては、評価モデルとそこで使用されるパラメータについて、不確実性を考慮した確率論的評価が実施されている。</p>
フランス	<p>・安全指針では、評価における不確実性に関しては、不確実性の発生源を特定するとともに、感度解析を含めた事業者が行うべき不確実性への対処に関する考え方を示している（不確実性に対する考慮と感度解析の実施を要求）。また、変動シナリオに関してリスク概念を導入しても良いことを示している（但し、リスク概念の導入を奨励している状況ではない）。</p> <p>・Dossier2005 では上記①②のように、不確実性へ対処した感度解析ケースの設定を行っている。また、確率論的なアプローチの取り組みについても検討し、幾つかの不確実性を含むパラメータに関して確率分布算出を試みている</p>
スウェーデン	<p>SKB 社は、安全評価は、莫大な量の定性的、定量的な性質の情報を扱うものであり、それらにはその情報の不確実性も含まれていることを踏まえ、不確実性のあらゆる管理においては、安全評価の目的に照らして不確実性の問題の重要性を考えることが大切であるとしている。</p>
フィンランド	<p><規制機関の考え方></p> <p>バリア性能に影響を与える物理的現象及びプロセスを記述する概念モデルを作成することを規定。概念モデルから単純化した計算モデルの作成においては過渡に過大評価・過小評価しないことを規定（指針 YVL8.4）。モデリングに際しては、利用可能な最善の実験的知識と専門家の判断に基づかなければならないことを規定（政令、指針 YVL8.4）。安全評価において定量的な解析が可能でない部分または不確実性が含まれる部分については補完的調査に基づかなければならないことを規定（政令、指針 YVL8.4）。指針 YVL8.4 では、補完的調査に加えて、さらに不確実性解析及び感度解析を安全解析に含めることを規定（指針 YVL8.4）。</p> <p><処分実施機関の考え方></p> <p>不確実性への対応は、放射性物質の放出率及び被ばく線量率の解析結果が高い確率で過大評価となるように、保守性を意図して第 1 に広範なモデル仮定を、第 2 に様々なパラメータを採用。</p>
スイス	<p>安全指針は、安全評価にデータ、プロセス及びモデルに存在する不確実性の解析及び感度解析の実施を要求。また、防護基準のうち、発生確率が低いと分類されたものの将来の諸変遷については、この変遷により合計して年間で 100 万分の 1 を超える追加的な放射線学的健康リスクをもたらすことがあってはならないと規定。</p> <p>「処分の実現可能性実証プロジェクト」で Nagra は、” What if?” ケースの一部について確率論的評価を行い、規制要件の遵守を確認（同プロジェクトの安全評価の基本は決定論的評価）。</p>

英国	<p>規制機関では、環境セーフティケースの中に、「モデル化調査と信頼観構築」という項目を検討事項に入れており、処分システム全体とその構成要素の特徴及び挙動の理解を促進することを狙いとしている。不確実性の取り扱いに関しては、「ある程度の信頼性を持って定量化できる不確実性」と「定量化を行えない不確実性」の2つに分けて考えている。</p> <p>事業者側は、不確実性の取り扱いに関して、構造化されたアプローチを開発している。データの不確実性に関しては、「確率密度関数」を通じて、定量化を図っている。</p>
カナダ	<p>安全規制関連文書： 「8.2 不確実性の解析」において、不確実性の発生源を特定するために不確実性解析を行うべきとしている。</p> <p>事業実施主体が発行した文書： 高レベル放射性廃棄物： サイト選定計画書の作成中であり、安全評価の考え方は示されていない。</p> <p>中低レベル放射性廃棄物（地層処分） 評価の不確実性として「シナリオ不確実性」「モデル不確実性」「データ不確実性」について言及している。（なお「本報告書は初版であり、今後のサイト調査によりさらに多くのサイト特性評価情報を用いたモデル化を進めるべき。」としている。）</p>
ドイツ	<p>処分場システムのロバスト性の解析を含む、施設固有の安全解析を実施することが規定されている。その際には、安全性に関連するシステム、サブシステムまたは個別要素への影響、その故障または予期されるケース（レファレンスケース）からの逸脱について確率を計算または評価すべきとしている。</p> <p>また、モデルの不確実性も考慮に入れて不確実性解析及び感度解析を実施することが規定されている。さらに、レファレンスモデルについては、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間に利用することが求められている。</p>
ベルギー	<p>①に示したように、現在の知見から廃棄体の特性を仮定し、レファレンス・サイトでの調査結果を基に移行パラメータを設定して、基本シナリオ（地下水移行）について決定論的評価を行っている。これに加えて、不確実性解析及び感度解析を行い、パラメータの変動についても検討を行っている。</p>

⑤確率論的評価手法及び重大事故事象の評価並びに品質管理手法等

日本	<p>「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全評価においては、処分地が持つ条件を適切に考慮した設計、シナリオに基づいて、人工バリア、地質環境等に対する評価モデル及びパラメータを設定し、評価を行うことが重要である。また、地質環境に関する評価モデル及びパラメータについては、比較的緩慢な天然現象により、地質環境が長期間に徐々に変化することが考えられるため、評価モデルの不確実さやパラメータの変動幅等を考慮した評価を行うことも検討する必要がある。」という考え方が示されている。</p>
米国	<p>ユッカマウンテン処分場に係るトータルシステム性能評価 (TSPA) においては、評価モデル・パラメータの不確実性を考慮するとともに、評価対象とする事象・シナリオ等の発生確率を考慮した確率論的評価が実施されている。</p> <p>また、10 CFR Part 63 において、重大事故事象に関連する事項として「設計基準」が規定されておりシステム等の想定事象の影響解析が要求されている。</p>
フランス	<p>・安全指針では、評価における不確実性に関しては、不確実性の発生源を特定するとともに、感度解析を含めた事業者が行うべき不確実性への対処に関する考え方を示している (不確実性に対する考慮と感度解析の実施を要求)。また、変動シナリオに関してリスク概念を導入しても良いことを示している (但し、リスク概念の導入を奨励している状況ではない)。</p> <p>・Dossier2005 では上記①②のように、不確実性へ対処した感度解析ケースの設定を行っている。また、確率論的なアプローチの取り組みについても検討し、幾つかの不確実性を含むパラメータに関して確率分布算出を試みている</p>
スウェーデン	<p>SKB 社は、安全評価は、莫大な量の定性的、定量的な性質の情報を扱うものであり、それらにはその情報の不確実性も含まれていることを踏まえ、不確実性のあらゆる管理においては、安全評価の目的に照らして不確実性の問題の重要性を考慮することが大切であるとしている。</p>
フィンランド	<p><規制機関の考え方></p> <p>バリア性能に影響を与える物理的現象及びプロセスを記述する概念モデルを作成することを規定。概念モデルから単純化した計算モデルの作成においては過渡に過大評価・過小評価しないことを規定 (指針 YVL8.4)。モデリングに際しては、利用可能な最善の実験的知識と専門家の判断に基づかなければならないことを規定 (政令、指針 YVL8.4)。安全評価において定量的な解析が可能でない部分または不確実性が含まれる部分については補完的調査に基づかなければならないことを規定 (政令、指針 YVL8.4)。指針 YVL8.4 では、補完的調査に加えて、さらに不確実性解析及び感度解析を安全解析に含めることを規定 (指針 YVL8.4)。</p> <p><処分実施機関の考え方></p> <p>不確実性への対応は、放射性物質の放出率及び被ばく線量率の解析結果が高い確率で過大評価となるように、保守性を意図して第 1 に広範なモデル仮定を、第 2 に様々なパラメータを採用。</p>
スイス	<p>①の通り、安全指針は、安全評価にデータ、プロセス及びモデルに存在する不確実性の解析及び感度解析の実施を要求。また、防護基準のうち、発生確率が低いと分類されたものの将来の諸変遷については、この変遷により合計して年間で 100 万分の 1 を超える追加的な放射線学的健康リスクをもたらすことがあってはならないと規定。</p> <p>「処分の実現可能性実証プロジェクト」で Nagra は、「What if?」ケースの一部について確率論的評価を行い、規制要件の遵守を確認 (同プロジェクトの安全評価の基本は決定論的評価)。</p>

英国	<p>規制機関では、環境セーフティケースの中に、「モデル化調査と信頼観構築」という項目を検討事項に入れており、処分システム全体とその構成要素の特徴及び挙動の理解を促進することを狙いとしている。不確実性の取り扱いに関しては、「ある程度の信頼性を持って定量化できる不確実性」と「定量化を行えない不確実性」の2つに分けて考えている。</p> <p>事業者側は、不確実性の取り扱いに関して、構造化されたアプローチを開発している。データの不確実性に関しては、「確率密度関数」を通じて、定量化を図っている。</p>
カナダ	<p>安全規制関連文書： 「8.2 不確実性の解析」において、不確実性の発生源を特定するために不確実性解析を行うべきとしている。</p> <p>事業実施主体が発行した文書： 高レベル放射性廃棄物： サイト選定計画書の作成中であり、安全評価の考え方は示されていない。 中低レベル放射性廃棄物（地層処分） 評価の不確実性として「シナリオ不確実性」「モデル不確実性」「データ不確実性」について言及している。（なお「本報告書は初版であり、今後のサイト調査によりさらに多くのサイト特性評価情報を用いたモデル化を進めるべき。」としている。）</p>
ドイツ	<p>処分場システムのロバスト性の解析を含む、施設固有の安全解析を実施することが規定されている。その際には、安全性に関連するシステム、サブシステムまたは個別要素への影響、その故障または予期されるケース（レファレンスケース）からの逸脱について確率を計算または評価すべきとしている。</p> <p>また、モデルの不確実性も考慮に入れて不確実性解析及び感度解析を実施することが規定されている。さらに、レファレンスモデルについては、入力データ及び計算モデルの不確実性が高い期間に利用することが求められている。</p>
ベルギー	<p>現在の知見から廃棄体の特性を仮定し、レファレンス・サイトでの調査結果を基に移行パラメータを設定して、基本シナリオ（地下水移行）について決定論的評価を行っている。これに加えて、不確実性解析及び感度解析を行い、パラメータの変動についても検討を行っている。</p>

第4章 制度的管理に係る技術情報調査

放射性廃棄物の地層処分及び余裕深度処分に相当する埋設処分等の制度的管理に係る技術のうち、モニタリング技術、放射性廃棄物の回収技術、原位置調査技術等に係る技術開発動向及び安全規制への適用状況について諸外国の検討状況等を調査・整理する。

なお、各国においてモニタリング技術、回収技術、原位置調査技術のうち、技術開発動向等の情報が得られたものについて整理している。また、原位置調査技術に関しては、参考として地下研究施設での原位置試験等の実施状況を示した国もある。

4.1 米国における制度的管理に係る技術情報調査

4.1.1 モニタリング技術

(1) 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) でのモニタリング

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) でのモニタリングは、40 CFR Part 191.14(b)、40 CFR Part 194.42 の規定（「2.1.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）」参照）に基づいて、閉鎖前モニタリング、閉鎖後モニタリングが検討され、許認可申請書に当たる適合性認定申請書に記述されるとともに、実際の閉鎖前モニタリングが実施されている。

適合性認定申請書の附属書 MON (Appendix MON) では、閉鎖後モニタリング計画は施設の最終的な閉鎖までに開発するとして、附属書 MON の添付書類 (ATTACHMENT A TO APPENDIX MON 2004) に、現時点で適用が考えられる以下のようなモニタリング技術が示されている。

- ・沈降 (Subsidence)
- ・地震の反射・屈折 (Seismic reflection and refraction、図 4.1-1 参照)
- ・重力 (Gravitational)
- ・電磁 (Electromagnetic、図 4.1-2 参照)
- ・比抵抗 (Resistivity、図 4.1-3 参照)
- ・直接の処分場のモニタリング (Direct repository monitoring)

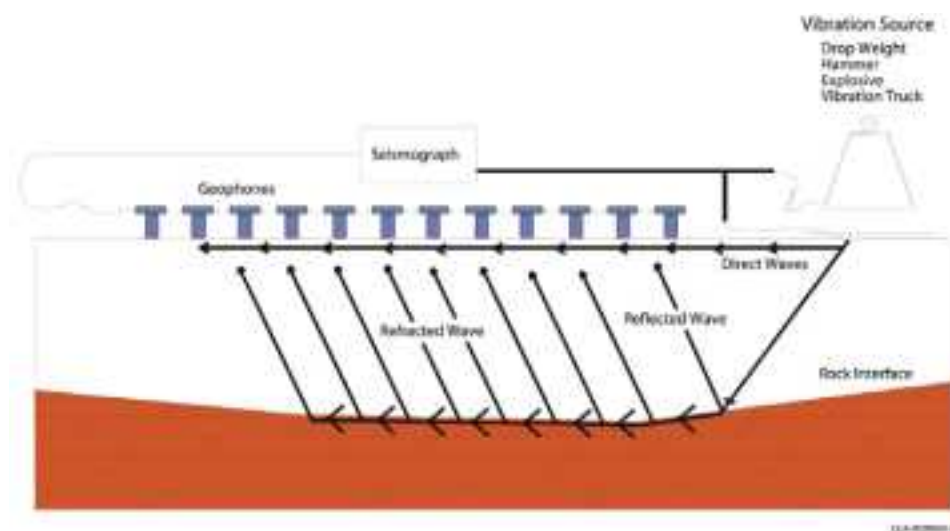


Figure MON-A.6. Seismic Reflection and Refraction Survey Concept

図 4.1-1 閉鎖後モニタリングに適用が考えられる技術：地震波の反射・屈折調査

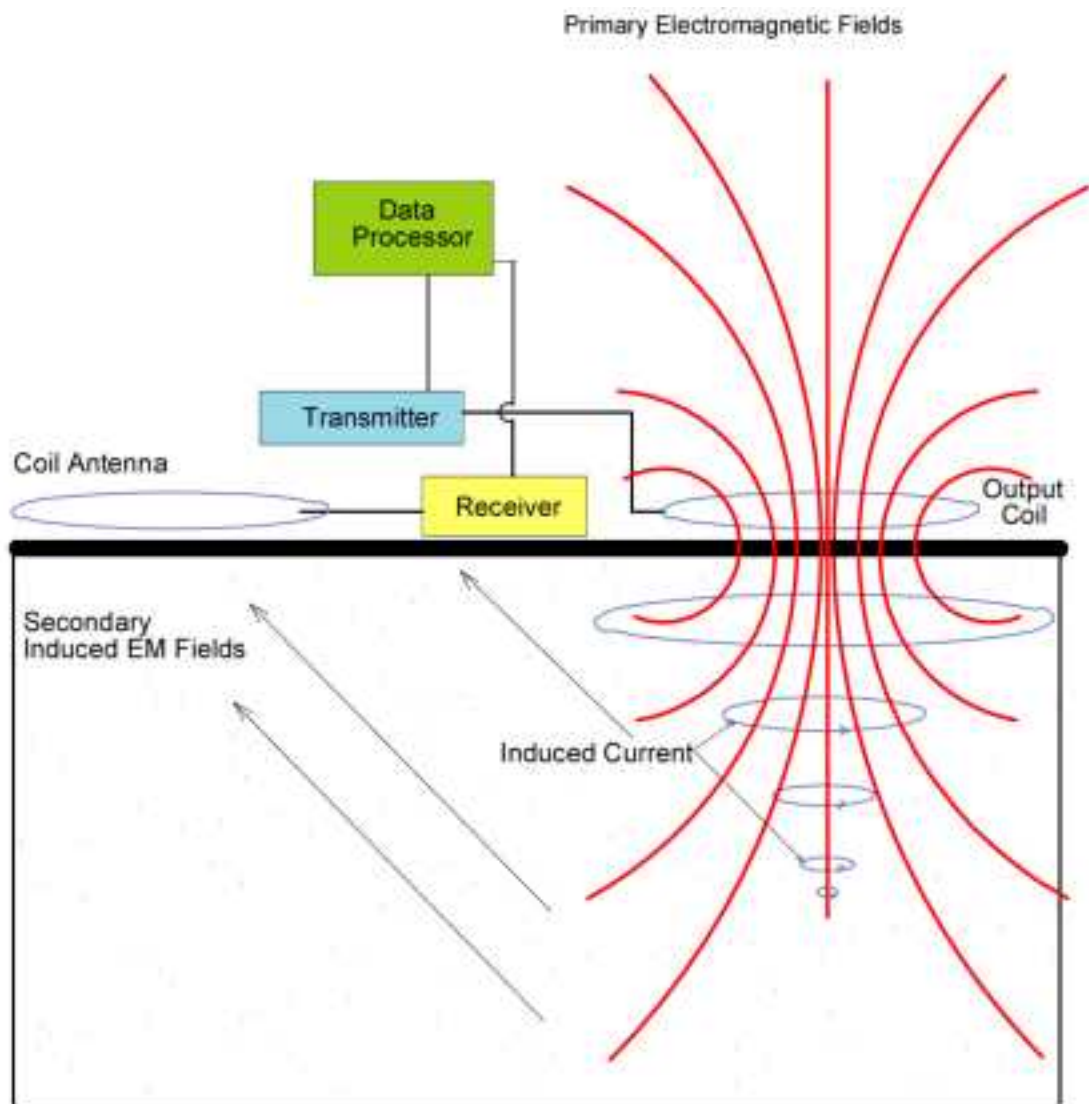


Figure MON-A.7. Electromagnetic Survey Technique

図 4.1-2 閉鎖後モニタリングに適用が考えられる技術：電磁探査

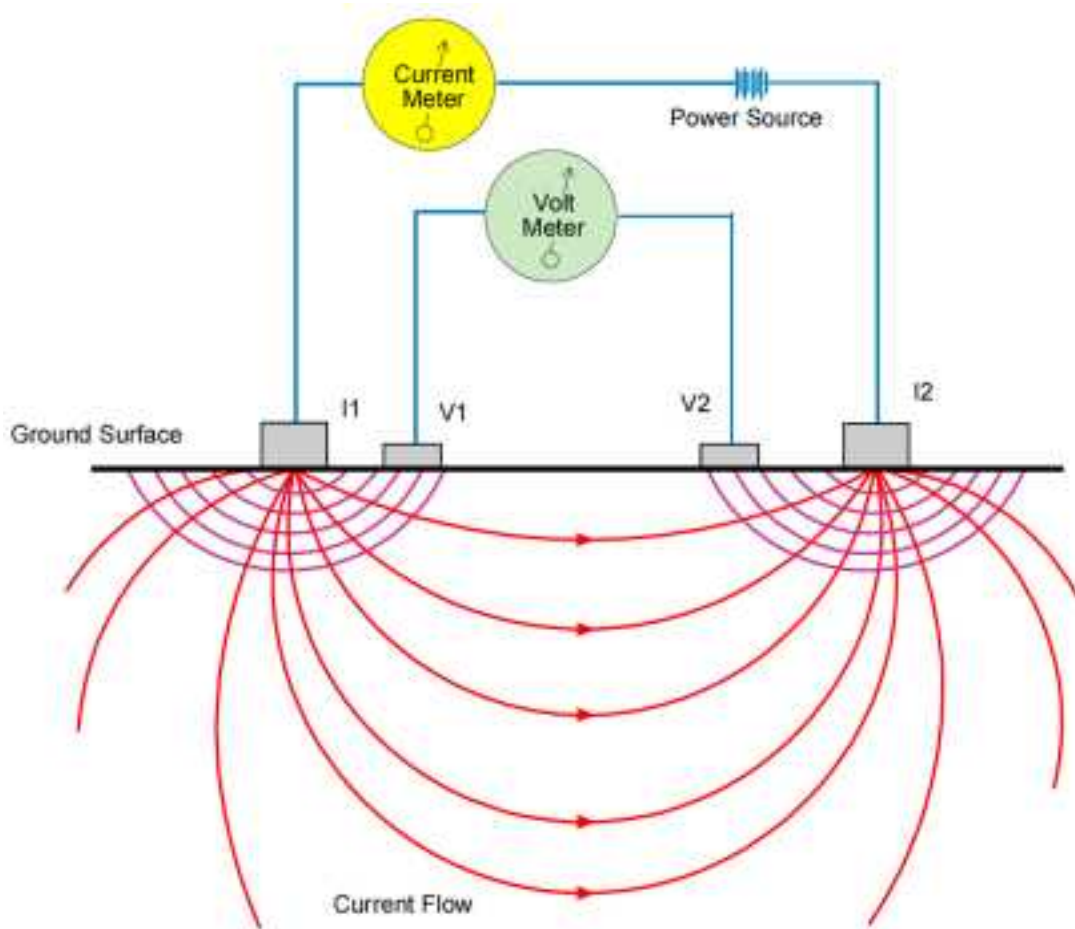


Figure MON-A.8. Resistivity Survey Content

GCA-MON005-0

図 4.1-3 閉鎖後モニタリングに適用が考えられる技術：比抵抗電気探査

(2) ユッカマウンテン処分場でのモニタリング

ユッカマウンテン処分場でのモニタリングは、10 CFR 63.51、10 CFR 63.131～134の規定（「2.1.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）」参照）に基づいて、閉鎖前のモニタリングは性能確認プログラムの一環として検討されて許認可申請書②に記述されており、閉鎖後のモニタリングは処分場の閉鎖時に提出する許認可申請書の修正で計画を記述することが求められている。

現状の許認可申請書においては、10 CFR 63.51に基づいて、処分場の永久的な閉鎖の前に許認可の修正のための申請を行うこと、その中には処分場の永久閉鎖後モニタリング（postpermanent closure monitoring）の計画を含めるとの記述がされている。

4.1.2 放射性廃棄物の回収技術

(1) 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) での回収技術

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) での放射性廃棄物の回収は、40 CFR Part 194.46 (廃棄物の取り出し) での以下の規定に基づいて、許認可申請書に当たる適合性認定申請書に検討結果が記述されている。

§ 194.46 廃棄物の取り出し

いずれの適合性認定申請にも、処分後の合理的な期間にわたり、処分システムからの廃棄物の取り出しが実行可能であると証明する文書を含めるものとする。この種の文書には、適合性申請の作成時の技術レベルによって、密封された処分システムの掘削が技術的に実行可能であることに関する分析が含まれる。

適合性認定申請書の附属書 WRAC (Appendix WRAC (閉鎖後の廃棄物の取り出し)) では、以下の目次構成で回収の技術的な検討結果が示されている。

- 1) WIPP ミッションの説明
- 2) 検討の範囲
- 3) 実現可能性分析に適用される規制
 - ・ 40.CFR Part 191 の要件
 - ・ 40 CFR Part 194 の認定基準
- 4) WIPP 処分場の説明
 - ・ 閉鎖時の処分場の構成
 - ・ 掘り起こし時の処分場の状態
 - ・ 掘り起こしの実現可能性について予測すべき条件のまとめ
- 5) 一連の廃棄物掘り起こし手順
 - ・ 計画立案及び許認可
 - ・ 初期の地上構成及び立坑掘下げ
 - ・ 地下空洞及び設備構成
 - ・ 廃棄物の位置及び掘り起こし作業
 - ・ 施設の閉鎖と D&D (除染・解体)
- 6) 掘り起こしの実施

- ・計画立案及び許認可 (P&P)
 - ・地上の構成及び立坑掘下げ
 - ・地下掘削及び施設構成
 - ・廃棄物の位置及び掘り起こし作業
 - ・閉鎖
- 7) 現在利用可能な掘り起こし技術
- ・廃棄物掘り起こしのための掘削技術 (連続掘削、掘削及び爆破、溶媒掘削、小型機械掘削技術、遠隔掘削)
 - ・遠隔掘り起こし
- 8) まとめ

放射性廃棄物の掘り起こしは、以下の 5 段階の手順で実施する。

段階 1：計画立案及び許認可

段階 2：初期の地上構成及び立坑掘下げ

段階 3：地下空洞及び地下の換気、放射線管理、パッケージ区域、除染区域、メンテナンス、遠隔制御センター、及び職員支援室などの設備構成

段階 4: 廃棄物の位置確認及び掘り起こし作業。掘削廃棄物掘り起こし、パッケージ化、パッケージ検査及び除染、地表面への輸送、敷地外輸送の準備、及び敷地外輸送を含む。

段階 5：施設の閉鎖及び D&D (除染・解体)

WIPP で処分される TRU 廃棄物は、表面線量率の高低から「直接ハンドリングが可能な TRU 廃棄物」(CH 廃棄物) 及び「遠隔ハンドリングが必要な TRU 廃棄物」(RH 廃棄物) に区分されているが、閉鎖後の 300 年程度の経過により、CH 廃棄物と RH 廃棄物との区別なく回収作業が可能との結果が示されている。

附属書 WRAC の「まとめ」には、以下のような結論が示されており、閉鎖後も廃棄物の回収は可能としている。

- ・WIPP は掘削された地層処分場であり、必要性が生じた場合には、現在の技術を利用して廃棄物の掘り起こしを行うことが可能であるため、付加的な設計要件なしに掘り起こし要件に適合している。
- ・必要な掘削装置の実例が現存しており、直ちに利用可能であり、すでに掘削に適用して有効に用いられている。したがって、必要な装置が規格品として現存するだけ

でなく、多様な掘削に適用され有効に用いられてきたので、この装置を利用した廃棄物掘り起こしは実現可能である。

- ・ 廃棄物の取り出しの概念は、すでに、廃棄物容器を岩塩及び金属製天盤支持材料の下から遠隔制御装置を利用して回収したことにより、部分的に実証されている。

(2) ユッカマウンテン処分場での回収技術

ユッカマウンテン処分場での放射性廃棄物の回収は、10 CFR Part 63.21（申請の内容）及び10 CFR Part 63.111（永久閉鎖に至るまでの地層処分場操業エリアに関する性能目標）での以下の規定に基づいて、許認可申請書に検討結果が記述されている。

§ 63.21 申請の内容

(c) 安全解析書には、次のものが含まれなければならない。

- (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。

§ 63.111 永久閉鎖に至るまでの地層処分場操業エリアに関する性能目標

(e) 廃棄物の回収可能性：

- (1) 地層処分場操業エリアの設計は、廃棄物の定置期間中及びその後の期間を通じて、性能確認プログラムや同計画で得られた情報に関する NRC の審査が完了するまでの期間にわたり、廃棄物の回収可能性が保たれるものでなければならない。この目標を達成するために、地層処分場操業エリアは、定置された廃棄物のすべてまたはいずれかの回収が、廃棄物定置作業が開始されてから 50 年間経過するまでのいずれかの時点で始まる合理的なスケジュールによって可能になるように設計されなければならないが、NRC が当該期間について別の承認または指定を行った場合には、この限りではない。この別途定められる期間は、それぞれのケースごとに、定置スケジュール及び予定されている性能確認プログラムとの一貫性を保った形で設定することができる。
- (2) この要件によって、設計において回収可能性が考慮されている期間の終了以前に、地層処分場操業エリアの一部またはすべての埋め戻し、あるいは永久閉鎖を許可する NRC の決定が妨げられることがあってはならない。

- (3) 本セクションのパラグラフ(e)の目的において、回収に関する合理的なスケジュールとは、地層処分場操業エリアの建設及び廃棄物の定置に関して設定されたスケジュールとほぼ同時期に回収を可能にするようなスケジュールである。

ユッカマウンテン処分場の許認可申請書の安全解析書「1.11 放射性廃棄物の回収及び代替貯蔵に関する計画」には、以下の目次構成で回収計画、代替貯蔵計画が示されている。

- 1) 回収計画
 - ・作業機器及びプロセス
 - ・回収のための設計及び操業条件の特定
 - ・閉鎖前性能目標の遵守
- 2) 代替貯蔵計画
 - ・代替貯蔵施設の位置
 - ・代替貯蔵施設の規模及び操業
 - ・公衆及び処分場作業者の安全
- 3) 回収作業スケジュール

代替貯蔵施設は、処分場の地上施設の近傍のエリアに建設するものとして、処分容量である 70,000MTHM（重金属メートルトン）の高レベル放射性廃棄物が貯蔵可能となっている（図 4.1-4 参照）。また、回収作業スケジュールでは、以下の作業を実施するものとして、全体で 38 年 6 ヶ月を要するとのスケジュールが示されている（図 4.1-5 参照）。

- 1) 回収の理由、回収のための施設・設備、許認可に係る評価：6 ヶ月
- 2) 設計・操業計画の立案：24 ヶ月
- 3) NRC の審査：約 36 ヶ月
- 4) 施設建設・設備調達及び回収の操業手順書の作成：12～36 ヶ月
- 5) 回収作業：30 年

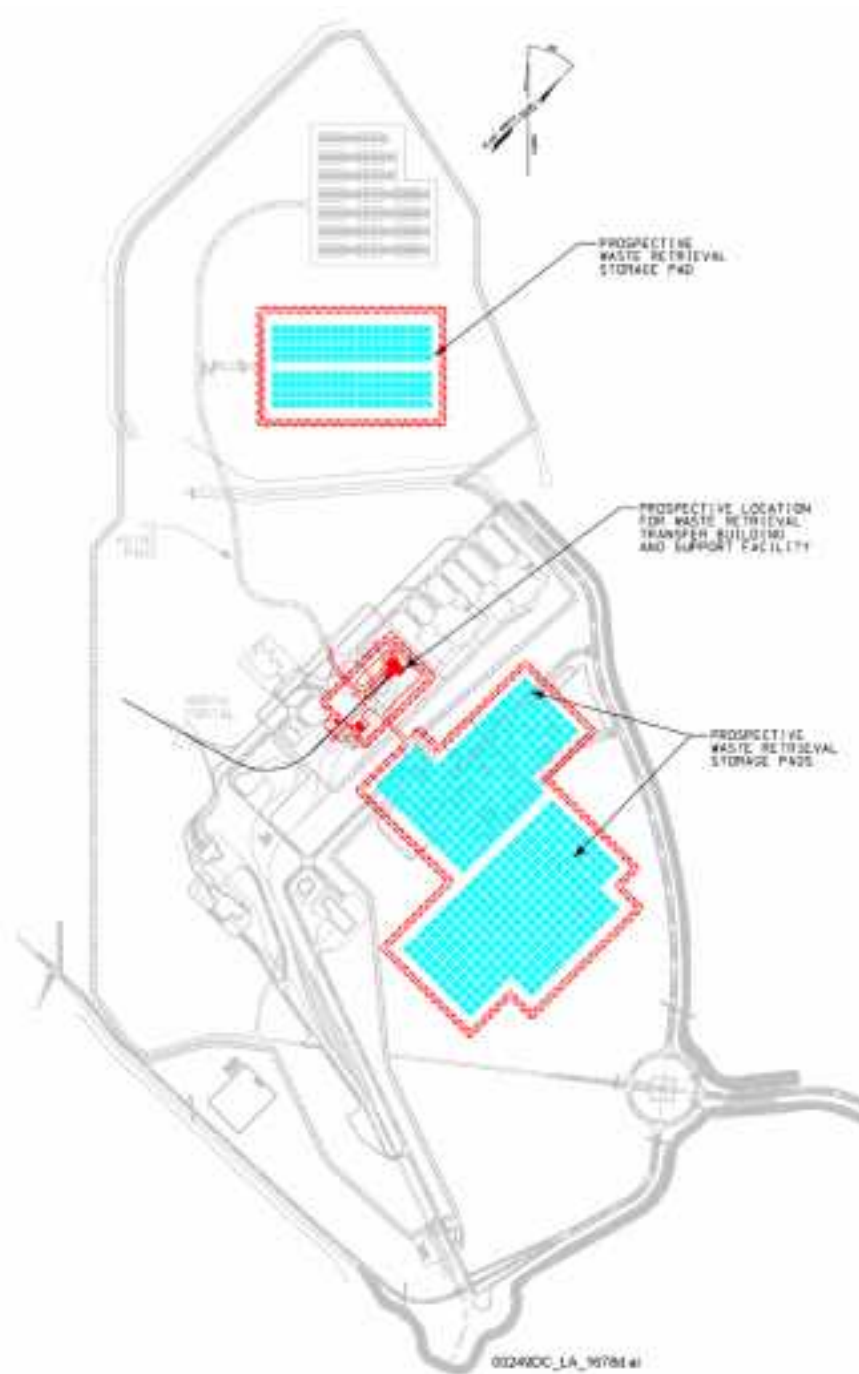


Figure 1.11-1. Alternate Storage Facility—Conceptual Layout

図 4.1-4 廃棄物の回収時での地上の貯蔵施設の概念的なレイアウト



Figure 1.11-2. Retrieval Planning Time Line

NOTE: MCSA = Material Control and Accounting

図 4.1-5 廃棄物の回収に係るスケジュール

4.1.3 原位置調査技術等

米国の地層処分で原位置調査、原位置試験を連邦規則（CFR）で規定している例としては、ユッカマウンテン処分場に適用される 10 CFR Part 63 があり、許認可申請前に実施される「サイト特性調査」、サイト特性調査段階から開始して建設・操業段階も継続される「性能確認プログラム」での実施が規定されている。

性能確認プログラムについては、ユッカマウンテン処分場の許認可申請書の安全解析書「4. 性能確認プログラム」において、以下の 3 分野に関する具体的な活動計画が示されており、サイト特性調査と性能確認プログラムとの関係は図 4.1-6 のとおりとなっている。

- ・地質工学的なパラメータと設計パラメータの確認（10 CFR 63.132）
- ・設計試験（10 CFR 63.133）
- ・廃棄物パッケージのモニタリング及び試験（10 CFR 63.134）

性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係は、表 4.1-1 に示すとおりに整理されており、このうち原位置調査、原位置試験に関連する項目は、以下のとおりである。

- ・不飽和帯試験（Unsaturated zone testing）
- ・飽和帯モニタリング（Saturated zone monitoring）
- ・飽和帯断層試験（Saturated zone fault testing）
- ・飽和帯沖積層試験（Saturated zone alluvium testing）

- ・坑道観察 (Drift inspection)
- ・熱的加速坑道でのニアフィールドモニタリング (Thermally accelerated drift near-field monitoring)
- ・熱的加速坑道での坑道内環境モニタリング (Thermally accelerated drift in-drift environment monitoring)
- ・地震モニタリング (Seismicity monitoring)
- ・建設影響モニタリング (Construction effects monitoring)
- ・熱的加速坑道での熱－力学モニタリング (Thermally accelerated drift thermal-mechanical monitoring)
- ・シール及び埋め戻し試験 (Seal and backfill testing)
- ・廃棄物パッケージモニタリング (Waste package monitoring)
- ・熱的加速坑道のサンプルによる腐食試験 (Corrosion testing of thermally accelerated drift samples)

サイト特性調査に関しては、ユッカマウンテン処分場の許認可申請書の一般情報「5. サイト特性調査」において、ユッカマウンテンの探査調査施設 (ESF) を中心とした以下のような原位置調査、試験の実施状況が示されている。

- ・探査調査施設 (ESF) での不飽和帯流れの試験方法：図 4.1-7
- ・不飽和帯の移行試験の状況：図 4.1-8
- ・長距離の亀裂システムでの水の流れを試験するための探査調査施設 (ESF) に設置された試験用アルコーブの状況：図 4.1-9 及び図 4.1-10
- ・熱による水理－化学－力学現象を把握するための単一ヒーター試験の状況：図 4.1-11
- ・坑道規模試験での熱による水理－化学－力学現象を把握するための単一ヒーター試験の状況：図 4.1-12 及び図 4.1-13

Performance Confirmation Testing/Monitoring Activities Activity Timelines

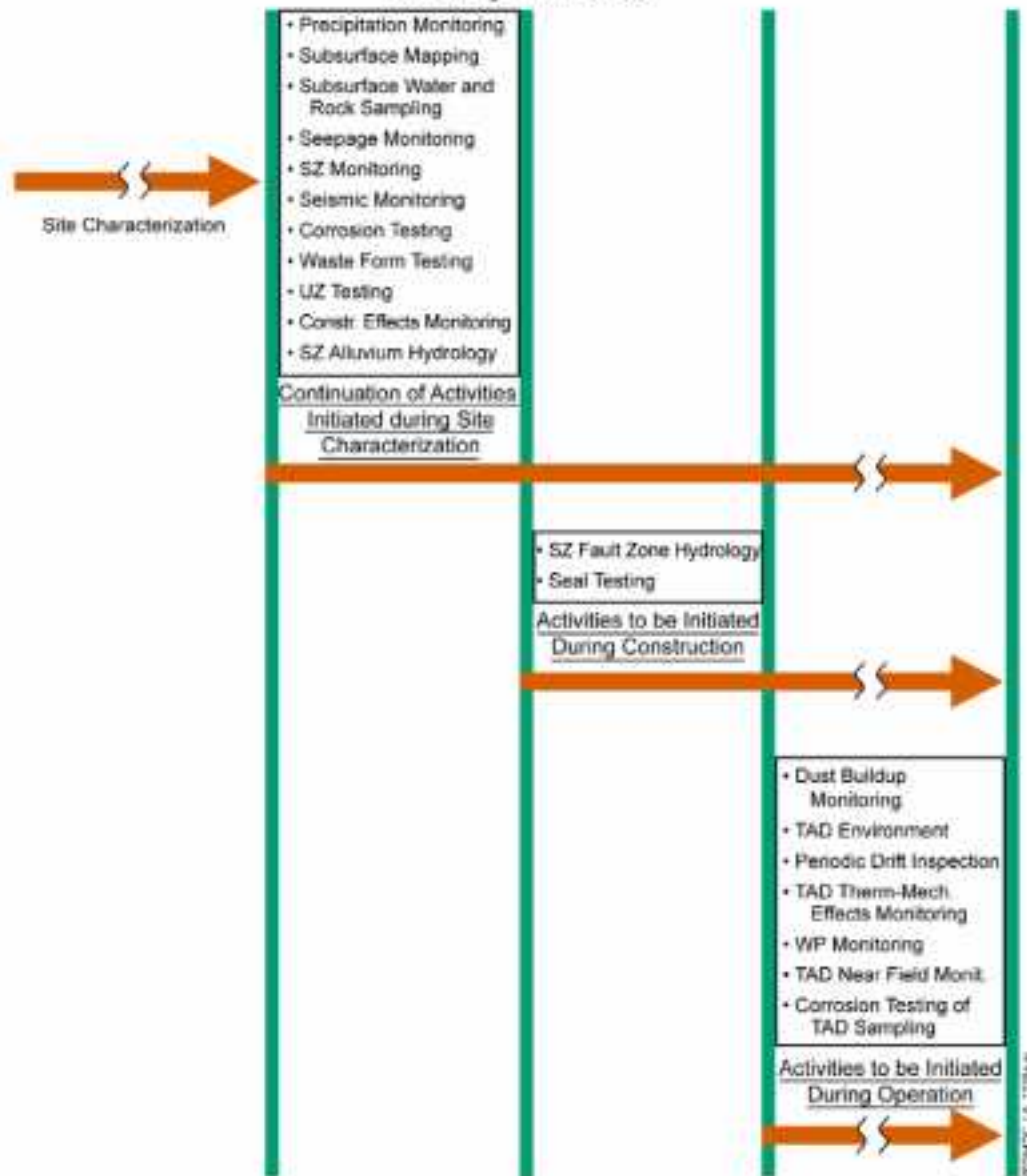


Figure 4-2. Schedule of Performance Confirmation

NOTE: SZ = saturated zone; TAD = transportation, aging, and disposal; UZ = unsaturated zone; WP = waste package.

Source: SNL 2008a

図 4.1-6 サイト特性調査と性能確認プログラムの関係

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係

Table 4-1. Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
General Requirements Testing and Monitoring (Natural and Engineered Barriers)	Precipitation monitoring ^a	Monitoring of precipitation and composition analysis	Precipitation (rate and/or quantity), precipitation chemical composition	To evaluate the precipitation input parameter that relates to seepage modeling	Upper Natural Barrier	4.2.1.1
	Seepage monitoring ^a	Seepage monitoring and laboratory analysis of water samples (from bulkheaded abuttes on the intake side of the repository and in thermally accelerated drift)	Seepage rate, locations, quantity and chemical composition, vent air barometric pressure, vent air temperature, vent air relative humidity	To evaluate results from the seepage model	Upper Natural Barrier	4.2.1.2
	Subsurface water and rock testing ^a	Laboratory analysis of chloride concentration and isotope chemistry based on samples taken at selected locations of the underground facility	Chloride concentration; isotopic composition for U, Sr, O, H, ³⁷ Cl/ ³⁵ Cl, ¹⁸ O, and ¹³ C/ ¹² C	To evaluate assumptions for fast paths used in unsaturated zone model	Upper Natural Barrier, Lower Natural Barrier	4.2.1.3
	Unsaturated zone testing ^a	Testing of transport properties and field sorptive properties of the crystal-poor member of the Topopah Spring Tuff, in an ambient seepage above or a drift	Sorption parameters, van Genuchten parameters describing fracture and matrix, colloid/colloid-facilitated transport parameters, fracture density	To evaluate sorption coefficients used in unsaturated zone model	Upper Natural Barrier, Lower Natural Barrier, EBS	4.2.1.4
	Saturated zone monitoring ^a	Monitoring of water level and hydrochemical sampling of the saturated zone upgradient, beneath, and downgradient of Yucca Mountain	Water level and hydrochemical indicators (Eh, pH, radionuclide concentrations, colloid characteristics)	To evaluate hydrologic and chemical parameters used with the saturated zone flow model	Lower Natural Barrier	4.2.1.5

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係 (つづき)

Table 4-1. Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event (Continued)

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
General Requirements Testing and Monitoring (Natural and Engineered Barriers) (Continued)	Saturated zone fault testing	Hydraulic and tracer testing of fault zone hydrologic characteristics, including anisotropy, in the saturated zone	Transmissivity, hydraulic conductivity, water flux and specific discharge, effective flow porosity, longitudinal dispersivity, sorption parameters, parameters describing diffusion between flowing and stagnant water, and colloid or colloid-facilitated transport parameters, Eh, pH, natural colloid concentrations, including anisotropy	To evaluate fault parameter assumptions in the saturated zone flow and transport models	Lower Natural Barrier	4.2.1.6
	Saturated zone alluvium testing ^a	Tracer testing at the Alluvium Testing Complex using multiple boreholes measuring parameters in the alluvium	Transmissivity, hydraulic conductivity, water flux and specific discharge, effective flow porosity, longitudinal dispersivity, sorption parameters, parameters describing diffusion between flowing and stagnant water, and colloid or colloid-facilitated transport parameters, Eh, pH, natural colloid concentrations	To evaluate inputs and assumptions for the saturated zone flow and transport model	Lower Natural Barrier	4.2.1.7
	Drift inspection	Regular inspection of nonreplacement drifts and periodic inspection of emplacement drifts, the thermally accelerated drift, and other underground openings using remote measurement techniques as appropriate	Temperature (as a surrogate indicator of evaporating seepage), seepage, rockfall size and frequency monitoring, ground support conditions, engineered barrier component positions, drift continuity	To evaluate drift stability assumptions and rockfall size or probability distributions, also supports confirmation of retrievability	EBS	4.2.1.8
	Thermally accelerated drift near-field monitoring	Monitoring of near-field coupled processes (thermal-hydrologic-mechanical-chemical) properties and parameters associated with the thermally accelerated drift	Rock-mass moisture content, temperature and thermal gradients, air permeability (fracture permeability), mechanical deformation, mechanical properties, water chemistry	To evaluate results from the thermal-hydrologic-chemical-mechanical models	Upper Natural Barrier, EBS	4.2.1.9

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係 (つづき)

Table 4-1. Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event (Continued)

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
General Requirements Testing and Monitoring (Natural and Engineered Barriers) (Continued)	Dust buildup monitoring	Monitoring and laboratory testing of quantity and composition of dust on engineered barrier surfaces	Quantity, physical properties, and chemical composition of dust deposited on waste package, drip shield, rail, and ground support surfaces	To evaluate assumptions of dust buildup and potential chemical effects	EBS	4.2.1.10
	Thermally accelerated drift environment monitoring	Monitoring and laboratory testing of gas composition, water quantities, composition, and ionic characteristics (including thin films); microbial types and amounts; and radiation and radiolysis within the thermally accelerated drift	Temperature, relative humidity, gas composition, radionuclides, pressure, radiolysis, thin films, evaluation, condensation water quantities, and composition or ionic characteristics, including microbial effects	To evaluate assumptions of in-drift physical and chemical environment models	Upper Natural Barrier, EBS	4.2.1.11
Geotechnical and Design Monitoring and Testing	Subsurface mapping*	Mapping of fractures, faults, stratigraphic contacts, and lithophysical characteristics	Fracture characteristics, fault zone characteristics (offset, location, age), stratigraphic contacts, and lithophysical characteristics	To evaluate results from the integrated site model	Upper Natural Barrier, Lower Natural Barrier	4.2.2.1
	Seismicity monitoring*	Monitoring regional seismic activity; observation of subsurface and surface (large magnitude) fault displacement after large local or regional seismic events	Event detection, event magnitude, event location, strong motion data collection and analysis, seismic attenuation investigations (within 30 km)	To evaluate annual probability distribution as a function of magnitude and proximity	Disruptive Event	4.2.2.2
	Construction effects monitoring*	Monitoring construction deformation and measurement of mechanical properties	Drift convergence, tunnel stability, engineered ground support systems, geotechnical parameters at selected locations	To evaluate tunnel stability assumptions under ambient conditions, address retrievability	EBS	4.2.4.3

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係 (つづき)

Table 4-1. Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event (Continued)

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
Geotechnical and Design Monitoring and Testing (Continued)	Thermally accelerated drift environment monitoring	Monitoring drift and moist shear and creep in the thermally accelerated drift	Drift convergence, drift shape, and degradation, ground support axial tension, soil expansion, event onset controls, pellet release location, waste package alignment, and testing	To evaluate drift degradation assumptions and analysis under normal conditions, address retrievability	EBS	4.2.4.4
Design Testing (Other Main Waste Package)	Soil and gravel testing	Laboratory testing of effectiveness of barrier soils. Tested by field testing of effectiveness of long and short walls, using 10 specimens. To evaluate the effectiveness of barrier placement	Soil type and mineral composition, configuration, and site material configuration performance long and short walls, configuration performance accuracy, and soil hydraulic and permeability and effective permeability	To evaluate design assumptions for effective tests	EBS, Upper Natural Barrier	4.2.3.1
Monitoring and Testing of Waste Package	Waste package monitoring	Remote monitoring for evidence of additional contents of the waste package	External visual inspection and secondary structural pressure of the waste package	To evaluate results from the parameter models	EBS	4.2.4.1
	Corrosion testing*	Corrosion testing in the vicinity of waste package, emplacement pipes, and the drift boundary in the range of representative regulatory thermal and chemical environments. Includes laboratory testing of general corrosion, stress transformations of Alloy 22, and localized corrosion	Measurements of Alloy 22, Stainless Steel Type 316, and Titanium Grade 7 (UNS-R56400) and Grade 2 (UNS-R50400) materials. Includes general corrosion testing, surface degradation, gas and liquid product characterization, stress corrosion cracking, microbial effects, localized corrosion, and mechanical properties	To evaluate results of corrosion models	EBS	4.2.4.2

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係 (つづき)

Table 4-1: Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event (Continued)

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
Geotechnical and Design Monitoring and Testing (Continued)	Thermally accelerated drift thermal mechanical monitoring	Monitoring drift and insert stress and integrity in the thermally accelerated drift	Drift convergence, drift stress, and degradation, ground support axial tension, set expansion, insert axial stresses, pellet axial stresses, waste package expansion, and testing	To evaluate drift degradation assumptions and evaluate under normal conditions, address unknowns	EBS	4.2.3.3
Design Testing (Other Main Waste Package)	Soil and gravel testing	Laboratory testing of effectiveness of leachate tests. Measured by field testing of effectiveness of leachate and drift tests, testing 10 specimens. To evaluate the effectiveness of leachate treatment	Soil pore and matrix configuration, porosity, and soil moisture, configuration, performance, long term, drainage, configuration, performance, leachate, and soil hydraulic and permeability and effective permeability	To evaluate design assumptions for effective tests	EBS, Upper Pellet Barrier	4.2.3.1
Monitoring and Testing of Waste Packages	Waste package monitoring	Remote monitoring for evidence of physical evidence of the waste package	External visual inspection and secondary structural presence of the waste package	To evaluate results from the corrosion models	EBS	4.2.3.1
	Corrosion testing*	Corrosion testing in the laboratory of waste package, emplacement pellet, and dry shell samples in the range of representative repository thermal and chemical environments. Includes laboratory testing of general corrosion, stress transformations of Alloy 22, and localized corrosion	Measurements of Alloy 22, Stainless Steel Type 316, and Titanium Grade 7 (Ti-6Al-4V-0.02%) and Grade 25 (Ti-6Al-2Sn-0.02%) mass loss rate, passive current density, surface dissolution, open circuit potential, critical potential, stress corrosion cracking, microbial effects, surficial passive film stability, and mechanical properties	To evaluate results of corrosion models	EBS	4.2.3.3

表 4.1-1 性能確認プログラムと性能評価パラメータ等との関係 (つづき)

Table 4-1: Performance Confirmation Activity Relationships to Performance Assessment Parameters, Purpose, Barrier, or Event (Continued)

Type of Monitoring and Testing	Candidate Activity	Activity Description	Candidate Parameters	Purpose	Barrier or Event	SAR Section
Monitoring and Testing of Waste Packages (Continued)	Corrosion testing of thermally accelerated drift samples	Corrosion testing in the laboratory of waste package, emplacement pellet, and dry shell samples exposed to conditions in the thermally accelerated drift; includes corrosion model applicability and laboratory testing of general corrosion, phase transformations of Alloy 22, and localized corrosion	Measurements of thermally accelerated drift exposed Alloy 22, Stainless Steel Type 316, and Titanium Grade 7 and Grade 25 mass loss rate, passive current density, surface dissolution, open circuit potential, critical potential, stress corrosion cracking, microbial effects, surficial passive film stability, and mechanical properties	To evaluate results of corrosion models	EBS	4.2.3.3
	Waste form testing*	Waste form testing (including waste package coupled effects) in the laboratory under anticipated in-package conditions	Radionuclide release rate, dissolution rate, environmental and hydrochemical indicators (Eh, pH, colloid characteristics), base waste form dissolution, fuel rod waste form dissolution, fuel rod waste package coupled chemical environment	To evaluate results of waste form degradation models and evaluate in-package expected conditions	EBS	4.2.4.4

NOTE: *Performance confirmation activities that are continued from site characterization or for which similar monitoring or testing has been undertaken during site characterization.

Ambient Testing in the ESF
Seepage ≠ Percolation ≠ Infiltration

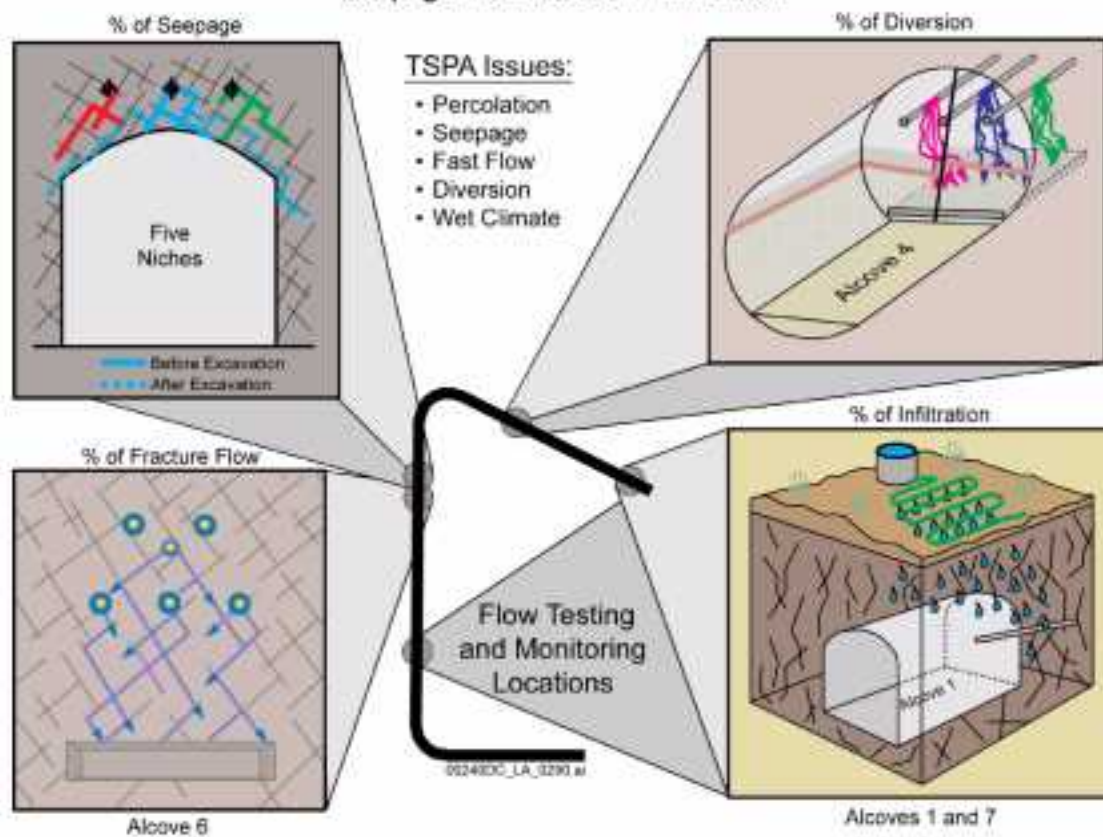


Figure 5-12. Schematic Illustration of Flow Tests in the Exploratory Studies Facility at Yucca Mountain

NOTE: The tests evaluate functional relationships between unsaturated zone processes to resolve TSPA issues. Different colors are used to schematically track the source of the water to its respective release point.

図 4.1-7 探査調査施設（ESF）での不飽和帯流れの試験方法

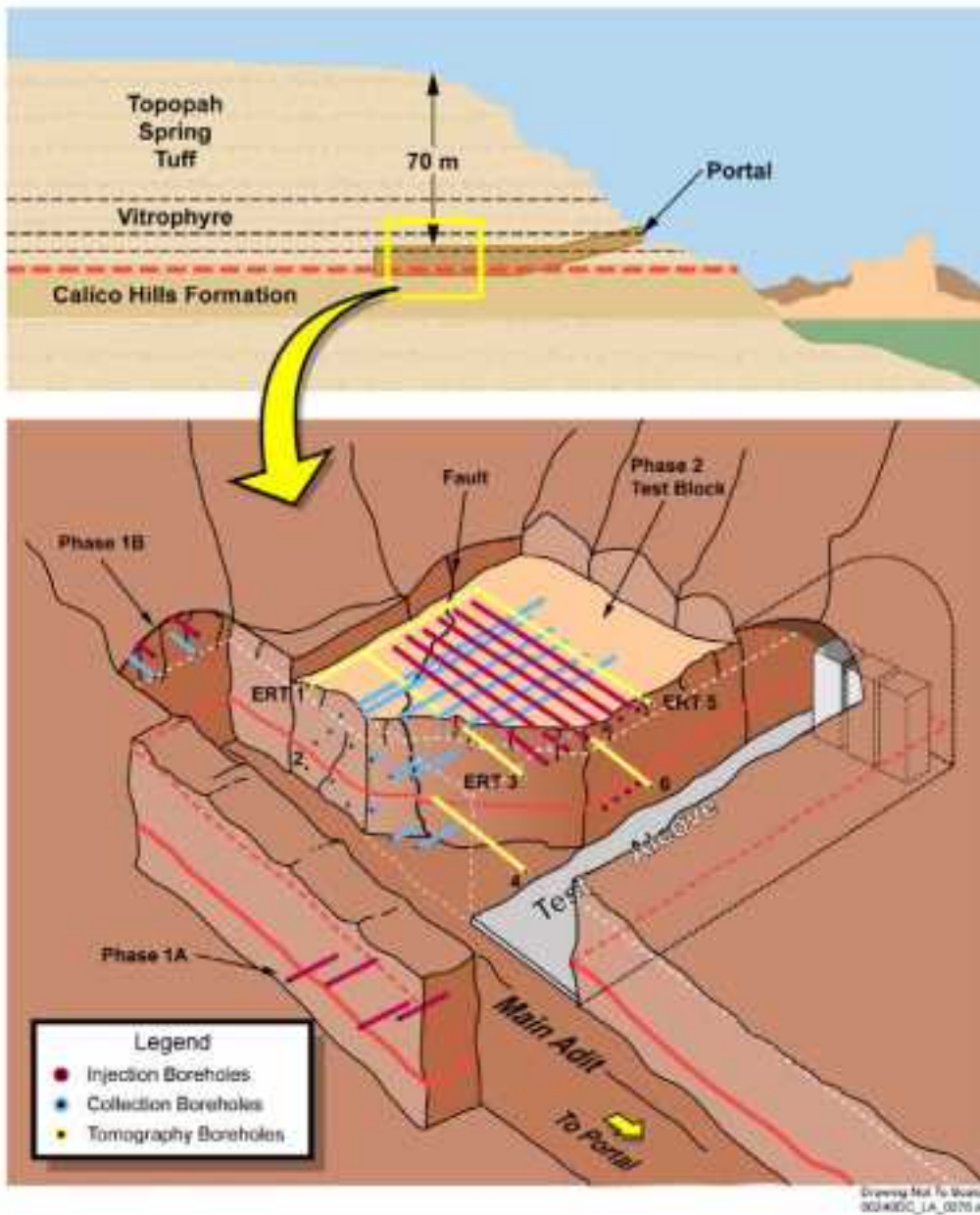


Figure 5-14. Schematic Layout of Busted Butte Unsaturated Zone Transport Test

NOTE: The shows the relative locations of the test's phases and borehole locations. Orange solid and dotted line indicates contact between Tptpv1 and Tac units.
ERT = electrical resistivity tomography

Source: BSC 2004a, Figure 5-168

図 4.1-8 不飽和帯の移行試験の状況

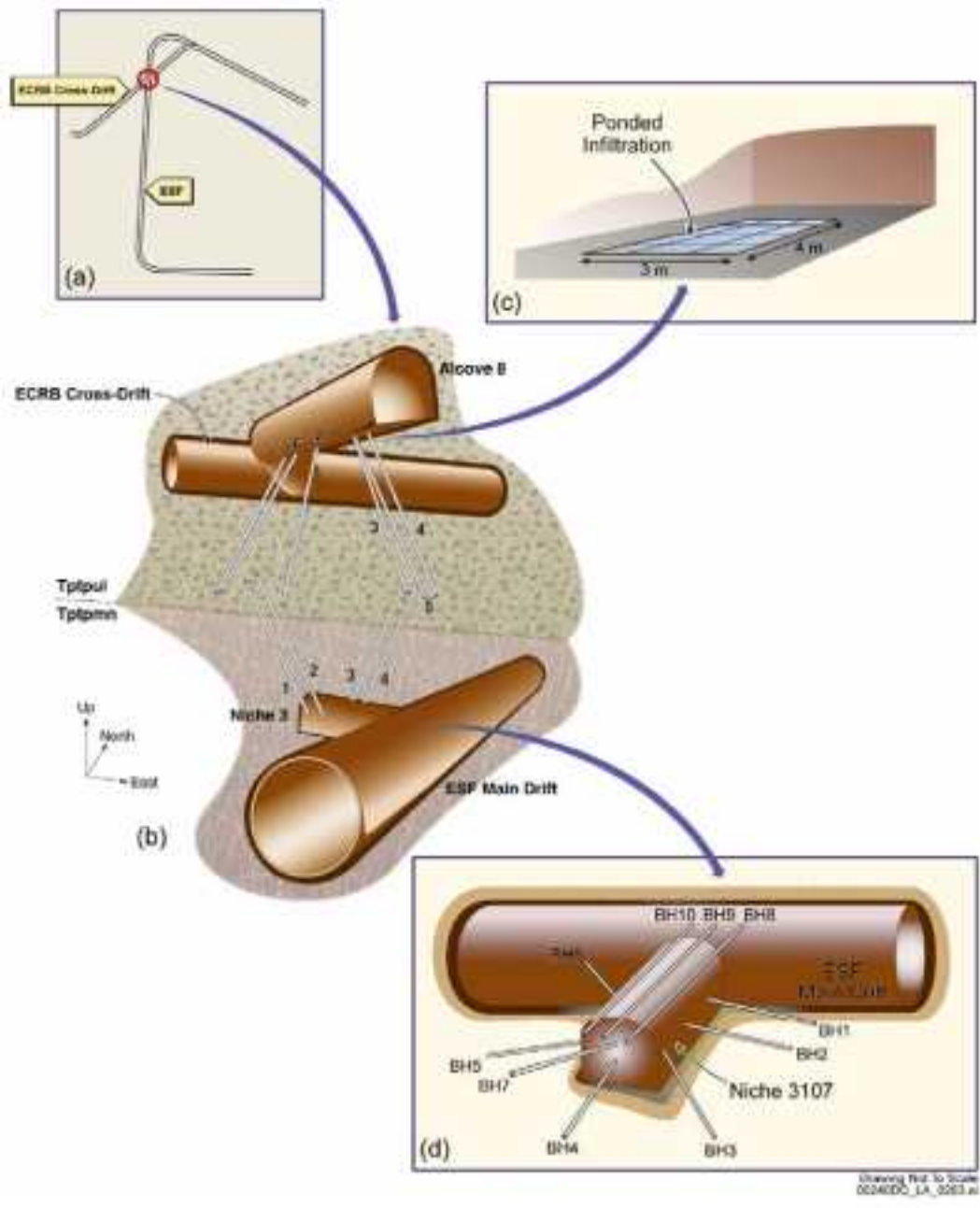


Figure 5-15. Test Bed for the Alcove 8-Niche 3 Tests

NOTE: The ECRB Cross-Drift crosses the ESF at a distance of about 20 m above the ESF (Insert (b)).

Source: BSC 2006a, Figure 6.1-1; BSC 2004e, Figure 6-149.

図 4.1-9 探査調査施設 (ESF) に設置された試験用アルコーブの状況

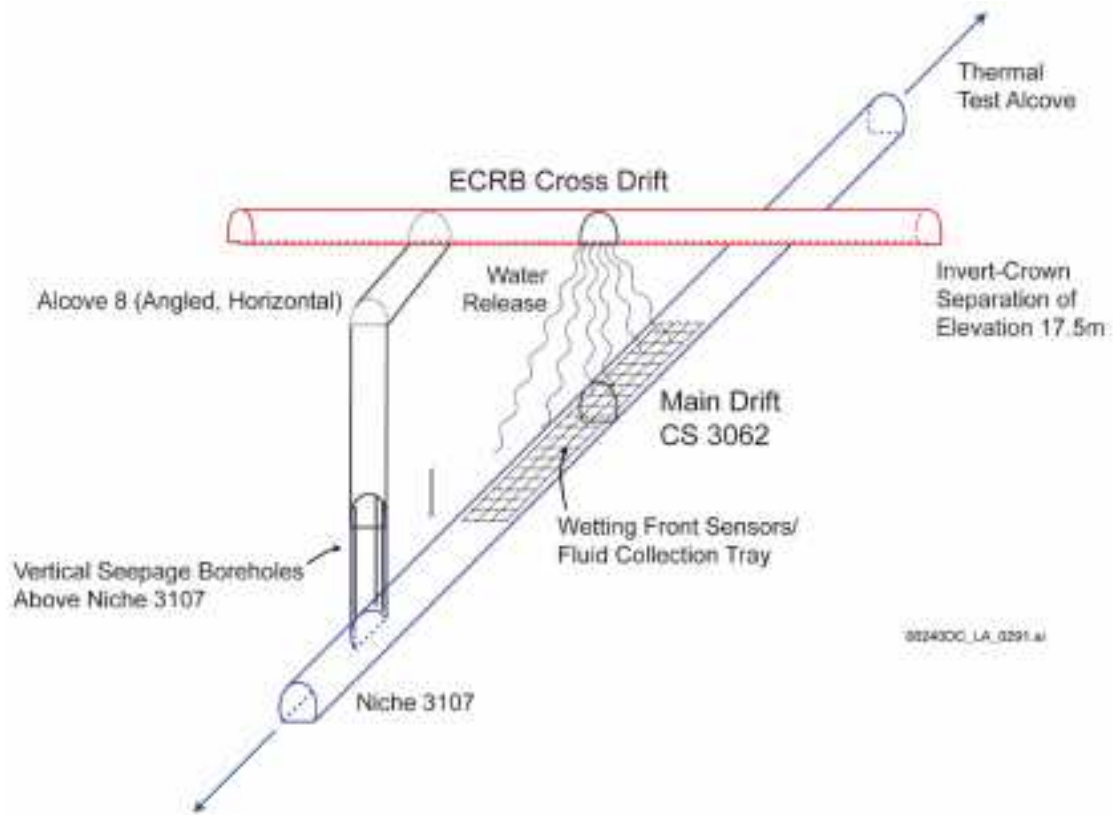


Figure 5-16. Schematic illustration of the Crossover Point of ECRB Cross-Drift with the Main Drift

NOTE: Wetting-front sensors and fluid collection trays monitored the construction-water migration. Both the ECRB Cross-Drift and the main drift, together with Alcove 8 and Niche 3 (Niche 3107) and its boreholes, are horizontal in this illustration. Alcove 8 is directly above Niche 3 (Niche 3107).

図 4.1-10 主要坑道と交差坑道での水の流れの試験状況

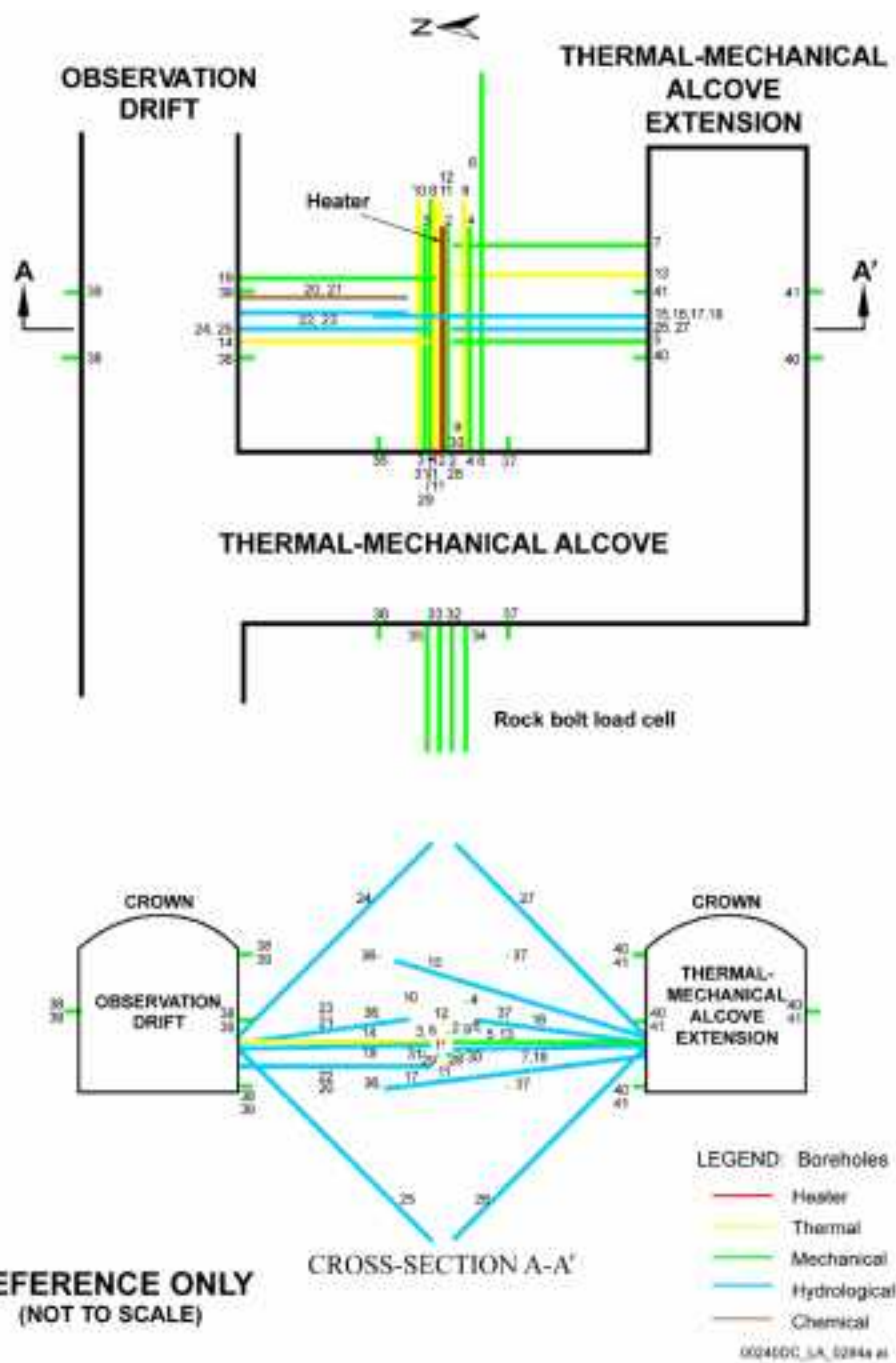


Figure 5-17. Schematic of the Single Heater Test Layout of the Instrumentation Boreholes.

Source: SNL 2007d, Figure 6.2-2.

図 4.1-11 熱による水理-化学-力学現象を把握するための単一ヒーター試験の状況

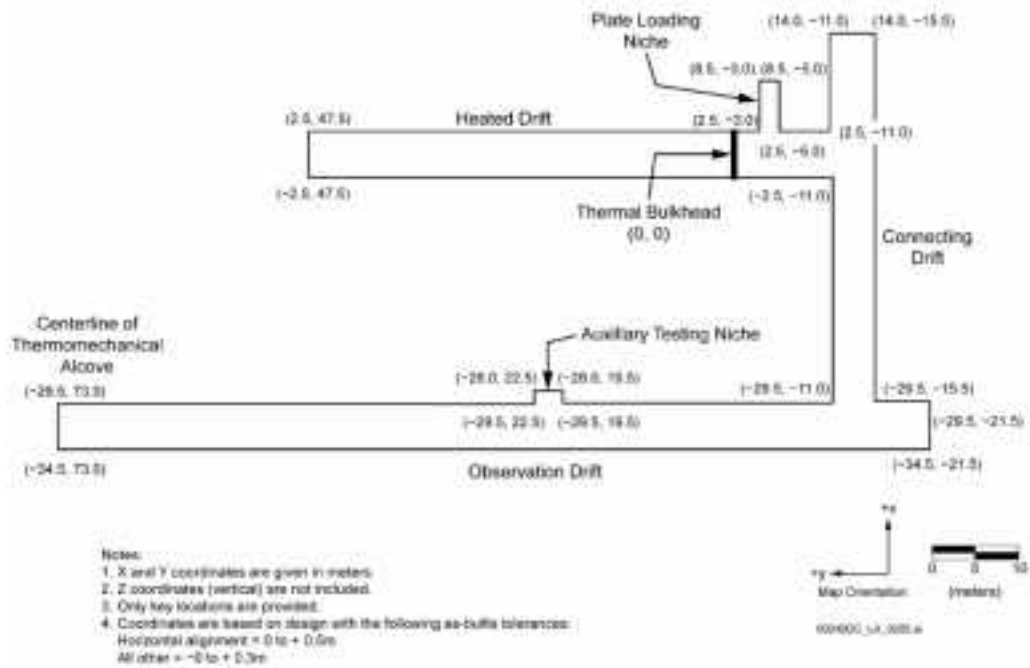


Figure 5-18. Drift Scale Test As-Built Plan View with Two-Dimensional Coordinates of Key Locations

Source: CRWMS M&O 10998, Section 3.1.

図 4.1-12 坑道規模試験の試験設備の設置状況

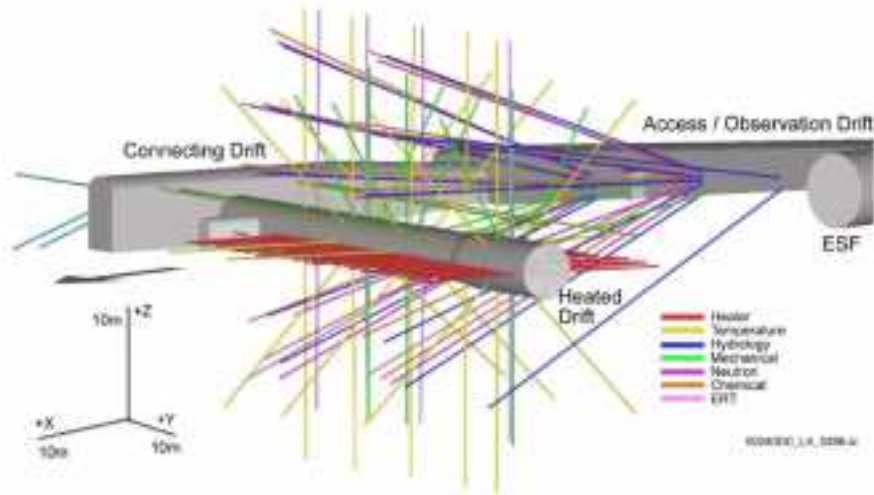


Figure 5-19. Temperature (Resistance Temperature Detector) Boreholes of the Drift Scale Test

NOTE: Schematic is prepared from coordinates based on an origin located at the center of the heated drift bulkhead.

図 4.1-13 坑道規模試験の観察用ボーリング孔の設置状況

4.1.4 ユッカマウンテン処分場に係る制度的管理の検討

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 2)の「5.8 アクセス制限及び土地利用規制に係る管理 (CONTROLS TO RESTRICT ACCESS AND REGULATE LAND USES)」には、§ 63.21 の『(24) DOE がユッカマウンテン・サイト及び隣接エリアにおいてアクセスを制限し、土地利用を規制する目的で適用する管理に関する記述が存在している。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。』との規定に従って、以下の事項が記述されている。以下にその記述内容の概要を示す。

- ① 土地の所有権
- ② 閉鎖後の追加的な管理
- ③ 水の権利
- ④ モニュメント及び標識の概念設計
- ⑤ 記録の作成・保存

(1) 土地の所有権

10 CFR 63.121(a)(1)に従って、地層処分場操業エリアは、エネルギー省 (DOE) の管轄及び管理の下で取得する土地、あるいは、DOE が使用するために永久的に収用及び保有する土地に位置しなければならないこととなっている。

地層処分場操業エリア及び周辺の土地は、図 4.1-14 に示すとおり、土地収用地域境界内にあり、現在は DOE、国防総省、内務省の管理下にある約 150,000 エーカーの土地を含んでいる。この土地の東側部分は、DOE のネバダテストサイトの西側部分に位置している。ネバダテストサイトの部分は、1961 年 12 月 19 日付け公有地命令 2568 によってネリス空軍射爆場から収用されたものである。南西部分は、土地管理局が統治する公有地である約 45,300 エーカーからなり、公衆のアクセスが認められている。北西部分は、約 23,000 エーカーあり、空軍ネバダ試験訓練場に位置する。この土地は、当初、行政命令 8578 によって爆撃／空撃場として収用されたものであり、1999 年軍用地収用法によって収用されている。これにより、既存の土地収用が 2021 年 11 月 6 日まで延長された。

DOE は、地層処分場操業エリアとその周辺地域の土地に対する永久の独占権を取得することを考えている。10 CFR 63.121(b)は、処分場の永久閉鎖のための管理について規定している。モニュメント及び標識は、土地所有地域と地層処分場操業エリアの指定地域の外辺部 (図 4.1-15 参照) に設けるが、これが受動的な形態の管理に相当する。

DOE は、高レベル放射性廃棄物の隔離を達成するという処分場の能力を著しく低減させるような影響のある人間の行為を防ぐため、地上及び地下の領地に対する権限を行使し、監督する。このような影響のある人間の行為を防ぐのに必要な管理を処分場において実施する。図 4.1-15 に示すように、地上の地層処分場操業エリアの境界は、施設の設計と周囲の自然の特徴と一致している。また、地下の廃棄物定置に関連して、地層処分場操業エリアの位置、土地所有及び閉鎖後管理エリアについても示している。

(2) 閉鎖後の追加的な管理

地層処分場の操業許可を受ける前に、10 CFR 63.121(c)に従って、10 CFR 63.111(a)と(b)で規定された「永久閉鎖に至るまでの地層処分場操業エリアに関する性能目標」の「(a)放射線被ばく及び放射性物質の放出に対する防護」及び「(b)設計目標に関する数値指針」の要件が確実に満たされるように管理が実施される。

図 4.1-15 に示したとおり、サイトの境界は、10 CFR 20.1003 の定義に基づく閉鎖後管理エリアの境界とみなされている。土地利用管理では、既存及び計画の米国空軍飛行活動に関する処分場性能解析の考察に、地層処分場操業エリアの付近における米国空軍の飛行活動が含まれている。空軍の訓練に係る飛行制限が実施されるとともに、放射性廃棄物の処理、準備、貯蔵を行う地上施設から 0.5 マイル以内ではヘリコプターの飛行も禁止される。

また、アクセスを制限し、地層処分場操業エリア、サイトへの侵入を防ぐため、閉鎖後アクセス管理プログラムも実施される。

(3) モニュメント及び標識の概念設計

ユッカマウンテン処分場の許認可申請書では、10 CFR 63.51(a)(3)(i)の規定に従って、閉鎖時に建設するモニュメント及び標識の概念設計、モニュメント及び標識に関する設計上の考察が示されている。サイト外辺部、閉鎖後管理エリア、地層処分場操業エリアには、実行できる限り永久的な設計、製作、設置を行うモニュメント及び標識によって、その存在を明らかに示すものとなる。

2 種類のモニュメントと 1 種類の標識を建設することが計画されている。サイト外辺部モニュメントと地層処分場操業エリア・モニュメント、及び閉鎖後管理エリア標識が考えられている。

閉鎖後管理エリアの範囲を限定する際、10 CFR 63.302 では管理エリアの地上部分も受

動的な制度的管理によって特定するよう要求している。受動的な制度的管理には、実行できる限り永久的であり、地表面に置くモニュメントと標識が含まれる。

モニュメント及び標識は、処分場閉鎖後の人間侵入の可能性を最低限に抑えるため、アクセスを制限し、土地の利用を規制し、記録を維持することができるように設計された受動的な制度的管理システムの一部である。

a. 設計上の考察

モニュメント及び標識の設計、設置について、影響が考えられる以下のようなサイトの特性に基づいて、概念設計が実施されている。

- 1) 気候因子と地形因子:モニュメントと標識の耐用年数に影響する気象条件が検討されている。既知の洪水が起こりやすい地域を避ければ、ユッカマウンテン付近には、標識やモニュメントの設置に影響をもたらすような多年性の流れや地表水は存在しない。ユッカマウンテン地域の地形ではモニュメントと標識の設置に柔軟性が持てるため、洪水による損傷を避けることができる。地表から 1メートル以上の高さにモニュメントと標識の銘文文字を置くことにより、風に飛ばされてくる粒子による摩損で銘文文字が劣化するのを抑制できる。サイトにおける破壊的事象がない場合の地表侵食は、設置と耐久性に関してはあまり考慮しない。サイト付近では、侵食はゆっくりと進む。ユッカマウンテンの斜面からの未固結層の長期平均侵食率は 1,000 年で 0.6cm 未満であり、尾根における基礎岩盤の侵食率は 1,000 年で 0.04~0.27cm の範囲である。クレーターフラットのブラックコーンにおける溶岩流表面の宇宙線起源核種年代測定によると、カリウム・アルゴン法で 100 万年 (±10 万年) と示されるが、沈着してから最大で 20 cm、1,000 年で 0.02 cm 取り除かれていることがわかる。大きな温度の変化、高い降水量、風に飛ばされてくる粒子による材料の摩損が、候補材料の選定、及び、モニュメントと標識の位置に影響を及ぼす可能性のある条件である。これらの条件に関して想定される破損メカニズム、設計上の解決策は、廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) で提案されている標識システムについて評価されている。
- 2) 想定される地震及び火山活動:ユッカマウンテン・サイト内あるいはその付近における地震活動の可能性も概念設計で検討する。ユッカマウンテン・サイトにおける地震の危険性と特性の評価では、付近で起こる将来の地震活動に関連した地動と断層変位の特性化に焦点を当てている。ユッカマウンテン近くの不安定に高

い場所にある岩石やバランスが不安定な岩石に関する研究では、これらの岩石が数千年の間、現在の位置に止まり、その間の地域的地震事象でも残存するという事例が多く見られる。確率的研究から、主たるブロック境界断層上に位置しない構造物の変位は、小さい(0.1cm)か、10万年に1回も起こらないと考えられ、地上のモニュメントと標識は確認された断層を避けた場所に設置することが考えられている。ネバダ州南西部の火山場で最後に起きたケイ質岩火山作用は、約750万年前である。モニュメントは、高さ約25フィートとする計画であるため、ケイ質岩火山活動か玄武岩火山活動によってモニュメントシステム全体が埋まって破壊されるという可能性、また、モニュメントが埋まるような降灰がある可能性はほとんどないと見なされている。

b. モニュメントと標識の概念設計

10 CFR 63.21(c)(24)では、閉鎖後にサイトの所在を知らせるために使用するモニュメントの概念設計を安全解析書に含めるよう要求している。モニュメントと標識の概念設計は、廃棄物隔離パイロットプラント(WIPP)で提案されているシステムについて行われている評価に基づいている。サイトのモニュメントと標識を置く適切な地域を図4.1-15に示す。3つの地域は、サイト外辺部、閉鎖後管理エリア、地層処分場操業エリアである。

概念設計においては、何層かによる情報や警告が含まれ、メッセージには冗長性を持たせてある。概念設計は、戦略的に配置する多数の要素で構成し、それぞれが独自のメッセージと、そのメッセージの伝達方法を持っている。これらの要素には、サイト外辺部モニュメント、閉鎖後管理エリア標識、地層処分場操業エリア・モニュメント(図4.1-16、図4.1-17、図4.1-18参照)がある。使用する材料の組成については、永久閉鎖のための許認可の修正前に選定されることとなっている。

- 1) サイト外辺部モニュメント: サイト外辺部モニュメントは、可能な限り永久的であるように選定した固い花崗岩、または玄武岩で製作し、サイトの外辺部境界に沿って立てる。各モニュメントは、地表から約25フィートの高さに建設される。モニュメント間は適切な間隔を取り、廃棄物が埋設されていることに関する警告と情報を7カ国語で記述される。図4.1-16に、サイト外辺部モニュメントの概念設計を示す。

2) 閉鎖後管理エリア標識：閉鎖後管理エリア標識は、閉鎖後管理エリア内に集中して配置する。各標識は、サイト外辺部モニュメントと同一であり、閉鎖後管理エリアを示すメッセージを記述する。標識の間は適切な間隔を取り、1つの標識は7つの言語のいずれかで警告メッセージを記述する。図 4.1-17 に、これらの標識の設置場所を示す。

3) 地層処分場操業エリア・モニュメント：地層処分場操業エリア・モニュメントは、直径約 40 フィートの地上構造物であり、地表から約 25 フィートの高さに建設される。モニュメントの 1 つは、ユッカマウンテンの頂上に建設し、もう 1 つはノースポータル地域に建設する。モニュメントの花崗岩外壁は、廃棄物が埋設されていることに関する警告と情報を多数の言語で記述する情報センターとなる。地層処分場操業エリア・モニュメントには、構造物に降雨が入り込まないように堅固な屋根を取り付ける。降雨排水の設備も備える。図 4.1-18 に、処分場エリアを含み、地層処分場操業エリアの位置を限定する地層処分場操業エリア・モニュメントの概念設計を示す。

地層処分場操業エリア・モニュメント、サイト外辺部モニュメント、閉鎖後管理エリア標識の設置位置は、図 4.1-17 に示したとおりである。

モニュメントに埋め込むメッセージの内容は、廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) で検討されたものと同様である。廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) で提案されているように、メッセージは、ユッカマウンテン地域に適切と判断する国際連合の 6 つの公用語 (英語、フランス語、スペイン語、中国語、ロシア語、アラビア語) とアメリカンインディアン語の 7 カ国語で記述される。

最終設計、モニュメントと標識の間隔、メッセージの内容は、今後 DOE が開発を行い、10 CFR 63.51(a)(3)(i)に従って処分場の永久閉鎖の許認可の修正を行うまでに準備することとされている。

(4) 記録の作成・保存

a. 記録の作成

現在の活動をサポートするため、また、将来においても、設計、建設、操業、廃止措置プロセスの一環として生成される記録を確認するため、必要に応じてこれらの記録の整備が行われる。

設計、科学解析、安全解析の文書化を含む記録を作成し、保存される。記録管理手順書で要求される行動を文書化した記録も作成される。記録管理手順書では、記録ならびにその訂正や変更の承認や認証のプロセスを特定する。

建設認可が発給された場合、地上と地下の構造物・系統・機器の建設及び完成配置を記述した記録を作成し維持する。10 CFR 63.72 の要件を満たすため、建設記録には、最低限以下を含めることとなっている。

- ・容易に認識可能な地表の特徴またはモニュメントで表示すべき地下施設の掘削、立坑、斜坑、ボーリング孔による調査
- ・遭遇する地質学的な物質及び地質構造の説明
- ・地質図と地質断面図
- ・湧出の場所及びと量
- ・作業の機器、方法、経過、手順の詳細
- ・工事でも問題点の記述
- ・遭遇する異常状態の記述
- ・計測装置類の位置、読み取り、解析
- ・構造的サポートシステムの場所及び記述
- ・排水システムの場所及び記述（使用している場合）
- ・閉鎖後の地層処分操業エリア及びサイトの存在を明示するのに使用するモニュメントの詳細、設置方法、場所
- ・使用するシールの詳細、設置方法、場所
- ・仕様書と完成図を含む施設設計記録

操業許可が発給された場合、放射性廃棄物の受入れから処分までの動きに関する完全な履歴を示すため、放射性廃棄物の受入れ、取扱い、処分を文書化した記録を作成し、維持する。廃棄物受入れ時に得る荷送り人の記録も維持する。

記録管理手順書を使用して、永久閉鎖と廃止措置に関係する施設操業記録を作成、保存、維持する。

永久閉鎖に係る許認可の修正を申請する際、実際の設計・操業を閉鎖時の仕様書と完成図に反映させるため、仕様書と完成図は、仕様や施設が修正されるたびに更新し、維持する。

保存する記録の内容は、連邦規則（10 CFR Part 20「放射線に対する防護の基準」、10

CFR Part 21「不具合及び不順守の報告」、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 73「施設及び物質の物的防護」、10 CFR Part 95「施設立入許可及び国家安全保障情報及び機密データの保護」)で規定された記録要件に基づくものとされ、具体的な項目はユッカマウンテン許認可申請書に示されるとおりである(表 4.1-2 参照)。

b. 記録の維持と使用

記録は、該当する項目や活動に関する情報を提供する場合に必要な応じて検索ができるよう、ファイルし、索引を作り、保存する。記録保持の期間を設定する。保障措置や自国の安全に関する規定、プライバシー、品質保証(QA)、永久性、許認可に関連する記録など、特別な取扱を要する記録については、手順管理が定められている。選択された記録は電子メディアに維持し、必要な保持期間全体を通じて検索できるようにする。

「NRC規制問題サマリー2000-18 電子メディアにおける品質保証記録の管理に関するガイダンス」3にある指針を、電子メディア記録の管理に関する手順書の作成に組み込む。記録管理手順書には、保持期間が情報保管先メディアの平均寿命よりも長い電子記録に関する移行戦略や計画が示される。

QA 記録などの選定された記録は、適時の検索ができるよう、デジタル画像で維持する。

c. 記録の保存 (Records Storage)

品質記録は、「原子力施設に関する品質保証プログラム要件 補足 17S-1」(ANSI/ASME NQA-1-1983)⁴⁾の要件を満たす場所に保存し、「品質保証の要件・解説」(QARD)に記載する。一時保存要件を含む保存要件は、手順書に盛り込み、適切な保護とアクセスを定義する。連邦記録センターやオフサイトの民間保管施設も、必要に応じて使用する。

10 CFR 63.71(b)に従うため、高レベル放射性廃棄物の受入れ、取扱い、処分に関する記録、永久閉鎖と廃止措置に関係する記録は、二重保存を行い、維持する。これらの記録には、地層処分場操業エリアにおける放射性廃棄物の受入れから処分に至るまでの完全な移動履歴を提供できるだけの情報を含む。荷送り人の記録も維持する。10 CFR 63.51(a)(3)に従い、記録は将来の世代が確実に使用できる方法で維持する。記録の保持期間は記録保持スケジュールに詳細に記述し、ANSI/ASME NQA-1-1983 と規制指針 1.28

「品質管理計画要件（設計及び建設）」⁵⁾にある保持要件を満たすか、それを超えるものとする。QA記録は操業期間終了まで維持する。

10 CFR 63.51(a)(3)(ii)に従って、侵入事象の発生の関連で、その際に調べられるよう、適切な記録を世界各地で保存、管理、維持するとしているが、具体的な記述はされていない。

表 4.1-2 処分場の記録に適用される NRC の規則

規則	10 CFR セクション	記録要件
10 CFR Part 20 「放射線に対する防護の基準」	10 CFR 20.2101	放射線記録の一般規定
	10 CFR 20.2102	職業放射線防護プログラムの記録
	10 CFR 20.2103	放射線調査の記録
	10 CFR 20.2104	事前の雇用者職業線量の決定
	10 CFR 20.2105	放射線従事者に対する計画的特別被ばくの記録
	10 CFR 20.2106	個人特別放射線モニタリング結果の記録
	10 CFR 20.2107	公衆個人への線量の記録
	10 CFR 20.2108	廃棄物処分の記録
	10 CFR 20.2110	放射線記録の様式（電子、紙媒体等）
10 CFR Part 21 「不具合及び不順守の報告」	10 CFR 21.51	基本コンポーネントの逸脱及び故障の評価を含む記録の保守・点検
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 63.4	10 CFR Part 63 規則に係る伝達及び記録
	10 CFR 63.44	変更内容、試験及び実験
	10 CFR 63.46	許可変更に必要な特定の行為
	10 CFR 63.51	永久閉鎖のための許可変更
	10 CFR 63.71	許認可行為に伴う記録及びレポート
	10 CFR 63.72	建設記録
	10 CFR 63.73	サイト特性調査、設計及び建設で発見された不具合の記録
	10 CFR 63.78	特殊核物質の管理、取得記録及びレポート
	10 CFR 63.142	QA 記録
	10 CFR 63.144(b)(3)	品質保証プログラム変更レポートの要件
10 CFR Part 73 「施設及び物質の物的防護」	10 CFR 73.46	特定サイトの物的防護システム、サブシステム、コンポーネント、手順
	10 CFR 73.51	貯蔵されている核燃料及び HLW の物的防護の要件
	10 CFR 73.56	原子力発電所に要求される出入承認
	10 CFR 73.70	施設及び核物質の物的防護を含む記録
10 CFR Part 95 「施設立入許可及び国家安全保障情報及び機密データの保護」	10 CFR 95.13	国家安全保障情報及び機密データの記録の保守
	10 CFR 95.25	国家安全保障情報及び機密データの保存に係る保護
	10 CFR 95.33	国家安全保障情報及び機密データの保護要員に対する安全教育
	10 CFR 95.34	処分場への訪問者の管理
	10 CFR 95.36	IAEA 等の代表によるサイト訪問
	10 CFR 95.41	機密情報を含む記録の外部との受け渡し
	10 CFR 95.57	国家安全保障情報及び機密データの安全管理を含めた要求される報告

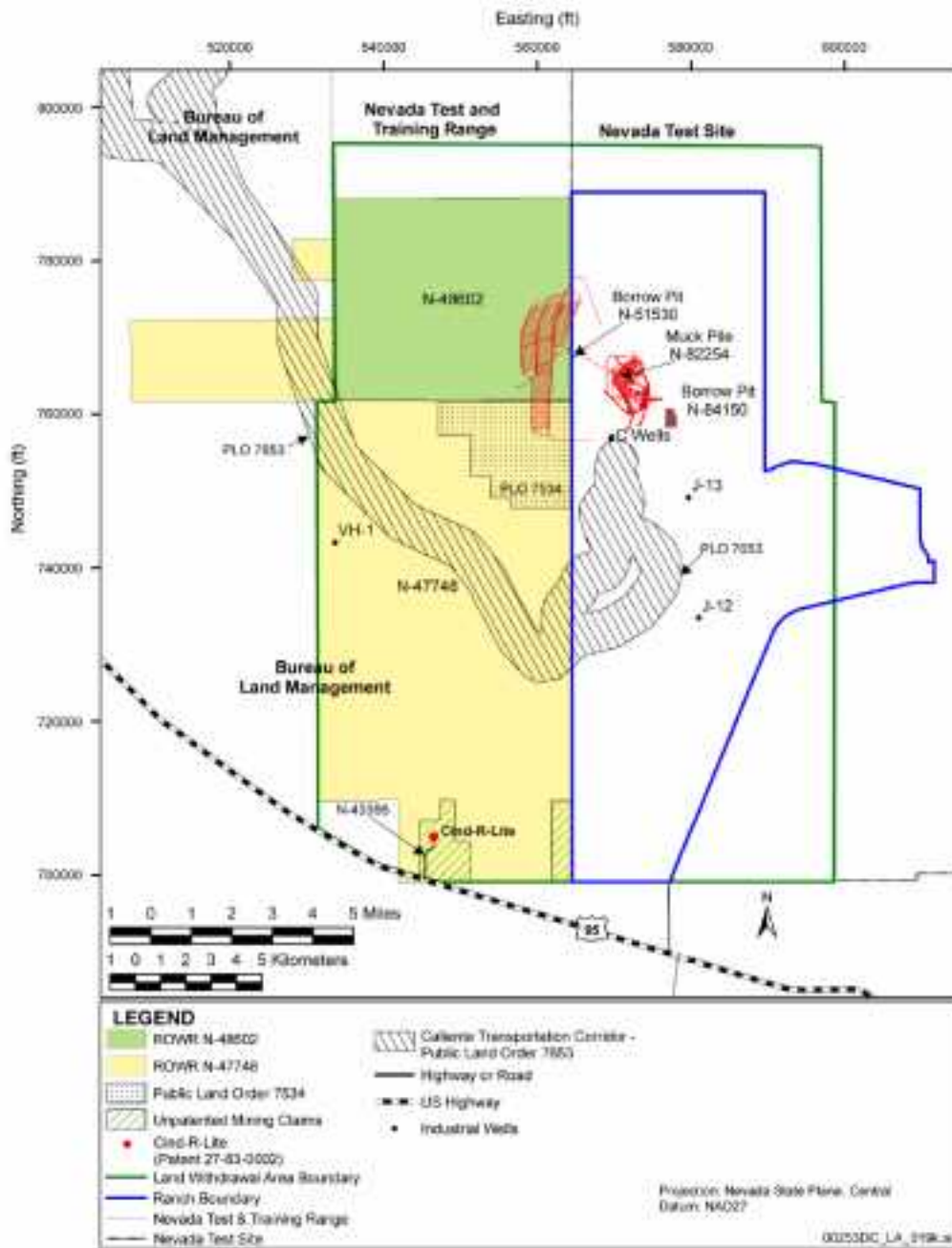


Figure 5.8-1. Land Use and Ownership

NOTE: ROWR = right-of-way reservation.

Source: ROWR N-48602 (BLM 2008); ROWR N-47748 (BLM 2007); Patent 27-83-0002 (BLM 1982); Public Land Order 7534 (87 FR 53359); Public Land Order 7653 (70 FR 76854); N-51530 (BLM 1990); N-84150 (Chatterton 2008); N-82254 (BLM 2006); N-43366 (Collins 1986); DOE 2002; and 68 FR 74965.

図 4.1-14 ユッカマウンテン処分場の土地利用及び所有権

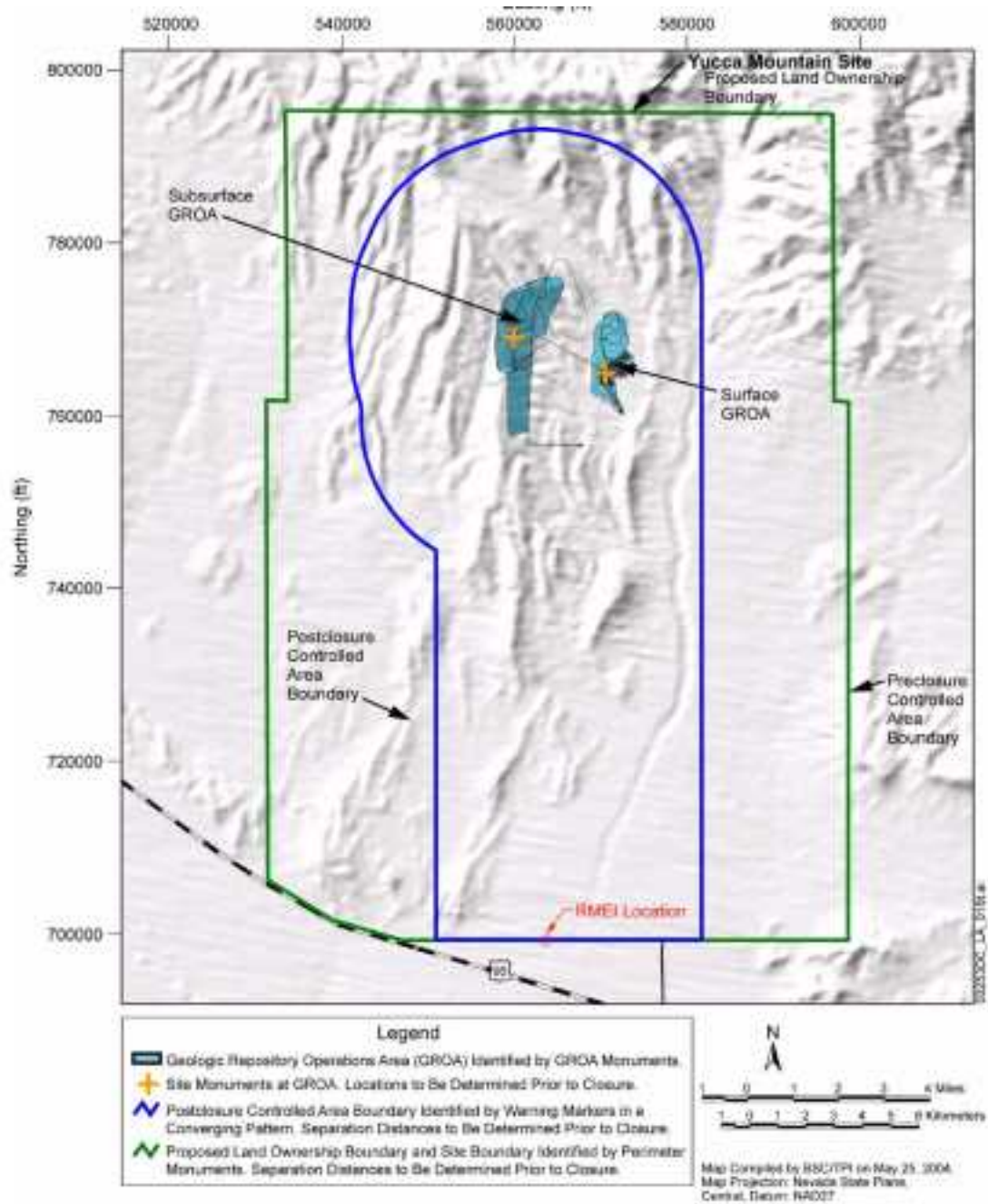


Figure 5.8-2. Site, Controlled Areas, and Proposed Land Ownership Area Boundaries

図 4.1-15 ユッカマウンテン処分場の管理エリア及び土地所有エリアの境界

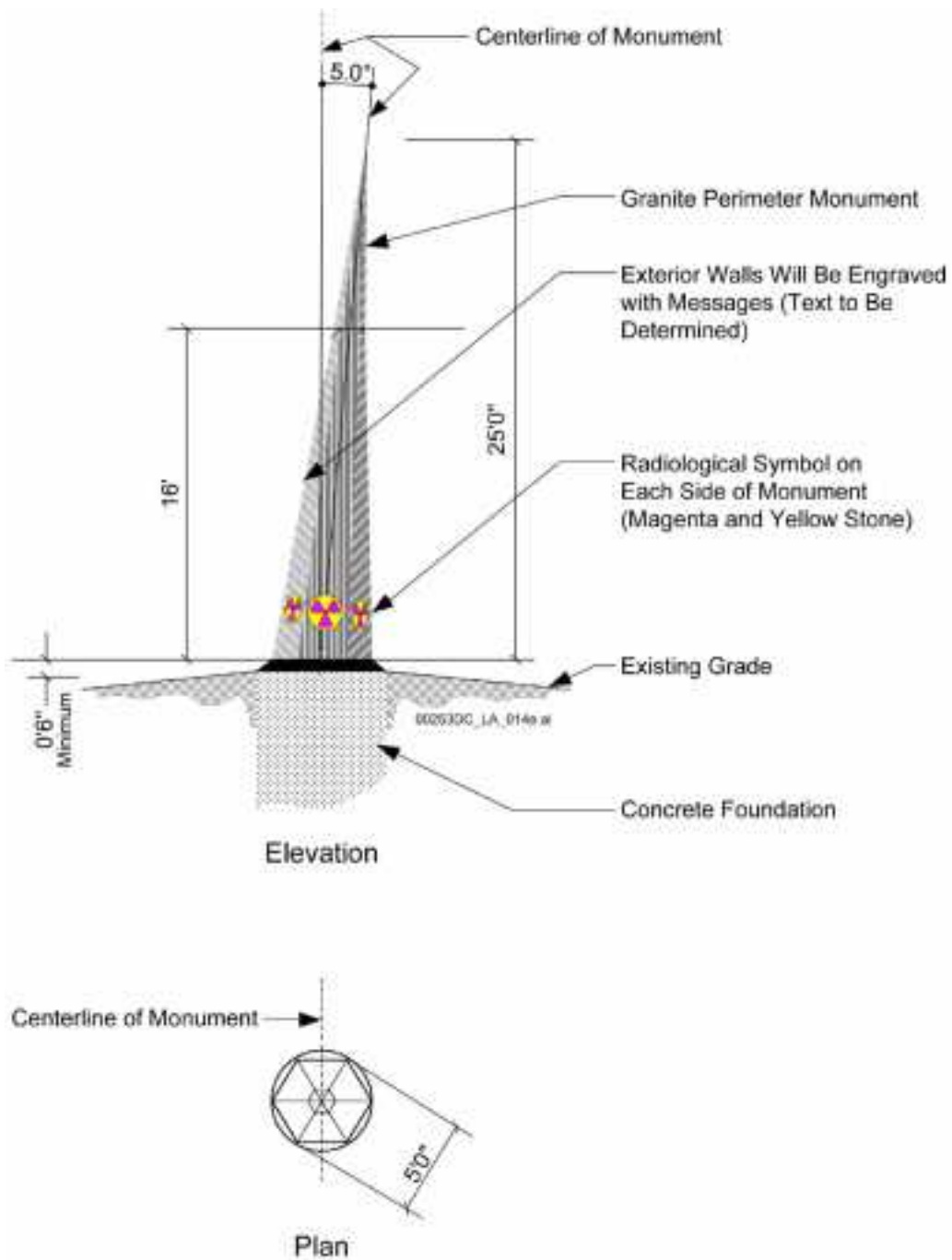


Figure 5.8-4. Site Perimeter Monuments and Postclosure Controlled Area Markers

図 4.1-16 ユッカマウンテンでのサイト外辺部モニュメント及び閉鎖後管理エリア標識

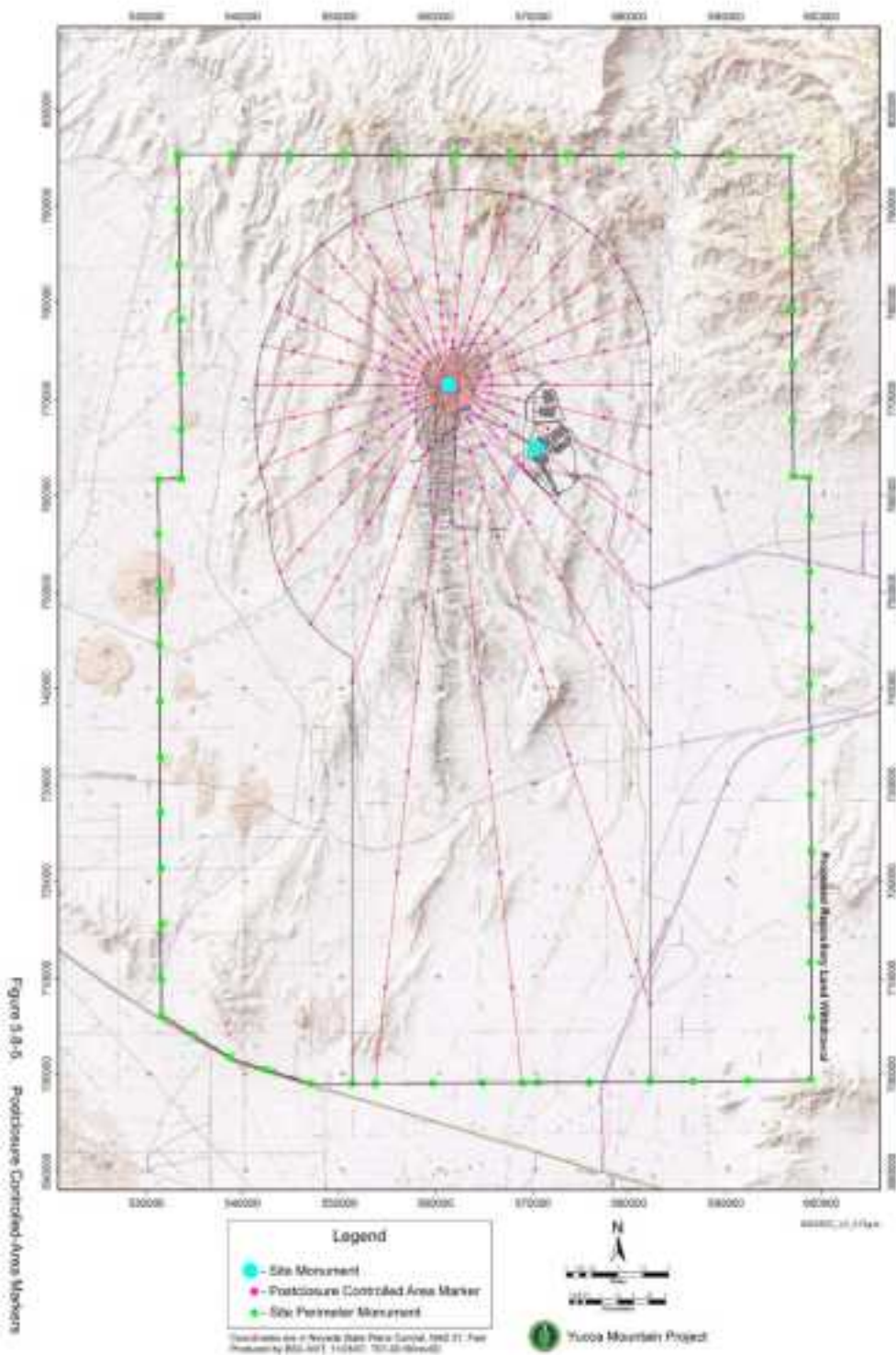


Figure 4-17 Proclamation Controlled Area Markers

図 4.1-17 ユッカマウンテン処分場のモニュメント及び標識の設置場所

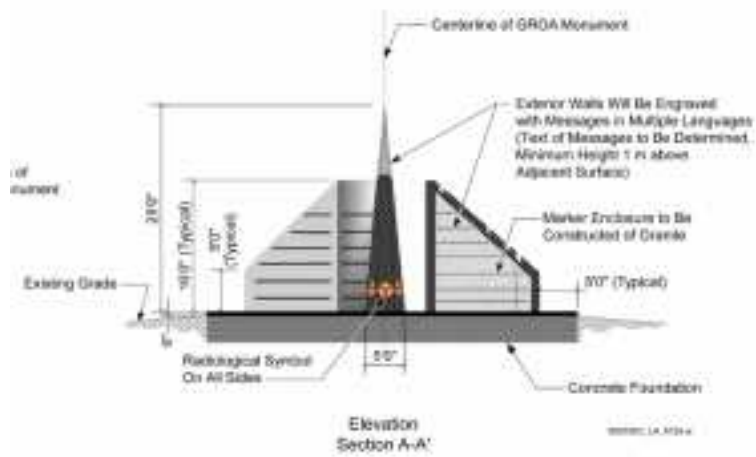
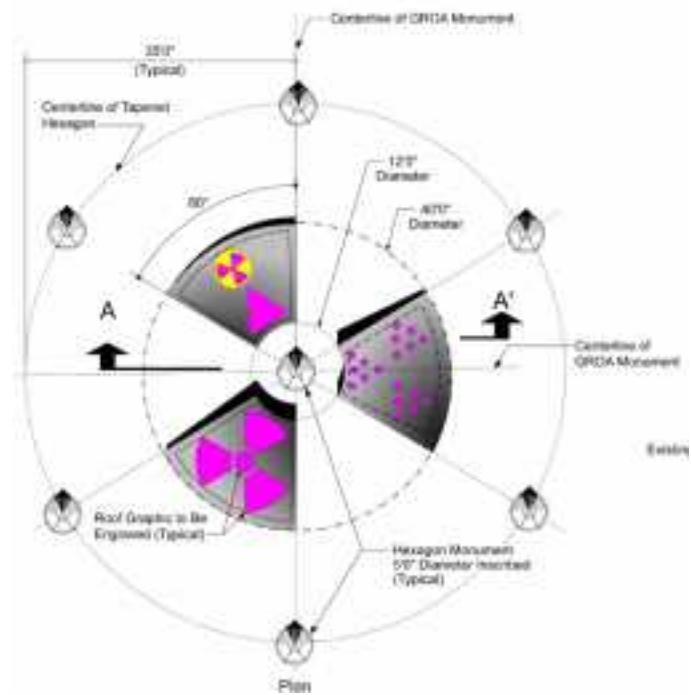


Figure E-8-6 Geologic Repository Operations Area Monuments

図 4.1-18 ユッカマウンテン処分場の地層処分場作業エリア・モニュメント

4.1.5 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) に係る制度的管理の検討

(1) 許認可申請書で示された能動的な制度的管理

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の適合性認定申請書 (CCA) 1)の付属書 AIC には、40 CFR Part 191 に定義された能動的な制度的管理に関して、設計指針として 40 CFR § 191.12 に適合することとともに、アクセス制限の内容、定期的な活動管理の考え方に関する検討内容が示されている。

アクセス制限の内容については、以下の項目に従って、現状での考え方が示されている。

- ・ 処分場フットプリント・フェンス (図 4.1-19 参照)
- ・ サーベイランス・モニタリング (車両によるパトロール、フェンスの健全性確認、ゲートの施錠状態、エリア内の目視監視、標識システムの監視など)
- ・ 保守及び修復活動 (フェンス及び道路の保守、破壊行為による損傷の修繕、掘削装置の設置に対する対応、立入禁止エリアへの無許可立ち入りへの対応)
- ・ 放出物に対する管理・浄化 (人間侵入以外に放出経路はないとされている)
- ・ 処分システムの性能に関するモニタリング (沈下モニタリング、地下水サーベイランス、掘削行為監視、性能評価の感度解析で選定された性能パラメータ)

定期的な活動管理については、処分後の能動的な制度的管理の期間 (少なくとも 100 年間) において、規制機関への定期的な報告に含めるため、10 年に 1 度のような長期的な性能モニタリングの実施が検討されており、以下のような調査技術が候補として示されている。

- ・ 地震探査
- ・ 重力探査
- ・ 電磁探査
- ・ 比抵抗探査
- ・ 地中レーダー探査

(2) 許認可申請書で示された受動的な制度的管理

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の適合性認定申請書 (CCA) の付属書 PIC⁶⁾「受動的な制度的管理概念設計レポート」には、40 CFR § 191.14(c)の規定内容に基づいて、要件に適合するための受動的な制度的管理の計画、概念が示されている。なお、受動的な制度的管理の概念は、サンディア国立研究所が実施した検討⁷⁾に基づいているとされている。

付属書 PIC「能動的な制度的管理」の構成として、以下が検討されており、構成要素ごとの概要を以下に示す。

- ・地表の WIPP 処分場設置エリアをマーキングする大型の土盛構造物で構成される永久標識システム
- ・多様なメッセージ
- ・地表のモニュメント標識
- ・小型の浅地中警告標識
- ・メッセージを長期貯蔵するための現地の部屋
- ・WIPP 情報の現地外の公文書館貯蔵
- ・WIPP に関する知識を保存するための記録センター
- ・他の機関への情報の配布

a. モニュメント標識 (Monument markers)

モニュメント標識とは、地表の大型のモノリスと、処分場設置エリアの全域に埋設される小型の警告マーカーで構成される標識システムである。モニュメントの材料として選択されているのは、花崗岩である。処分場設置エリアの境界線の周りに建設される大型のモニュメントには、レベルⅡ（人工構造物があつて危険であることの警告的な情報を伝えるもの）とレベルⅢ（5W1H の基本情報を伝える）のメッセージが刻まれる（図 4.1-20 参照）。レベルⅡ及びレベルⅢのメッセージは、6 種類の国際連合公式言語（英語、フランス語、スペイン語、中国語、ロシア語、アラビア語）とナバホ語の 7 言語で記述される。

図 4.1-21 に、大型モニュメントの概念を示しており、製作を容易にするために単純な設計を採用するとともに、モニュメントの製作と輸送を容易にするため、それぞれのモニュメントは、結合される 2 つの別個の石で構成されている。

b. 貯蔵室 (Storage Room)

計画されている地下に埋設される貯蔵室は、花崗岩によって建設される。

レベルⅣメッセージと関連図形を収める貯蔵室は、処分場の規制上の重要な期間である 10,000 年の耐久性があるように設計されている。レベルⅣメッセージとは、7 種類の言語で複合的な情報を伝えるものであり、WIPP 処分場に関する詳細な文書記録(表、図、

地図、図形など)が含まれる。図 4.1-22 には、埋設貯蔵室の概念図を示す。図に示されている磁石標識によって、処分場設置エリアの外の管理エリア内に埋設されている貯蔵室の場所を突き止めることができるように計画されている。

c. 情報センター (Information Center)

情報センターは、埋設貯蔵室に配備されるのと同じ情報が収められ、処分場設置エリアの中心に設置される (図 4.1-23 参照)。情報センターは、開放構造物となっており、レベルIVメッセージと収蔵文書等を照らす自然光が得られる。

また、情報センターには、管理エリアに埋設されている貯蔵室の位置に関するメッセージも収められる。

d. 盛り土構造 (Berm configuration)

盛り土構成は、処分場設置エリアの全域を取り囲んでおり、モニュメントや情報センターに対して保護を提供する。

図 4.1-24 に、盛り土構造の断面図を示す。使用されるコア用基礎材料は、処分場の掘削作業から生じる岩塩の現地発生材である。処分場の掘削作業によって、425,000 立方メートル (15,000,000 立方フィート) を超える岩塩が発生するが、これらの岩塩は、埋め戻しのため処分場に再導入されることはない。

实际的であり、かつ現地で調達可能な岩塩コア用の保護カバーとしては、現地で、地表から 15 フィート下までのところにあることが発見されたカリーチ土である。盛り土材料の第 3 層は、ニューメキシコ州カールスバッド近くで採石される基礎石で構成される。これによってカリーチ土の風による侵食を保護する。また、これによって、雨水を周囲の砂漠へ流出させて、カリーチ層が最小限の浸食しか受けられないよう備えることができる。盛り土材料の最終層は、基礎石と天然土の混合物で構成される。これによって、現地の植物の生命を維持し、盛り土の全体構成にもう 1 つの耐食特性を付け加えることができると期待されている。

処分場設置エリア全体が盛り土構成によって包囲されることから (図 4.1-25 参照)、降雨を盛り土構造の外へ排水するため、盛り土の中を通る排水路が約 100m (328 フィート) の間隔で配備される。

盛り土構造に大型の永久磁石を埋設することで、盛り土特有の磁気信号を供すること

ができる。75～100メートルの間隔で盛り土構造内に埋設した大型のストロンチウムフェライト永久磁石が、現在の最新技術で作られた人工エアボーン装置が検知し得る信号を放出する。また、高度の誘電材料を使用して、レーダー信号を反射させるため、ステンレス鋼またはインコネルで製作され、盛り土内の塩コアの表面に配置される三面体の使用が考えられている（図 4.1-26 及び図 4.1-27 参照）。

e. サイト外の公文書館貯蔵（Offsite Archival Storage）

公式記録として保管される資料には、WIPPに関する位置、設計、内容、危険性を明示する重要な情報が含まれる必要がある。WIPPサイトの詳細にかかわる文書は、広範で大きいため大量であり、大きな空間が必要となるから、そうした情報を標識システムの設計の中に包含するのに適した形式で提供しようとするのは、実際的ではない。そのため、世界各地の適当な場所を含む、多くの場所に広く配布する必要がある。最も適切な配置、侵入の危険の可能性、及び土地利用制限に関する情報へのアクセスが容易に利用できることを保証するため、DOEは、WIPP要約文書を開発する。この要約文書に関しては、特別の拘束が課せられる。文書を受け取る公文書館は、潜在的な天然資源調査者、歴史家、及び考古学者の入手可能であることに特に力点を置く一方で、一般公衆が容易に利用できるような方法で、この要約本を配置し、カタログに載せるよう要請される。この要約文書は作成された後、6種の国際連合公式言語に翻訳される。どの言語版を保管するかは、文書を受け取る公文書館が決定する。まとめられる情報の当初の形式は、永久保存品質の用紙への印刷となる。貯蔵される記録が数千年間存続することについて、最大限の機会が得られることを保証するため、この用紙は、米国公式記録保管事業団(NARA)の会報No.95-78、またはANSI/NISO Z39.48-1992（その最新版）「文書用及び図書館用の用紙の永続性」の要件以上の品質とすることが指定される。また、緩衝剤入りファウンテン溶液（pH>5.5）または同等品で溶いた、酸化性カーボンブラックインクを使用したオフセット印刷が指定される。公式記録貯蔵媒体として電子貯蔵技術を許容するかについては、慎重に考慮する必要がある、電子技術の長期貯蔵能力にかかわる経験はいまのところ存在しておらず、将来、読み戻し出す機器が失われる可能性がある。

規制要件を満たすため、公式記録として保管される必要がある特定文書は、次の通りである。

- 1) 最終安全解析報告書（FSAR）、及び WIPP の処分段階を記述している補遺

- 2) WIPP に関する最終環境影響報告書、及び環境影響報告書の補遺
- 3) 移動禁止適用除外申請書、及び処分に関する移動禁止決定書
- 4) 資源保護回収法（RCRA）許可書
- 5) 40 CFR Part 191 に対する適合性認定書
- 6) WIPP の操業前段階の間に収集される環境及び生態に関する背景データ、及び WIPP の処分・デコミッショニング段階の間に収集されるデータの要約
- 7) 廃棄物容器の中身及び WIPP 処分場内の処分位置の記録
- 8) 処分場及び立坑の建設・構成を明示する図面
- 9) 廃棄物の定置方法、室、坑道、及びパネルの閉鎖方法、ならびに立坑の埋め戻し・密封方法を示す図面、手順書、及び設計報告書
- 10) 処分場の正確な位置を示す詳細な地図
- 11) 永久マーカーの設計図、図面、仕様書 等

これらの情報の保管場所には、適切に管理された環境下で文書を保存するために必要とされる資源を費やすことが想定され、公的資金を受けて設立された団体が含まれる必要がある。しかし、長期的な情報保護に関する最も有効な戦略は、広範な配布である。このため、DOE は、以下の施設・団体との間で提供文書の受入れと保管に関する協定を取り結ぶ。

- ・国立公文書保管登録局
- ・ニューメキシコ州とテキサス州の州立公文書館
- ・核兵器を保有している、または原子力発電所を操業している世界中の国の国立公文書館
- ・国際連合の公文書館
- ・天然ガス、または石油資源を保有している世界中の国で、核兵器／原子力発電所を保有している国のリストに含まれていない国の国立公文書館

公式記録として保管される資料が適正に貯蔵され、検索可能であることを保証するため、DOE の記録保管担当者は、特に WIPP 資料を対象とした綴じ込み規則体系を開発する。この規則体系は、DOE がさまざまな公式記録保管所に提供する文書提出物全体の一部となる。

将来の記録保管担当者が提供文書を破棄する可能性を低減するため、文書が入っている巻のそれぞれに、当該保管資料は、TRU 廃棄物の処分を管理する米国政府の規則にお

いて規定されている、10,000 年間の規制期間の間、保存されることを保証することが意図されているとの警告がラベル表示される。保管書類一覧の保持を保証するため、それらの公式記録保管所に対して連邦政府がある種の長期的財政債務を負うことが承認されている。公式記録として保管される資料が配布されてから 2 年間の内に、さらにその後の能動的な制度的管理期間の間、少なくとも 15 年ごとに、DOE は歴史文書の保持と検索可能性を確かめるため、選定した公式記録保管所の監査を実施する。

f. 記録センター (Record centers)

記録センターは、一般にだれでも自由に利用することが許されており、通常は、公文書館のような高度な環境管理や情報媒体の選択が実施されていない記録の保管所を想定している。記録センターは、歴史的または考古学的な情報より、資源開発に対して関心を持つ個人などが利用すると考えられている。これらの記録センターに提供される情報は、位置、設計、危険性の情報に的が絞られる必要がある。記録センターには、広く行き渡っている地図に、WIPP の位置と掘削または採鉱の制限が明示されることを保証するため、さまざまな政府と州の図書館・官庁、ならびに民間の地図製作会社が含まれる必要がある。対象となる政府と州の図書館・官庁には、以下が含まれる。

- ・ニューメキシコ州とテキサス州の州立図書館
- ・WIPP サイトから 150 マイル以内の、15,000 人を超える人口中心地の市立図書館
- ・原子力規制委員会
- ・53 個所の政府の地方保管図書館
- ・残りの 48 州の州立図書館
- ・内務省土地管理部
- ・米国地質調査所
- ・連邦議会図書館
- ・国防地図作成機関
- ・国境検討委員会
- ・政府ハイウェイ管理機関
- ・ニューメキシコ州ハイウェイ局 企画・研究部、地図製作課
- ・地下施設の届けに関するワンコールシステム
- ・内務省土地管理部の現地事務所

- ・内務省鉱山部の現地事務所
- ・内務省開拓部の現地事務所
- ・コロラド州デンバーの政府記録センター
- ・ニューメキシコ州石油資源保護部（OCD）のホップス事務所とアルテシア事務所
- ・支援大学図書館（ニューメキシコテク、ニューメキシコ州立大学、ニューメキシコ大学、テキサス A&M）

記録センターに提供される文書の量は、公文書館に提供される文書の量よりも大幅に少ないことが意図されている。しかし、設計、位置、危険性、土地利用制限に関する情報のみでも、かなりの量となる。公式記録として保管される情報と同様、記録センターに提供される情報には、これらの記録を規制期間の間、保存することに関する勧告が含まれる。最適な位置、起こり得る侵入の危険性、土地利用制限に関する情報を容易に利用し得ることを保証するため、DOE は WIPP 要約文書を開発する。この要約文書に関しては、特別の拘束が課せられる。文書を受け取る記録センターは、潜在的な天然資源調査者、歴史家、考古学者の利用に力点を置く一方で、一般公衆が容易に利用できるような方法で、この要約本を配置し、カタログに載せるよう要請される。

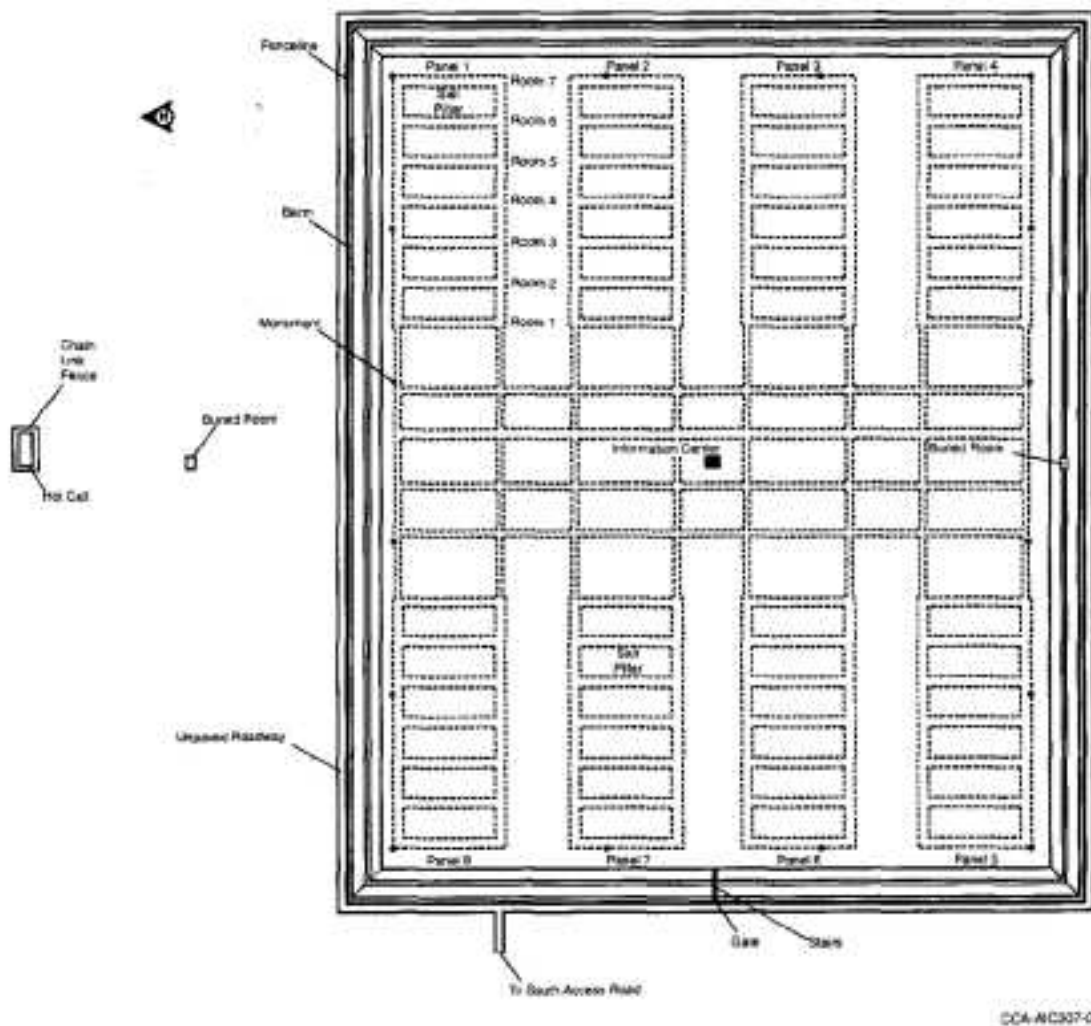


Figure AIC-4. Perimeter Fenceline and Roadway

図 4.1-19 WIPP の処分場フットプリント・フェンス

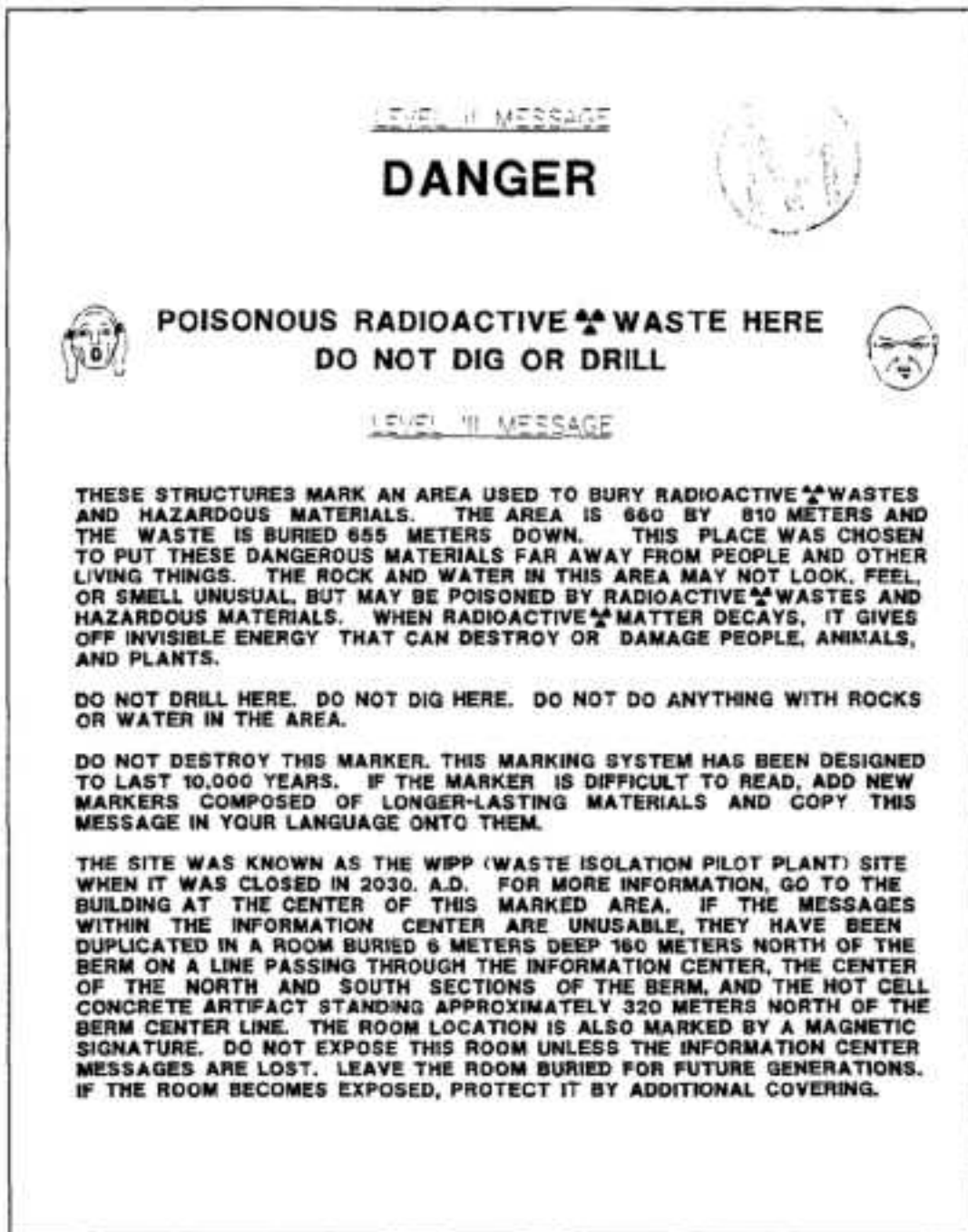
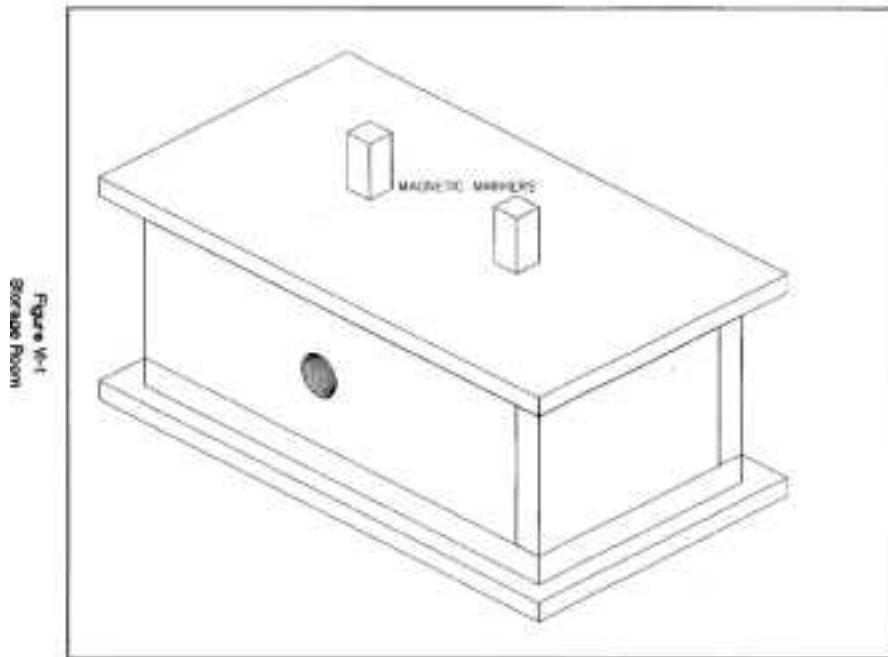
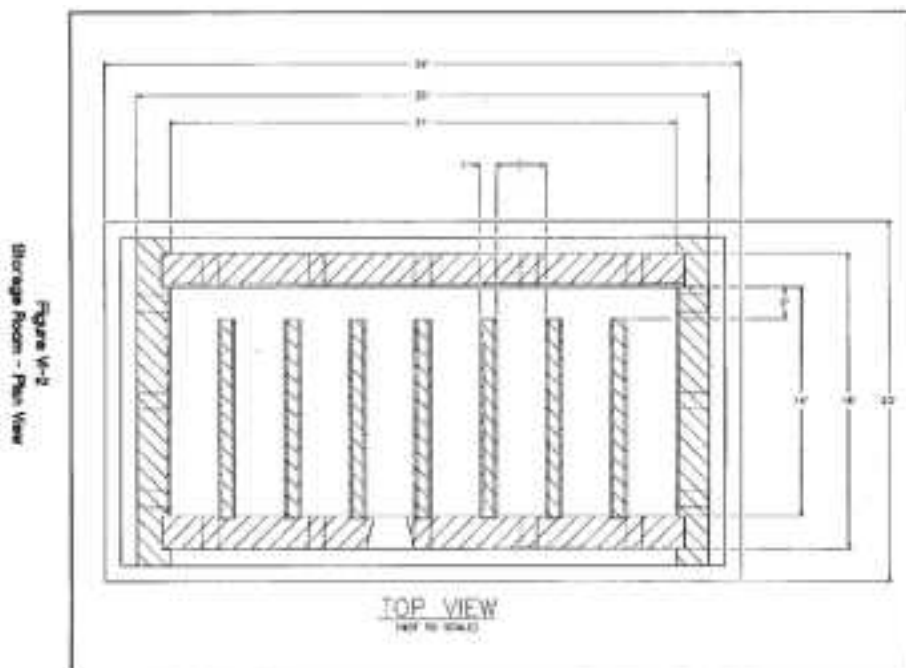


Figure IV-1
Level II and Level III Messages

図 4.1-20 レベルII及びレベルIIIのメッセージ

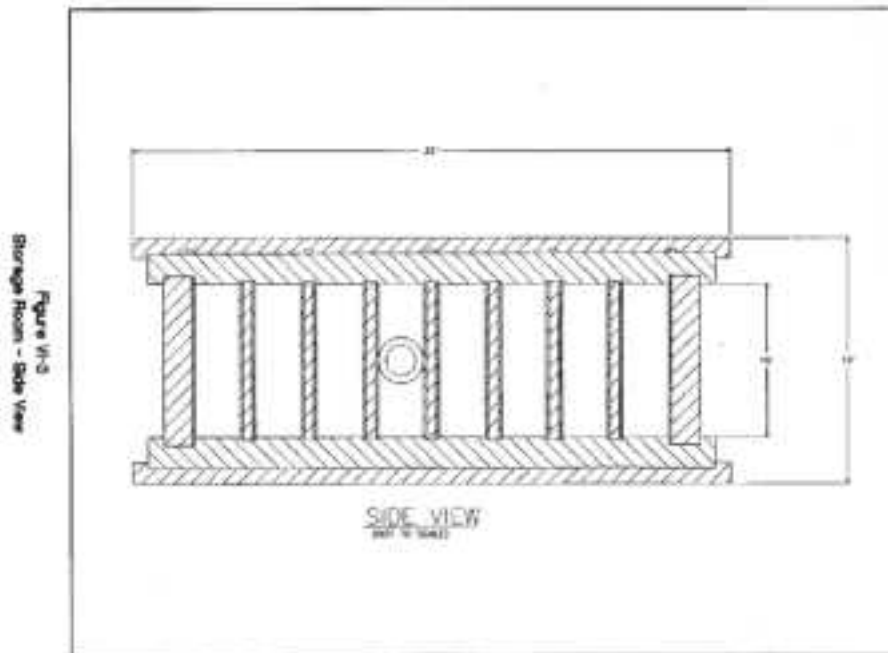


鳥瞰図

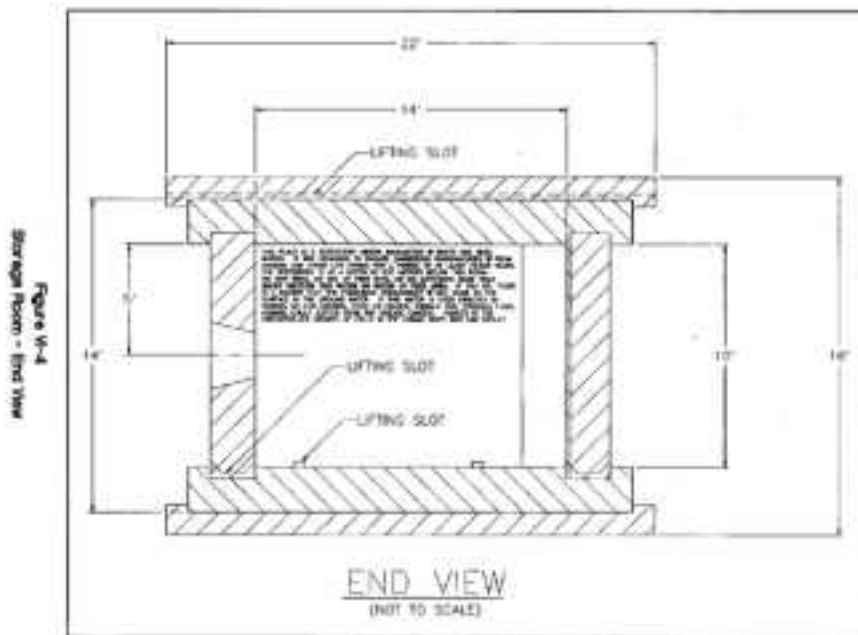


上面図

図 4.1-22 貯蔵室の概念



側面図



端面図

図 4.1-22 貯蔵室の概念

Figure M-1
Information Center

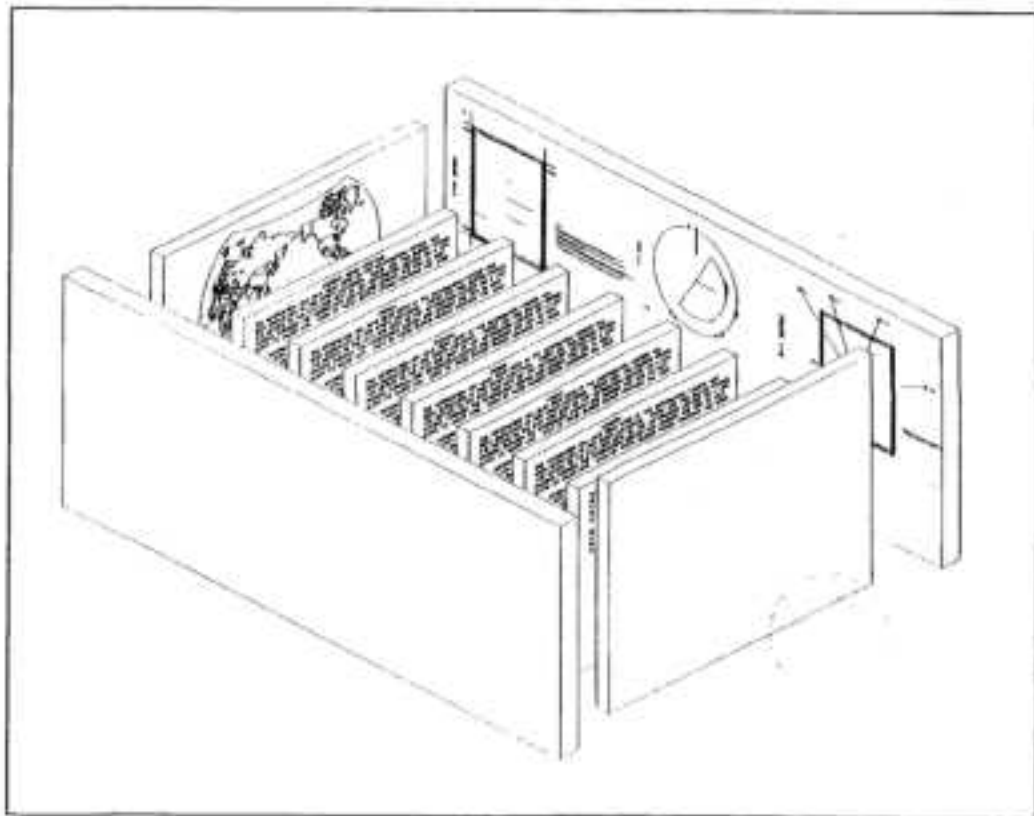


図 4.1-23 情報センターの概念

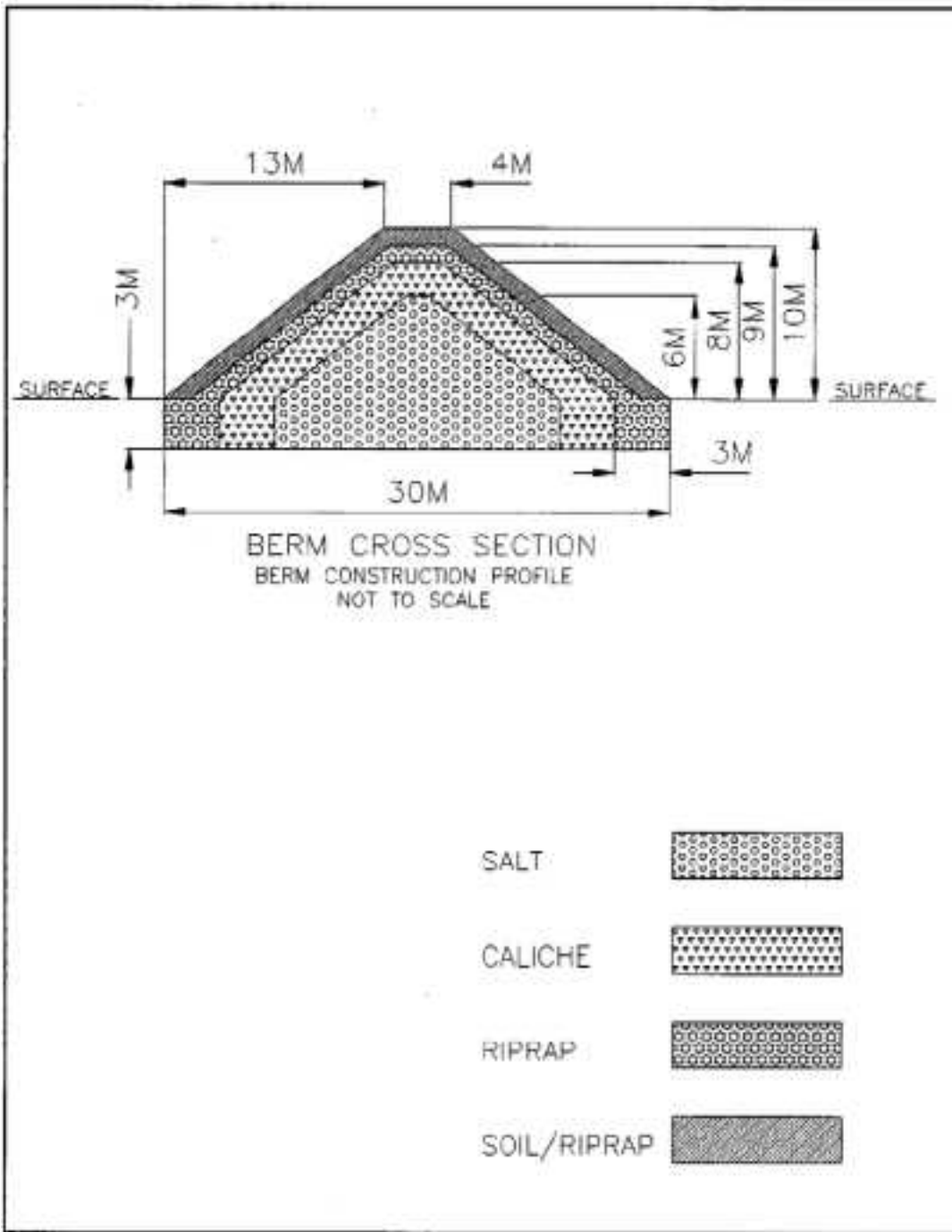


Figure VIII-1
Berm Configuration

図 4.1-24 盛り土構造の断面図

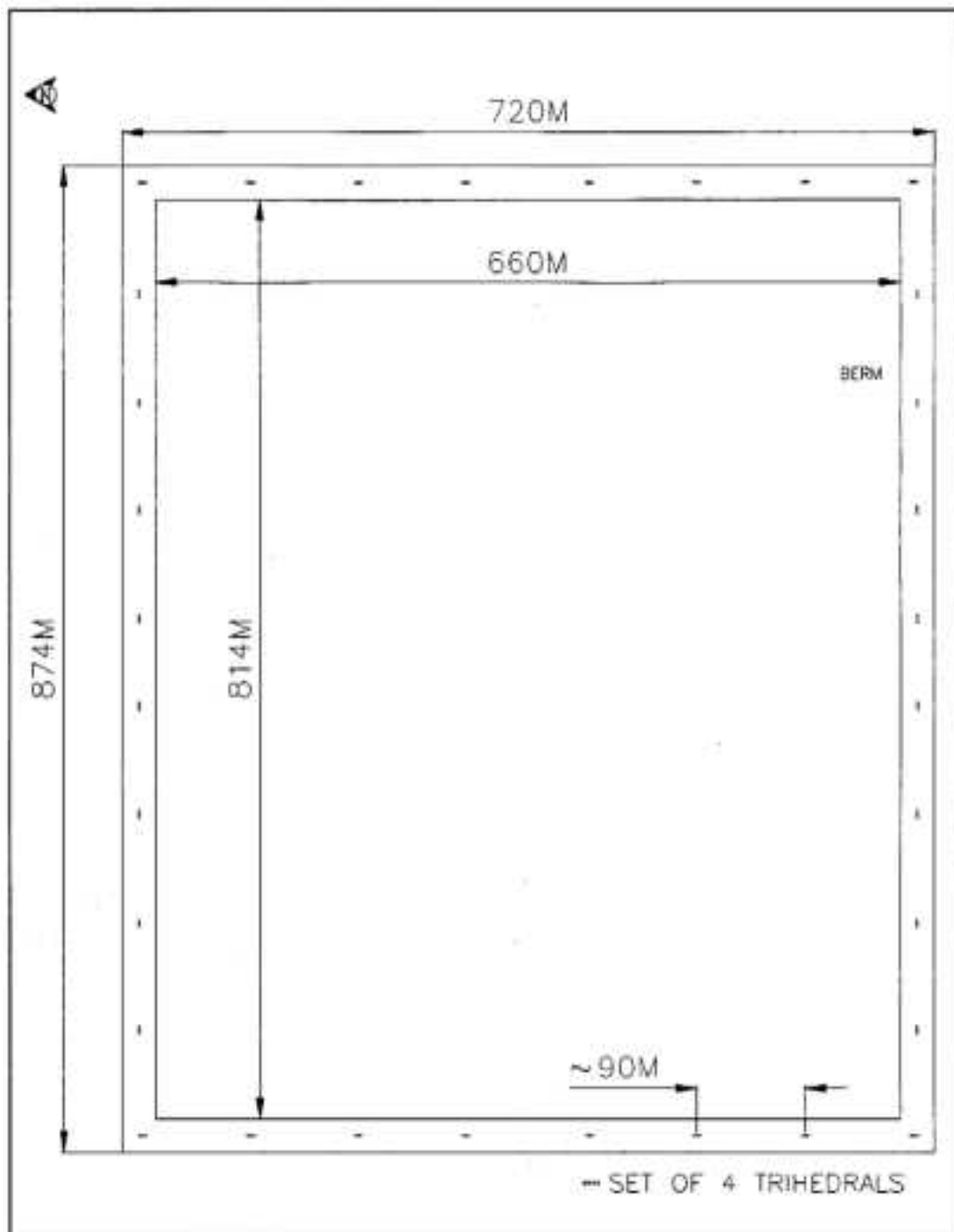


Figure VII-2
General Trihedral Arrangement

図 4.1-25 盛り土構造の配置図

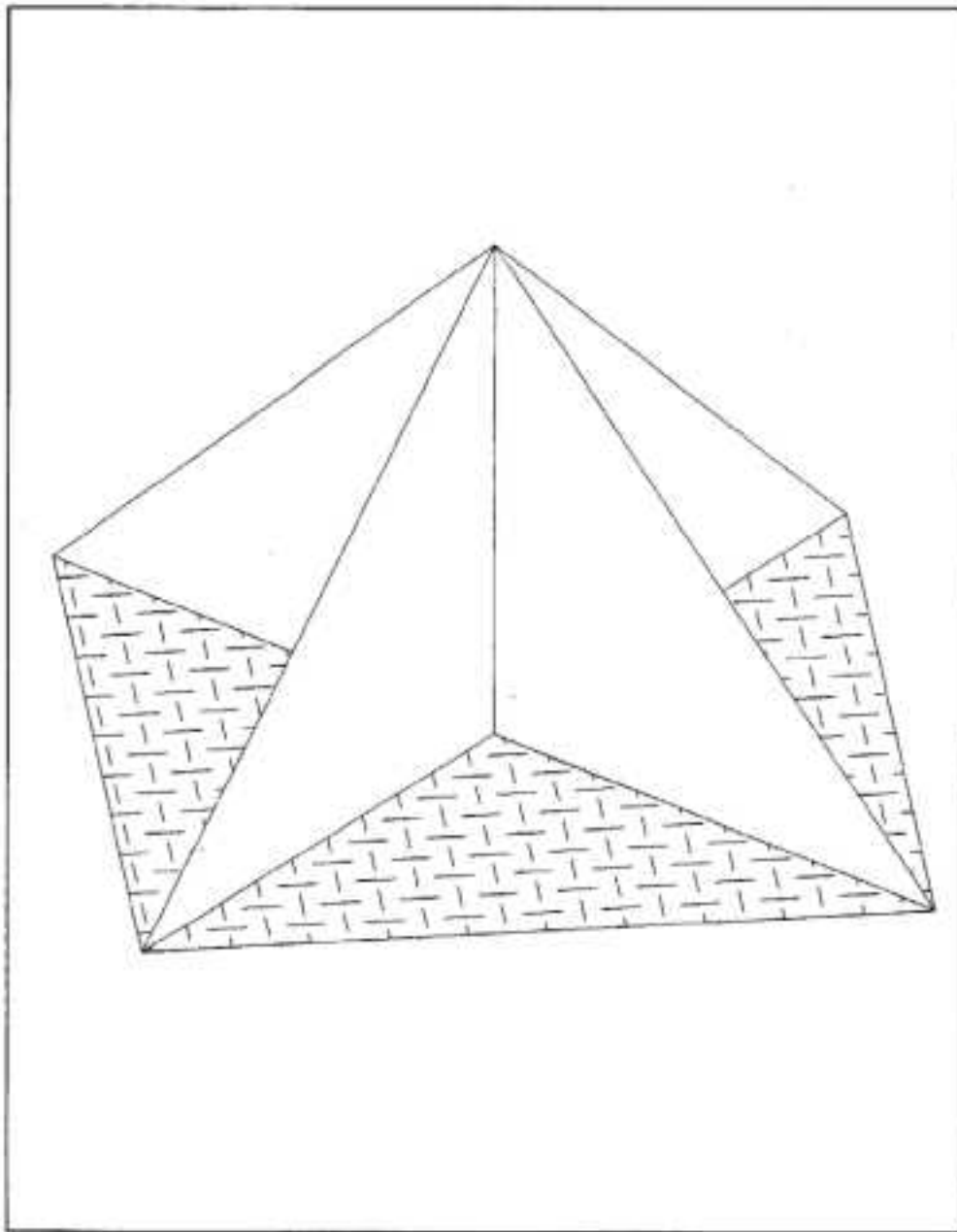


Figure VII-3
Trihedral Configuration

図 4.1-26 盛り土構造に設置するレーダー信号を反射する三面体

Figure XI-1
Berm Construction

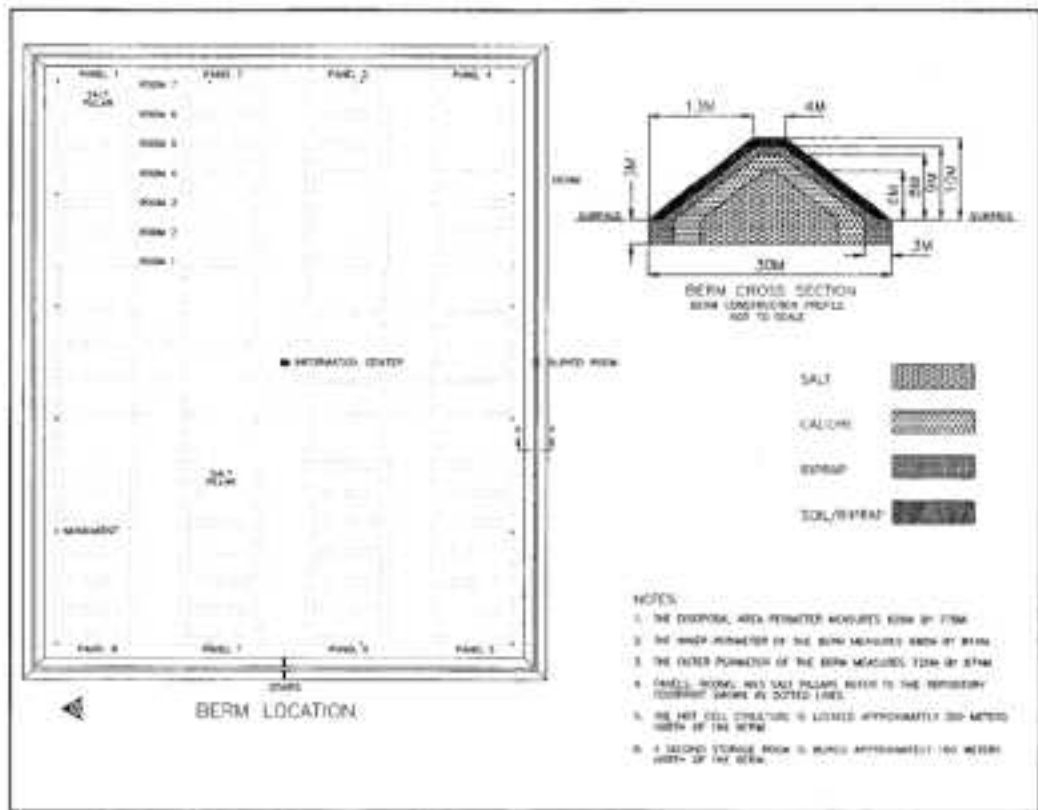


図 4.1-27 盛り土構造の配置図

(4.1 参考文献)

- 1) DOE, "Title 40 CFR 191 Compliance Certification Application for the Waste Isolation Pilot Plant, Appendix AIC", DOE/CAO 1996-218, 1996
- 2) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, "Yucca Mountain Repository License Application", DOE/RW-0573, Update No. 1, Docket No. 63-001, November 2008
- 3) NRC, "Regulatory Issue Summary 2000-18 Guidance on Managing Quality Assurance Records in Electronic Media", 2000
- 4) American Society of Mechanical Engineers, "Quality Assurance Program Requirements for Nuclear Facilities", ANSI/ASME NQA-1-1983, 1983
- 5) NRC, "Quality Assurance Program Requirements (Design and Construction)", Regulatory Guide 1.28, Rev. 3. 1985
- 6) DOE, "Title 40 CFR 191 Compliance Certification Application for the Waste Isolation Pilot Plant, Appendix PIC, Passive Institutional Controls Conceptual Design Report", 1996
- 7) Sandia National Laboratories, "Expert Judgment on Markers to Deter Inadvertent Human Intrusion into the Waste Isolation Pilot Plant", SAND92-1382 1 UC-721, November 1993
- 8) Bechtold, S.L., "1996 correspondence. National Archives and Records Administration (NARA)", Bulletin No. 95-7, 8 September 1995

4.2 フランスにおける制度的管理に係る技術情報調査

ANDRA が地下研究施設で実施すべき調査プログラムは、法律と規制の枠組みによって決定される。1991年放射性廃棄物管理研究法によると、ANDRAは「特に、地下研究施設の建設を通じてその廃棄物の地層中における可逆的な、または不可逆的な処分の可能性を調査する」とされている。

地層処分の安全性の目標と要件は、当時の原子力安全管轄当局であった原子力施設安全局（DSIN）が1991年6月10日に基本安全規則 RFS III.2.f.で発表した文書に含まれる勧告の中で策定された。

上記の要件に従って、地層処分に関する研究は放射性廃棄物管理機関（ANDRA）が実施した。ここでは、モニタリング技術、放射性廃棄物の回収技術及び原位置調査技術に関する研究開発方針を示す。

4.2.1 モニタリング技術

フランスにおいては、処分場の監視・サーベイランスは、人間と環境の保護という基本目標の下、管理、セキュリティ、安全性に寄与するものであり、同時に工業施設やインフラストラクチャ、地表の自然環境を対象としている。

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処分プロジェクトである HA-MAVL プロジェクトでは、モニタリングは地層処分場の特性、特に100年というタイムスケールを考慮しなければならないとしている。そのため、処分場の監視・サーベイランスは、処分場開発の基本条件となり、また、これに関連する決定プロセス、特に、可逆期間についての決定プロセスにおいても考慮されるべきものであるとしている。

(1) 長期的なモニタリングの戦略及び技術

ANDRAは、HA-MAVL放射性廃棄物の地層処分場の監視・サーベイランスの目的は以下の2点であると考えている。¹⁾

- ・ 耐久性を診断し、場合により、種々の管理上のオプションを維持するための行動の必要性を把握するための様々な構造物の変化の観察
- ・ 管理や可逆性の要求に関わる決定のための、ならびに、これらのプロセスの透明性に寄与するための、処分場で進行するプロセスの進展の理解を可能とする有用な情報を提供するもの

これらにより処分場の監視・サーベイランスは、処分場の存続期間の最初の数十年間について実施された計算の整合性を確認し、長期的安全性への信頼性を高めることになるとしている。

ANDRA が実施した研究開発プログラムは処分場の診断の戦略と方法を考案することを目的としている。ANDRA により、研究・開発及び実証が、2008 年より大学、公的機関、企業が参加する研究所グループ「研究・開発、診断の方法と戦略」において推進されており、処分場において進行するプロセスの分析と処分場の全体的挙動の理解のための全 THMC 分野（熱学的、水理学的、力学的、化学的）における測定が、その柱となっている。また、これらの開発を通じて、測定機器の耐久性の要求に応え、制約的環境条件下（高温、放射線等）におけるセンサーの改善を行い、その耐久性を評価し、検証、較正及び長期間にわたり実施される試験によりセンサーの経時的誤差を把握することを目標としている。

(2) 処分場の環境診断条件とその方法

処分場の環境診断装置は、構造物の設計（図 4.2-1）、構造の変化、段階毎の建造物の閉鎖に適合し、かつ、処分場のプロセス全体にわたり技術的情報を提供するものでなければならない。このプロセスには以下の 2 つの特徴がある。

- 100 年単位の長期的耐久性。これは診断装置の耐久期間に比して、非常に長く、同時に、処分場に関連する一部の現象に比しては非常に短い。
- 最も重要な建造物である処分ピットは、計器の設置と運営が終了すると、最初のパッケージの定置時より、自動化された装置によってのみアクセス可能となる。

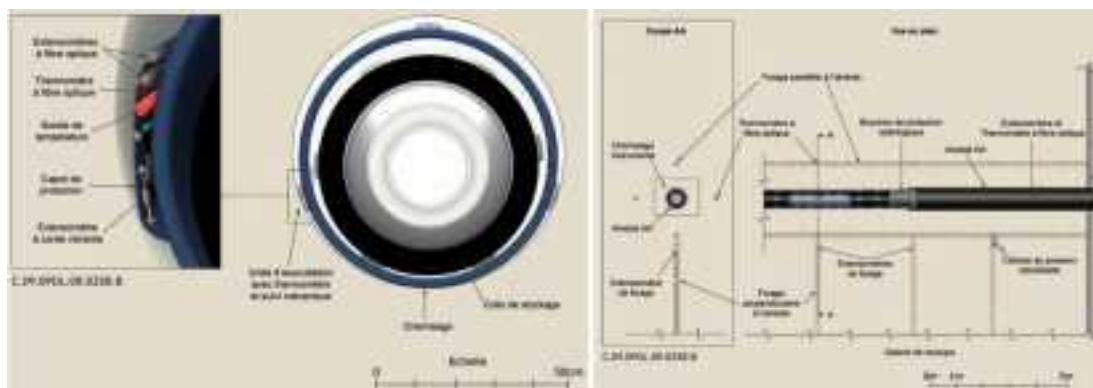


図 4.2-1 高レベル放射性廃棄物（HA）ピットの監視のために予定されている装置の例

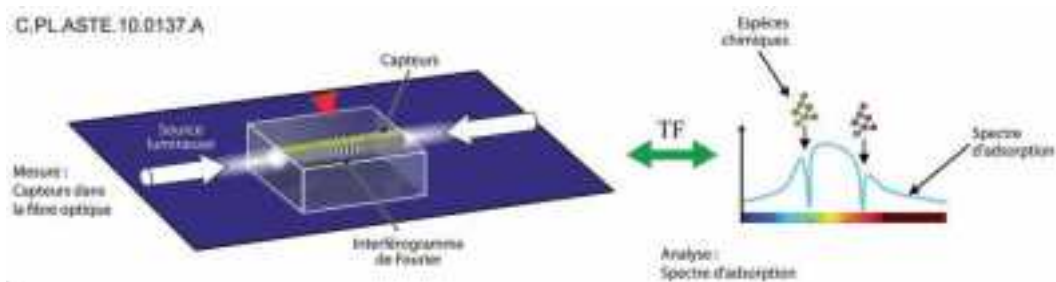


図 4.2-2 一部の分子の存在を識別し、量的評価を行うための光スペクトル吸収測定用光ファイバーセンサ

持続可能な監視・サーベイランスシステムの構想のため、戦略は、実施上の制約条件や必要経費を考慮した上で、相補的で冗長性を有する診断アプローチを基にしている。

診断システムは、数十年単位の期間、攻撃的な環境条件（放射線、温度）の下で、堅牢かつ信頼性が高くなければならない。そのため、計器が設置された次のような大型建設物の温度や変形に関する多数の経験が調査され分析された：ダム（50年以上使用されているセンサー）、オーブの短寿命中レベル放射性廃棄物（FMA）処分センター（15年間以上の期間の測定値が入手可能）、カロボ・オックフォードイアン粘土層との特殊状況下で200基以上のセンサーを備えるムーズ／オート＝マルヌ地下研究所。

しかし、診断は、物質の湿度や化学的性質の観察及び使用されるピット内の雰囲気を観察も目的としている。こうした測定に必ずしも耐久性を有する装置が使用されるとは限らないため、診断装置の全体的な改善を目的とした新たな技術の段階的導入が予定されている。

優先的と見なされる研究・開発テーマは、一部のガスの探知、岩盤やコンクリートの飽和度の測定及び物質の化学的性質の変化ならびにピット内の雰囲気の変化の観察である。

4.2.2 放射性廃棄物の回収技術

1991年放射性廃棄物管理研究法を受けた政府声明を受け、実施主体である放射性廃棄物（ANDRA）は放射性廃棄物の回収可能性を調査研究に含めている。

ANDRAは、2006年に地層処分相当の高レベル放射性廃棄物の回収試験を実施した。

回収試験が実施されたモジュール#3（17～50トンの重量物の水平定置（セメント固化体及び高レベル放射性パッケージ）の目的は、長さが30mを超え、壁面に対する許容誤差が小さい（数センチメートル）水平坑道で最大50トンの重量物の定置の実現可能性を示すこ

とにある。

回収性試験に際しては、流体クッションの手法が応用された。技術の応用はあらかじめ製造された人工バリアのリングの定置（モジュール#1）、及びさまざまな種類の地層におけるチューブガイドを使用する場合と使用しない場合の使用済燃料容器の定置に関わるものである。流体クッションの予備的な動作試験を実施した後、実証試験が実施された。パッケージの垂直定置用機器の構成を図 4.2-3 に示す。また、モジュール C 移送の原理を一連の写真で図 4.2-4 に示す。

ANDRA は 2015 年に予定されている地層処分場の設置許可申請書の補足として、パッケージ回収の調査に関する文書を提出する予定である。

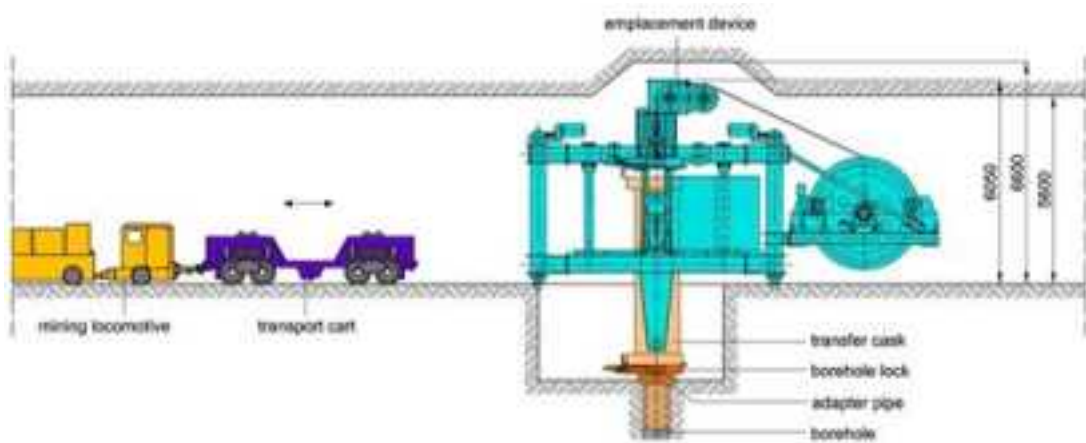


図 4.2-3 パッケージの垂直定置用機器の構成

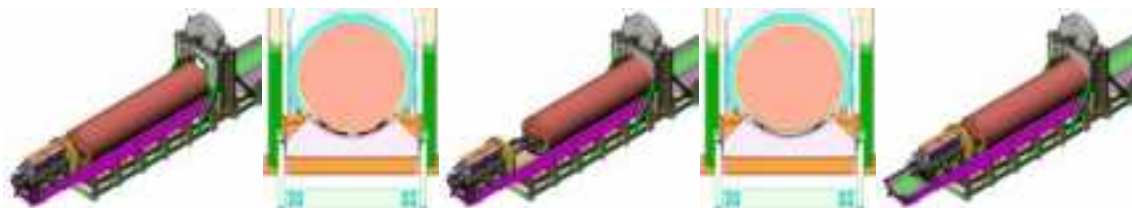


図 4.2-4 流体クッションの膨張、積荷の移動、クッションの収縮、その後のプッシャの前進を含む、水平空洞での重量物の定置順序

4.2.3 原位置調査技術²⁾

ANDRA は、ビュール地下研究所において廃棄物処分を予定している地層であるカロボ・

オックスフォードイアン粘土層に対し、原位置試験を実施している。以下に過去に実施された試験内容を示す。

① 地質環境の探査

② カロボ・オックスフォードイアンの力学的挙動

③ KEY 試験

KEY 試験は、廃棄体のシール周辺の移行の可能性を制限するために亀裂帯を遮断する方法の実現可能性の検証のため実施された。

④ TER (熱) 試験

TER 試験は、カロボ・オックスフォードイアン粘土層の熱伝導率特性を可能な限り正確に求め、その熱・水・力学的な複合的挙動を調査し、特に熱負荷を受ける工作物の周囲における力学的、水理力学的応答を記録することを目的としている。

⑤ 水理力学的特性

この試験は、粘土質地層の水理力学パラメータをさまざまな規模で、天然の条件で求めること及び地表からボーリング孔で採取されたサンプルで得られたパラメータを強固なものとするを目的としている。

⑥ 拡散試験

この試験は、長期的に廃棄物パッケージから放出される可能性がある外成荷電化学種に対するカロボ・オックスフォードイアン粘土層の保持特性を明確にすることを目的として実施された。

4.2.4 実施主体による制度的管理に関する取り組み³⁾

フランスには、浅地中処分、地層処分及び中深度処分の3つの処分概念が存在する。このうち、地層処分及び中深度処分は、前者は2015年の設置許可申請に向けた準備段階（候補サイト区域を対象とした詳細調査を実施中）、後者はサイト選定に着手したものの、現状では具体的な候補サイトが特定されていない。これらの地層処分及び中深度処分事業において、実施主体が制度的管理に関する取り組みを具体化させる最初のタイミングは、段階的な許認可制度における最初のステップである設置許可申請時であり、そこで実施主体は「操業停止及びその後の監視段階について検討されている方法を示す文書」を提示（提案）する必要がある。

(4.1 参考文献)

- 1 Dossier2009 (ANDRA 2009)
- 2 Activités expérimentales HAVL laboratoire souterrain de Meuse / Haute-Marne études et essais technologiques (2006 ANDRA)
- 3 "Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs 2013 - 2015 (ASN 2013)

4.3 スウェーデンにおける制度的管理に係る技術情報調査

スウェーデンにおいては、処分場の閉鎖後における制度的管理に関する法令・規制要件は未整備である。2011年3月にSKB社は、使用済燃料及び原子力廃棄物の最終処分のための原子力施設の建設、所有、操業に関する原子力活動法に基づく許可申請書を提出しているが、これを反映して、この申請書においても、「4. 最終処分施設で行われる活動」の中で閉鎖後の期間について以下のように言及しているのみである。

4.9 閉鎖後の期間

最終処分場施設は、その安全性が閉鎖後のモニタリングや維持管理を必要としないように設計されている。処分場が閉鎖された後では、使用済燃料の安全な最終処分に係る法的要件をSKB社は満足できるはずである。閉鎖後の処分場に関する長期的な責任に係わる問題は、[政府が行っている]“原子力活動と放射線防護の連携規制に関する調査”(M2008:05)において議論されているところである。

[使用済燃料及び原子力廃棄物の最終処分のための原子力施設の建設、所有、操業に関する 原子力活動法に基づ 許可申請書 (2011年3月, SKB社) より引用]

ただし、処分場を廃止措置する際には、別途、その申請を行い、規制当局の承認を受けなければならない。SKB社は申請書において、閉鎖はかなり将来におこなわれる作業であるため、現時点では閉鎖をどのようにして行うかは詳細に決定していない。しかし、閉鎖を安全かつ環境的に適切な方法で実行するための技術は、既に利用できる状況にあるとしている。

4.3.1 モニタリング技術

スウェーデンでは処分場の閉鎖後における制度的管理に関する法令・規制要件が存在しないことから、原子力活動法に従ってSKB社が3年毎に取りまとめている最新の「研究開発実証プログラム2013」においても、処分場の建設・操業時に不可欠となるモニタリング技術(例えば、岩盤剥離のモニタリングの実現方法など)については実施しているが、閉鎖後の制度的管理への適用を意識したモニタリング技術の開発は見当たらない。

4.3.2 放射性廃棄物の回収技術

(1) エスポ岩盤研究所でのキャニスタ回収試験

エスポ岩盤研究所では、実規模の模擬キャニスタ処分孔に定置して緩衝材を敷設した後、ベントナイトが全面的な飽和状態となった後に回収する際の準備状況の実証することを目的として、「キャニスタ回収試験」(CRT)が実施された。

このキャニスタ回収試験では、地下 420 m のレベルに 2 本の実規模定置孔が掘削され、当初は、掘削プロセスの調査及び孔の掘削が及ぼす岩盤力学的な結果的影響に関する調査が行われた。その後 2000 年に、1 体のキャニスタと必要とされるベントナイト・ブロックが孔の 1 つのに定置され、この孔がプラグによってシーリングされ、ヒーターのスイッチが入れられ、緩衝材を飽和状態とするための人工注水が実行された。

2006 年 1 月に回収フェーズが開始された。定置孔を覆う埋戻材を除去した後、キャニスタ周囲のベントナイト緩衝材の除去が開始された。分析のために約 1,500 以上のベントナイトのサンプルが取り出された。ベントナイト緩衝材の除去には、スラリー法と呼ばれる方法が用いられた。キャニスタの半分の深さ部分までベントナイトを掘削除去した後、塩化カルシウム溶液を注入してベントナイトをスラリー状にし、スラリーをポンプで排出する方法である。キャニスタの底部まで除去した後、2006 年 5 月にキャニスタを吊り上げて回収作業が完了した。

なお、SKB 社の最新の「研究開発実証プログラム 2013」(2013 年 9 月)では、回収技術開発について、特段の言及は見当たらない。



キャニスタ回収試験



回収時の模様

[写真：SKB IPR-08-13 より引用]

4.4 フィンランドにおける制度的管理に係る技術情報調査

4.4.1 モニタリング技術

2.4.12 節にあるように、フィンランドでは原子力法第 32 条において、管理義務の終了の条件として、原子力廃棄物の将来の検査及び監視に関する一括料金を国に納入することが規定されている。また、同原子力法第 34 条において、最終処分後、必要となった場合には、国家は、原子力廃棄物の管理及び処分場の安全確保に必要なあらゆる施策を処分場サイトで講じる権利を有すると規定している。その一方で、原子力法第 7h 条においては最終処分は長期安全性を確保する上で最終処分場の監視が必要とされない方法によって計画されなければならないことを規定している。

ポシヴァ社は、2004 年に地下特性調査施設（ONKALO）の建設を開始して以来、オルキオト・モニタリング計画を継続して実施している。同計画は、岩盤力学、水理学、水文地球化学、地表環境の調査などで構成されており、オルキオトの地圏及び生物圏の内部で自然に発生する変化をモニタリングしているだけでなく、これらの地圏や生物圏が、ONKALO の建設やその他の人間活動によってどのような影響を受けるのかに関するモニタリングを行っている。

ポシヴァ社は 2012 年に「オルキオトにおけるモニタリング：処分場操業期間前までの計画」（POSIVA 2012-01）¹⁹を公表し、2012 年から 2018 年頃に、すなわち処分施設の操業期間の開始が予定されている時期に実施されるモニタリング計画の改訂版を示しており、同時に、操業期間を対象としたジェネリックなモニタリング計画についても示している。しかしながらポシヴァ社は、閉鎖後モニタリングに関しては現在の規制要件では求められていないとし、また、「監視」（surveillance）という言葉は、モニタリング計画の意味におけるモニタリングではなく、処分場への人間の立ち入りの制限を示しているのは明らかであると解釈しており、2012 年のモニタリング計画レポートでは閉鎖後モニタリングに関する技術に関する記述は含まれていない。

4.4.2 放射性廃棄物の回収技術

2.4.10 節にもあるように、フィンランドの現在の法令では放射性廃棄物処分場に関して回収可能性に関する記述はない。しかしながら STUK によれば、オルキオトに建設が予定されている使用済燃料処分場に関しては 2000 年の原則決定において回収可能性が求められており、現在もこれは有効であるとしている。

ポシヴァ社は 1999 年に、処分プロセスの異なる段階においての、キャニスタの回収可能性について概念的な設計に関する調査を行い、報告書を取りまとめた²⁾。

上記報告書では、回収は、技術的に見た場合、処分施設を閉鎖した後でも可能であるとされている。処分場閉鎖後の回収では、処分トンネルを、最初に処分場を建設した場合と同様に、掘削する必要があると考えられている。また、キャニスタの周囲にあるベントナイト緩衝材が膨潤し、圧力によりキャニスタが固く固定されている状態は、塩水を用いてベントナイトを分散させることによって、圧力を緩ませてからキャニスタの回収を行うことが考えられている。

1999 年の報告書以降、ポシヴァ社から回収可能性に関する研究開発関連の報告書は公表されていない。なお、ポシヴァ社はスウェーデン SKB 社との共同研究をしていることから、SKB 社が回収の実証試験（4.3 参照）を行って得られた結果は、フィンランドにおいても使用されうるとしている。

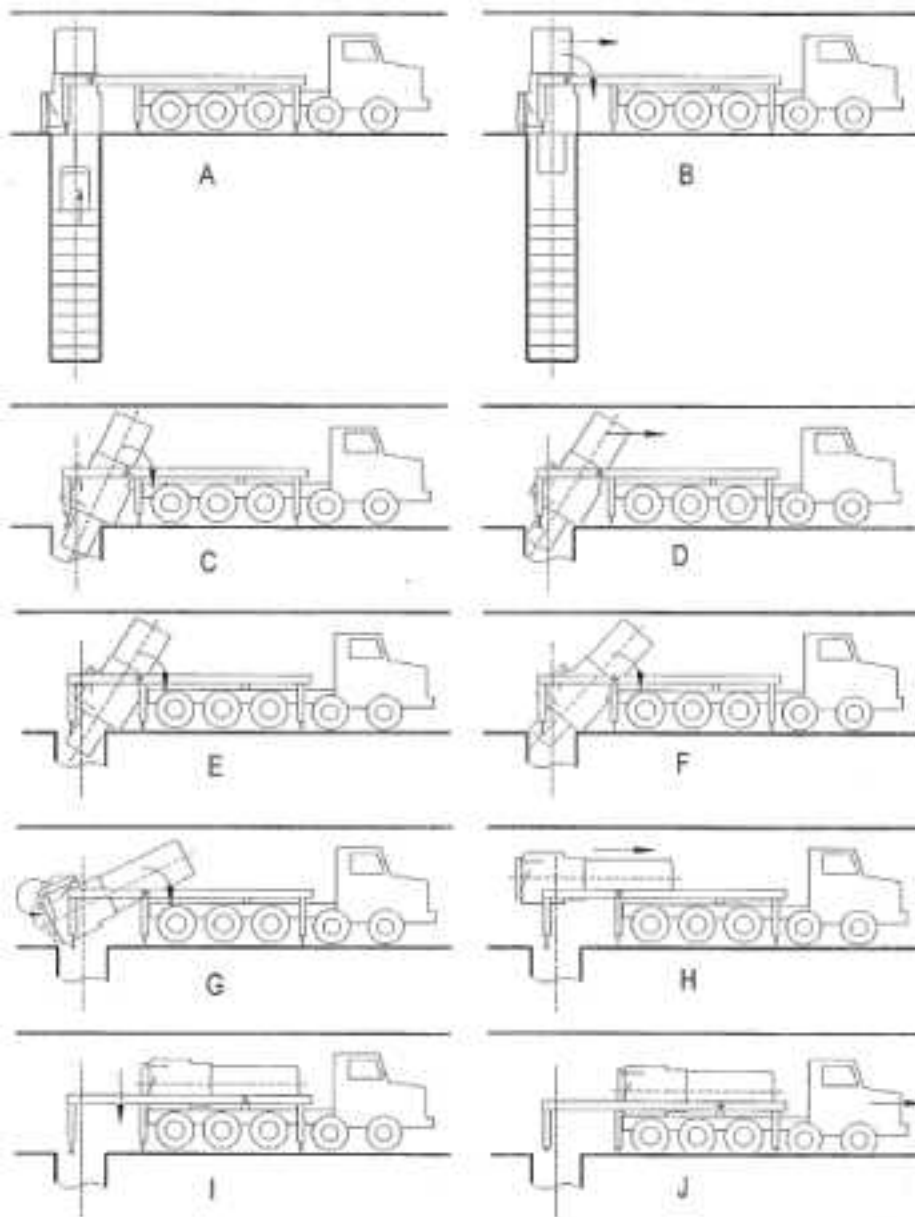


図 4.4-1 キャニスタ回収の机上検討例

4.4.3 原位置調査技術等

以下では原位置調査技術等に関連して、ONKALO での技術開発を示す。

○岩盤適格性分類

ポシヴァ社は TKS-2006 プログラムで、処分の目的に使用する岩盤の要件の開発と適用に関する計画を提示した。この目的に向けて、2007 年に RSC (岩盤適格性基準) プログラ

ムを開始した。RSC プログラムの目的は、処分施設のレイアウトの設計と処分孔の位置の選定に用いる特定の基準に基づく適合性の分類を開発することであった。基準の開発を目指すプログラムが実際の適合性分類プロセスまで進んだときに、現在の形の RSC 作業の名称が岩盤適格性分類に改められている。

2010 年から 2012 年に、ONKALO のアクセストンネルで、RSC-I 基準と、岩盤適格性評価を目的とする情報を作成する特性調査及び研究方法が実施されている。試験の焦点は、RSC 基準および適合性分類に重要な以下の問題に集中したとしている。

- 長い（大規模）亀裂
- 局所的な小規模変形域と透水特性
- 坑道下の岩盤体積

パイロット孔 ONK-PH10、ONK-PH11、ONK-PH12 と調査用ニッチ 3 からの試料を用いて RSC-I 基準と RSC 分類方法が試験された。これらのうち、後の 2 本のパイロット孔の試験では、特に FPI 基準（全周囲交差基準。FPI 基準は、適切な方法で半径 75 メートル以下であることが示されない限り、坑道断面全体に交差する亀裂はいわゆる大規模亀裂と見なさなければならないことを意味する。）と、亀裂とキャニスタ孔または亀裂とキャニスタの間の保護距離及びそれらが処分トンネルの利用可能性の程度に与える影響の評価に焦点が置かれた。

物理探査の研究方法の一例として、坑道床下の岩盤体積の特性調査に関して 2010 年から 2012 年に行われた地中レーダ法について図 4.4-2 に示す³⁾。

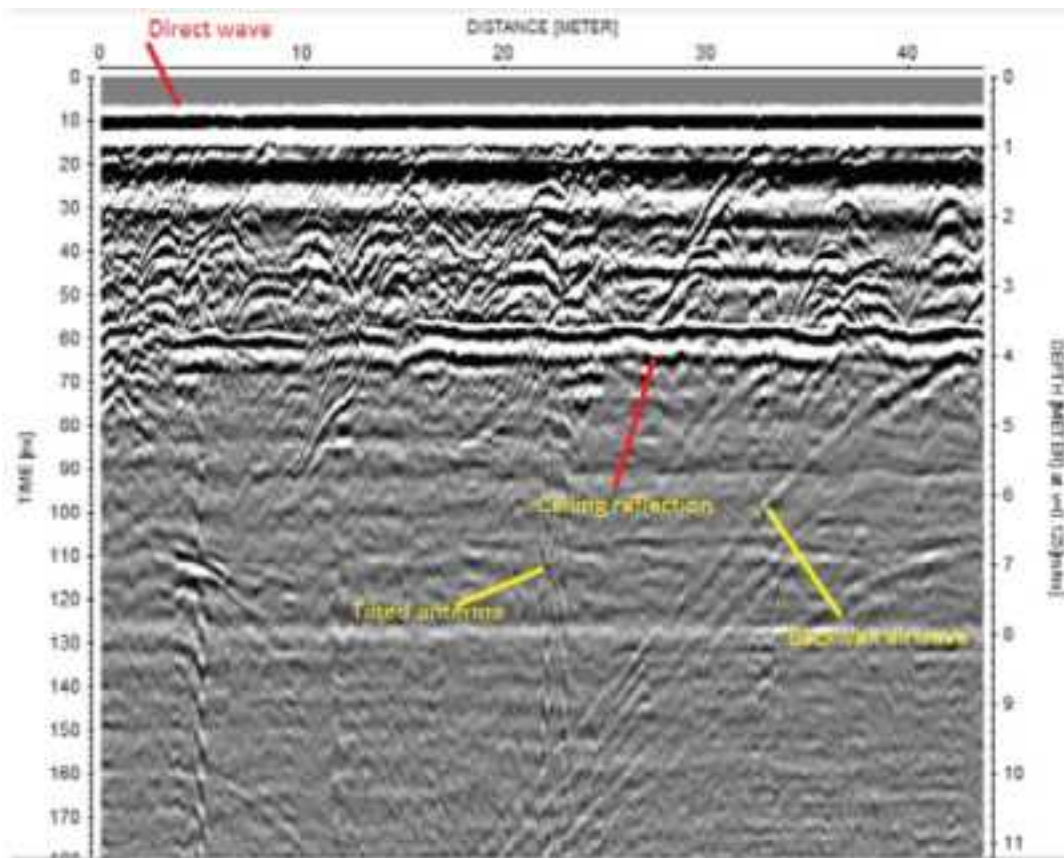


Figure 8. First arrival, ringing and air reflections in the radar image from floor, 270 MHz in TKU-3 at 15 – 55 m. North is on the right (tunnel end).

図 4.4-2 RSC 試験のための地中レーダー調査例

○オルキルト・モニタリングプログラム

オルキルト・モニタリングプログラム（OMO）は、処分サイト及び施設の長期的変化を監視する目的で進められている。このプログラムは 2004 年に始まり、その主な目的は ONKALO の建設作業が岩盤や周辺の地上に与える影響を監視することであるとしている。観察結果は長期的安全評価や、サイト調査、環境影響評価で使用されてきた。モニタリングプログラムの結果はポシヴァ社の作業報告書（Working report）シリーズで毎年報告されている。それぞれのモニタリング分野（岩石力学、水文学、水文地球化学、地上の周辺環境、異物）に関して個別の報告書が作成され、その年に実施した調査の説明と前年までの結果との比較が示されている。

ONKALO で実施されているモニタリング関連研究として、岩盤変化測定、微小地震観測網、水文学的調査（地下水水頭圧測定、地下水漏水量測定等）がなされている。

○地下研究

掘削作業前の計画立案に用いる初期データの入手を目的として、ONKALO のアクセストンネル、立坑、その他の施設と中央トンネル、実証トンネル、実験用処分孔で多様な地層科学的研究が行われている。研究活動には、ボーリング孔の調査と施設のマッピングが含まれている。ONKALO の特性調査は地質、岩盤力学、地球物理学、水文地質学及び水文地球化学的調査などがある。

地球科学調査の目的は、当初は処分を目的とする岩盤体積の適合性に関する詳細情報を作成し、その後計画及び設計作業に適する初期データを作成することとしている。そのため、ONKALO での調査実施中に多数の研究活動が行われ、結果は岩盤に関する計画を立てるための初期データとして使用されるとしている。

アクセストンネルに沿っていくつかの調査用ニッチが設置されており、プログラムを用いて処分作業の基礎となる岩盤の特性やそこで発生しているプロセスまたは現象を調査することを目的とする長期的試験が開始されている。ONKALO の調査用ニッチにおけるそのような試験は、岩盤力学試験 (POSE)、水文地質学的相互作用試験 (HYDCO)、硫酸還元試験 (SURE)、マトリクス拡散試験 (REPRO) の 4 つの研究プロジェクトである。以下にこれらの 4 つの研究プロジェクトの概要を示す。

POSE :

オルキルトでは、処分場深度の応力状態により起こるトンネルの損傷の確率など、掘削する施設の挙動を予測する際には、応力状態と岩石の強度の関係が予測のための鍵となる基本的要素である。岩石は、表面に存在する応力状態が剥離強度を超えた場合に破砕する。調査用ニッチ 3 で岩石の剥離強度を調査する目的で、2010 年に POSE と名付けた岩盤力学試験が開始された。

HYDCO :

この試験の目的は、処分孔周辺に似た岩盤体積中の高透水性亀裂の間の相互作用を可能な限り詳細に調査することである。試験のために調査用ニッチ 4 に 2 本の孔を掘り、亀裂間関係を調査するための多様な調査が行われている。

REPRO :

岩盤マトリクス拡散試験 REPRO の目的は、処分深度での母岩の貯留能力に関するサイト

固有のデータを取得し、移行のモデル化に使用することである。

SURE :

硫酸塩の還元速度と還元を限定する要因に関する SURE 試験の目標は、硫化物の形成とメタンの嫌氣的酸化を調査することである。硫化物は特に硫酸塩とメタンを含む水の界面で形成すると仮定されるため、試験はそれらを含む水で行うことが計画されている。試験の第一段階ではボーリング孔 ONK-PVA6 にフローセルを取り付け、セルの列を通して孔の中で地下水を循環させることによって孔の中の条件に相当する微生物菌株を植えた。4 か月未満の培養期間後、フローセル列を実験室に持ち込み、CH₄ 及び H₂ ガスで微生物菌株を活性化することによって試験を継続し、微生物菌株と水の化学組成の変化を監視した。

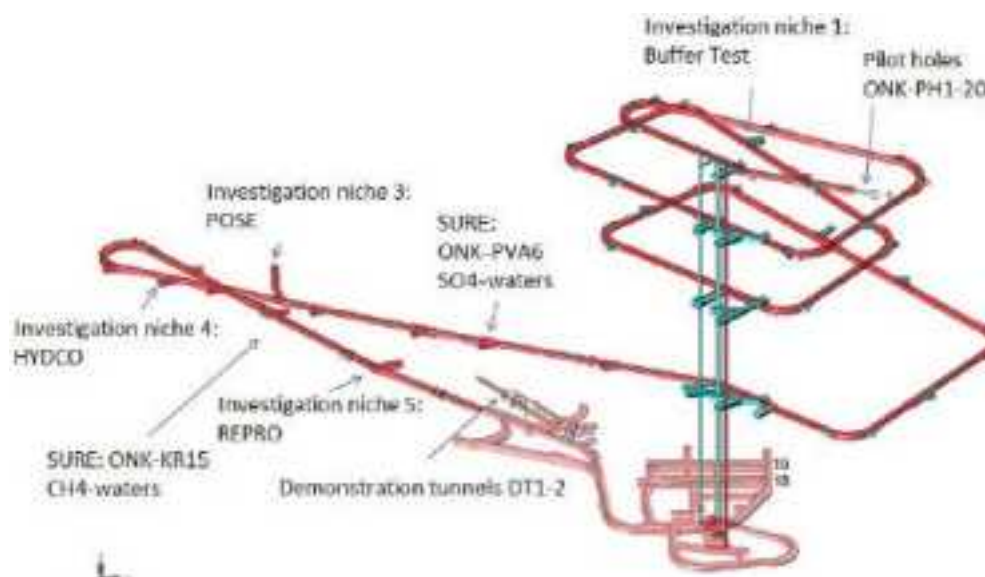


図 4.4-5 ONKALO における地下研究の実施場所

○DOPAS プロジェクト

DOPAS プロジェクトは、ユーラトム（EURATOM：欧州原子力共同体）第 7 次枠組み計画（FP7）の一環として実施されている国際共同研究であり、プラグ及びシールの工学技術的実現可能性、その特性測定、処分場条件下での経時的挙動の管理、及び安全目的にかなう水理学的性能に関して、妥当性と一貫性を向上させることをその目的としている。DOPAS プロジェクトは 5 つの試験が計画されており、ONKALO で実施される POPLU 試験は、実規模の処分坑道エンドプラグの実証を目的としている。

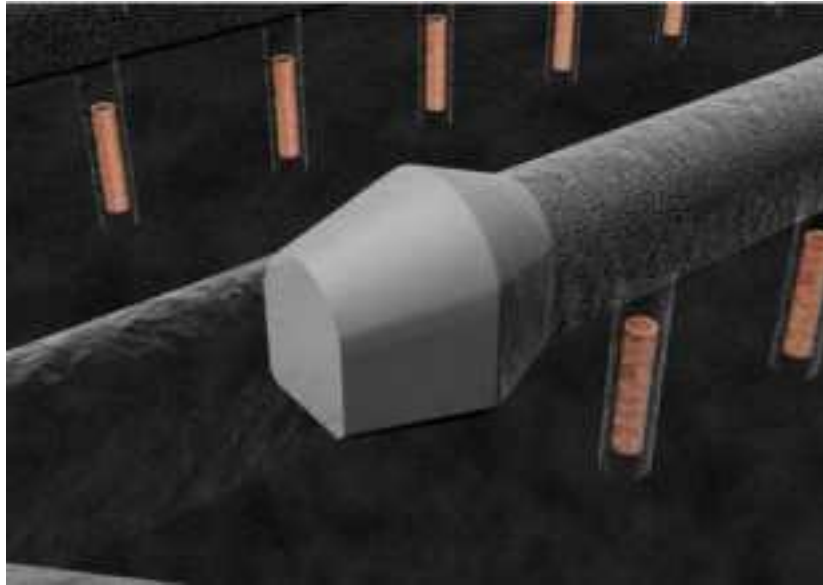


図 4.4-6 ONKALO における POPLU 試験のエンドプラグの概念図

4.4.4 オルキルトに建設が予定されている処分場に係る制度的管理の検討

フィンランドでは処分場閉鎖後において、STUK が、原子力廃棄物が承認された方法で永久的に処分されたことを確認した時点で、最終処分が実施されたと見なされ、原子力廃棄物の所有権は国家に移される。国家は、その後、その原子力廃棄物に係る全ての責任を有することになっている。また、フィンランドの法令では制度的管理として STUK が、不動産に関する方策について禁止令を出すことが可能なこと、及び記録が永久に保存されるよう STUK が手配することを規定している。一方で、標識に関する規定はない。モニタリングに関しては 4.4.1 節参照。

STUK におけるこれら制度的管理に係る検討については公表されていない。

実施主体のポシヴァ社による研究開発計画、TKS-2009（ポシヴァ社、2009 年）によれば、標識に関しては以下のように閉鎖後の制度的管理の一環として実施の可能性について記述がなされている。

閉鎖後期間

処分概念は、処分場閉鎖後にもモニタリングまたはその他の保守を実施する必要がないように設計される。地下に埋設される廃棄物に関する情報を示した標識などが設置されるだけでなく、必要と見なされた場合には、当該サイトに関するモニタリング活動が実施される可能性がある。

(4.4 参考文献)

- 1) POSIVA, Monitoring at Olkiluoto – a Programme for the Period Before Repository Operation, POSIVA report 2012-01, 2012.
- 2) Saanio and Raiko, Käytetyn ydinpolttoaineen loppusijoituskapseleiden palautettavuus, Työraportti 99-21, 1999.
- 3) Heikkinen and Kantia, Suitability of Ground Penetrating Radar for Locating Large Fractures, POSIVA Working Report 2011-92, 2012.

4.5 スイスにおける制度的管理に係る技術情報調査

スイスでは原子力法第 31 条において、原子力施設を操業または廃止する者は、施設から出た放射性廃棄物を自らの費用において安全に管理する義務を負うとの規定があり、この管理義務には、必要な研究の実施も含まれている。

スイスでは国レベルで放射性廃棄物管理に関する研究開発は、放射性廃棄物処分の実施主体である放射性廃棄物管理共同組合（NAGRA）が中心となり実施しており、またスイスの国立研究機関であるパウル・シェラー研究所（PSI）、大学、その他研究機関、民間機関の協力も得たうえで進められている。

また、グリムゼル試験サイトとモン・テリ岩盤研究所の 2 カ所の地下研究所で研究開発が実施されており、NAGRA はこれらの地下研究所において研究開発プロジェクトを実施している。

その他には、2008 年に設置された国家放射性廃棄物研究プログラム（RPRW）の事務局の運営を連邦エネルギー庁（BFE）が担当している。この研究開発活動の社会科学的なプロジェクトはBFEが管理し、安全規制に関連したプロジェクトはENSIが管理している¹⁾。

4.5.1 モニタリング技術

「2.5.12 能動的な制度管理（モニタリング・サーベイランスのあり方等）」で示したように、原子力法及び原子力令に従い、廃棄物を定置した後、処分場が閉鎖されるまでモニタリングが実施されること、またパイロット施設において、廃棄物、埋め戻し材及び母岩の挙動がモニタリング期間の終了時までモニタリングされることが定められている。モニタリングに関連する 3 つの研究開発プロジェクトについて、以下で概要を示す。

なお、2016 年以降に行われる予定の処分場の概要承認申請に向け、低中レベル放射性廃棄物（L/ILW）処分場と高レベル放射性廃棄物（HLW）処分場のためのモニタリング概念に関する報告書が作成される予定である。

(1) 国家放射性廃棄物研究プログラム（RPRW）における ENSI のプロジェクト

国家放射性廃棄物研究プログラム（RPRW）において、2010 年後半から ENSI は「4.4 モニタリングの概念と施設」と題するプロジェクトを実施している。

この研究プロジェクトは、「監視付き長期地層処分」概念におけるパイロット施設に対す

る要件、すなわちパイロット施設の場所、施設、モニタリングされる最も重要なプロセスを定めることを目的としている。また、試験施設を建設する以前の環境監視から処分場閉鎖後の環境監視も目的とされている。

このプロジェクトはパイロット施設に対するモニタリングの要件を確定する際の決定の基礎情報を提供するものである。

ENSI はモニタリング概念と技術についての概要をまとめることとなっており、2016 年には最終報告書の作成が見込まれている。

(2) モン・テリ岩盤研究所の長期的なモニタリングのための技術の準備 (MO) プロジェクト

モン・テリ岩盤研究所では、1996 年に同研究所での研究開発が開始されてから、117 件の実験が開始され、そのうちの 74 件が既に終了している。第 18 段階 (2012 年 7 月から 2013 年 6 月まで) のプロジェクト計画は、43 件の実験で構成されていたが、そのうちの 7 件が新規のプロジェクトで、残りは継続中のプロジェクトであった。

モン・テリ岩盤研究所ではモニタリング技術に関して、「長期的なモニタリングのための技術の準備 (MO)」が ENSI の主導で 2010 年に開始された。モニタリング概念の作成では、どのパラメータを測定するか、測定の頻度はどの程度にするか、どのような期間にわたって測定するかという問題が研究された。

実施されたのは以下の項目である。

1. モニタリング概念の作成
2. モン・テリ岩盤研究所での実証実験
3. 異なる種類の光ファイバー物質ならびにこうした物質が老化に及ぼす効果。
4. エネルギー管理と転換技術の適用。
5. 無線センサー技術の分野でのデータの転送

以下に MO プロジェクトでの技術開発の実施状況を示す。

現在の概念は 5 m の長さのボーリング孔 (直径 178 mm) を使用するものであり、このボーリング孔の底部にヒーターを設置する。さらに 4 種類の異なるファイバー・ブラッグ・グレーティング (FBG) センサーと、電気通信産業で伝統的に使われている 3 つの光ファイバーをボーリング孔に挿入し、伝統的な温度と間隙圧力を調べるプローブを、ボーリン

グ孔に沿った複数の場所に設置する。システムの飽和を調べるために、ステンレス鋼のフィルター・スクリーンを挿入する。その後、全体のシステムをベントナイトと砂の混合物で埋め戻し、ボーリング孔の頂部のところにパッカーを設置し、全体のシステムを坑道から密封する。次にこのシステムを人工の間隙水（APW）で飽和させ、モニタリングする。モニタリング作業としては、FBG の常時モニタリングする作業（分離モニタリング方式）と、リースによる光パルス試験器（OTDR）によって標準の光ファイバーを定期的にモニタリングする作業（継続モニタリング方式）がある。

さらにスイスの連邦材料科学研究所（EMPA）で、3つの同一のセットのケーブル（ブリルアン散乱式分布型（BOTDA）とFBG）の化学的、工学的、光学的な特性を調べるための試験が実施される。第一の標準セットのケーブルは、実験の最初に調べられる。第二の標準セットのケーブルは、実験期間中、熱的に安定したボックスの内部に格納し、5年のモニタリング期間が終了した後に分析する。第三のセットはボーリング孔の底部に設置したもので、同じく5年間のモニタリング期間が終了した後に解体してテストする。この概念は、母岩として利用される可能性のある地層のボーリング孔に光ファイバーを埋蔵するとの条件で、ケーブルの被覆に対する実際の経年変化を評価することを可能にする。この調査結果が、さらに経年変化への耐久性を有する物質の構成のための基礎となる。

(3) モン・テリ岩盤研究所の物理探査の受動性を利用した長期・大規模モニタリング(MO-A)プロジェクト

さらに、モン・テリ岩盤研究所では、「物理探査の受動性を利用した長期・大規模モニタリング(MO-A)」が2011年から実施されている。²⁾

MO-Aの実験では、(1) 気圧の信号とラドン-222の放射能の濃度、(2) 周囲の地震ノイズ、(3) マグネトテルリック信号の持続的な自然の信号をモニタリングする。

最初のステップとしてのMO-A実験は、モン・テリ岩盤研究所で利用できる自然のノイズ源の目録を作成する。次に、伝統的な物理探査、研究所での測定、数値モデリングなどの方法を通して、物理的な特性の変動と、測定された数値を関連づける。実規模の定置(FE)プロジェクトの間に実施される長期的なモニタリングの主要な目的を実現するためには、これらの予備的な調査が要件とされている。また、革新的な方法のもつ可能性とその実施について、ボーリング孔の周囲の掘削影響領域(EDZ)から損傷された坑道まで、さらに処分場全体という大きな規模で、異なった応用規模について分析する。

ラドン-222 の放射能の測定と、閉鎖したボーリング孔と坑道の間での圧力差を測定する「気圧ポンピング」方式で、様々な EDZ をモニタリングする。EDZ を通じて伝播される気圧信号のタイムラグと減衰も、空気の拡散性によって決定される。ラドン-222（半減期は 3.82 日で、粘土質岩に存在するウラン-238 の崩壊連鎖から発生する）は、一部の数値モデリングとの関連で、異なった規模での EDZ の移行特性の変動を追跡する物理探査のトレーサ物質として使用する。

第二の地震ノイズの相関関係は、すでに地震学的な調査が適用されている媒体のグリーン関数についての情報を提供する。坑道 Ga08 において、8 個のジオフォンを設置して、周囲の地震ノイズを記録する予定である。異なった地震のノイズ源のうちで、気象学的な条件が地下の坑道にノイズを伝達するはずであり、こうした条件は外部ステーションが記録することになる（大気圧、気温、風速）。短期的なモニタリング（数日）から長期的なモニタリング（数週間）にわたる連続的な記録で、グリーン関数をモニタリングすることになる。データ取得期間の前と取得中に、ある程度のモデリングを実行して、獲得されたグリーン関数において観察された変化が関係するのがどの分野であり、どの弾性特性であるかを確認する予定である。

第三の EDZ 電気特性の変化は、電離圏と電磁圏からやってくる電磁信号を使ってモニタリングすることになる予定である。24 の電極で構成される 8 ヶ所の観測地点をジオフォンの近くに配置して、短期的なモニタリングと長期的なモニタリングで、電気場を継続的に記録する。研究所の外部に、電磁場の変化を継続的に記録する観測地点が設置される。モン・テリ岩盤研究所がある山岳で、坑道の上部の電気モデルを作成するために、伝統的な電気プロフィールの作成が行われる。一部の数値モデリングは、坑道で記録された信号分析と関連づけられる。

4.5.2 回収可能技術

(1) RPRW における専門家作業グループのプロジェクト

回収可能技術に関する調査は、国家放射性廃棄物研究プログラム (RPRW) の「4.6 容易な回収可能性」として 2012 年に実施された。実施に当たっては、地質学及び安全性に関する専門知識を備えた独立した専門家の作業グループが設置され、最大で 8 名で構成される諮問委員会が設置された。

回収可能技術の調査の目的は、原子力法の枠組みにおいて、容易な回収可能性の問題に

についての最新の知識をまとめること、及び適切な勧告を作成することである。原子力法に基づいて、地層処分場からの容易な回収可能性はどのように定義することができるか、どのような技術的及び工学的な措置が必要になるか、長期的な安全性にどのような影響が生じるかが調査のポイントであった。

この調査は文献調査として実施され、特定の技術的な問題点を明確にし、現在利用できる解決策を探ること、容易な回収可能性を促進する可能性のある措置や処分場条件の概要を示すこと、これらの措置を長期的な安全性の観点から評価することに重点が置かれた。

(2) ENSI のプロジェクト

このプロジェクトは、国家放射性廃棄物研究プログラム (RPRW) の「4.11 処分場のレイアウト-2」として、RPRW の「4.10 処分場のレイアウト-1」に続いて、ENSI が主導で 2015 年後半以降に実施する予定である。

「4.11 処分場のレイアウト-2」では、廃棄物の輸送、コンディショニング施設、埋め戻し等に加え、回収可能性に関する問題が議論されることとなっている。

回収可能性については文献調査を実施し、外部専門家と NAGRA が加わる予定である。外国の専門家を会合に招いて、その国の処分場の概念と、計画の実施の際に得られた経験について報告してもらうことも想定されている。

(4.5 参考文献)

- 1) NPB13-11, “A Study on the Research, Development and Demonstration (RD&D) Program for the Disposal of Radioactive Waste in Switzerland”, NAGRA, January, 2014
- 2) モン・テリ岩盤研究所ウェブサイト、
<http://www.mont-terri.ch/internet/mont-terri/de/home/experiments/experimentportfolio.parsys.69954.downloadList.51419.DownloadFile.tmp/experimentportfoliostandphase17.pdf>

4.6 英国における制度的管理に係る技術情報調査

英国政府が2008年に公表した白書「放射性廃棄物の安全な管理―地層処分実施の枠組み」(以下、2008年MRWS白書)では、地層処分施設における放射性廃棄物の回収可能性について、検討を行っている。2008年MRWS白書では、規制機関及び地元地域と話し合いを行い、操業終了時に地層処分施設(または施設内のボールド)を開けたままにするか否かの判断は将来のある時点で下すとしており、その間に回収可能性のオプションが排除されないように施設の計画立案、設計及び建設を実施するとしている。

2008年MRWS白書に従い、NDAは、地層処分場の地下施設が放射性廃棄物の回収可能性オプションを排除しない形で建設し、設備の設置を行う予定である。サイトごとの多くの特性(個別または集合的なもの)は、回収可能性の相対的な容易さまたは難しさに影響を及ぼし、考え得る回収方法は母岩特性に合わせて作成されるとしている。しかし、設計では、地層処分施設の操業段階で必要になった場合に廃棄物を回収し、地上に戻すために廃棄物の定置作業を逆転させる機能、または地層処分施設の最終的な閉鎖と密封後に、採鉱方法または同様の貫入方法により廃棄物を回収する機能を付与するとしている。

現状NDAが検討している無遮へいの中レベル放射性廃棄物(UILW)の定置及び回収システムを示す(図4.6-1、図4.6-2)。



図 4.6-1 比較的高強度の岩石における UILW の定置と回収システム

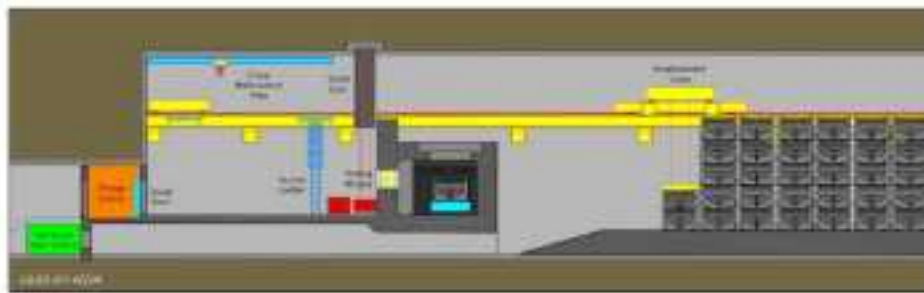


図 4.6-2 比較的低強度の堆積岩における UILW の定置と回収システム

4.7 カナダにおける制度的管理に係る技術情報調査

カナダの核燃料廃棄物の長期管理アプローチは「適応性のある段階的管理」(APM : Adaptive Phased Management) と呼ばれている。APM では、最終的には地層処分を目指すものの、その達成までの期間(300年またはそれ以上)を3つのフェーズに分けて取り組むものであり、処分場の閉鎖まで最大300年間(この年数には、原子力発電所での貯蔵期間が含まれる。処分施設では、最大240年と設定している)の処分場閉鎖前モニタリングの期間を設定している。

処分場の閉鎖は、それまでの間に将来の世代が決定するとしており、現時点では法令・規則による具体的な要求事項は定まっていない。

4.8 ドイツにおける制度的管理に係る技術情報調査

2章において示したように、ドイツでの「発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件」では、処分場閉鎖後の制度的管理に関連し、廃止措置後の一定期間においては、安全評価やセーフティケースへの入力データ、仮定等が維持されていることを確認するために、モニタリングプログラムや情報保存プログラムを実施することが義務付けられている。また、処分場や処分された廃棄物に関する情報などについて文書化しなくてはならないこと、文書を2ヶ所の異なる場所に保管することが規定されている。しかし、文書へのアクセスの容易さなどについては、最終処分場の廃止措置の前に、許認可当局の同意の下で連邦により決定されなければならないとされており、具体的な技術情報は示されていない。

また、非発熱性放射性廃棄物処分に適用される「鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準」（1983年）では、「最終処分施設の建設、操業及び閉鎖は、閉鎖後段階で特別の管理・監視プログラムが不要となるように実施及び監視しなければならない」と規定されており、モニタリング等の制度的管理を要求していない。文書の保存に関しては、上記発熱性放射性廃棄物の処分の場合と同様に、空間的に分離し適切な場所に補完することのみが規定されている。

非発熱性放射性廃棄物処分場のコンラッド処分場に関して、実施主体である連邦放射線防護庁（BfS）は、計画確定手続の申請において、放射線学的な管理や監視措置を実施する計画を立てておらず、処分場閉鎖後に新たな監視措置を実施する計画とはなっていない。さらに、処分場の閉鎖後、地表に標識を設置する計画もないとされている。文書の記録に関して、長期保存文書の形式、範囲及び保管場所（少なくとも2カ所）を操業終了計画の中で詳しく定め、これらの監督当局に提出し同意を得ることとされているが、具体的な技術情報は示されていない。¹⁾

なお、制度的管理に関連したモニタリング技術に関しては、EURATOM枠組み計画のMoDemプロジェクトにドイツの研究機関も参加している（4.12参照）。また、連邦経済・技術省（BMW）が資金提供を行っているサイトに依存しない地層処分に関連した研究開発では、以下などのモニタリングに関連した研究開発も行われている。²⁾

- 遠隔センサー・システムを使用したモニタリング。
- 環境モニタリング。
- 物理探査。

- 新しい電子モニタリング・システムと遠隔データ転送。
- デジタル・カメラと密封システム、ならびに遠隔アクセス設備の開発。

(4.8 参考文献)

- 1) 非発熱性固体放射性廃棄物もしくは固型化した放射性廃棄物を最終処分するための施設として、コンラッド鉱山（ザルツギッター）鉱山を設置及び操業するための 2002 年 5 月 22 日付計画確定決定
- 2) Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi) and Project Manager Agency Karlsruhe (PTKA-WTE), Schwerpunkte zukünftiger FuE-Arbeiten bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle (2007 – 2010), December 2007.

4.9 ベルギーにおける制度的管理に係る技術情報調査

ベルギーにおける、制度的管理に係る技術情報調査について、SAFIR2 の内容を記載する。

(1) モニタリング技術

SAFIR2 では、地層処分場の操業段階は建設、操業（廃棄物の定置、閉鎖前の期間）、閉鎖及び制度的管理という 4 つの主要段階に分割することができ、操業段階の間、処分場のシステムは綿密にモニターされなければならないとしている。

処分システムのモニタリングとは、システムの特定構成要素の挙動を評価、または環境に対する処分場とその操業の影響を評価するために用いることのできるパラメータを継続的あるいは断続的に（地表及び地下で）観測することである。モニタリングは処分場のバリア機能に影響を及ぼしてはならず、人間侵入のリスクを高めてはならない。モニタリングは処分場の建設前に開始され、制度的管理段階が終わるまで継続されるものであり、以下のような目的を有している。

- ① 処分場の建設を始める前に、処分サイトとその環境を特徴付けるパラメータ及び自然のプロセスを特定すること。この特性調査によって、最終的に処分場の存在及び操業により誘発される初期状態に対する変化を示さなければならない。また、処分場の設計、開発及び安全性を評価するために必要な情報が得られなければならない。
- ② 建設段階開始から制度的管理段階終了まで、適用される基準との適合性を確保して必要な調整を行うため、または、処分システムの様々な構成要素の挙動を評価で仮定した挙動と比較するために、処分施設が作業員、公衆及び環境に対して及ぼす影響を評価すること。
- ③ 数年あるいは数十年の操業後に、重要な意思決定を行わなければならない時にいつでも、（特に処分場の閉鎖の決定に際して）ある程度、柔軟性を残した設計事項の最適化を可能とすること、また全ての関係者に対して具体的かつ説得力のある説明を行うことにより、経験に基づいた意思決定のための基盤を提供すること。
- ④ 大量の核分裂性物質を格納する処分場に関して、IAEA の保障措置要件に従い、これらの物質が転用できないことを保証すること。

具体的なモニタリング技術に関しては、今後、処分場のモニタリングの役割と回収可能性及び安全性との関係を設定することや将来的な法制度化（例えば、保障措置に関する法制度化）を考慮して、モニタリングすべき事項、すなわち処分システムの状態とその変化に関わる代表的な事項及び計測可能な是正措置を含むと考えられる事項を設定することが考えられている。

(2) 原位置調査技術

ベルギーでは、地層処分の対象廃棄物として想定している、ガラス固化体及び使用済燃料について、粘土層での処分の実現可能性に関する研究開発をベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関（ONDRAF/NIRAS）が行っている。ベルギーは、地層処分場の研究開発を3つのフェーズに分けて進めている。研究開発の第1段階は1974年～1989年に実施され、1989年に安全評価・実現可能性中間報告書（SAFIR）が取りまとめられた。第2段階は1990年～2000年に実施され、2001年に安全評価・実現可能性第2次中間報告書（SAFIR2）が取りまとめられ、現在、第3段階を進めている。第3段階は、地層処分の方法論確立から事業化段階に移行する段階と位置付けられており、地層処分の実現性を示すためにPRACLAYプロジェクトを立ち上げている。PRACLAYプロジェクトでは、1995年～2020年に掛けて、大規模な原位置実証試験、坑道及び交差試験、ヒーター試験並びにプラグ試験が計画されている。

現在、ベルギーのHADES地下研究所では、粘土層における地層処分場建設の実現可能性の実証、粘土層の熱-水-力学的挙動の研究、粘土層におけるモニタリング装置と計装の開発などの研究を実施している。

4.10 欧州連合（EU）における制度的管理に係る技術情報調査

ここでは、欧州連合（EU）における制度的管理にも関連した技術開発プロジェクトであるMoDeRn（Monitoring Developments for safe Repository operation and staged closure）プロジェクトにおいて検討されているモニタリング技術について整理する。なお、MoDeRnプロジェクトでは、制度的管理に係るモニタリング技術に限定した研究開発ではない。¹⁾²⁾

4.10.1 MoDeRn プロジェクトの概要

MoDeRn プロジェクトは、EURATOM の第7次研究・技術開発のための枠組み計画（FP7）の主要なプロジェクトの一つであり、地層処分の段階的な実施におけるモニタリングの役割をより実際のモニタリングに近いレベルで理解することを目的としたものである。MoDeRn プロジェクトは、包括的かつ、調和した以下の6つのワークパッケージ（WP）で構成されている。

○WP1：モニタリングの目的と戦略

WP1では、以下の5つを満たすモニタリングの目的及び戦略を明示するための活動を行っている。

- ① 与えられた物理的及び社会的な状況に適している
- ② 放射性廃棄物処分プロセスの幾つか、またはすべての段階で実施可能である
- ③ 利用可能なモニタリング技術の点で現実的である
- ④ 専門家及び一般のステークホルダーとの交流からのフィードバックを考慮に入れる
- ⑤ 許認可の基礎を発展される際に意思決定プロセスを支援する情報を提供する

○WP2：関連するモニタリングの最先端技術および研究・技術開発

このワークパッケージでは、モニタリング活動の技術的要件を記述する。これには、それらの要件に対応する関連最新技術の評価を含んでいる。具体的には、処分場のモニタリング能力を強化する他のモニタリング研究・技術開発を伴う技術ワークショップの開催などがある。

○WP3：モニタリング技術の原位置実証

このワークパッケージの目的は、先進のモニタリング技術を原位置において実証を行い、

処分場の設計要件の幾つかに対応する先進的なモニタリングアプローチを示すことである。

○WP4：処分システムの全ての段階におけるモニタリングのケーススタディ

このワークパッケージでは、以下のような一連のケーススタディを行っている。

- 与えられた状況でモニタリングする必要のあるプロセス及びパラメータに関するマッピングの目的及び戦略を示す
- モニタリングシステムの可能性のある設計を示す
- 測定誤差を防止及び検出するための実施し得るアプローチを示す
- 想定外の処分場の変遷の取り扱いを示す

○WP5：知識の普及

このワークパッケージでは、MoDeRn プロジェクトの結果を普及するための活動を行っている。2つの国際会議が開かれている。

○WP6：処分場モニタリングの参照フレームワーク

全てのWPの結果の統合を行い、処分プロセスの様々な段階でのモニタリング方法に関する国際的な知見の共有を行う。

4.10.2 モニタリング技術

MoDeRn プロジェクトの WP3 において実際の地下研究施設を使い行われるプロジェクトについて以下に整理する。WP3には、以下の4つの実証プロジェクトが含まれている。

1. グリムゼル試験サイト（スイス）でのモニタリングシステムの試験及び評価（TEM）
2. グリムゼル試験サイトでの ZigBee モニタリング技術の適用
3. HADES 地下研究施設（ベルギー）における、微小震動測定や光ファイバセンサーを用いた PRACLAY 大規模加熱実験のモニタリング
4. ビュール地下研究所（フランス）における処分セル実証施設のモニタリング

以下では、これら4つの実証プロジェクトの概要を整理する。

(1) グリムゼル試験サイト(スイス)でのモニタリングシステムの試験及び評価 (TEM)

このプロジェクトでは、地下施設内に特別に建設された設備に対して導入された変化をモニタリングする手段として、ボーリング孔間（クロスホール）及びボーリング孔と坑道間での能動的な地震波法の調査を実施している。

このプロジェクトの主要な目的は以下のとおりである。

- 全波形データのための機器の要件の評価を実施
- 含まれる情報及びデータの再現性の観点で、商業的に利用可能なコンポーネントが要件を満たしうるか評価を実施
- 母岩、受信機の伝達関数、それらの波形インバージョン及び受信機の回収可能性への影響に関連した発信源及び受信機の影響解析
- コンピュータの性能が要求される高解像度に対応可能なモデル化及びインバージョン計画の開発

グリムゼル試験サイトにおける実験装置の配置を図 4.10-1 に示す。直径 3.5mの坑道の終点に厚さ 1mのベントナイト層を設置し、処分場の現実的な閉鎖をシミュレートするため、4 mの長さの低 pH のショットクリートのプラグを用いている。水を数カ所から導入し、管理された状態でベントナイトを膨張させる。圧力、水分、温度、変形などを含む様々なパラメータをモニタするため数種類のセンサーを設置している。センサーは主に、従来のケーブルでつながったものであるが、無線システムにつながったものも多く設置されている。

ベントナイトの膨張は、ベントナイトの弾性特性の変化に関連するため、非侵入型の地震波モニタリングが実行可能なオプションと考えられた。このため、6本の傾斜をつけたボーリング孔（長さ 25m、直径 0.085m）が、坑道、ショットクリートプラグ及びベントナイトの周囲に設置された。各測定では、0.25m 間隔で地震波をボーリング孔 3, 4, 5 に沿って放出した。

適切なモニタリング及びインバージョン計画が開発された後、主にベントナイトの水による飽和のためによる処分セルの状態の変化が非侵襲的に適切に測定可能となることが期待されている。また、手法の改良だけでなく、測定技術の大幅な進歩も期待されており、実際の処分場に対して、非侵襲的な地震波モニタリングを実施すべきか、また、どのように実施すべきか勧告を行うことができると期待されている。

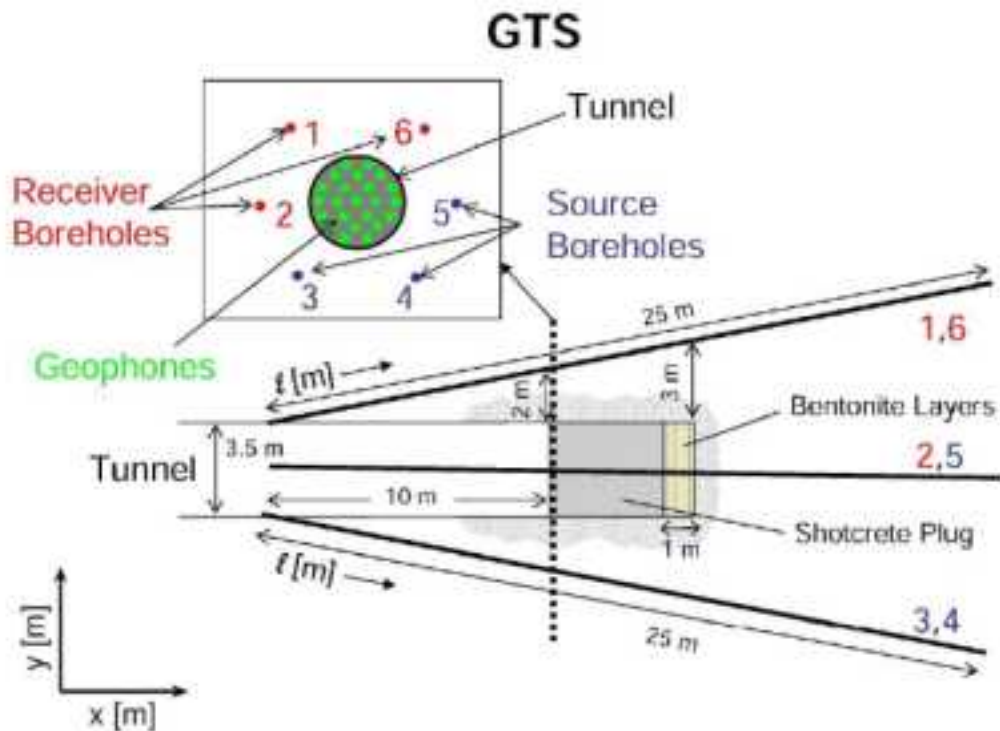


図 4.10-1 グリムゼル試験サイトでの TEM 実験のセッティング

(2) グリムゼル試験サイトでの ZigBee モニタリング技術の適用

このプロジェクトでは、ZigBee 無線センサーネットワークを低 pH プラグ試験に設置した際の実証を行う。これは、MoDeRn プロジェクト 2.3 において開発された ZigBee 無線センサーネットワークの能力を実際の条件下において、特に、緩衝材、コンクリートや岩盤などの固体中に地下の無線センサー等のネットワークの利用可能性を実証するとともに、ネットワークへの必要なエネルギーを管理することを目的としている。地表面でのモニタリングのための無線ネットワークにおける近年の進展が地下環境に適用可能か確認するための初期段階である。

低 pH プラグ試験は、直径 3.5m の坑道の最深部に設置されている。試験中にパフォーマンスをモニタするために、岩盤、ベントナイトやショットクリートの様々な場所に多くのセンサーが設置された。これらのセンサーは TEM プロジェクトの一部として設置されたものである。

ZigBee モニタリング技術の実証のための 5 つの ZigBee に基づいたセンサーが設置された。ショットクリートに開けられたボーリング孔を通じて 3 つがベントナイトに設置され

た。測定するパラメータは、間隙水圧、全圧及び水分量である（図 4.10-2 参照）。一つのセンサーは導波としてショットクリート内に設置され、もう一つが、バッテリーの遠隔充電のために用いられる。さらに、プラグと岩盤に次の 2 つのセンサーが設置されることが提案されている。その一つはプラグ内の間隙水圧、もう一つは、ベントナイトの周りの岩盤内の間隙水圧を計測するためのものである。

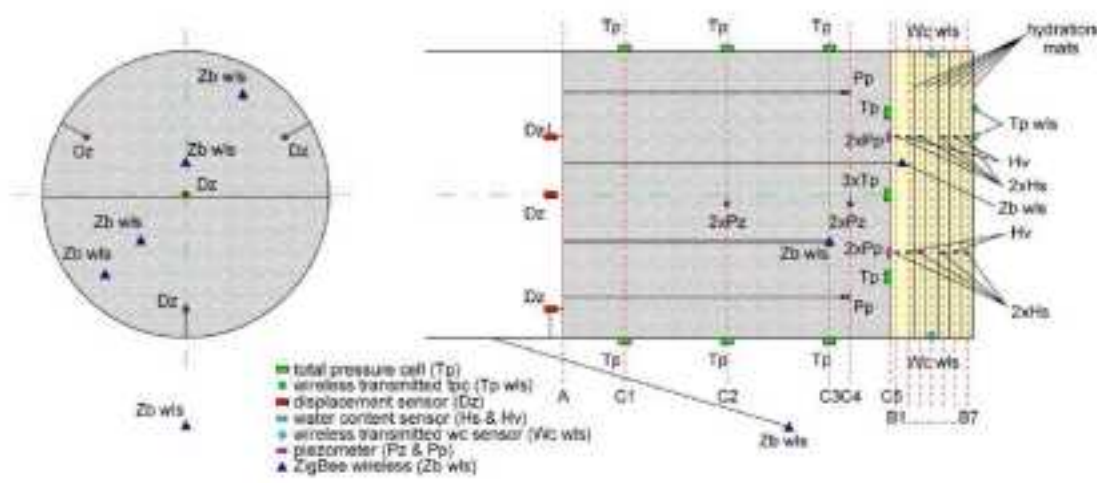


図 4.10-2 無線センサー等の設置場所

このプロジェクトでは、岩盤を通じて、また、プラグを通じての ZigBee 無線ネットワークの可能性について、幾つかの側面が調査され、センサーに必要なバッテリーの寿命を延長する可能性の試験が行われる。得られた結果の分析から、ZigBee 高周波数のデータ転送技術及びセンサーへの遠隔エネルギー供給方法についての適用性や限界について重要な結論が導きだされる。

(3) HADES 地下研究施設（ベルギー）における、微小震動測定や光ファイバセンサーを用いた PRACLAY 大規模加熱実験のモニタリング

このプロジェクトでは、HADES 地下研究施設において次の 3 点に焦点を当て研究開発が行われる。

➤ 光ファイバによるセンシング技術

光ファイバに沿って数百メートルの距離の熱分布をモニタするためのセンシング技術及び PRACLAY ギャラリーの拡張をモニタリングするための長距離干渉センサー

の2つの異なる光ファイバセンサーの代表的な状況下での適用可能性を実証する。

この計画では、実際の条件下におけるセンサーの信頼性に関する知見を改善することが期待されている。

➤ 微小地震波による特性調査・モニタリング

微小地震波技術について、異なる実験段階でニアフィールドをモニタリング、粘土層内の不連続性のマッピングの可能性を調査することで、この技術の可能性を調査する。

センサーの信頼性のほか、地震波シグナルから最も重要な情報の取得方法（データの解釈）に焦点を当てている。

➤ 地下研究施設から地表への無線データ伝送技術

周波数依存のシグナル減衰の特徴付け、及び幾つかの側面（アンテナの配列等）を考慮したデータ伝達装置のエネルギー効率の特徴化及び最適化を行う。

最も重要な側面やパラメータを記述し、伝達された単位情報当たりの最低エネルギーを概算するために用いることが可能な方法を開発する。

(4) ビュール地下研究所（フランス）における処分セル実証施設のモニタリング

このプログラムは、フランスの処分場計画において提案されているガラス固化廃棄物処分セルの概念の仕様に対する建設の実行可能性を実証すること、及び処分セルやニアフィールドの性能に影響を与える可能性のある熱、水、応力的変遷を測定することを目的としたより大型、かつ複合的な科学技術プログラムの一部として行われる。主な目的は次の2点を実証することである。

➤ 処分セル内、セルのライナー、及びセルのニアフィールドでの総合的なモニタリング活動を行う能力

➤ 設計されたライナーのモニタリングシステムが、建設作業に耐えられるか、及び建設後に信頼できるモニタリングを行うことが可能か

このプロジェクトのより具体的な技術的目標は以下のとおりである。

➤ 温度の変遷を調べるため、セルライナー内部及びライナーと岩盤の間の空間をモニタリングすること

➤ セル建設に対するニアフィールドの水・応力反応を同定すること、ニアフィールド

が平衡状態になるにつれての水圧の変遷を調査するため、ニアフィールドをモニタリングすること

- ▶ 丈夫なセンサーやワイヤーの設置の可能性を評価するため、また、母岩による進行性のライナーへの加重への反応としての機械的な変形を検出しモニタリングするため、セルライナーを測定すること

相対的な湿度が、処分セルの入り口から 20m 内部において測定される。セルの軸に沿って配置された 4 つの測定箇所それぞれにセンサーが設置される。このセンサーは、トンネル掘削の機械や建設によるデブリによるダメージを避けるため、穴のあいた小さな金属シートで保護される。このシートは、正確な湿度の測定を妨げるものではない。

ライナーの変形についての測定は、セルの入り口から 20m のところまでに設置された 4 ヶ所で測定がおこなわれる。それぞれの測定カ所には、ライナーの内外に設置された歪みゲージがある (図 4.10-3)。また、図 4.10-3 に示すように、ゲージは様々な向きに、ライナーの内側、外側の双方に設置される。

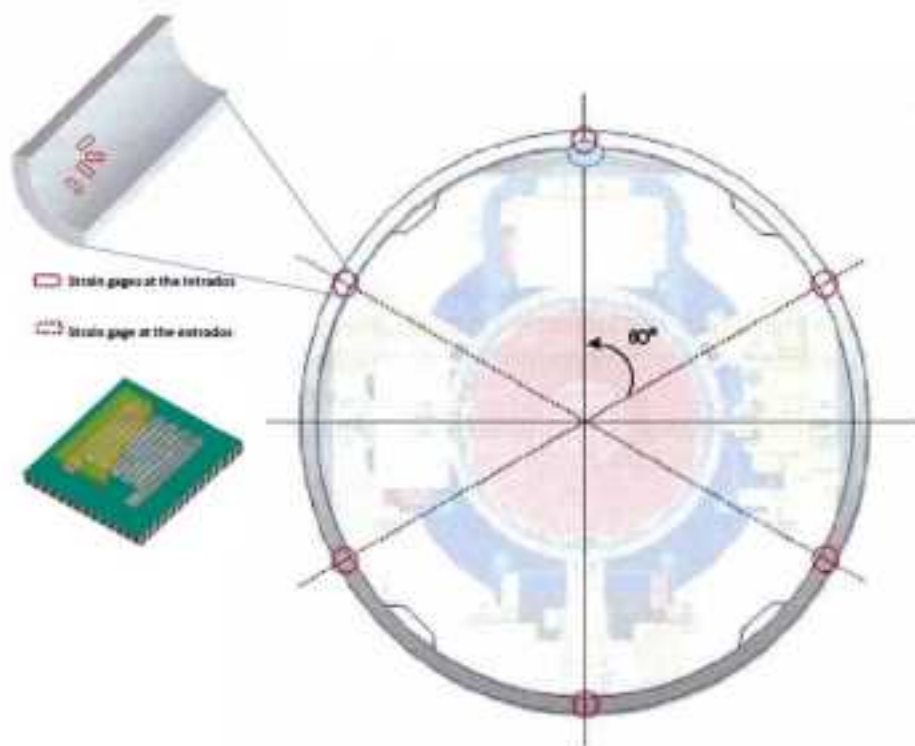


図 4.10-3 セルライナーにおける変位センサー

光ファイバセンサーは、セルの軸に沿ってダメージから保護するための措置をなされ、設置される（図 4.10-4）。熱的及び機械的歪みの測定は、光ファイバ内のブリルアン散乱シグナルの評価により可能となる。セルライナー内部、可能な場合外部の測定が想定されている。この測定により、次の3つの結果を得ることが可能と想定されている。

- セルライナー外部に設置された場合、ブリルアン散乱の測定により、母岩からのライナーへの局所的な負荷を検知することが可能となる可能性がある。ブリルアン散乱の測定における比較的低い感度のため、定量的な歪みの測定とはならない場合もあるが、この場合にも母岩による不均一なライナーへの負荷の定性的マップが作成される。
- 建設の影響に対する耐性に関する実現可能性試験により、ガラス固化廃棄物処分セルに適応したモニタリングシステムの設計に向けた重要な情報を得ることができる。
- 分散した、正確な分解能でのブリルアン散乱による温度及び歪みの測定は実施が困難であるため、ルースチューブ型のブリルアンセンサーを用いる温度補償の可能性が確認される。

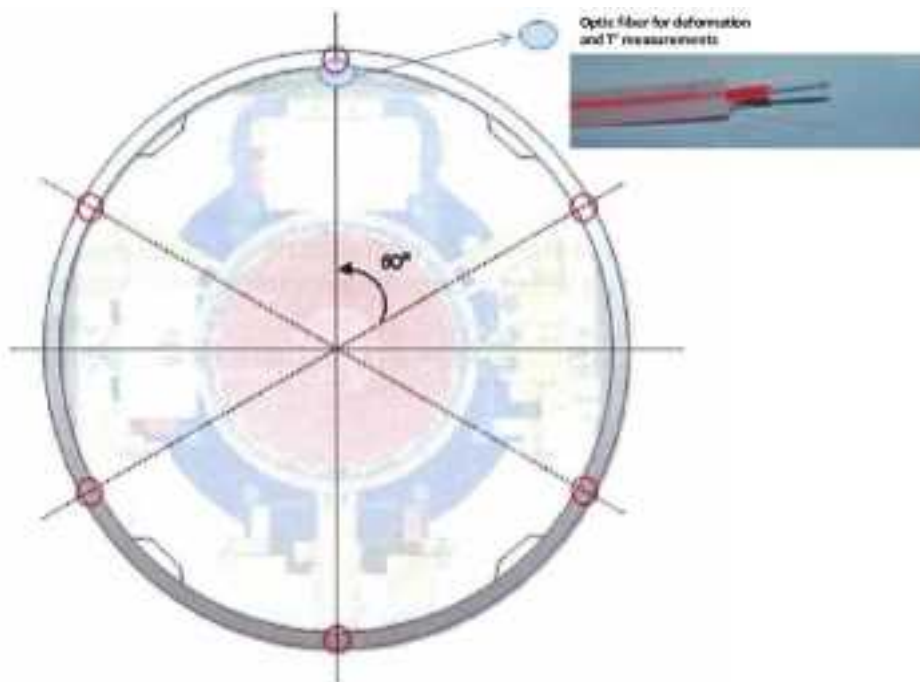


図 4.10-4 セルライナー内の光ファイバセンサーの位置

ニアフィールドについては、処分セルの建設前に設置され、処分セル実証施設と准平行に伸びる坑道内に水圧センサーが設置される。これらのセンサーは、処分セルの建設に対するニアフィールドの水力的な応答をモニタリングする。

すべてのモニタリング装置は、ビュール地下研究所で用いられている SAGD データ取得及び管理システムに接続される。このシステムは、モニタリング機器によって記録された生のデータに遠隔地からアクセスすることを可能とする。

このプロジェクトから期待される成果は、実際のガラス固化廃棄物処分セルに設置可能なモニタリングシステムの設計を支援するため、現場での実験について理解を深め、フィードバックすることである。このようなモニタリングシステムは、実際の処分セルの建設に耐える必要があり、応力及び水圧の環境条件や 100°C までの温度、比較的高い塩分濃度、一定の放射線に耐える必要がある。その目的は、処分場の安全性の評価に用いる科学的根拠を確認するため現場での熱、水及び応力の変遷に関する情報を提供することにある。

この実験から得られる結果は、将来の処分セルの加熱試験のモニタリング等のため分析が行われる。特に、頑丈な光ファイバセンサー機器の実現可能性が、セルライナーの連成熱応力的進展をモニタリングする際に重要な役割を果たす可能性がある。

(4.10 参考文献)

- 1) <http://www.modern-fp7.eu/>
- 2) EU, WP3 Site plans and Monitoring programmes report, 2010

第5章 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

放射性廃棄物処分場（地層処分及び余裕深度処分に相当する埋設処分、浅地中処分に係る処分場）の操業中の安全規制の動向について、諸外国の実施・検討状況等を調査・整理する。処分場の操業段階での規制の関与としては、許認可制度、施設確認の実施の有無を含めた調査を行うとともに、操業中の規制の関与として、廃棄体検査・確認、保安検査等の実施状況などの調査を行う。

5.1 米国における放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.1.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

(1) 高レベル放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

高レベル放射性廃棄物処分場の許認可については、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」において、以下の段階で申請、許認可が発給されることとなっている。

- 1) 建設
- 2) 操業（地層処分場操業エリアにおける線源、特定核物質または副産物質の受領及び所有に関する許認可）
- 3) 許認可の修正
 - ・ 定置された高レベル放射性廃棄物を回収不可能な状態にするための活動、または定置された廃棄物の回収の困難度を著しく増すような活動。
 - ・ 構造物の解体
 - ・ サイトへのアクセスを制限し、サイトの擾乱、またサイト外にあり、エリアの擾乱を回避するために適用される管理の撤廃または緩和
 - ・ 維持されることが求められている記録の破壊または処分
 - ・ 許認可で指定された設計及び操業手順に対する何らかの実質的な変更
 - ・ 永久閉鎖

以上のように、米国での高レベル放射性廃棄物処分では、我が国の原子炉等規制法に見られるような施設確認、廃棄体確認などの「廃棄確認」、溶接検査、使用前検査などの行為は規定されていない。ただし、10 CFR Part 63 のサブパート D（記録、報告書、試験及び検査）に基づいて、以下のような種々の操業中での規制行為が想定されている。

- 1) 記録の維持、報告書の作成
- 2) 建設記録の維持
- 3) 欠陥の報告・通知
- 4) 試験（放射性廃棄物、処分場、機器、ハンドリング等の設備・機器）
- 5) 立ち入り検査
- 6) 核物質管理、軽量管理の記録の維持、報告書の作成

なお、作成された報告書等は、10 CFR 63.4（通知及び記録）の規定により、原子力規制委員会（NRC）に提出することが義務付けられている。

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」

サブパート D：記録、報告書、試験及び検査

§ 63.71 記録及び報告書

- (a) DOE は許認可された活動との関連において、許認可の条件によって要求される、あるいは原子力法及びエネルギー再編成法によって認可されているように、NRC の規則、規制及び命令において要求される記録の維持と報告書の作成を実施するものとする。
- (b) ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアにおける放射性廃棄物の受け入れ、ハンドリング及び処理の記録には、荷送り人の手元にある時点から貯蔵及び処分のあらゆる段階に至る移動の完全な履歴を維持する上で十分な情報が含まれていなければならない。DOE はこれらの記録を、§ 63.51(a)(3)に従い、将来の世代が利用しやすいような方法で保管するものとする。

§ 63.72 建設記録

- (a) DOE は、ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリアの建設記録を、§ 63.51(a)(3)に従い、将来の世代が利用しやすいような方法で維持するものとする。
- (b) 本セクションのパラグラフ(a)の下で要求される記録には、少なくとも次のものが含まなければならない。
 - (1) 地下施設の掘削部分、立坑、斜坑及びボーリング孔に関する概要。また容易に識別できる地表の特徴または標識との関連についても示される。
 - (2) 遭遇した物質の記述。
 - (3) 地質図及び地質学的な断面図。
 - (4) 地下水の湧出場所及び量。
 - (5) 設備、方法、経過及び作業手順の詳細。
 - (6) 建設上の問題。
 - (7) 遭遇した変則的な事態。
 - (8) 計器類の所在地、示度及び分析。
 - (9) 構造支持システムの設置場所及び記述。
 - (10) 排水システムの設置場所及び記述。

- (11) 使用された密閉材に関する詳細、設置方法及び設置場所。及び、
- (12) 施設設計記録(設計仕様及び「完成」図面など)。

§ 63.73 欠陥に関する報告

- (a) DOE は、ユッカマウンテン・サイトの特徴、地層処分場操業エリアの設計及び建設に関して何らかの欠陥が見つかり、それが是正されなければ次に示す事態に至る可能性のあるものについて、それぞれ NRC に速やかに通知しなければならない。
 - (1) 将来のいずれかの時点で安全性に悪影響を与える、
 - (2) 申請書に示された設計基準及び設計基準からの重要な逸脱を生じさせる、または、
 - (3) 建設認可または許認可条項(許認可仕様を含む)に示された条件からの逸脱を生じさせる。
- (b) DOE は、逸脱または遵守違反を評価及び報告するための計画を実施する。その目的は、10 CFR 50.55(e)がユッカマウンテン・サイトにおける地層処分場操業エリアの建設認可及び設計に適用される範囲内において、この 10 CFR 50.55(e)に示された適用される要件に基づいて、重要な安全面での危険性との関連において、欠陥または遵守違反を特定することにある。
- (c) DOE は、10 CFR 72.75 に指定されたのと同じ特定の事象及び条件を報告する計画を実施する。
- (d) 要求される通知は、適用される規制に指定された通りのものでなければならない。本章の § 63.4 に一覧する適切な方法によって、書面によるこの報告書は、米国原子力規制委員会、核物質安全・保障措置室長、文書管理デスク (Washington, DC 20555-001) 宛、及びサイトに駐在する代表者宛に提出しなければならない。DOE はまた、本章のパート 20 補遺 D に示す適切な NRC 地域事務所にも報告書を提出するものとする。

§ 63.74 試験

- (a) DOE は、NRC が本パートの規制の施行にとって適切あるいは必要と判断する試験を実施するか、NRC が実施することを認めるものとする。この中には次に関す

る試験が含まれる可能性がある。

- (1) 放射性廃棄物。
 - (2) 地層処分場。この中には地質環境の各部分と、この環境の中に建設または設置された構造物、システム及び構成要素が含まれる。
 - (3) 放射線検知またはモニタリングのための計器類。及び、
 - (4) 放射性廃棄物の受け入れ、ハンドリングまたは貯蔵に関連して使用されるその他の設備及び機器。
- (b) 本セクションの下で要求される試験には、本パートのサブパート F に従って実行される性能確認プログラムが含まれなければならない。

§ 63.75 立ち入り検査

- (a) DOE は、ユッカマウンテン・サイトの地層処分場操業エリア及び DOE にアクセス権があるその隣接エリアの土地において、NRC が立ち入り検査を行うことを認めるものとする。
- (b) DOE は、本パートの下での活動に関して DOE が維持している記録を、NRC が妥当な予告期間を設定して実施する立ち入り検査のために利用できるようにする。
- (c)(1) DOE は、核物質安全・安全保障室長の要請により、NRC の立ち入り検査要員が独占的に使用することのできる無料の事務所空間を提供する。光熱、空調、電源及び雑役についても DOE が提供しなければならない。この事務所は、当該施設に近い場所にあつて十分なアクセスが確保されていなければならない。また立ち入り検査担当者にとっての視覚及び音響面でのプライバシーが確保されていなければならない。
- (2) 提供される空間は、二人のフルタイム検査官と一時的に滞在するその他の NRC 職員が使用するのに適したものでなければならない。全体としてユッカマウンテン・サイト地層処分場操業エリアやその他の事務所施設と同等のものでなければならない。一つの目安として、地層処分場操業エリアの事務所群の中か、地層処分場操業エリアに設置されたオフィス・トレーラーまたはその他のサイト内空間のいずれかにおける 250 平方フィートの空間が挙げられる。本章の他のパートの下で発給された許認可の下で様々な活動が実施される場所に関しては、追加のフルタイム検査官が滞在できる別の空間が要請される可能性がある。

こうして提供される事務所空間は、核物質安全・安全保障室の室長による承認を受ける。すべての家具、備品、通信設備は、NRCによって提供される。

(3) DOE は、ユッカマウンテン・サイトに任命された NRC 常駐検査官、またはユッカマウンテン施設の立ち入り検査を行うことを想定して NRC 地域事務所長が任命したその他の NRC 検査官に対し、適切な身分確認がなされ、またセキュリティ、放射線防護及び職員の安全のために実施される立ち入り管理措置の遵守が確保された時点で、正規の被雇用者に提供されるのと同じ即時かつ何ら束縛のない立ち入りを認めるものとする。

§ 63.78 核物質管理、計量管理の記録及び報告書

DOE は、本章の § 72.72、§ 72.74、§ 72.76 及び § 72.78 に示されたのと同じ核物質管理及び計量管理（及び偶発的な臨界報告）計画を実行しなければならない。

(2) TRU 廃棄物処分場の操業中の安全規制

TRU 廃棄物処分場の許認可については、1992 年廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) 土地収用法、40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロット・プラント(WIPP)の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」において、以下の段階で申請、許認可が発給されることとなっている。

- 1) 操業（適合性認定申請に基づく環境保護庁 (EPA) の承認)
- 2) 操業開始後のデコミッショニング段階が終了するまで 5 年毎 (適合性再認定申請に基づく EPA の承認)

ここで、「デコミッショニング段階」とは、処分段階が完了してから、WIPP における全ての立坑の埋め戻しを実施されて閉鎖されるまでの期間と定義されている。

以上のように、米国での TRU 廃棄物処分では、我が国の原子炉等規制法に見られるような施設確認、廃棄体確認などの「廃棄確認」、溶接検査、使用前検査などの行為は規定されていない。ただし、40 CFR Part 194.21（立ち入り検査）に基づいて、操業中での立ち入り検査が規制行為となっている。

- ・立ち入り検査（エリアへの立ち入り、サンプルの入手、監視・測定、記録の提出）

40 CFR Part 194 「廃棄物隔離パイロット・プラント(WIPP)の 40 CFR Part 191 処分規則との適合性の承認基準」

§ 194.21 立ち入り検査

- (a) EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人は、いかなる時点においても、次の行動を取ることができる。
- (1) いかなる制約あるいは事前通知もなくして、WIPP のあらゆるエリア、さらには DOE がアクセス権を有し、適合性認定申請に関連する情報を提供する活動の実施場所への検査のための立ち入りが認められる。この種の立ち入りは、信任状その他の必要な文書を提出する DOE 職員に与えられている立ち入りと同等のものとする。
 - (2) 分割したサンプルを含めたサンプルの入手と、処分システム及び当該処分システムでの処分が提案されている廃棄物の様々な側面に関する監視活動及び測定が許可される。
- (b) DOE が保持している WIPP に関する記録（あらゆる形態のデータ及びその他の情報を含む）は、要請された場合にはいつでも、EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人が入手できるようにする。要請された記録がすぐに用意できない場合、当該記録を要請から 30 日以内に届けるものとする。
- (c) DOE は、EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人からの要請があった場合、処分システムへのアクセスが可能な距離に、恒久的な専用の事務所スペースを提供するものとする。当該事務所スペースは、EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人が専有できるものとする。
- (d) EPA 長官または EPA 長官が承認した代理人は、本セクションに基づいた活動を実行する際に、保安、放射線防護及び個人的な安全のために適用される立ち入り管理措置を遵守する。

5.2 フランスにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.2.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

フランスの原子力基本施設（INB）に対する安全規制の法規制文書は、法令（法律及びデクレ[政令]等）及び規制機関である原子力安全機関（ASN）が発行する基本安全規則（RFS）として体系的に整備されている。

放射性廃棄物処分場操業中の規制機関の関与については、「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」において、操業開始時、操業中の施設変更に関する安全規制が記載されている。以下に概要及びデクレの該当部分を示す。

(1) 操業開始時の安全規制

放射性廃棄物処分場を含む原子力基本施設（INB）の操業開始に関わる規定事項は、「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」（以下、「INB 等デクレ」という。）の第 20 条及び第 21 条において規定されている。

INB 等デクレの第 20 条においては、操業者が INB を操業するに当たり、安全報告書、操業一般規則、放射性及び化学的毒性を考慮した廃棄物管理報告書、サイト内の緊急事態計画書及び廃止措置計画書を ASN に提出すること（第 20 条Ⅱ）及び ASN による操業許可発給に関する規定（第 20 条Ⅳ以降（関連規定を含む））が示されている。

INB 等デクレの第 21 条においては、INB が期限通りに操業開始されなかった場合の規定が記載されている。

以下に、INB 等デクレの第 20 条及び第 21 条における操業開始時に関する規定部分を表 5.2-1 に示す。

表 5.2-1 INB 等デクレの抜粋
(操業開始時の関連規定)

操業中の安全規制に関連する規定事項	
第VI章 原子力基本施設の 運転開始	第 20 条 Ⅱ. 当該施設の運転開始に当たって、操業者は、次の各号を含む一件書類を原子力安全機関に提出する。 1. 予備的安全報告書の更新ならびに施工後の当該施設の設置許可デクレの

	操業中の安全規制に関連する規定事項
	<p>規定及び第 18 条の適用により定めた施工規定との適合性を評価することを可能にする事項を記載する安全報告書。</p> <p>2. 操業者が 2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益の保護のため、当該施設の運転開始後ただちに実施しようとする操業一般規則。</p> <p>3. 操業者の施設内において発生する廃棄物の量及び放射性毒性、化学毒性、生物毒性を抑制するため、ならびにこれらの廃棄物の有効利用及び処理により、最終廃棄物に当てる最終処分を低減するための操業者の目標値を考慮に入れる当該施設の廃棄物管理に関する研究。この研究は、当該施設の廃棄物の処分に至るまでのいっさいの管理方策を考慮する。対象範囲にあるいっさいの施設及び設備によって発生する廃棄物を対象とすることができる。</p> <p>4. 労働法典 L. 236-2 条の適用により徴求した安全衛生労働条件委員会の意見を付した、原子力基本施設については必置である公衆衛生法典 L. 1333-6 条にいうサイト内緊急事態計画。</p> <p>5. 放射性廃棄物処分施設の場合を除き、第 8 条の I の 10. にいう廃止措置計画を必要に応じて更新したもの（廃止措置計画書）。</p> <p>III. 上記 II の 4. にいうサイト内緊急事態計画は、安全報告書に記載されている規模決定調査に基づき、操業者が緊急事態の場合に電離放射線から人員、公衆、環境を防護するとともに、当該施設の安全性を保全しまたは回復するために講ずる所要の介入方法及び介入手段を定める。上掲 2005 年 9 月 13 日デクレの適用により特別出動計画が策定された場合には、サイト内緊急事態計画に、特別出動計画の適用により操業者に課せられる措置の実施方法を明記する。サイト内緊急事態計画は、安全報告書に定めるような操業者が事故の場合に講ずるべき措置を考慮する。</p> <p>操業者の発議により、または原子力安全機関の請求により、サイト内緊急事態計画は、同一の操業者を有する複数の近隣原子力基本施設に共通とする。該当する場合には、サイト内緊急事態計画は、原子力基本施設の対象範囲内に所在する環境保護特定施設について環境法典 R. 512-29 条に定められているサイト内防災計画に代わる。</p> <p>IV. 当該施設が 2006 年 6 月 13 日法律の第 IV 章第 I 節及びその施行令等に定められている目標及び規則を遵守していることを確認したうえで、原子力安全機関は、当該施設の運転開始を許可する。原子力安全機関は、事前に操業者の申請の一件書類について操業者に示した所見であって、2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益の保護を確保することを目的とする所見を操業者が考慮することをこの許可の要件とすることができる。</p> <p>原子力安全機関は、運転開始を許可する決定を 2006 年 6 月 13 日法律の第 31 条にいう公用地役権の設定まで延期することができる。原子力安全機関は、本デクレの第 4 条に定める期限の終了日までに操業者にその旨を通知する。</p> <p>許可決定は、原子力安全機関の公報に公示する。</p> <p>原子力安全機関は、その決定を操業者に通知し、原子力安全に関する主務大臣及び県知事に伝達する。また、第 18 条の VII の規定によるほかは、地域情報委員会にも伝達する。</p> <p>V. 運転開始を許可する決定は、操業者が次の各号を含む当該施設の運転開始準備の完了一件書類を原子力安全機関に提出しなければならない期限を定める。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 当該施設の運転開始試験に関する総括報告書。 2. 上掲 2006 年 6 月 13 日法律の第 28 条の I にいう利益の保護に照らして、獲得した操業経験の報告書。 3. 本条の II にいう文書を更新したもの。 <p>また、運転開始準備の実施における中間ステップを設定し、これらのステップの実施を原子力安全機関に対する操業者の情報提供または原子力安全機関の承諾の要件とすることもできる。</p> <p>VI. 上記 II、IV 及び V に定める手続の進行または完了の前に、原子力安全機関は、その公報に公示する決定により、次のカテゴリーの作業に該当する当該施設の部分的な運転開始を許可することができる。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 当該施設内への放射性物質の持込を必要とする当該施設の特別な運転

操業中の安全規制に関連する規定事項	
	<p>試験の実施。</p> <p>2. 原子炉の対象範囲内への原子燃料の搬入（当該原子炉の燃料交換は除く）。</p> <p>この許可は、上記Ⅱの 1. 及び 2. にいう文書の該当事項を含む操業者が作成した一件書類を審査したうえで発給する。この許可は、許可された作業項目を定める。期間を定めてこの許可を発給することができる。原子力安全機関は、当該施設の現況に見合うサイト内緊急事態計画の更新版を一件書類に添付するよう要求することができる。</p> <p>こうして許可された部分的な運転開始は、2006 年 6 月 13 日法律の第 29 条の X 及び本デクレの第 21 条の適用については、考慮に入れない。</p> <p>Ⅶ. 上記Ⅱにいう文書は、当該施設の操業期間中に操業者が現状に合わせて更新していく。更新の効力発生は、該当する場合には、本章の第Ⅶ章に記載されている当該施設の変更またはその操業条件の変更に関する規定の適用を受ける。</p> <p>第 21 条</p> <p>原子力安全機関は、原子力基本施設がその設置を許可するデクレに定められた期限内に運転開始されなかったと認めた場合には、原子力安全に関する主務大臣にその旨を通知する。</p> <p>原子力安全に関する主務大臣は、2006 年 6 月 13 日法律の第 29 条の X の最初の項を適用することに決定した場合には、操業者に 2 ヶ月の期間内に所見を提出するよう求める。</p> <p>原子力安全に関する主務大臣は、当該施設の許可を取り消すデクレ案を決定し、原子力基本施設諮問委員会に提出し、その意見を求める。</p> <p>操業者は、同委員会に意見を表明し、またはこのために代理人を指名することができる。操業者は、同委員会の書記から、少なくとも 15 日前までに、同委員会の会議の日時及び場所について通知を受ける。当該地域情報委員会の代表者は、上記と同じ方法にしたがって意見を表明求することができる。</p> <p>原子力安全に関する主務大臣は、デクレ案を、必要に応じて、原子力基本施設諮問委員会の意見を反映するために修正したうえで、2006 年 6 月 13 日法律の第 5 条に定められている条件にしたがって、原子力安全機関に提出し、その意見を求める。</p> <p>原子力安全に関する主務大臣の報告に基づき制定したデクレは、第 17 条に定める通知・開示・公表措置の対象とする。</p>

(2) 操業中の安全規制

INB 等デクレでは、規制機関である ASN に提出して、INB の操業者は定期報告書を提出しなければならないことが規定されている。また、INB 等デクレの第 24 条では、2006 年原子力安全・情報開示法に規定された定期安全レビューの実施に関して実施期間等についての規定が設けられている。

また、INB 等デクレの第Ⅶ章第 26 条においては、操業中の変更に関する規定に関して記載されている。

INB 等デクレにおける操業中の安全規制に関する規定について、操業中の安全規制に関する規定部分を表 5.2-2 に示す。

表 5.2-2 INB 等デクレの抜粋
(操業中の関連規定)

操業中の安全規制に関連する規定事項	
<p>第VI章 原子力基本施設に 関する定期報告書</p>	<p>第 23 条 操業者は、2006 年 6 月 13 日法律の第 21 条（表 5.2.1-1 に記載）に定める年次報告書の写しを遅くとも当該年度終了後 6 ヶ月の期間の満了日までに原子力安全機関に送付する。</p> <p>第 24 条 2006 年 6 月 13 日法律の第 29 条のⅢに定められている定期安全レビューの実施の期間は、次の 2 つの期日のうち最初の方から起算する。</p> <ul style="list-style-type: none"> －第 20 条のⅤの適用による運転開始準備の完了一件書類の送付について定められた期限の終了日。 －設置許可デクレによって当該施設の運転開始について定められた期限に 5 年を加算した期限の終了日。 <p>定期安全レビューの義務は、操業者がこのレビューに関する報告書を原子力安全に関する主務大臣及び原子力安全機関に送付したときに満たされたこととみなす。</p> <p>操業者は、開示すると環境法典 L. 124-4 条の I にいう利益に抵触するおそれがあると判断した事項を別の文書の形で提出することができる。</p> <p>前項の留保条件によるほかは、定期安全レビュー報告書は、2006 年 6 月 13 日法律の第 19 条に定める条件において公衆に開示することができる。</p> <p>定期安全レビューの実施条件、及び同報告書で採り上げるべき事項は、原子力安全機関がすべての原子力基本施設についてか、または、それらのうちの特定のカテゴリーについて定めることができる。</p> <p>操業者のレビュー報告書を分析したうえで、原子力安全機関は、新たな技術規定を定めることができる。</p>
<p>第VII章 原子力安全機関に 属する操業中の変 更</p>	<p>第 26 条 操業者は、本デクレの第 31 条の想定範囲外の当該施設の変更または 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当該施設の操業一般規則もしくはサイト内緊急事態計画の変更を検討しているときは、有効なあらゆる正当事由の要素、特に当該施設の設置許可もしくは運転開始許可の一件書類の記載事項について必要となった更新、及び、サイト内緊急事態計画の変更の場合には、労働法典 L. 236-2 条の適用により安全衛生労働条件委員会が答申した意見などを含む一件書類を原子力安全機関に提出することによって、原子力安全機関にその旨の届出を行う。さらに、操業者は、当該変更が適用される規定の更新を要すると判断しているかどうかを記載する。操業者は、原子力安全機関の明示的な承諾がない限り、6 ヶ月の期間の満了日の前に変更案を実施することはできない。原子力安全機関は、新たな事前審査措置を行うか、または追加の規定を制定することが必要と判断する場合には、この期間を延長することができる。</p> <p>原子力安全機関は、新たな規定を決定した場合には、その決定を操業者に通知し、原子力安全に関する主務大臣に伝達する。操業者は、開示すると環境法典 L. 124-4 条の I にいう利益に抵触するおそれがあると判断した事項を別の文書の形で提出することができる。</p> <p>原子力安全機関は、当該変更が当該施設の設置条件に著しく抵触すると判断した場合には、操業者が変更案を固めているような場合においては、操業者に設置許可の変更申請書を原子力安全に関する主務大臣に提出するよう求める。</p>

5.3 スウェーデンにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.3.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

放射性廃棄物処分場の操業に適用される放射線安全機関（SSM）の規則は、以下のものがある。このうち、放射性廃棄物の取り扱い及び最終処分計画策定を求める規則であるSSMFS2008:22は2012年11月で廃止されており、従前の規定条項がSSMFS2008:1において当初から存在していた第6章「核物質と原子力廃棄物」内に移されている。

表 5.3-1 スウェーデンにおける放射性廃棄物処分場の操業に係る規則

名称	操業安全面の規定概要（条項見出し）
① 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 (2008年10月3日決定)	第5章 施設の操業（全4条） ・ 操業条件仕様書 ・ 手順書とガイドライン ・ 保守、継続監視、検査及び試験 ・ 事象及び状況の調査 第6章 核物質と原子力廃棄物（全4条） 第9章 施設の廃止措置
② SSMFS 2008:22 原子力施設における放射性廃棄物及び原子力廃棄物の取り扱いに関する放射線安全機関の規則 (2008年12月19日決定) ⇒2012年11月1日に廃止。従前の内容はSSMFS2008:1の2013年改正版に統合されている。	・ 目的/適用と定義 ・ 計画の策定と報告 ・ 登録簿 ・ 手順書 ・ 報告
③ SSMFS 2008:23 特定の原子力施設からの放射性物質の放出に対す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 (2008年12月19日決定)	・ 適用範囲/定義 ・ 人間の健康と環境の保護の考慮及び保護に関する一般規範（原則、基準＝個人年間線量0.1mSv） ・ 一般規定（事業者の義務） ・ 放出モニタリング ・ 環境モニタリング ・ 報告

(1) 放射性廃棄物の処分場への受け入れ条件

SSMFS2008:1において、原子力施設で存在する、あるいは将来発生する予定の放射性廃棄物については、それらを最終処分するまでの計画の策定を要件として義務付けている。

最終処分の計画には、以下の情報を含むこととしている。

1. 各カテゴリの廃棄物量

2. 放射性物質に含まれる核種濃度の予測評価値
3. 廃棄物の分別、処理、保管の方法
4. 意図している最終処分の方法
5. 処理、保管、最終処分への払い出しに関するスケジュール

各原子力施設では、更なる処理を行わずに最終処分のためにスウェーデン国内へ輸送される廃棄物、または 2 年以上保管する予定である廃棄物については、パッケージ、構成機器、容器または他の廃棄物の取り扱いに適した単位の物品ごとに登録記録を作成し、それらを管理する登録簿を作成しなければならない。

処分場に処分されるすべての廃棄物は、あらかじめ定義された廃棄物受入基準を満たす必要がある。各種類の廃棄物の特徴は「廃棄物タイプ説明書」(WTD) に文書化することになっている。WTD は、廃棄物の生産者と、処分場の許可取得者 (SKB 社) との間で綿密に協議した上で作成される。完成した WTD は SSM へ提出され、承認を受ける必要がある。SSM は WTD を審査し、特定タイプの廃棄物の処分について特定の条件を指定できる。WTD の一貫性と質を確保するために、SSM は WTD の構成と内容に関するガイドラインを発行している。

(2) 定期安全レビュー

スウェーデンでは、放射性廃棄物の処分場を含め、原子力施設に対して 10 年ごとの全体評価の実施義務が原子力法 (第 10a 条) で課せられている。原子力施設を所有または操業する許可を保持する者は、少なくとも 10 年ごとに、当該施設の安全性及び放射線防護に関する全体評価を実施しなければならない。この検査は、科学技術の発展を考慮した上で実施することを規定している。

定期安全レビューの報告は、放射線安全機関 (SSM) に提出することになっており、報告内容として以下の含める必要がある。

1. 施設の構造、機能、組織及び活動が、本法律、環境法典及び放射線防護法 (SFS 1988:220) の要件、並びにこれらの法律に基づいて設定された規定及び条件をいかに満たしているか。
2. これらの規定及び条件が、次回の全体検査の実施時まで満たされると判断する上での前提条件。

こうした定期安全レビューで行うべき評価の内容、評価の実施頻度については、政府または政府が定める機関が別途規定を定めることができることになっている。2013 年末時点では、定期安全評価の内容を具体的に定めた SSM の規則あるいは一般勧告は定められていない。

(3) 原子力施設の使用に係る規制

原子力施設の安全性に関する一般規則 (SSMFS 2008:1) の施設の操業に関わる規制内容について、「使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約に基づくスウェーデン第 4 回国別報告書」(2011 年) から規制当局による規制管理の実施状況を表 5.3-2 にまとめるとめる。ここで言う規制当局は、放射線安全機関 (SSM) を指す。

表 5.3-2 スウェーデンにおける放射性廃棄物処分施設に対する規制管理の状況

規制要件 (カッコ内は SSMFS2008:1 の関連条項)	SSM による規制管理の状況
<p>操業に係る制限と条件 (第 5 章第 1 条)</p> <p>文書化された最新の「操業条件仕様書」(OLC: Operational limits and conditions, スウェーデン語では通常 STF と呼ばれる) は、必要な操業に係る制限と条件を含み、規則の別添の付録の中でさらに指定される。OLC は、操作手順とともに、安全報告書で前提とされている条件が施設の使用中に維持されていることを確実にしなければならない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ SSM は OLC の変更や免除の申請を審査する。許可取得者が提供する申請と情報、および関連する安全分析に基づき、提案されている変更や免除が施設のリスクプロファイルにどのように寄与するかを評する。 ・ すべての OLC は施設固有のもので、許可条件の一部として SSM の承認を受ける。
<p>手順の確立 (第 5 章第 2 条)</p> <p>適切で検証され文書化された手順書が、事故時を含むすべての運転状態で必要である。操作性の検証手順と、通常運転以外の動作状態で使用される手順は、許可取得者が二重の安全レビューを実施する必要がある。安全にとって重要な保守手順も要件によって網羅されている。保守プログラムは文書化する必要がある。機械コンポーネントの検査および試験は、認定された方法および検証済みの手順書に従って実施することになっている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転と保守の手順は、通常、SSM による審査を受けない。唯一、事象の調査に関連してのみ、SSM は審査のために手順を提出するよう求める。 ・ 品質保証検査または許可取得者が行う品質監査の審査の枠組み内で、SSM は更新手続に使用されるルーチンを調べる。
<p>廃棄物特性の決定・分別</p> <p>処分されるすべての廃棄物は、あらかじめ定義された廃棄物受入基準を満たす必要がある。各種</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ SSM は WTD を審査し、特定タイプの廃棄物の処分について特定の条件を出すことができる。WTD

規制要件 (カッコ内は SSMFS2008:1 の関連条項)	SSM による規制管理の状況
<p>類の廃棄物の特徴は、廃棄物タイプ説明書 (WTD) に記載する。</p> <p>WTD は、廃棄物の生産者と、処分場の許可取得者 (SKB 社) との間で綿密に協議して作成される。完成した WTD は SSM へ提出され、承認を受ける必要がある。</p>	<p>の一貫性と質を確保するために、一般勧告内で、WTD の構成と内容に関するガイダンスを示している。</p> <ul style="list-style-type: none"> すべての種類の廃棄物は、処分前に規制機関の承認を受ける必要がある。規制の遵守は、廃棄物生産者と処分場事業者 (例えば SFR) の両方で検証する。検査項目は、日常管理業務、文書化、機器、放射線測定などである。
<p>操業体制面 (第 2 章第 7~9 条)</p> <p>許可取得者は、安全のために重要な作業に必要な能力および適性を備えた適切な担当者を確保でき、またそれを確実に文書化しなければならない。長期的な人員計画が必要である。社内の能力を十分に開発・維持するために、自社の職員でなく請負業者を使うことについても慎重に検討すべきである。安全のために重要な作業を請負業者に発注、管理、および結果評価するためには、そのために必要な能力が常に社内存在する必要がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 人員配置の原則に関して、目標とすべきは、常に事業組織内で発注する能力と、コンサルタントが行った分析、計算などの結果を評価する能力が備わっていることである。 SSM は、これまでのところ施設で利用可能なエンジニアリングおよび技術サポートを具体的に検査していない。他の検査や審査に関連して、人員配置状況についてときどきコメントしている。
<p>異常事象のタイムリーな報告 (第 7 章)</p> <p>報告要件に関する章が 1 つと、各種事象における報告要件を指定した付属文書が含まれている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 遅滞なき報告：緊急警報事象及びカテゴリ 1 の事象と条件 16 時間以内に報告：レベル 2 以上の INES 事象。 7 日以内に報告：警報事象またはカテゴリ 1 の事象と条件に関する包括的調査報告。 30 日以内に報告：カテゴリ 2 の事象と条件に関する包括的調査報告。 <p>他に、稼働状態の日報に関する要件、異常な事象または障害の発生、およびプラントの安全にとって重要なすべての経験をまとめた包括的年次報告書に関する要件がある。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 許可取得者の事象報告書は、担当する現場検査官の到着をもって調査され、施設は必要に応じて明確化を求められる。 日常業務として、すべての事象報告書 (LER) は検査官と専門家の常任グループによって週に 1 回スクリーニングされ、事象、分析、および許可取得者が講じた措置について評価が行われる。規制上の懸念がある場合は、SSM の運営会議に問題を提起し、SSM が実施するさらなる措置について決定する。
<p>稼働実績の収集・分析プログラム (第 2 章第 10 条)</p> <p>許可取得者は、自身の施設や他の関連施設における同様の活動からの経験を継続して分析、使用し、関係職員に伝達する必要がある (SSMFS 2008:1)。さらに、検出されたすべての事象や条件のうち、安全にとって重要なものを体系的に調査することが必要である。一連の流れと原因を特</p>	<ul style="list-style-type: none"> 規制機関は、政府により定義されている法的許可と権限に従い、規則と許可の条件を遵守していることを確かめるため、スウェーデンの原子力施設で定期的に査察や評価を実施する。(SSM の内部マネジメントシステムで文書化されている) 規制機関は、事象の調査に関して、またその他の

規制要件 (カッコ内は SSMFS2008:1 の関連条項)	SSM による規制管理の状況
<p>定するとともに、安全マージンを回復したり、再発を防止するために必要な対策を確立することが重要である。</p> <p>調査結果は組織内に周知し、施設でのさらなる安全向上に役立てる。処分場が稼働している限り、また閉鎖後についても、処分場の安全性評価にとって重要な条件を周知徹底することが許可取得者の責任である。</p>	<p>検査や審査に関して、経験フィードバックプログラムをフォローアップする。</p>
<p>廃止措置計画（第9章）</p> <p>廃止措置計画には、原子力廃棄物の安全な封じ込めを確実に行うために実施すべき措置を盛り込む。廃止措置計画の策定に関して、段階的アプローチを取り入れている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設の建設前の時点で編集される、施設の将来的な廃止措置に関する予備計画。 ・施設の解体が開始される前に、施設の安全報告書に補足され、組み込まれる廃止措置計画。 ・施設の最終閉鎖に関する決定が下され次第、速やかに立案される廃止措置計画および具体的な事業安全性評価。 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃止措置計画は、廃止措置および解体作業を開始する前に SSM に提出し、承認を受けることになっている。
<p>処分場の閉鎖計画</p> <p>原子力施設の安全に関する一般規則（SSMFS 2008:1）の第3章「施設的设计」では、原子力廃棄物の処分場は、当該処分場が閉鎖された後も、バリアを監視または保守することなく、要求される安全性を提供できるように設計しなければならないと定めている。核物質および原子力廃棄物の処分に関する安全規則（SSMFS 2008:21）では、処分場の安全性評価は、閉鎖後の放射性物質の拡散につながる可能性のある特徴、事象、およびプロセスで構成されると定めている。このような分析は、処分場の建設前、稼働前、そして閉鎖前に行わなければならない。</p> <p>処分場の安全性評価はバリア機能が必要な期間をずっと対象とするが、これは少なくとも1万年間である。また規則では、処分場が稼働している限り、処分場の安全性評価に重要な状態について継続的に情報を得ることが許可取得者の責任であると定めている。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・処分場の閉鎖はまだ研究開発課題であるため、当該施設の許可取得者である SKB 社はまだ明確な計画を発表していない。しかしこれは、3年ごとに規制機関の審査対象となる SKB 社の研究開発実証（RD&D）プログラムの一部である。埋め戻しの長期安全性の側面は閉鎖計画において重要な鍵を握るため、かなりの努力を要する領域の1つと認識している。

5.4 フィンランドにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.4.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

(1) 高レベル放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

フィンランドでは現在使用済燃料処分場の建設許可申請に対する審査が行われており、操業中の高レベル放射性廃棄物処分場は存在していない。ここでは法令における操業中の安全規制に関する情報を整理する。

YVL D.5 では、STUK が、指針 YVL 1.1 (YVL A.1) の第 7 章に従って原子力廃棄物処分施設の建設及び操業開始を監視し、また同指針の第 8 章に従って当該施設の操業を監視することを規定している。また、処分システムの長期安全性にとって重要であり、外部の生産施設で造られる構成要素の製造を監督すること、及び処分キャニスタ、緩衝材、埋戻材の設置が受け入れ可能な方法によって実施されるための品質管理文書と実施の記録を監査することを規定している。

なお、YVL D.5 では、後で処分施設の一部とすることを意図した地下研究施設が、建設許認可の発給に先立って当該処分地に建設される場合、STUK が、当該処分施設の建設の場合と同様の方法を用いて、この研究施設の建設の監督を実施すること、すなわち地下特性調査施設 (ONKALO) の建設を監督することを規定している。

(2) 低中レベル放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

フィンランドではオルキルオト原子力発電所のサイト内において 1992 年より、また、ロヴィーサ原子力発電所では 1999 年より低中レベル放射性廃棄物の処分場が操業されている。ここでは海外訪問調査によって得られた情報により、STUK による低中レベル放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関して整理する。STUK は低中レベル放射性廃棄物管理に関して以下の 2 種類の検査を実施している。

- ・ E1 (運転廃棄物管理 ; 毎年) : 運転廃棄物の管理 (貯蔵、集計、処分施設使用)
- ・ E2 (運転廃棄物処分施設 ; 2 年に 1 度) : 処分施設のコンクリートと岩盤構造

検査は STUK の廃棄物管理に関する専門職員 (放射線防護、岩盤力学、建設等) 2~4 名により 1~2 日の期間で実施されている。また、その他の専門家が参加することもある (測定標準研究所、フィンランド地質調査所、フィンランド技術研究センター)。主要な確認項

目や是正要件が立入検査後の会議で議論され、また TARKKA（検査計画と議事録）IT システムを通じて報告される。検査報告（inspection protocol）が作成され、立入検査後の会議で処分場の操業者に提出される。また、毎年特定のトピックスが詳細に検査・議論されるとしている。

E1 と E2 検査項目の概要については以下に整理する。

<p>E1（運転廃棄物管理；毎年）</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物収集、取扱いと貯蔵エリアの条件（ロッキング（locking）、記録、放射線レベル） ・ 廃棄物の放射能決定に使用される機器と方法 ・ 廃棄物収集、分類、位置、量 ・ 廃棄物の規制管理からの免除 ・ 許認可手続き ・ 職業被ばく ・ 処分施設の使用と施設における放射線防護 ・ 操業経験 ・ 開発計画とプロジェクト
<p>E2（運転廃棄物処分施設；2年に1度）</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分施設のメンテナンス ・ 施設構造と建設の条件 ・ 施設周囲の岩盤条件 ・ 岩盤応力の測定 ・ 水理 ・ 地下水化学

5.5 スイスにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

スイスでは、現在操業中の放射性廃棄物処分場は存在しないことから、法令等における操業中の安全規制について整理する。また、スイスでは全ての放射性廃棄物を地層処分する方針であり、本節では高レベル放射性廃棄物や低中レベル放射性廃棄物の区分はせず、放射性廃棄物の処分場の安全規制についてまとめる。

5.5.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

(1) 操業許可保有者が負う義務

放射性廃棄物地層処分場については、概要承認、建設、操業、閉鎖の各段階で許認可が必要とされている。

原子力法第 22 条第 1 項では操業許可保有者は、施設及び操業の安全に責任を負うこととされており、第 2 項では操業に際して許可保有者が担う義務が以下の通り示されている。

原子力法

第 22 条 許可所有者の一般的義務

- 2 そのため同人（操業許可の所有者）は、特に以下のことを行わなければならない。
 - a. 原子力施設の運転（操業）に際しては、常に原子力安全を優先させなければならない、すなわち運転（操業）に関する所定の限度及び条件を遵守しなければならない。
 - b. 適切な組織を構築し、専門的な知識と技能をもった適切な職員を十分な人数雇用しなければならない。連邦評議会は最低条件を定め、職員の専門的な訓練規定を設ける。
 - c. 施設を良好な状態に維持するため、措置を講じなければならない。
 - d. 施設の耐用期間中、検査及び計画性をもった安全評価・保障措置評価を実施しなければならない。
 - e. 原子力発電所については、定期的に総合安全審査を実施しなければならない。
 - f. 施設の現状及び運転（操業）について監督官庁に定期的に報告し、事象については同官庁に遅滞なく通報しなければならない。
 - g. 施設は、最先端の向上したシステム技術及びその経験に照合させて必要である限りにおいてのみならず、危険のさらなる軽減に寄与し適切である限り、シス

テムの向上をしなければならない。

- h. 科学及び技術の進歩、ならびに類似施設の運転（操業）経験に注意しなければならない。
- i. 技術設備及び運転（操業）に関する完全な記録を管理し、必要な場合には、安全報告書及び保障措置報告書をそれに合わせて修正しなければならない。
- j. 運転（操業）において実施される全作業について、品質保証措置を実施しなければならない。
- k. 廃止措置の計画、またはモニタリング期間についてのプロジェクト及び施設の閉鎖の計画を用意しておかなければならない。

原子力法第 38 条 2 項では、操業許可所有者がモニタリング期間終了までに管理しなければならないこととして以下が規定されている。

原子力法

第 38 条 操業許可所有者の地層処分場に関する特別義務

- 2 操業許可所有者は、モニタリング期間の終了までに得られた安全にかかわる知見に関する完全な記録、地層処分場の図面、ならびに放射性廃棄物のインベントリを管理しなければならない。

(2) 許認可の変更

各許認可の変更については、原子力法第 65 条で以下の通り規定されている。

原子力法

第 65 条 変更

- 1 次のような場合には発給のための手続に従った概要承認の変更が必要である。
 - a. 概要承認義務のある原子力施設の目的または基本的事項を変更する場合。原子力施設の廃止措置または閉鎖は除外する。
 - b. 特に原子炉圧力容器の交換による、原子力発電所の運転寿命の大幅な延長のための根本的な改修。
- 2 建設許可または運転許可、地球科学的調査に対する許可、ならびに廃止命令また

は閉鎖命令から大きく逸脱する場合には、許可または命令の発給手続によるその変更を必要とする。

- 3 第2項に定める命令または命令から大きくは逸脱しないが、原子力安全・保全に影響する可能性のある変更の場合には、所有者は監督官庁の許可を要する。
- 4 その他の変更は、監督官庁に届け出るものとする。
- 5 不明確な場合の決定について。
 - a. 概要承認の変更が必要か不明確な場合には、連邦評議会が決定する、
 - b. 第2項に定める許可または命令処分の変更が必要か不明確な場合には、連邦省が決定する、
 - c. 解除が必要か不明確な場合には、監督官庁が決定する。

(3) 監視

地層処分場の操業期間中の監視については、「ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」において以下の通り定められている。

ENSI-G03 地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件

5.2.1 監視

地層処分場の環境監視は、根拠として十分に説明能力のあるデータを収集できるようにするために、地下における建設が開始される前から開始されなければならない。この監視は、地層処分場が原子力関連法の適用除外となるまで継続されなければならない。この中には、地層処分場が影響を及ぼす可能性のある区域における湧泉、地下水、土壌、河川並びに大気中の放射能の監視が含まれる。同時に、証拠の確保を目的として、湧き水の湧出量及び化学組成の調査を実施しなければならない。

地下サイト特性調査の延長として、地層処分場の地下構造物の周囲を取り囲む地質学的環境を、その閉鎖時まで監視しなければならない。この監視には、とりわけ水文地質学的な特性、水の組成、安全性に関連する母岩パラメータ及び空洞部分の形状を含まなければならない。監視は、地層処分場の長期的な変遷について判断するための地質学的及び水文地質学的なデータベースを補完するものである。

地層処分場及びそれに付帯する地上施設に関して、適切な放射線学的監視措置により、発生源における線量基準値の遵守を証明しなければならない。指針 HSK-G14「原子力施

設からの放射性物質の放出に伴う周辺地域における放射線被ばくの計算」に示された要件を遵守しなければならない。また監視は、当該施設が原子力関連法の適用除外となるまで継続する必要がある。

監視は、受動的な安全バリアを損なうものであってはならない。監視プログラムに関しては、定期的にその適格性の検証を実施しなければならない。監視計画及び監視の結果は、定期的に ENSI に提出し、その審査を受けなければならない。

(4) パイロット施設の操業

パイロット施設の操業については、ENSI-G03 で以下の通り規定されている。

5.2.2 パイロット施設の操業

パイロット施設の監視プログラムでは、次に挙げる情報が入手できるよう、パイロット施設及びその地質学的な周辺環境の変遷を考慮に入れなければならない。

- a) パイロット施設とその地質学的な周辺環境における安全性に関連する状態及びプロセスについての情報。
- b) 想定を超えた変遷が生じた場合に、その早期認識に関する情報。
- c) バリア・システムの機能に関する情報。
- d) セーフティケースの裏付けとなる情報。

これらの情報は、主施設とその地質学的周辺環境との関係に適用できるものでなければならない。

パイロット施設の監視プログラムは、定期的にその適性について検査されなければならない。監視プログラム及び監視結果は、審査を受けるために定期的に ENSI に提出しなければならない。

(5) 定置

定置については ENSI-G03 に以下の規定がある。

5.2.4 定置

地層処分場に定置される廃棄体に要求されるパッケージング方法、並びに予定されている地層処分場での受け入れ条件が満たされていることを示す証明書（適合検査書）を

ENSI に提出し、その審査を受けなければならない。

地層処分場に廃棄体を定置するためには、ENSI の許可を取得する必要がある。この許可は、個々の廃棄体または廃棄体の種類ごとに発給することができる。不適切な取り扱いや事故のために損傷した廃棄体のうち、定置時に受け入れ条件をもはや満たしていないものは、場合によって操業安全性及び長期安全性に対する影響に関する判断を行い、必要に応じて後処理を実施しなければならない。

操業段階において、放射線被ばくを抑制するための予防措置を講じなければならない。また事故を予防するか発生した事故を制御するために、必要な管理上の措置及び技術的な措置を策定し、予め用意しておかなければならない。特に次に挙げることを実行しなければならない。

- a) 放射線防護令に基づいて施設内の環境、排気、排水に関する放射線モニタリングを実施し、未処理の放射性廃棄物が発生した場合にはこれを収集し、処理し、管理した上で、処分しなければならない。
- b) 適切な措置を講じることにより、廃棄体における気体の生成または母岩からの気体の侵入によって、地下構造物内に発火性の混合気体が生成されることを防止しなければならない。

(6) セーフティケース

操業段階のセーフティケースについては、ENSI-G03 で以下の通り規定されている。

7.1 操業段階のセーフティケース

…

操業段階のセーフティケースは、施設の通常操業時及び事故時の影響に関する体系的かつ包括的な解析に依拠しなければならない。…また同じサイトに建設された封入施設の操業の安全性に関する観点が、地層処分場の操業段階に関するセーフティケースに含まれていなければならない。

セーフティケースは、安全報告書として文書化されなければならない。放射線防護令第 95 条第 2 項に定められた要件の他に、次に挙げる観点を考慮に入れなければならない。

- a) 通常操業時の空間的な状況と典型的な作業プロセスを示すために、地上施設と地下施設についての記述を含めなければならない。この記述には、通常操業時の安

全性に関する記述と、事故の抑制に係る構造物、施設及び設備についての記述が含まれていなければならない。

- b) 通常操業については、放射線防護のための措置を明記しなければならない。作業者と公衆に想定される被ばく状況についても明記しなければならない。
- c) 事故解析では、少なくとも原子力令第 8 条第 2 項及び第 3 項に記載された事故の種類について検討しなければならない（対象となる施設に該当するものに限る）。これらの事故に加えて施設及び立地場所に固有の事故は、事故発生確率に基づいてリスクの評価及び事故防護評価に関する環境・運輸・エネルギー・通信省 (UVEK) の政令に基づく事故カテゴリーに分類しなければならない。
- d) 事故の推移を確認し、起こりうる放射線学的影響を確認しなければならない。放射線防護令第 94 条に基づく限度値が遵守されることを立証しなければならず、HSK-G14 の要件を考慮しなければならない。さらには閉鎖後の地層処分場の長期安全性の面への影響について説明しなければならない。
- e) 操業段階に関しては、確率論的安全評価を実施しなければならない。そのために必要な地震、洪水等の外部に起因する事象によるリスク解析は、リスク評価及び事故防護評価に関する UVEK の政令に基づき、実施しなければならない。確率論的安全評価の結果を議論し、リスクへの影響が大きい推移を記述し、万一の場合に有意義な改善措置を提案しなければならない。

(7) 記録の文書化と保存

操業に関する記録の文書化と保存については、原子力令で以下の規定がある。

原子力令

第 41 条 文書化

…

- 2 許可所有者は、付属書 3 に従った運転記録文書に基づき、また、機能検査及び修理に関する裏付け資料に基づいて、常に運転状態を追跡できるように文書化するものとする。
- 3 許可所有者は、それらの文書を廃止措置の終了まで若しくは閉鎖まで又は監視期間の終りまで確実に保管するものとする。

5.6 英国における放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.6.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

(1) 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

英国における放射性廃棄物処分における操業中の安全規制について整理する。

2009年にEA等が公表した地層処分施設（及び浅地中処分施設）における許可要件ガイダンス（以下、EA等のガイダンス）では、放射性廃棄物が処分施設に収容される前に、事業者は2010年環境許可規則（イングランド及びウェールズ、スコットランド等は1993年放射性物質法）の下で、処分許可を得るための申請書を提出する必要がある。その際に、環境セーフティケースの提出が求められる。また、操業中の処分施設においては、EA等による環境許可（または許可）の定期的な再審査が行われる。再審査の実施時期及び範囲については、事業者とEA等の合意により決められるとしている。EA等は定期的な再審査を支援するために、更新された環境セーフティケースを事業者が提出することを求めており、その中には以下のようなものが含まれるものとしている。EA等は更新された環境セーフティケースを元に再審査を実施し、設定している制限及び条件を修正する必要があるかどうかの判断を行う。

- ・ 処分施設の建設及び操業期間中に入手した知識
- ・ その時点で進められているサイト特性調査作業において得られた新たな理解
- ・ 継続されている研究開発作業で得られた成果
- ・ 他国の同様な施設で得られた経験
- ・ 放射性廃棄物の特性調査、調整及びパッケージに関して実現した技術的な進歩

また、EA等のガイダンスでは、操業中の安全規制の一環として、最適化、廃棄体の受入規準、モニタリングが要件として設定されている。

要件 R8：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 R13：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 R14：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。

また、EA等のガイダンスでは、処分施設が原子力サイト許可の対象になった場合について、開発者/操業者は、HSE/NIIの要件を満たす施設に関する「原子力セーフティケース」も提示しなければならない。原子力セーフティケースは、環境セーフティケースとは異なる目標を備えている。原子力セーフティケースは、当該サイトが原子力サイト許可の対象となる期間に関して要求されるものであり、またその中では、通常操業時の作業者の放射線安全の確保や、作業者及び公衆の放射線被ばくを引き起こす可能性のある過失または事故の回避及びそれらの影響の低減が取り扱われることになる。この2つの異なるセーフティケースで提示される論拠は、両立し得るものでなければならない、としている。

EA等の環境機関は操業期間にわたり、環境に影響を及ぼす可能性のある活動の規制を行う。処分施設の操業は、原子力規制局（ONR）が発給する原子力サイト許可の様々な条件のもとで規制される。ONR及びEA等はいずれも、作業者及び公衆の構成員がイングラントまたはウェールズの地層処分施設に定置される廃棄物から放出された放射線による何らかの有意な被ばくを受けることがないようにするために、処分施設の操業会社（すなわちサイト許可取得者）の規制を実施する。サイト許可取得者が処分サイトを管理する期間中、公衆の構成員が受けることが許容される放射線被ばく限度（線量拘束値）は、自然に生じる放射線源からうける平均被ばく量の約10分の1に設定されている。

また、ONRはセーフティケースのレビューを実施する際に、2006年にHSEの原子力施設検査局（NII）が公表した「安全評価原則」（SAP）を使用している。このSAPは、安全な施設を実現するために満たされるべき基準について記述したものである。SAPは、地上における放射性廃棄物の取扱い施設と地下における処分操業に適用される。その基本的な原則を表5.6-1示す。なお、NIIの機能はONRに引き継がれている。

表 5.6-1 安全評価原則

安全責任

安全性に対する主な責任は、放射線リスクを発生させる施設及び活動に対する責任を負う人物または法人になければならない。

安全性を確保するためのリーダーシップと管理

安全面での実効性の高いリーダーシップや管理が、問題となる放射線リスクに関係する組織において、またこの種の放射線を発生させる施設または活動において設定され、維持されなければならない。

最適化

防護は、合理的に実行可能である限りにおいて最も高い安全水準がもたらされるよう、最適化されなければならない。

安全評価

許認可取得者は、安全評価の包括的かつ系統的なプロセスを通じて、原子力サイトまたは施設に関する危険及びこれらの危険の制御について、実効性の高い理解を有していることを明示しなければならない。

個人に対するリスクの規制

放射線リスクを制御する措置を通じて、個人が許容外の危険にさらされるリスクを負わないようしなければならない。

事故の防止

原子力事故または放射線事故を防止し、その影響を軽減するためにあらゆる合理的に実行可能なステップが講じられなければならない。

緊急時準備・対応

原子力事象または放射性事象が発生した時のために、緊急時準備・対応に対する備えが整えられなければならない。

現世代及び将来の世代の防護

現在及び将来に生きる人々は、放射線リスクから防護されなければならない。

この SAP の主要部分の一つでは、工学面での優れた実践の評価を行うために、より詳細な原則が取り扱われている。

5.7 カナダにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.7.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

現在、カナダにおいて操業段階にある放射性廃棄物処分場は存在しない。本節では、放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ国別報告書（第4回、2011年）から、使用済燃料及び放射性廃棄物の取り扱い施設の操業段階に係る安全規制の内容を整理する。国別報告書での該当部分の見出しは「E.6 規制管理、規制検査、文書化及び報告のシステム」である。

(1) 規制順守のための実行計画に関する全般的な記述

カナダでは、操業許認可の要件として、許認可取得者は次に挙げる項目に関する記録を作成しなければならない。

- 流出物及び環境モニタリング計画
- 操業及び保守手続き
- 操業開始計画
- 点検整備計画
- 原子力施設内の放射線、放射性物質及び有害物質の性格と量
- 各作業者の資格、資格更新、訓練の状態

使用済燃料及び廃棄物管理施設の操業許認可は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）の裁定委員会または指定係官のみが発給権限をもつ。原子力安全管理法（NSCA）の第30条により、指定された検査担当者であるCNSCスタッフは、様々な規制要件や許認可条件に対する許認可取得者の順守状況の検査・検証を実施する権限をもつ。許認可取得者は、承認を受けたプログラムとプロセスのとの組み合わせを、環境ならびに人間の健康及び安全を適切に防護するものとして設定していなければならない。

CNSCの規制方針「順守」（P-211）で示される考え方は、企業全体の順守プログラムに組み込まれて一体的に実施されるようになっている。その成果は、操業許認可の更新プロセスと不可分な要素であり、次に示す3件の順守要素の全てを統合するものである。

- 順守奨励の促進
- 許認可取得者が安全規定を順守していることを確認するための検証活動
- 順守を強化させるための対応型の管理措置

CNSC は、例えば検査、診査、監査及び査定などの様々な規制行為において、規制要件を厳格に執行できるように、以下の事項に取り組んでいる。

- 公正、予測可能かつ一貫性の高い方法により、規制要件を適用する。
- 法律面で確実な根拠を伴う規則、罰則及びプロセスを、違反の深刻さ、許認可取得者の順守履歴、さらには違反が発見された後の許認可取得者の行動に応じた等級付けに基づき、適用する。
- (規制側の) 順守検証プログラムを、当該放射性物質または活動が人間の健康、その認可された利用及び環境に及ぼすリスクのレベルに基づく形で設定し、維持する。
- その順守活動が、訓練を受けた適格な従事者によって実施されるようにする。
- 順守促進戦略と順守履行確保戦略を開発し、実行に移す。

(2) 規制順守を促進するための CNSC の活動

「規制順守のための実行計画」(順守プログラム)の目的は、規制のもとに置かれた分野の人々に対し、規制体制の背景となる論拠を知らせるだけでなく、規制分野に関する規制要件及び基準、さらには設計に関する現実的かつ達成可能な要件及び基準に関する知識を普及させることにある。こうした促進活動の中には、情報伝達(コミュニケーション)や協議(意見聴取)が含まれる。

順守を促すために用いられる最も一般的なコミュニケーション及び協議活動として、CNSC は、許認可取得者との間で定期会合を開催している。この種の会合では、現在進められている活動及び開発、許認可手続き及び順守の問題、安全面での実績、特筆すべき取り組み及び新たに出現しつつある問題などが検討される。通常は、こうした順守検証活動の後にフォローアップ会合が開催される。会合の頻度は、許認可取得者、施設及びリスクのレベルに応じて異なったものとなる。

(3) CNSC が行う順守の検証活動

規制要件及び許認可条件の順守を検証するために、CNSC は次に示す活動を行う。

- 許認可取得者の操業及び活動の評価を実施する。
- 許認可取得者から提供された情報のレビュー、検証及び評価する。
- 業務管理が正しく行われることを確実にする。
- 許認可取得者による修復活動、将来の偶発的事象の予防策に関する評価を実施する。

これらの事項に関して CNSC は、許認可書類で言及されているプログラム、あるいは許認可申請の審査プロセスで査定が行われたプログラムを評価する。CNSC は、次に示す観点から、許認可取得者の活動が許容規準を満たしていることを確認する。

- 法的要件
- CNSC 裁定委員会が法的要件をどのように適用しようと考えているのかを明確にした CNSC の規制方針、基準またはガイド
- 許認可活動の実行にあたり法的要件を満たすという許認可取得者の意図を明確に述べた、許認可取得者から提供された情報
- CNSC スタッフの専門的な判断。この中には産業界における最良事例も含まれる。

CNSC スタッフは、許認可取得者のプログラムとそれらの実施の査定を実施し、次に示す 4 つの等級で格付けする。

1. FS : 完全に満足できる (=Fully satisfactory)
2. SA : 満足できる (=Satisfactory)
3. BE : 期待を下回っている (=Below expectations)
4. UA : 許容できない (=Unacceptable)

CNSC は、許認可取得者プログラム及び実績の評価項目を、許認可のために評価される幾つかの安全領域にグループ分けして評価し、全体評価と講評を行う。施設タイプごとにプログラムまたはトピックの標準リストを開発しており、その中には次のものが含まれる可能性がある。

- マネジメントシステム
- 従事者のパフォーマンス・アセスメント [将来志向の先行指標を取り入れたモチベーションの管理、やる気の維持・向上]
- 操業実績
- 安全解析
- 物理的設計
- 役務への適合性
- 放射線防護
- 従来型の安全衛生
- 環境保護
- 緊急時の管理及び防火

- 廃棄物管理
- セキュリティ
- 保障措置
- パッケージング及び輸送

こうした順守検証の結果は、許認可の更新と中間報告書に反映される。

(4) 規制検査の種別と規制報告

CNSC が行う規制検査には、ルーチン的に実施される検査（タイプⅡ検査）と、個別の機会で開催する検査（タイプⅠ検査）に大別されている。

タイプⅡ検査（ルーチン検査）

- ・タイプⅡ検査は、調査対象となる分野における施設の状態の全体像を明らかにし、明白な欠陥または異常があればそれを指摘するものである。
- ・この種の検査は計画的に行う場合と随時行う場合もあり、通常は書面によるチェックシートに従って実施する。これにより検査担当者は、自らが行った観察結果とフォローアップ行動のための提言を書き留める。チェックシートには、日付及び署名が記され、記録される。

タイプⅠ検査

- ・タイプⅠの評価は通常、この特別な機会のために用意された検査ガイドに従って実施される。その結果は記録され、必要に応じてフォローアップ行動のために許認可取得者に送られ、ファイルとして保存される。検査を計画的に実施する場合、会合予定を許認可取得者と事前に調整する。予定外の検査を行う場合には、許認可取得者の関係者間のスケジュールがマッチせず、フォローアップ会合が常に可能とは限らない。
- ・タイプⅠの監査は、常にきわめて詳細に計画され、許容基準は事前に明示される。また許認可取得者に対し、監査及びその対象分野が事前に通知される。監査計画には、開始時の会合、監査結果に関して毎日行われるブリーフィング、さらには終了時の会合が組み込まれる。
- ・監査を行うスタッフの選任は、査定対象となる分野における専門知識に基づいて行われる。これらのスタッフには、本部からの専門家、現地または本部のプロジェクト係官、あるいは両者の組み合わせが含まれる。監査結果は許認可取得者宛てに作成される「CNSC

報告書」に記録され、フォローアップ行動が記録され、完了日が割り当てられる。

規制報告

・ CNSC スタッフは、提出された操業報告書の内容の査定も行う。許認可取得者は、許認可条件に従い、CNSC に操業報告書を提出するよう求められる。これらの提出物の頻度は許認可取得者、施設及びリスクのレベルによって異なるが、一般には四半期から 1 年ごとである。

・ 安全上重要な事象の分析は、施設の安全性能評価における別側面からのアプローチでもある。これらの分析が目指すのは、CNSC スタッフが許認可取得者によって既に実施したレビュー作業をもう一度行うことではなく、許認可取得者が、必要な場合に是正措置を行い、過去の事象から学んだ教訓を日々の操業に組み込むための適切なプロセスを設定しているかどうかを確認することである。

(5) 順守履行の確保

CNSC は、その違反に関するリスクまたは規制面での重大性に応じて施行のために段階的なアプローチを利用している。CNSC が利用可能な施行手段は、次のようになっている。

- 協議
- 口頭または書面での通知
- 警告
- 規制精査の強化
- 命令の発布
- 許認可措置（許認可の一部の修正や差し止めなど）
- 個人証明書の破棄
- 訴追
- 許認可の破棄または差し止め

当初の措置の有効性に応じて、その後、厳格さを強めた執行措置が発動される可能性もある。

5.8 ドイツにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

ドイツでは、現在操業されている放射性廃棄物処分場は存在しないため、主に法令等における操業中の安全規制制度について整理する。なお、以下では、発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物の処分場に共通して適用される規制制度、発熱性放射性廃棄物及び非発熱性放射性廃棄物のそれぞれの処分場に適用される制度に分けて報告する。非発熱性放射性廃棄物に関しては、廃棄物パッケージの品質管理等に関する規制や検査などについても報告する。

5.8.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

放射性廃棄物の地層処分場の調査（探査）、建設・操業・閉鎖に際しては、原子力法及び連邦鉱山法に基づく許認可が必要とされている。

原子力法では、第 9b 条において、放射性廃棄物処分場の建設、操業及び廃止措置、並びに処分場やその操業の著しい変更のためには、計画確定手続が必要であることが規定されている。

原子力法

第 9b 条 計画確定手続

- (1) 第 9a 条第 3 項に規定する連邦の施設の建設、操業及び廃止措置、ならびに当該施設またはその運転の著しい変更は、計画確定手続を必要とする。

なお、第 9b 条(1a)項では、連邦法によって処分場サイトが確定された場合には、計画確定の代わりに許認可が発給されることが規定されており、2013 年 7 月に制定された発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律（サイト選定法）により、発熱性放射性廃棄物処分場のサイトが確定された場合には、処分場の建設・操業・廃止措置に際しては、計画確定ではなく、許認可が発給される。

原子力法

第 9b 条 計画確定手続

- (1a) 連邦政府の法律によってサイトが確定された場合、計画確定の代わりに許認可が発給される。

次に、連邦鉱山法 1)の第 51 条では、地下での探査及び掘削などを行うためには、操業計画を提出し、管轄当局（州政府）から許認可を得ることを求めている。

連邦鉱山法

第 51 条 操業計画の作成義務

(1)探査のための事業、採掘のための事業、処理のための事業は、事業者が作成して、管轄当局から認可をうけた計画（操業計画）に基づいて設立し、遂行し、中止する必要がある。

また、鉱山法の第 52 条では、処分場の操業に際しては、以下の操業計画を策定することを規定している。

- 1.主操業計画：事業の創設及び実施のため、原則として 2 年を超えない期間の行為について作成。
- 2.枠組み操業計画：プロジェクトの状況に応じたより長期の特定の期間についての操業計画として作成。プロジェクトに環境影響評価（環境適合性の審査）が必要な場合には、枠組み操業計画の策定が求められ、計画確定手続（許認可手続）が要求される。
- 3.特別操業計画：事業の特定部分又は特定のプロジェクトについて作成。
- 4.終了操業計画：事業、プロジェクトの終了時に作成。

連邦鉱山法

第 52 条 事業の設立と遂行のための操業計画

(1)事業の設立と遂行のために、原則として 2 年を越えない期間について主操業計画を作成すること。2 年間までの期間であれば、操業が中断されても事業は遂行されているとみなすが、これを上回る期間の中断は、管轄当局から許認可を得ない限り、事業の遂行とはみなさない。

(2)管轄当局は次のことを要求できる。

- 1.より長期の、それぞれの状況に応じた特定の期間にわたる枠組み操業計画を作成すること。これは予定されているプロジェクトについての一般的な情報、その技術的な遂行と、予測される時間的な進行を含めるものとする。
- 2.事業の特定の部分または特定のプロジェクトについて、特別操業計画を作成すること。
(2a)第 57c 条に従って、プロジェクトに環境影響評価が必要な場合には、枠組み操業計画

の作成を要求するものとし、この枠組み操業計画の認可のためには、第 57a 条及び 57b 条に従って、計画確定手続きを実行すること。管轄当局は要請に基づき、事業者とともに、環境影響評価の対象、範囲、方法と、その他この評価の遂行のために重要な問題について協議し、これにはその他の当局、専門家、第三者が参加することができる。

5.8.2 発熱性放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件では、発熱性放射性廃棄物処分場の操業段階に関しては、包括的なセーフティケースが作成されなければならない、定置作業及び廃止措置について、放射線防護令に従い、作業員、住民及び環境に必要な防護を対象として、定義された設計基準事故を考慮した、施設固有の安全解析が実施されなければならないとされている。

また、同安全要件では、放射性廃棄物の引き渡し義務を有する者に、処分場の受入基準等の条件を遵守する義務があり、廃棄物パッケージが処分場の条件が要求する特性を示すことを保証することやデータを提出すること、処分場操業員がこの特性やデータの検証を行うことが規定されている。さらに、処分場の操業員は、廃棄物パッケージの受入検査において廃棄物パッケージを識別し、放射線防護や取扱いに関する特性について検証しなくてはならないとされている。

さらに、発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件では、処分場の操業中の記録に関連して、以下のものが廃止措置終了時までには文書化されなくてはならないと規定されている。

- ・ 定置される個別の廃棄物及びそれらの安全技術上重要な特性に関するすべての関連情報
- ・ 最終処分場の建設、定置作業及び廃止措置の際に立案され、かつ、講じられた技術的措置
- ・ 全ての測定プログラムの結果
- ・ 操業安全性及び長期安全性に関して保存された記録

発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件

第 7 章 セーフティケース

7.1 (中略)

地上施設を含む最終処分場の全ての操業状態について、包括的なセーフティケースが文書化されなければならない。特に、定置作業及び廃止措置について、放射線防護令に従って操業従事者、住民及び環境に必要な防護を対象として、定義された設計基準事故を考慮した、施設固有の安全解析が実施されなければならない。

(中略)

7.6 これらの最終処分場の条件の遵守については、廃棄物の引き渡し義務を有する者が責任を負う。最終処分場の条件の遵守の証拠には、次の規定が適用される。

- ・廃棄物の引き渡し義務を有する者は、廃棄物パッケージが最終処分場の条件において要求される特性を示していることを保証し、最終処分場の条件にしたがって提出すべき廃棄物データを決定しなければならない。
- ・これらの特性及び廃棄物データの妥当性は、生成物検査の枠内で最終処分場の操業者によって検証されなければならない。この検証は、原則として搬入用用地及び最終処分場の外部において、放射線防護の目的及び適合性審査のために実施されなければならない。
- ・受入検査の枠内において、最終処分場の操業者は、廃棄物パッケージを識別し、放射線防護、または最終処分場内での廃棄物パッケージの取り扱いに関連する特性を検証しなければならない。

(中略)

第10章 文書化

10.1 安全性の記述のため、また、将来に下されるべき審査及び決定のための全ての関連データ及び文書は、廃止措置終了時までには作成されなければならない。これらには特に次のものが含まれなければならない。

- ・最終処分場の鉱山測量上のデータ、及びそれらの経時的進展、
- ・定置される個別の廃棄物及びそれらの安全技術上重要な特性に関するすべての関連情報、
- ・最終処分場の建設、定置作業及び廃止措置の際に立案され、かつ、講じられた技術的措置、
- ・全ての測定プログラムの結果、
- ・最終処分場鉱山及びその周辺における進展についてのすべての予測、
- ・操業安全性及び長期安全性に関して保存された記録。

5.8.3 非発熱性放射性廃棄物処分の操業中の安全規制

(1) 記録

非発熱性放射性廃棄物処分に適用される鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準では、処分場の操業段階を含む各段階において、処分施設の測量データ、処分された廃棄物の特性などを記録しなければならないと規定している。

鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準

10.2. 記録と表示

最終処分施設の建設、操業及び閉鎖の各段階で、最終処分施設の鉱山測量データ、処分された廃棄物の特性及び重要な技術的措置を記録しなければならない。完全な記録文書は、空間的に分離して適切な場所に保管しなければならない。

(2) 廃棄物パッケージの品質管理とその規制²⁾

廃棄物の品質管理は、放射性廃棄物の登録及びコンディショニングにおける品質保証、廃棄物容器の生産における品質保証に関する規則により実施されている。廃棄物パッケージの品質管理に関する連邦放射線防護庁（BfS）の規制では、廃棄物受け入れ要件が満たされていることを証明するために、次に示す2つの方法が認められている。

- ・ 既に製造された廃棄物パッケージの無作為なサンプル試験
- ・ コンディショニング手法の適格性確認と実施される予定の付随的な管理措置の決定

また、放射線防護令の第74条第2項に従い、処分に適した廃棄物パッケージの製造を目的とした放射性廃棄物の処理及びパッケージングには、BfSによって承認された方法が適用されなければならない。放射性廃棄物及び放射性廃棄物の管理に関する指針では、前処理及びコンディショニングに可能な限り適格性確認がなされた手法が適用されることになっている。

処分に関する廃棄物の受け入れ要件を順守していることが証明された放射性廃棄物のみが、コンラッド処分場で処分されることができると、その順守証明は、適格性確認がなされたコンディショニング方法またはサンプル試験により、製品管理の枠組みにおいて実施される。

(5.8 参考文献)

- 1) Bundesberggesetz, 1980 年 8 月 13 日
- 2) BMU, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management- Report of the Federal Republic of Germany for the Fourth Review Meeting in May 2012

5.9 ベルギーにおける放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

5.9.1 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制の動向

(1) 放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制

ベルギーでは、現在操業されている地層処分場は存在しないため、主に法令等における操業中の安全規制制度について整理する。

現在、ベルギーには放射性廃棄物処分に特化した法律や規制はない。そのため、放射性廃棄物処分に対しては、原子力施設の許認可に関する一般規則である、FANC の電離放射線防護のための一般規則（ARBIS）が適用されることになる。現在、ベルギーでは、原子力施設の許認可に関する一般規則を補完するための新たな 2 つの王令を策定中である。一つは、放射性廃棄物処分施設の建設及び操業に関する許認可申請手続きに関わるもの、もう一つは、それら施設の技術的要件に関わるものである。

放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関して、2010 年に公表した「放射性廃棄物最終処分施設の許認可制度に関する王令草案」の FANC の解説では、以下のような記載がされている。

<FANC の解説>

建設及び操業許認可において、操業者が遵守しなければならない特定の条件が課される場合がある。またこの許認可において安全性に関する定期的な再点検の頻度が決定され、この頻度は関連する段階に応じて変化する可能性がある。同様にこの許認可によって、建設及び操業条件の遵守に関して、より具体的には、当該施設の総放射能の面での、さらには最終処分される廃棄物の放射能濃度の面での限度に関して、FANC が実施する検査の方法が規定される。

以下に、項目ごとに我が国の検討状況等との比較表を示す。

○放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関する調査

日本	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(原子炉等規制法)では、施設そのものの安全性を確保するための規制(施設規制)の中で、操業中の安全規制として「施設定期検査」及び「廃棄物埋設の確認」が規定されている。
米国	特に我が国のような施設確認や使用前検査などの行為は規定されていないが、操業中の規制行為として、記録の維持、建設記録の維持、欠陥の報告・通知、試験、立ち入り検査、核物質管理、軽量管理の記録の維持などが想定されている。
フランス	デクレにおいて、規制機関である ASN に提出して、INB の操業者は定期報告書を提出しなければならないことや、2006 年原子力安全・情報開示法に規定された定期安全レビューの実施に関して実施期間等についての規定が設けられている。
スウェーデン	原子力法において、原子力施設を所有または操業する許可を保持する者は、少なくとも 10 年ごとに、当該施設の安全性及び放射線防護に関する全体評価を実施しなければならない。定期安全レビューで行うべき評価の内容、評価の実施頻度については、政府または政府が定める機関が別途規定を定めることができることになっている。
フィンランド	YVL D.5 では、STUK が原子力廃棄物処分施設の操業を監視することを規定している。低中レベル放射性廃棄物処分場の操業中の安全規制に関しては、STUK が運転廃棄物の管理(貯蔵、集計、処分施設使用)は毎年、処分施設のコンクリートと岩盤構造については、2 年に 1 度検査を実施している。
スイス	スイスには、操業段階にある放射性廃棄物処分場は存在しないが、原子力法において、監督官庁に施設の現状報告についての定期報告、技術設備及び操業に関する完全な記録を管理するとしている。また、実施する全作業について、品質保証措置を実施しなければならないとしている。
英国	操業中の処分施設においては、EA 等による環境許可(または許可)の定期的な再審査が行われる。再審査の実施時期及び範囲については、事業者と EA 等の合意により決められるとしている。
カナダ	カナダには、操業段階にある放射性廃棄物処分場は存在しないが、操業許認可の要件として、流出物及び環境モニタリング計画、操業及び保守手続き、操業開始計画、点検整備計画、原子力施設内の放射線や放射性物質及び有害物質の特性と量、各作業員の資格や資格更新や訓練の状態に関する記録を作成しなければならないとしている。
ドイツ	非発熱性放射性廃棄物処分の操業中の安全規制では、処分施設の測量データ、処分された廃棄物の特性などを記録しなければならない。
ベルギー	特に規定はないが、許認可において操業中の安全性に関する定期的な再点検の頻度の決定や、規制機関により実施される検査方法が規定されるとしている。

第6章 非放射性有害物質の環境影響評価等

国際原子力機関（IAEA）の安全基準文書の規定、経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）の報告書の記述等を踏まえ、非放射性有害物質の埋設処分について、対象国の規制機関及び実施主体等が行う環境影響評価の考え方及び検討状況の調査結果について6.1節において整理する。

6.2節では、6.1節において調査・整理した国際的な最新情報を踏まえ、平成24年度の「放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査」において示された非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化を行った結果をまとめる。詳細化に際しては、まず、昨年度の調査において示された評価手法の課題として挙げられた点なども考慮し、評価手法の具体的内容について考え方を整理し、加えて要検討課題を抽出した。その後、これらについて、国内の廃棄物処分場の環境影響評価等の専門家から意見聴取を行った。また、海外訪問調査においては、我が国の専門家を交え、環境影響評価を実施した実施主体等との意見交換会を実施した。以上から、我が国の非放射性有害物質に関する環境影響評価手法の詳細化として、専門家からの意見聴取結果を含め、各課題に対する検討結果を報告する。

6.1 諸外国における非放射性有害物質の環境影響評価等

6.1.1 米国における非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（米国）

a. 米国の環境影響評価に係る法体系

米国では、1969年国家環境政策法の以下の規定により、連邦政府機関は、環境に影響を与える可能性のある計画、行為を行う場合、環境影響評価（EIS）を実施することが義務付けられている。

1969年国家環境政策法

第102条

(2) 連邦政府のすべての政府機関は、可能な限り最大限に、

- (A) 人間の環境に影響を与える可能性のある計画立案及び決定行為をするに当たり、自然科学、社会科学、及び環境設計技術の統合的利用を保証するような、体系的、学際的なアプローチを採用しなければならない。
- (B) 決定行為を行うに際して、経済的、技術的な考慮とともに、現在は計量化されていない環境の快適さと価値とに適切な考慮を払うことを保証するような方法及び手続きを、本法第2章に基づいて設置される環境諮問委員会（CEQ）と協議の上、明らかにし、かつこれを策定する。
- (C) 人間環境の質に相当な影響を与えるような法案、その他の主要な連邦政府の行為に関するすべての勧告ないし報告の中には、
 - (i) 提案されている行為が環境に与える影響
 - (ii) 当該提案が実施された場合、環境に及ぼす不可避の悪影響
 - (iii) 提案された行為の代案
 - (iv) 人間環境の局地的、ならびに短期的な利用と、長期的生産的の維持・増大との間の関係
 - (v) 提案された行為が実施された場合に当該行為に関係している資源の不可逆的かつ回復不可能な投入に関し、担当公務員による報告書を含めなくてはならない。

1969年国家環境政策法第102条(2)の手続きについては、行政府の環境諮問委員会（CEQ）が40 CFR Part 1500-1508「国家環境政策法の手続き規定の実施のための規則」

を定めている。

また、1969年国家環境政策法第102条(2)及び40 CFR Part 1500-1508の施行に当たって、エネルギー省(DOE)は、10 CFR Part 1021「国家環境政策法の施行手続」を策定している。10 CFR Part 1021は、サブパートAからサブパートDまでの4サブパートから構成されており、政策・計画の決定に当たっての環境アセスメント(EA)、環境影響評価(EIS)の実施手続きの方法、レビュー方法などが規定されている。

さらに、連邦政府の環境保護における指導的な立場を明確にするため、以下のような大統領令(行政命令、Executive Order (EO))が策定されている。

- ・ EO 11514 : 環境の質の保護及び強化 (Protection and Enhancement of Environmental Quality (EO 11911 で改正))
- ・ EO 11988 : 氾濫原管理 (Floodplain Management)
- ・ EO 11990 : 湿地の保護 (Protection of Wetlands)
- ・ EO 12088 : 汚染管理基準の連邦の遵守 (Federal Compliance with Pollution Control Standards)
- ・ EO 12114 : 主要な連邦行為の環境影響 (Environmental Effects Abroad of Major Federal Actions)
- ・ EO 12898 : 少数民族及び低所得者層における環境正義の対策のための連邦行為 (Federal Actions to Address Environmental Justice in Minority Populations and Low-Income Populations)
- ・ EO 13112 : 侵入生物種 (Invasive Species)
- ・ EO 13148 : 環境管理における統率力を通じた政府の環境問題意識 (Greening the Government through Leadership in Environmental Management)
- ・ EO 13158 : 保護地域 (Protected Areas)
- ・ EO 13175 : インディアン民族政府との協議・協力 (Consultation and Coordination With Indian Tribal Governments)
- ・ EO 13186 : 渡り鳥の保護のための連邦政府の責任 (Responsibilities of Federal Agencies to Protect Migratory Birds)
- ・ EO 13211 : エネルギー供給・流通・利用による大きな影響の規制行為 (Actions Concerning Regulations that Significantly Affect Energy Supply, Distribution, or Use)

- ・ EO 13212 : エネルギー関連プロジェクトの促進のための活動 (Actions to Expedite Energy-Related Projects)
- ・ EO 13287 : 米国の保護 (Preserve America)
- ・ EO 12969 : 連邦の知見と知る権利 (Federal Acquisition and Community Right-To-Know)
- ・ EO 13031 : (Federal Alternative Fueled Vehicle Leadership)
- ・ EO 13045 : 環境健康リスク及び安全リスクからの子供の保護 (Protection of Children from Environmental Health Risks and Safety Risks)
- ・ EO 13423 : 連邦の環境、エネルギー及び輸送の管理の強化 (Strengthening Federal Environmental, Energy, and Transportation Management)
- ・ EO 13514 : 環境、エネルギー及び経済動向での連邦の統率力 (Federal Leadership in Environmental, Energy, and Economic Performance)
- ・ EO 13547 : 海洋、沿岸及び五大湖の責務 (Stewardship of the Ocean, Our Coasts, and the Great Lakes)

b. 環境影響評価での非放射性有害物質の評価方法

エネルギー省 (DOE) は、「環境アセスメント及び環境影響評価の作成のための勧告」¹⁾ (通称「グリーンブック」) において、環境アセスメント (EA)、環境影響評価書 (EIS) の作成、レビューのための勧告を示している。グリーンブックは、初版が 1993 年に、現在の最新版が第二版となっている。

グリーンブックでは、人間の健康への影響の評価の考え方として、以下の 3 分野での勧告が示されている。

- 1) 人間の健康への影響の一般論
- 2) 放射線被ばくによる発がん影響
- 3) 化学物質の暴露による影響

このうち、化学物質の暴露による影響については、以下のような勧告が示されている。

- ・ 必要に応じて、従事している作業員及び従事していない作業員、並びに一般公衆について、有害な化学物質への暴露による有害性及び発がん性の健康影響を評価すること。発がん性影響については、暴露による潜在的な発がん影響の数値、または、適切な暴露－影響、用量 (dose)－影響の関係性を用いた用量 (dose) を計算する

こと。

- ・適切なデータの許容に従って、急性及び慢性の健康影響（ガン及び遺伝性の突然変異を含む）を評価し、複数の化学物質への暴露からの集積及び相乗的な健康影響を評価すること。
- ・仮に、参照用量（dose）、暴露、または、暴露・用量（dose）と影響との関係性がない場合は、参照濃度、労働安全衛生局（OSHA）の暴露限度、環境保護庁（EPA）の統合リスク情報システム（IRIS）データベース²⁾、国立医学図書館（NLM）のMEDLARデータベース³⁾などが整備している他の基準を使用すること。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（米国）

a. ユッカマウンテン処分場の環境影響評価書

ユッカマウンテン処分場の最新の環境影響評価書（EIS）は、2008年6月の建設認可に係る許認可申請時に提出された「ネバダ州ナイ郡のユッカマウンテンでの使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の処分のための地層処分に関する最終補足環境影響評価書」⁴⁾（ユッカマウンテンFSEIS）となっている。

非放射性有害物質の影響評価は、ユッカマウンテンのFSEISの「5.7 化学的有害物質の影響」に示されており、具体的な評価方法として、化学的有害物質が一定の割合で放出されるという安全側の解析を用いていること、評価地点にある井戸に直接的に放出割合で漏出すること、水による移行で濃度が減少する効果を見ていないことが示されている。

非放射性有害物質の影響評価の結果は、表 6.1.1-1 に示したとおりであり、井戸での濃度、経口摂取量の評価値、基準値である経口参照用量（oral reference dose）が示されており、いずれも基準値以下となっている。なお、経口参照用量は、環境保護庁（EPA）の統合リスク情報システム（IRIS）データベースに掲載された値である。

表 6.1.1-1 処分場閉鎖後 10,000 年間の漏洩での水による化学的有害物質の評価結果

Table 5-6. Estimated impacts and applicable standards for waterborne chemically toxic materials release during 10,000 years after repository closure.

Material	Estimated concentration (milligram per liter)	Intake ^a (milligram per kilogram of body mass per day)	Intake standard Oral Reference Dose (milligram per kilogram of body mass per day)
Molybdenum	0.042	0.0012	0.005 ^b
Nickel	0.19	0.0054	0.02 ^c
Vanadium	0.00019	0.0000054	0.007 ^d

Source: Appendix F, Section F.5.2.5.

a. Assumes daily intake of 2 liters (0.5 gallon) per day by a 70-kilogram (154-pound) individual.

b. DIRS 148228-EPA 1999, all.

c. DIRS 148229-EPA 1999, all.

d. DIRS 103705-EPA 1997, all.

さらに詳細な非放射性有害物質の影響の評価方法は、ユッカマウンテンの FSEIS の補遺 F「閉鎖後の処分場性能の環境影響」に示されており、以下のような評価が実施されている。なお、水による化学的有害物質の閉鎖後評価には、許認可申請書で処分場の安全評価に使用しているトータルシステム性能評価 (TSPA-LA) のモデルは使用していないが、これは本モデルが環境影響評価の目的に合致しないためであり、影響評価のためにはバウンディング解析を使用している。

1) インベントリ評価：

- ・ 処分場の建設においては、化学的有害物質を含んだ種々の耐食性物質が使用されている。人間へ有意な量の有害物質が接近可能環境に移行する可能性のある物質を特定するため、スクリーニング解析を実施した。
- ・ EPA の統合リスク情報システム (IRIS) データベースに記載されている化学物質について、処分場下流の飲用水中の濃度を決定するための評価を実施した。
- ・ 処分場に含まれていて、IRIS にデータのある化学物質は、バリウム (Ba)、ホウ素 (B)、カドミウム (Cd)、クロム (Cr)、銅 (Cu)、パラジウム (Pd)、マンガン (Mn)、水銀 (Hg)、モリブデン (Mo)、ニッケル (Ni)、セレン (Se)、ウラン (U)、バナジウム (V)、亜鉛 (Zn) である。
- ・ これらの化学物質は、処分場、廃棄物パッケージ、廃棄物自体として含まれる。
- ・ 評価期間は、10,000 年が考慮されている。ただし、この期間に破損するパッケージは非常に限られている。したがって、廃棄物パッケージより外側の化学的有害物質のみを評価で考慮しており、Cr、Cu、Mn、Mo、Ni、V のみが評価対象となる。

- ・低溶解度によるバウンディング濃度制限により、Cu、Mn を除外した。
 - ・Cr は、処分場の pH 環境 (pH=6~12) でⅢ価の化学形を取り、不溶性であるため、評価から除外した。
 - ・最終的に、Mo、Ni、V を評価対象とした。
- 2) バウンディング解析：評価対象とした Mo、Ni、V について、生物圏での濃度を決定するためのバウンディング解析を実施した。
- ・廃棄物パッケージの材料である Alloy 22 の一様腐食の速度は、バウンディング処分場環境に期待されるものとして、100℃の淡水のデータを使用した。
 - ・ステンレス鋼 (SUS 316NG) の一様腐食の速度は、50~100℃の淡水のデータを使用した。
 - ・チタン製のドリップシールドは、Alloy 22 の一様腐食の速度より有意に遅くないものと安全側に仮定した。
 - ・廃棄物パッケージの外表面は、同時に一様腐食が発生するとした。
 - ・バウンディング解析では、水の遅延、岩盤への収着を考慮しないで、生物圏に移行することとし、即時に生物圏の漏出点に到達するものとした。
 - ・地下水中の濃度は、年間当たりの代表容積 (連邦規則に規定されている 370 万 m³) の水で希釈されるものとした。
 - ・Mo、Ni、V の漏出率は、合金の成分割合での腐食により減少するものとして算出した。

b. 廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の環境影響評価書

廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP) の最新の環境影響評価書 (EIS) は、1997 年 9 月の操業前の段階で提出された「廃棄物隔離パイロットプラントの処分段階に係る最終補足環境影響評価書」(WIPP FSEIS) ⁵⁾ となっている。

WIPP FSIS で対象としているのは、提案されている WIPP で処分の他、以下のような代替案が検討されている。

- 1) 提案活動：WIPP での処分
- 2) 代替活動 1：すべてのインベントリ (PCB 混合の TRU 廃棄物を除く)、廃棄物受入基準 (WAC) に基づいて処理、WIPP で処分
- 3) 代替活動 2：すべてのインベントリ (PCB 混合の TRU 廃棄物を含む)、陸地処分

制限 (LDR) に適合するように熱的処理、WIPP で処分

- 4) 代替活動 3 : すべてのインベントリ (PCB 混合の TRU 廃棄物を除く)、破碎・グラウト充填、WIPP で処分
- 5) 代替非活動 1 : すべてのインベントリ (PCB 混合の TRU 廃棄物を除く)、陸地処分制限 (LDR) に適合するように熱的処理、無期限に貯蔵、WIPP は廃止措置
- 6) 代替非活動 2 : 基準インベントリ、新たに発生した TRU 廃棄物を廃棄物受入基準 (WAC) に基づいて処理、発生サイトで貯蔵、WIPP は廃止措置

WIPP の閉鎖後の長期の環境影響評価については、放射性核種及び重金属 (主として鉛 (Pb)) の 10,000 年間の広がり分布の評価が実施されており、処分場に擾乱のない場合、処分場に擾乱のある場合が想定されており、代替活動 1 の評価での 30 種の放射性核種の 1pCi/l の広がり分布の評価結果を図 6.1.1-1 及び図 6.1.1-2 に示す。

非放射性有害物質の移行の評価方法については、WIPP FSEIS の補遺 H 「提案活動及び代替活動のための長期影響解析」に示されており、核種移行評価コード (NUclide Transport System (NUTS)) 及びガス流れの広がり BRAGFLO コードで計算されている (図 6.1.1-3 参照)。

重金属の 1ppb ($1 \times 10^{-3} \text{mg/m}^3$) の濃度は、30 種の 1pCi/l の放射性核種と同様な広がり分布が得られたとされている。

本解析の結果からは、処分場に擾乱のない場合、処分場閉鎖後の 10,000 年間での接近可能環境への放射性核種及び重金属の放出はなく、人間への影響はないものとなっている。また、処分場に擾乱のある場合については、処分場へのボーリング孔の掘削による地上への放出、地下に存在している被圧地下水溜まりへのボーリング孔の掘削が評価されており、いずれの評価でも非放射性有害物質による影響は無視少であるとしている。

なお、WIPP で処分される TRU 廃棄物に含まれる非放射性有害物質 (有害金属) の構成は、WIPP FSEIS の補遺 A 「廃棄物インベントリ」に示されており、ベリリウム (Be)、カドミウム (Cd)、鉛 (Pb)、水銀 (Hg) であり、Pb 及び Hg の含有量が支配的である (表 6.1.1-2 及び表 6.1.1-3 参照)。また、揮発性有機化合物としては、四塩化メタン (テトラクロロメタン)、1,1,2,2-テトラクロロエタン、塩化メチレン (ジクロロメタン) などが多く含まれている (表 6.1.1-4 参照)。

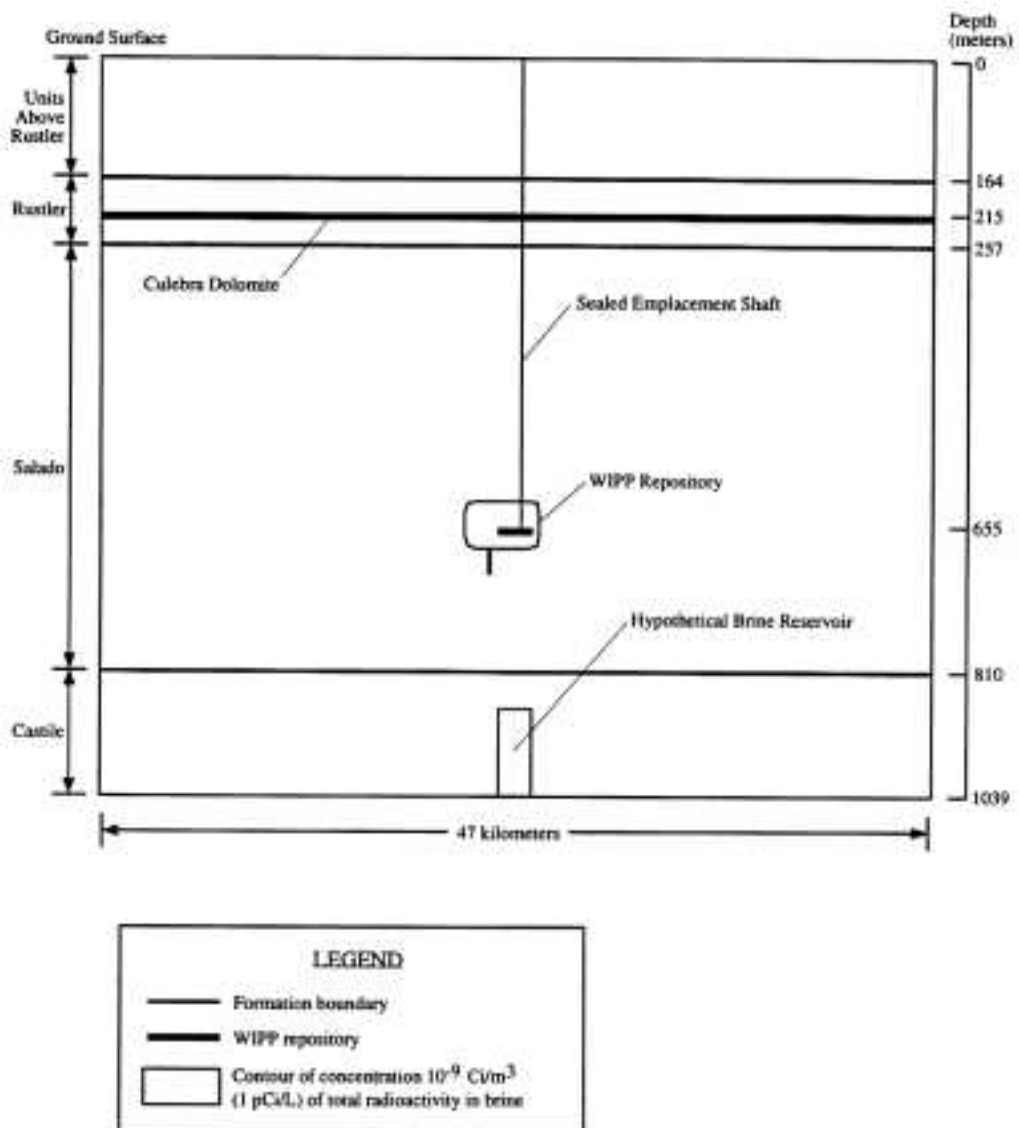


Figure 5-1
Extent of Radionuclide Migration at 10,000 Years with Undisturbed Conditions
Using 75th Percentile Parameter Values (Case 3) for the Proposed Action

図 6.1.1-1 処分場に擾乱のない条件での放射性核種の分布

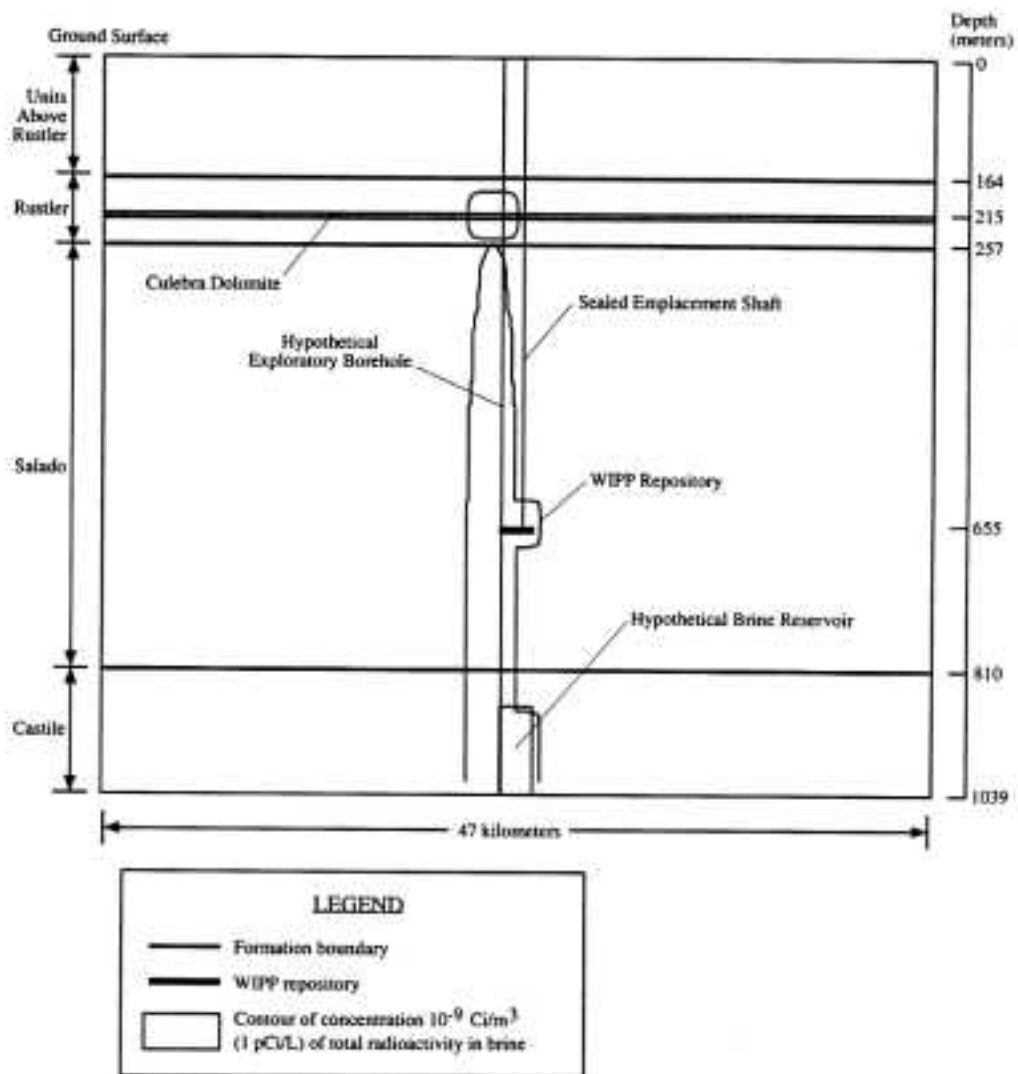


Figure 5-2
Extent of Radionuclide Migration at 10,000 Years with Disturbed Conditions
Using 75th Percentile Parameter Values (Case 4) for the Proposed Action

図 6.1.1-2 処分場に擾乱のある条件での放射性核種の分布

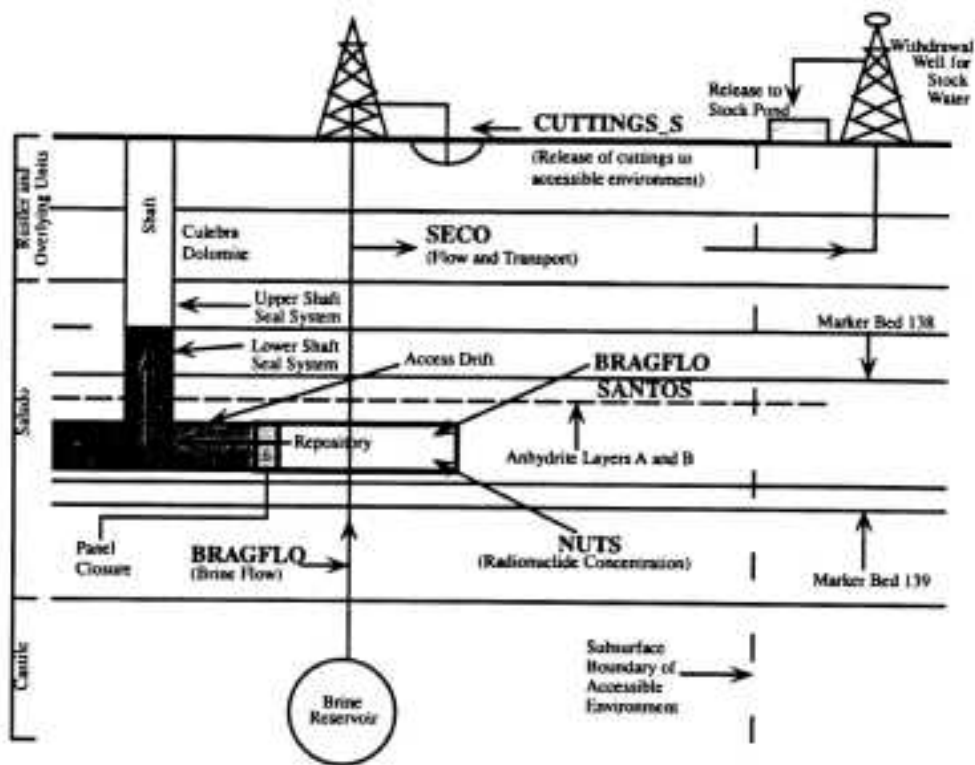


Figure H-1
Schematic Side View of the Repository and Disposal System
Associating Major Performance Assessment Codes with Principal Components

図 6.1.1-3 環境影響評価で使用されているコンピュータコード

表 6.1.1-2 WIPP で処分される放射性廃棄物に含まれる非放射性有害物質（有害金属）の濃度

Table A-44
Concentration of Hazardous Metals

Metal	CH-TRU Waste Inventory (kg/cubic meter)	RH-TRU Waste Inventory (kg/cubic meter)
Beryllium	1.21E-01	1.21E-01
Cadmium	1.73E-03	1.74E-03
Lead	4.79E+ 00	4.64E+ 02
Mercury	2.05E+ 00	2.05E+ 00

表 6.1.1-3 WIPP で処分される放射性廃棄物に含まれる非放射性有害物質（有害金属）の濃度

**Table A-45
Inventory (kilograms) of Hazardous Metals by Alternative**

Alternatives	CH-TRU Waste	RH-TRU Waste	Total
Lead Inventory			
Proposed Action	8.08E+ 05	3.29E+ 06	4.09E+ 06
Action Alternative 1	1.31E+ 06	1.80E+ 07	1.93E+ 07
Action Alternative 2	1.31E+ 06	1.80E+ 07	1.93E+ 07
Action Alternative 3	1.31E+ 06	1.80E+ 07	1.93E+ 07
No Action Alternative 1	1.31E+ 06	1.80E+ 07	1.93E+ 07
No Action Alternative 2	6.46E+ 05	1.64E+ 07	1.70E+ 07
Beryllium Inventory			
Proposed Action	2.04E+ 04	8.58E+ 02	2.13E+ 04
Action Alternative 1	3.31E+ 04	4.70E+ 03	3.78E+ 04
Action Alternative 2	3.32E+ 04	4.70E+ 03	3.79E+ 04
Action Alternative 3	3.31E+ 04	4.70E+ 03	3.78E+ 04
No Action Alternative 1	3.32E+ 04	4.70E+ 03	3.79E+ 04
No Action Alternative 2	1.63E+ 04	4.27E+ 03	2.06E+ 04
Cadmium Inventory			
Proposed Action	2.93E+ 02	1.23E+ 01	3.05E+ 02
Action Alternative 1	4.75E+ 02	6.74E+ 01	5.42E+ 02
Action Alternative 2	4.76E+ 02	6.74E+ 01	5.43E+ 02
Action Alternative 3	4.75E+ 02	6.74E+ 01	5.42E+ 02
No Action Alternative 1	4.76E+ 02	6.74E+ 01	5.43E+ 02
No Action Alternative 2	2.34E+ 02	6.13E+ 01	2.96E+ 02
Mercury Inventory			
Proposed Action	3.46E+ 05	1.45E+ 04	3.61E+ 05
Action Alternative 1	5.61E+ 05	7.97E+ 04	6.40E+ 05
Action Alternative 2	5.62E+ 05	7.97E+ 04	6.42E+ 05
Action Alternative 3	5.61E+ 05	7.97E+ 04	6.40E+ 05
No Action Alternative 1	5.62E+ 05	7.97E+ 04	6.42E+ 05
No Action Alternative 2	2.77E+ 05	7.25E+ 04	3.49E+ 05

表 6.1.1-4 WIPP で処分される放射性廃棄物に含まれる非放射性有害物質（揮発性有機化合物）の濃度

Table A-46
Average Concentrations (ppmv) of Volatile Organic Compounds
as Reported from the RCRA Part B Permit Application

Final TRU Waste Form	Carbon Tetrachloride	Chlorobenzene	Chloroform	Methyl Ethyl Ketone	Methylene Chloride
Combustible	566.52	1.54	41.09	7.60	12.29
Filter	1.44	0.18	0.19	5.11	0.48
Graphite	0.10	0.03	0.06	8.09	0.91
Heterogeneous	91.07	9.46	18.99	62.05	143.13
Inorganic Non-Metal	3.27	0.16	1.03	7.29	2.56
Lead/Cadmium Metal	255.28	4.94	0.80	42.56	8.61
Salt	4.32	0.18	0.23	5.50	0.56
Soils	0	0	0	0	0
Solidified Inorganics	310.51	1.29	1.15	0.83	8.05
Solidified Organics	8,319.32	94.30	135.98	717.96	214.47
Uncategorized Metal	9.58	13.40	7.94	39.34	1,941.71
Final TRU Waste Form	1,1,2,2- Tetrachloroethane	Toluene	1,1- Dichloroethene	1,2- Dichloroethane	1,1,1- Trichloroethane
Combustible	96.25	1.73	1.98	1.57	7.38
Filter	10.08	0.14	0.32	0.26	11.63
Graphite	8.06	0.03	0.04	0.03	0.63
Heterogeneous	711.08	7.64	14.42	7.62	74.11
Inorganic Non-Metal	29.33	0.17	1.01	0.16	4.31
Lead/Cadmium Metal	510.47	4.89	11.62	5.23	8.97
Salt	4.86	0.04	0.17	0.04	5.04
Soils	0	0	0	0	0
Solidified Inorganics	125.09	1.26	2.45	1.00	6.26
Solidified Organics	4,543.96	81.87	88.25	81.40	204.59
Uncategorized Metal	126.88	7.06	7.52	7.02	29.03

c. クラス C を超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物処分の環境影響評価書

クラスCを超える (GTCC) 低レベル放射性廃棄物 (GTCC廃棄物) の処分については、2011年2月に、処分の実施責任を有するエネルギー省 (DOE) がドラフト環境影響評価書⁶⁾ (DEIS) を作成している。

ただし、「5.2.4.2 人間の健康への影響の評価」において、非放射性有害物質の影響については、GTCC 低レベル放射性廃棄物に考慮を要するような物質の含有が少なく、放射線学的影響よりも小さいと見込まれることから、評価を実施していないとしている。

なお、処分場の閉鎖後の放射線学的な影響については、ドラフト環境影響評価書 (DEIS) の補遺 E「代替非活動及び処分代替案に対する長期の人間の健康影響の評価」で示されているように、空気を媒体とした放出、地表水への流出、地下水への浸出の3種類の放出を想定し (図 6.1.1-4 及び図 6.1.1-5 参照)、10,000年間で自給自足の農業従事者を仮定した評価を実施し、想定される立地場所ごとにボーリング孔処分、トレンチ処分、ポールド処分⁷⁾の各々での線量を評価している (表 6.1.1-5 及び表 6.1.1-6 参照)。

なお、WIPP は、10,000年間は線量がゼロと評価されているが、10,000年以降も評価を実施すると、ボーリング孔処分⁷⁾で 84 mrem/年 (ピークの出現時期は 11,000年)、99 mrem/年 (ピークの出現時期は 14,000年)、110mrem/年 (ピークの出現時期は 15,000年) となっている (図 6.1.1-6 参照)。

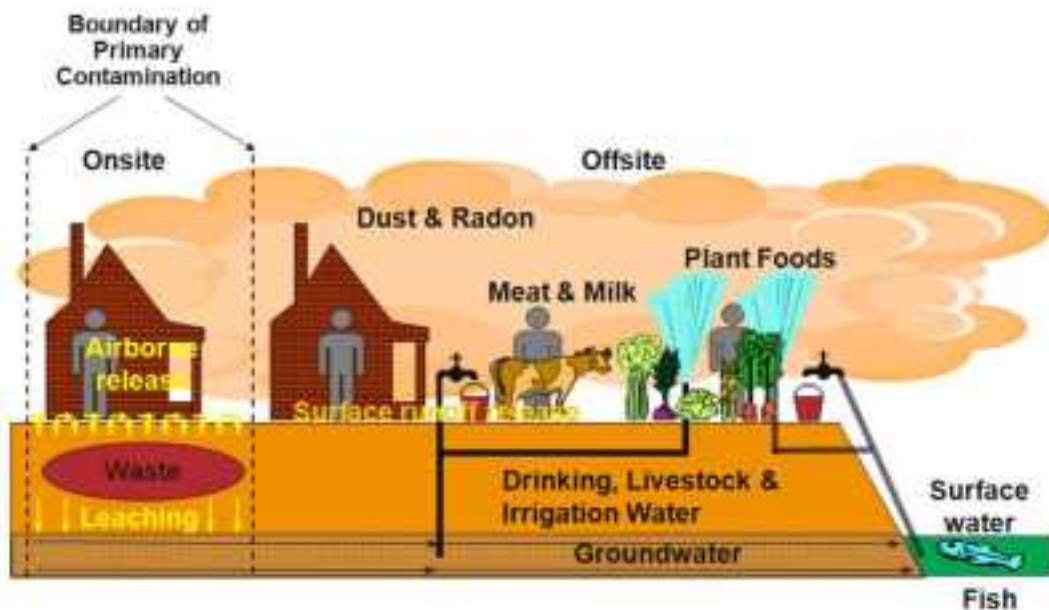


FIGURE E-1 Environmental Release Mechanisms and Exposure Pathways Considered in RESRAD-OFFSITE

図 6.1.1-4 GTCC のドラフト環境影響評価書での放射性核種の放出の評価体系

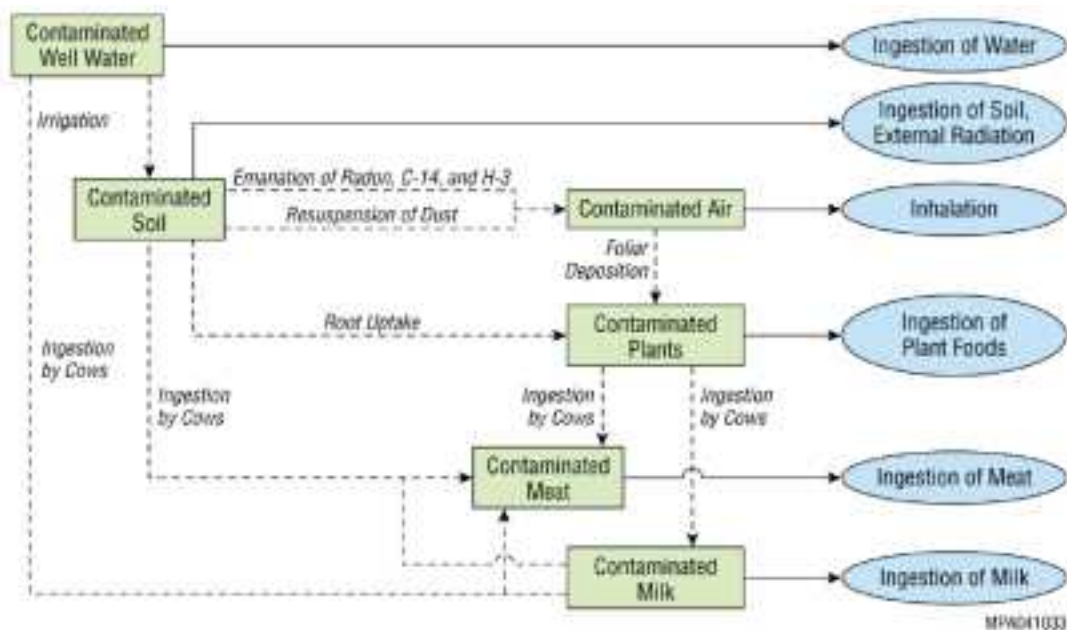


FIGURE E-2 Exposure Pathways Associated with the Use of Contaminated Groundwater

図 6.1.1-5 地下水汚染での放射性核種の放出の流れ

表 6.1.1-5 汚染地下水の利用・飲用による 10,000 年間での最大線量

TABLE 5.3.4-3 Comparison of Maximal Doses (mrem/yr) within 10,000 Years for the Resident Farmer Scenario Associated with the Use and Ingestion of Contaminated Groundwater at the Various GTCC Reference Locations Evaluated for the Land Disposal Methods^{a,b}

Disposal Facility	Hanford	INL	LANL	NNSS	SRS	WIPP Vicinity
Borehole	4.8	820	160	0	NA ^c	0
Trench	48	2,100	380	0	1,700	0
Vault	49	2,300	430	0	1,300	0

^a All values are given to two significant figures. The values are based on the entire inventory of GTCC LLRW and GTCC-like waste being disposed of in a borehole, trench, or vault facility at each site. These results do not address combinations of disposal methods, which could result in lower doses and LCF risks, depending on the waste types being disposed of.

^b In addition to the dose associated with contaminated groundwater, there would be a small radiation dose from the airborne release of radioactive gases from the disposed-of wastes for the trench (<1.8 mrem/yr) and vault (<0.52 mrem/yr) disposal methods.

^c NA = not applicable.

表 6.1.1-6 地下汚染水の利用・飲用による 10,000 年間の潜在的ながんの最大リスク

TABLE 5.3.4-4 Comparison of Maximal Latent Cancer Risks (LCF/yr) within 10,000 Years for the Resident Farmer Scenario Associated with the Use and Ingestion of Contaminated Groundwater at the Various GTCC Reference Locations Evaluated for the Land Disposal Methods^a

Disposal Facility	Hanford	INL	LANL	NSSS	SRS	WIPP Vicinity
Borehole	0.000003	0.0005	0.00009	0	NA ^b	0
Trench	0.00003	0.001	0.0002	0	0.001	0
Vault	0.00003	0.001	0.0003	0	0.0008	0

^a All values are given to one significant figure to reflect the uncertainties in these estimates. The values are based on the entire inventory of GTCC LLRW and GTCC-like waste being disposed of in a borehole, trench, or vault facility at each site. These results do not address combinations of disposal methods, which could result in lower doses and LCF risks, depending on the waste types being disposed of.

^b NA = not applicable.

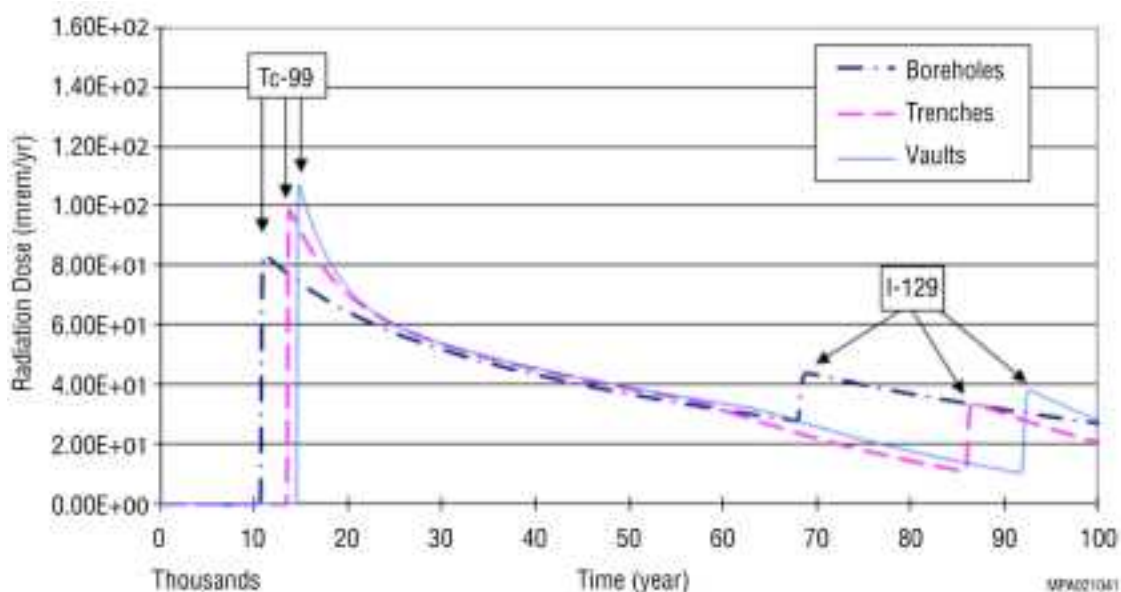


FIGURE 11.2.4-1 Temporal Plot of Radiation Doses Associated with the Use of Contaminated Groundwater within 100,000 Years of Disposal for the Three Land Disposal Methods at the WIPP Vicinity

図 6.1.1-6 WIPP 近郊での 100,000 年までの線量の評価結果

(6.1.1 参考文献)

- 1) U.S. Department of Energy, Environment, Safety and Health, Office of NEPA Policy and Compliance, "Recommendations for the Preparation of Environmental Assessments and Environmental Impact Statements", Second Edition, December 2004
- 2) <http://www.epa.gov/iris/>
- 3) <http://www.nlm.nih.gov/bsd/mmshome.html>
- 4) U.S. Department of Energy, Office of Civilian Radioactive Waste Management, "Final Supplemental Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain, Nye County, Nevada", DOE/EIS-0250F-S1, June 2008
- 5) Department of Energy, Carlsbad Area Office, "Waste Isolation Pilot Plant Disposal Phase Final Supplemental Environmental Impact Statement", DOE/EIS-0026-S-2, September 1997
- 6) U.S. Department of Energy, "Draft Environmental Impact Statement for the Disposal of Greater-Than-Class C (GTCC) Low-Level Radioactive Waste and GTCC-Like Waste", DOE/EIS-0375-D, February 2011

6.1.2 フランスにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（フランス）

フランスにおける環境影響評価に関する制度は、環境法典の第L122-1条から第L122-3条に規定されている。環境法典第L122-1条では、公共団体等が実施するプロジェクトなどでは、環境影響評価を実施しなくてはならないことが規定されている。¹⁾²⁾

環境法典第 L122-1 条

公共団体が実施する、もしくは認可または承認決定が必要とされる土地整備工事またはプロジェクトならびに都市計画文書では、環境面での懸念に配慮しなければならない。

土地整備活動または建築活動が、その規模またはその影響から見て自然環境に影響を及ぼす可能性がある場合、それらの影響を評価できるようにするため、その実施に先立って行われる調査に影響調査を含めなければならない。この影響調査は、これらの土地整備活動または建築活動の認可または承認を担当する当局によって、その意見を諮問するために環境問題を管轄する国家行政当局に送付される。

また、環境法典第 L122-3 条では、環境影響評価の内容として、サイトと環境の初期状態の分析、プロジェクト等による変化の調査、健康面に及ぼす影響の調査、影響の緩和等のための方策の検討等を含むことが規定されている。

環境法典第 L122-3 条

影響調査の内容。この中には最低限でも、サイトとその環境の初期状態の分析、プロジェクトによってそれらにもたらされる変化の調査、それが健康面で及ぼす効果の調査、さらには環境と健康への損害を及ぼし得る影響を除去あるいは最小限にし、可能であればこれを補うために検討されている対策が含まれる。これに加えて、輸送インフラストラクチャーについての影響調査の中には、汚染及び不都合によって生じる自治体レベルでのコストと自治体にもたらされる利点の分析が含まれ、さらにはプロジェクトの実行によって生じる、中でもプロジェクトに伴って生じるか、回避を可能にする人的及び物的な移動の観点から見たエネルギー消費量の評価が含まれる。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の事例（フランス）

ここでは、Dossier2005（粘土層版）³⁾をもとに、化学毒性の評価の概要をまとめる。

a. 入力データ

長寿命中レベル放射性廃棄物である C1/C2 タイプの廃棄物を対象として、4 種類の有害元素（B、Ni、Se、Sb）の化学的な影響が評価された。アンチモン（Sb）は、ガラス固化体、雑固体廃棄物及び使用済燃料の中にほぼ同量含まれており、十分に代表性を備えていることから、ガラス固化体のケースを取り扱ったとしている（アンチモンのインベントリは、C廃棄物を基準にすると使用済燃料がその 1.6 倍、B廃棄物が 1.3 倍になる）。

ニッケル（Ni）は、金属廃棄物だけでなく、処分場に持ち込まれる鉄（コンテナ、ライナなど）にも由来する。研究の現段階で十分に詳細なニッケル量のインベントリを定義し、生じ得る発生源のそれぞれに放出特性を割り当てることは困難であるため、ANDRA は、処分場全体を対象としたシミュレーションの終了（100 万年後）までの全期間にわたりニッケルの飽和濃度が維持されるという、安全側のアプローチを採用したとしている。この選択によって、C1/C2 処分モジュール内に 1 万 3,600 トンのニッケルが溶解することになり、この数値に基づいて計算が実施された。

表 6.1.2-1 に、調査した化学的に有害な元素のそれぞれについてインベントリを示す。

また、表 6.1.2-2 に、これらの元素について採用された輸送及び化学的な保持パラメータの値を示す。

表 6.1.2-1 化学的な影響の評価において検討された化学的に有害な元素のインベントリ

	総質量（トン）	C1/C2 タイプのパッケージの分配比率の詳細	
		C1 の質量	C2 の質量
ホウ素（C1/C2）	526,90	76,56	450,34
ニッケル（C1/C2）	溶液中に 1 万 3,600t で 100 万年間	対象外	対象外
セレン（C1/C2）	3,18	0,46	2,72
アンチモン（C1/C2）	0,57	0,08	0,49

表 6.1.2-2 調査した化学に有害な元素の水理学、輸送及び化学的な
保持パラメータの値

		$K_h=5.10^{-13}\text{m/s}$ $K_v=5.10^{-14}\text{m/s}$			
地層媒体		ω 拡散 [-]	De [m^2/s]	R [-]	Csat [mol/m^3]
ホウ素 (B)	亀裂帯	0,20	$5,0.10^{-10}$	47	可溶性
	微細亀裂帯	0,18	$2,5.10^{-10}$	52	
	無傷のカロビアン-オックスフォー ディアン	0,18	$2,5.10^{-10}$	52	
ニッケル (Ni)	亀裂帯	0,20	$5,0.10^{-10}$	1 800	5.10^{-2}
	微細亀裂帯	0,18	$2,5.10^{-10}$	2 050	
	無傷のカロビアン-オックスフォー ディアン	0,18	$2,5.10^{-10}$	2 050	
セレン (Se)	亀裂帯	0,15	$1,0.10^{-11}$	1	5.10^{-7}
	微細亀裂帯	0,05	$5,0.10^{-12}$	1	
	無傷のカロビアン-オックスフォー ディアン	0,05	$5,0.10^{-12}$	1	
アンチモン (Sb)	亀裂帯	0,20	$5,0.10^{-10}$	46 000	5.10^{-7}
	微細亀裂帯	0,18	$2,5.10^{-10}$	51 000	
	無傷のカロビアン-オックスフォー ディアン	0,18	$2,5.10^{-10}$	51 000	

b. 化学的に有害な元素の移行解析

移行解析の結果から、化学的に有害な元素について、次のことが明らかになった。

- ・ アンチモンは、カロボ・オックスフォーディアン粘土層に強い収着特性を有するため、母岩を出る時点でそのモル流量は大幅に減少している。このモル流量は評価対象期間（100万年間）の全体にわたり、地質バリア内に完全に閉じ込められる。図 6.1.2-1では、100万年後の時点でも濃度フロントがパッケージから10 m未満の場所にあることを示している。カロボ・オックスフォーディアン粘土層を出るモル流量はゼロである。したがって、100万年後の生物圏への影響もゼロであると言える

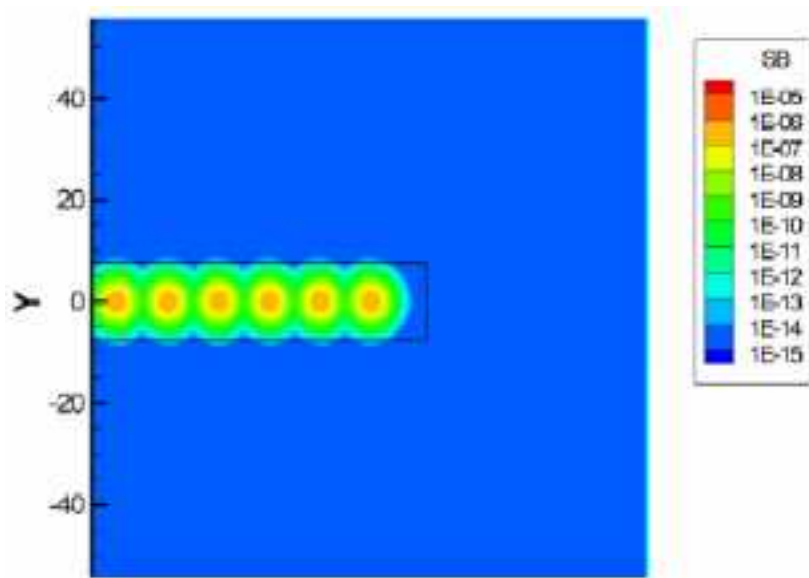


図 6.1.2-1 鉛直方向の二次元断面図：10⁶年後のアンチモンの濃度プルーム

- ・ ニッケルについては、地質バリアに大幅に収着されるため、そのモル流量は著しく遅延及び減衰される。このため、その最大モル流量に到達するのは100万年後よりさらに先になる。ただし、少なくともANDRAが設定した不利な計算仮定に基づいた場合には、母岩の上限層に到達する可能性はある。
- ・ セレンは、溶解度による制限を受けるだけでなく、その放射性同位体である⁷⁹Seのような放射性崩壊の恩恵を受けないため、およそ100万年後に地質バリアの外でその最大モル流量に達する。
- ・ ホウ素は、カロボ・オックスフォーディアン粘土層への収着が少ない（遅延係数は50程度）が、最大モル流量の現出を100万年より後に遅らせる上では、それで十分である。

c. 化学的に有害な元素の影響

化学的な影響は、100 万年後の水理地質学モデルにおけるソー湧出域についてのみ示した。また、計算は、ガラス固化体だけを対象に実施されている。

放射性核種の場合と同様に、化学的に有害な元素の影響はソー湧出域以外の湧出域ではきわめて低くなっている。

この結果は、湧出域における最大濃度（健康への効果を直接表すのではなく、それをもっと単純な形で理解するための数量）と、個人リスク超過（ERI：健康に関する確率論的な影響〔発がん影響〕を表す）及び危険係数（QD：しきい値効果〔非発がん影響〕のリスクを表す）の形で表されている。許容可能なリスクは、ERIの場合は 10^{-5} 未満、QDの場合は1未満と見なされている。これらの指標の評価は、放射性核種の場合と同じ決定グループを対象に行われている。

研究対象とした4種類の元素のうち、ニッケルだけに発がん性が認められている（表6.1.2-3参照）。

表 6.1.2-3 被ばく経路別の化学的に有害な元素の発がん影響と非がん影響

	非発がん影響 (QD)		発がん影響 (ERI)	
	口からの経路 (経口摂取)	呼吸による経路 (吸入)	口からの経路 (経口摂取)	呼吸による経路 (吸入)
ホウ素	ある	ない	ない	ない
ニッケル	ある	ある	ない	ある
セレン	ある	ない	ない	ない
アンチモン	ある	ある	ない	ない

それぞれの有害元素に関する危険係数と個人リスク超過の評価は、以下のデータに基づいて実施された。

- ・ 経口摂取または吸入による被ばくレベル (C) (これらは湧出域における有害元素の濃度に基づいて計算される)。
- ・ 統一危険係数 (QD_{unitaire}) 及び統一リスク超過 (ERI_{unitaire})。これらは有害元素濃度にして $1 \mu \text{g/l}$ (10^{-3}g/m^3) の慢性的な経口摂取または吸入によって生じるQDとERIの値に対応する。

したがって計算された影響は、先に説明した数量を用いて次のような形で表される。

$$\text{ERI} = C * \text{ERI}_{\text{unitaire}} \quad \text{及び} \quad \text{QD} = C * \text{QD}_{\text{unitaire}}$$

表 6.1.2-4 に、吸入と経口摂取によるそれぞれの有害元素ごとの危険係数と個人リスク

ⁱ 発がん影響の場合、ERIは暴露期間が「生涯」(70年間と設定されている)に及ぶと考えた上で評価される。

超過の値を示した。

表 6.1.2-4 調査した化学的に有害な元素ごとの個人リスク超過と危険係数の値

	慢性的な暴露に関する $QD_{unitaire}$ [$\mu\text{g/L}^{-1}$] (非発がん影響)		生涯 (70 年間) にわたる慢性的な暴露に関する $ERI_{unitaire}$ [$\mu\text{g/L}^{-1}$] (発がん影響)	
	口からの経路 (経口摂取)	呼吸による経路 (吸入)	口からの経路 (経口摂取)	呼吸による経路 (吸入)
ホウ素	$4,6 \cdot 10^{-5}$	対象外	対象外	対象外
ニッケル	$5,6 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$	対象外	$2,4 \cdot 10^{-6}$
セレン	$2,7 \cdot 10^{-2}$	対象外	対象外	対象外
アンチモン	$6,2 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$	対象外	対象外

表 6.1.2-5 に、調査対象となった有害元素ごとに、ソー湧出域における吸入及び経口摂取による危険係数と個人リスク超過の値を示した (100 万年のモデル)。

表 6.1.2-5 石灰岩オクスフォーディアンのソー湧出域における調査した 4 種類の化学的に有害な元素ごとの個人リスク超過と危険係数

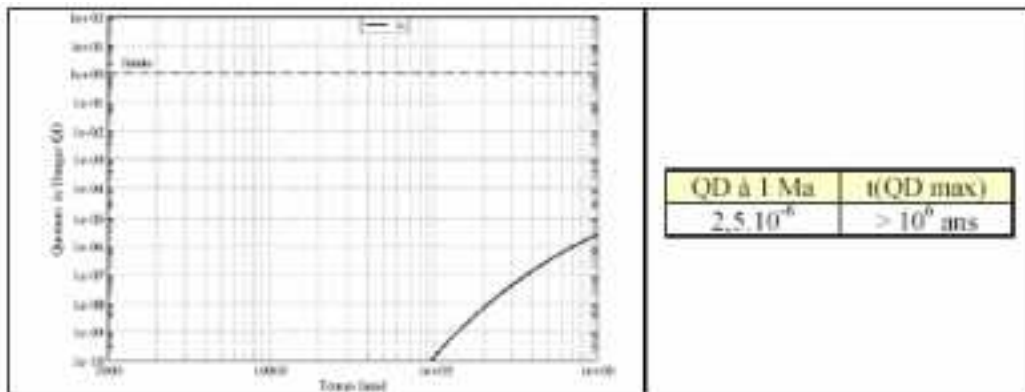
化学元素 (対応廃棄物)	最大濃度 [$\mu\text{g/L}$]	最大値の現出時期	QD—非発がん影響		ERI—発がん影響	
			経口摂取	吸入	経口摂取	吸入
ホウ素	0,0543	>10 ⁶ 年	$2,5 \cdot 10^{-6}$ (10 ⁶ 年)	対象外	対象外	対象外
ニッケル	0,001	>10 ⁶ 年	$5,8 \cdot 10^{-5}$ (10 ⁶ 年)	$5,2 \cdot 10^{-4}$ (10 ⁶ 年)	対象外	$2,5 \cdot 10^{-9}$ (10 ⁶ 年)
セレン	0,0000174	>10 ⁶ 年程度	$4,7 \cdot 10^{-7}$	対象外	対象外	対象外
アンチモン	0	対象外	0	0	対象外	対象外

処分場内部で長期的に移動可能な量が最も多いものの中から選ばれた有害元素を対象として得られたこれらの結果は、通常の変遷シナリオのもとでの化学的影響が受容可能なものであることを示している。いずれの有害元素についても、明らかにされたその影響は設定されたしきい値を大幅に下回っている。

ニッケルとホウ素の場合、100 万年以内に最大値に到達することはない。このことは、処分場の閉じ込め能力が良好であることを裏づけている。ホウ素の遅延係数を考慮すると、その影響が最大に達するのは 100 万年後から 1,000 万年後までの時期であり、限度値を十分に下回っている (100 万年後にはホウ素の影響は 5 桁も低くなっている)。ニッケルの影響の最大値を評価するためには、計算の意味がなくなるほど遠い未来まで計算

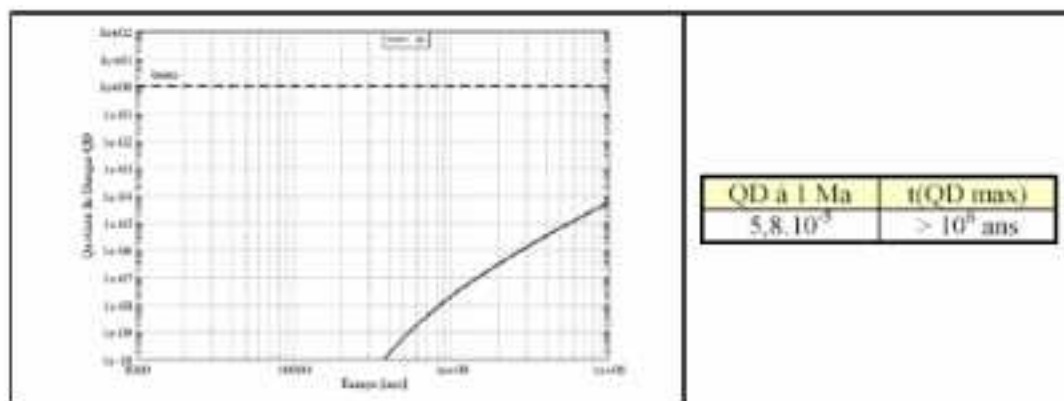
を延長しなければならない。100 万年後の時点におけるこの化学元素による影響は限度値より 3 桁低いものである。

以下の図に、ホウ素、ニッケル及びセレンについて、ソー湧出域における有害元素の影響計算の結果を示した。



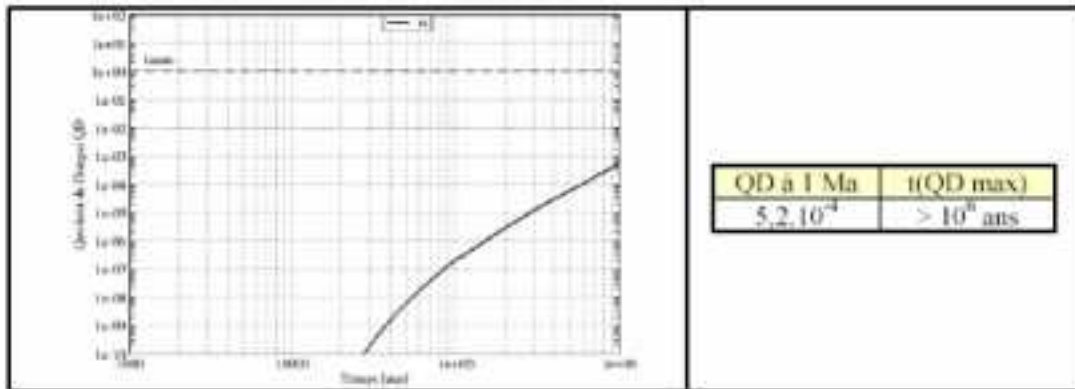
注) QD : 危険係数

図 6.1.2-2 リファレンス計算—100 万年後のモデル—C1/C2 タイプのパッケージ—ホウ素—オクスフォーディアンのソー湧出域における経口摂取による非発がん影響 (QD) に関連した化学的な影響



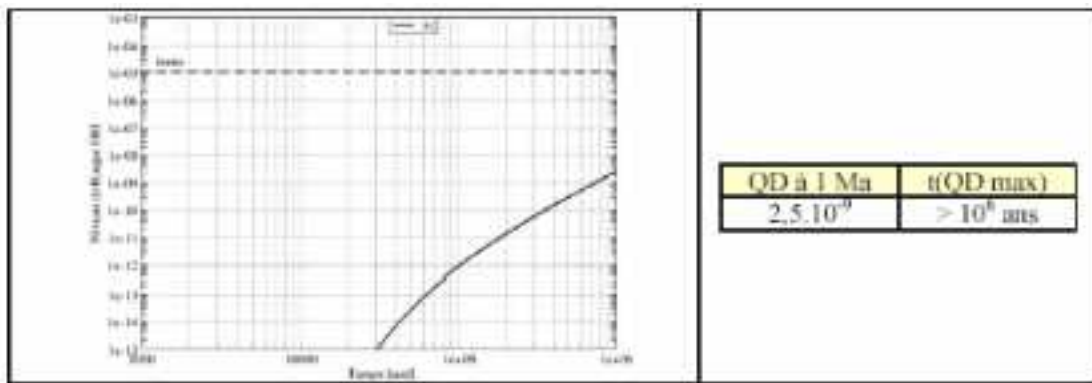
注) QD : 危険係数

図 6.1.2-3 リファレンス計算—100 万年後のモデル—C1/C2 タイプのパッケージ—ニッケル—オクスフォーディアンのソー湧出域における経口摂取による非発がん影響 (QD) に関連した化学的な影響



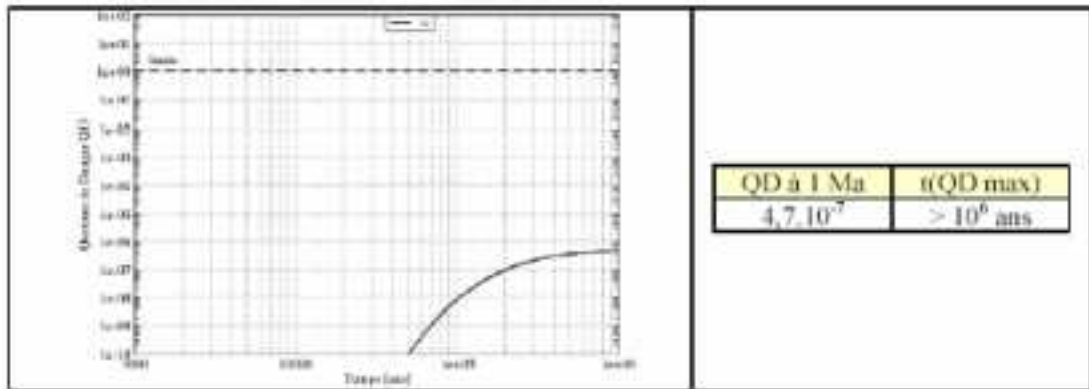
注) QD : 危険係数

図 6.1.2-4 リファレンス計算—100 万年後のモデル—C1/C2 タイプのパッケージ—ニッケル—オクスフォーディアン—のソー湧出域における吸入による非発がん影響 (QD) に関連した化学的な影響



注) QD : 危険係数

図 6.1.2-5 リファレンス計算—100 万年後のモデル—C1/C2 タイプのパッケージ—ニッケル—オクスフォーディアン—のソー湧出域における吸入による発がん影響 (ERI) に関連した化学的な影響



注) QD : 危険係数

図 6.1.2-6 リファレンス計算—100 万年後のモデル—C1/C2 タイプのパッケージ—セレン
 オクスフォーディアンのソー湧出域における経口摂取による非発がん影響 (QD) に関連し
 た化学的な影響

(6.1.2 参考文献)

- 1 “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Second national report on implementation by France of its obligations under the Convention,English version”, September 2005
- 2) 環境法典
- 3 ANDRA, Dossier2005-Argile Safety Evaluation of a Geological Repository, December 2005

6.1.3 スウェーデンにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（スウェーデン）

スウェーデンでは、原子力法活動法と放射線防護法により、事業者は許認可申請において環境影響報告書（英語では Environmental Impact Statement: EIS）の提出が義務づけられている。2011年3月にSKB社が使用済燃料の最終処分場の立地・建設に係る申請書の添付資料として取りまとめた環境影響報告書（EIS 2011）では、見出し「定置後の使用済燃料に伴う化学毒性に関連するリスク」（10.1.7項）を設けて約1ページの文章で化学毒性に関する評価結果を述べているのみである。

SKB社の環境報告書（EIS 2011）では、安全評価での仮定条件における地下水中の元素濃度を計算し、別途設定した「飲用水基準」と「環境リスク・ベースの濃度基準」（淡水と海水）と比較している。なお、これらの基準値は複数の国内外の基準値を参照して設定したのとなっており、何らかの許容性を判断に用いる基準が予め設定されている訳ではない（詳細は(2)を参照）。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（スウェーデン）

a. 使用済燃料の最終処分場の立地・建設に係る環境影響報告書

（SKB社、2011年3月）

SKB社が2011年3月に提出したEISの中で、使用済燃料処分場からの化学的に有害な物質による影響について評価した結果が示されている。評価の詳細は、SKB社が外部に委託して作成したレポートSKB P-10-13（2010年9月、スウェーデン語報告書）を参照文献としている。

SKB(2010): Jones C, Svensson H, Wiborgh M, Yesilova H, 2010. Kemisk toxicitet hos ämnen som deponeras i slutförvaret för använt kärnbränsle. SKB P-10-13, Svensk Kärnbränslehantering AB. [使用済燃料処分場の収容物質の化学毒性]

非放射性有害物質による影響評価では、原子炉取り出し時から40年後時点における使用済燃料を封入したキャニスタ1体に含まれる化学物質（使用済みのウラン燃料集合体、キャニスタを構成するインサートと銅シェルを含めた元素別インベントリ）を対象としている。評価対象元素を絞り込むため、評価全体を2ステージ構成としている。評価フローを図6.1.3-1に示す。

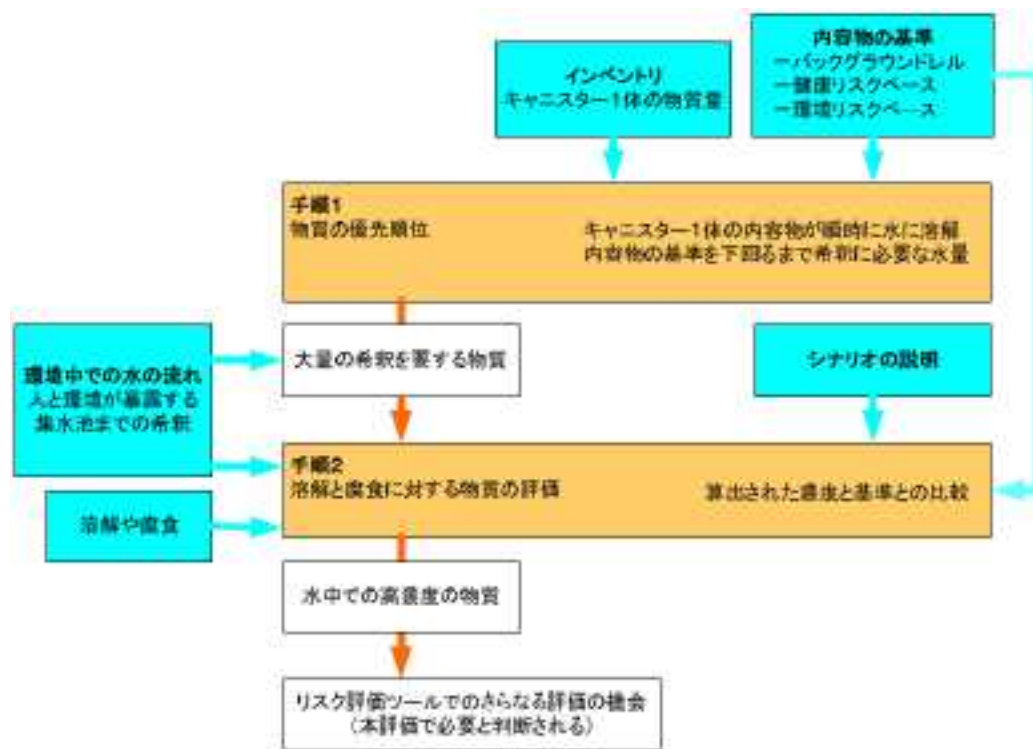


図 6.1.3-1 使用済燃料処分場に含まれる潜在的化学毒性の評価アプローチ

(SKB P10-13 報告書の図 1.1 より作成)

○手順 1 (ステージ 1)

- ・ キャニスター 1 体が水に瞬時に溶解し、その全量が全て一カ所の受容体（井戸、湖、水路、あるいは海岸）に到達すると仮定。
- ・ 無害な濃度と判断される水準に至る希釈が実現するために必要な水の量を、当該受容体の水のフラックスと比較する。
- ・ 希釈に必要な水量は、フォルスマルク区域の 1 本の井戸を通じた水の年間フラックスで、大部分の物質を飲料水の水質基準を下回る濃度にまで十分に希釈できる程度に小さい。
- ・ 飲料用水基準、環境品質基準に基づき、手順 2 で注目する元素を抽出：
銅、ウラン、ニッケル、クロム、鉄、マンガン、銀、カドミウム、コバルト、ネオジウム、ランタン、他

○手順 2 (ステージ 2)

- ・ SR-Can で実施した損傷キャニスターに関するモデル計算に基づき、処分場レベルの地下

水に含まれる様々な物質が取り得る濃度を計算する。

- 希釈を考慮しない場合であっても、銅製シェル及び鋼鉄及びノジュラー鋳鉄インサートから生じる（銅以外の）全ての物質の濃度は、飲用水の水質基準及び環境リスク・ベースの濃度規準を下回っている。（図 6.1.3-2、図 6.1.3-3 を参照）
- 銅については、処分場レベルの地下水中濃度（計算値）は、海水に関するリスク・ベースの環境規準と同水準である可能性がある。ただし、計算値は、フォルスマルクの外海の海水中の銅平均濃度より小さい。
- ウランの最大濃度は、受容体のタイプに応じて、1 リットル当たり 0.02～0.2 マイクログラム（ $\mu\text{g/l}$ ）であり、ウランに関する濃度規準を下回っている。
- 燃料に存在するその他の物質に関する最大濃度についても、基準に対していずれも 100 分の 1 未満となっている。
- 以上から、悲観的な仮定を採用した場合でさえ、受容側の水域における濃度は濃度規準を大きく下回っており、このことは健康及び環境へのリスクは存在しないものと考えられる。

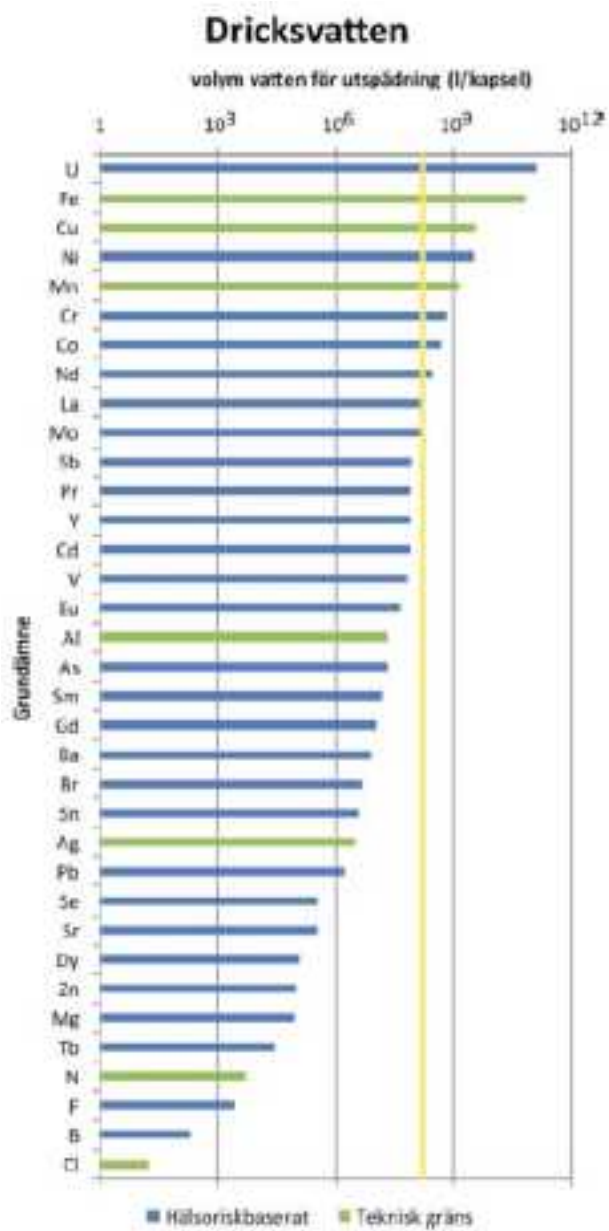


図 6.1.3-2 飲用水基準との比較

(キャニスタ 1 体の全元素成分の希釈必要水量 [黄色線] で規格化)

(SKB P10-13 報告書の図 4-5 を引用)

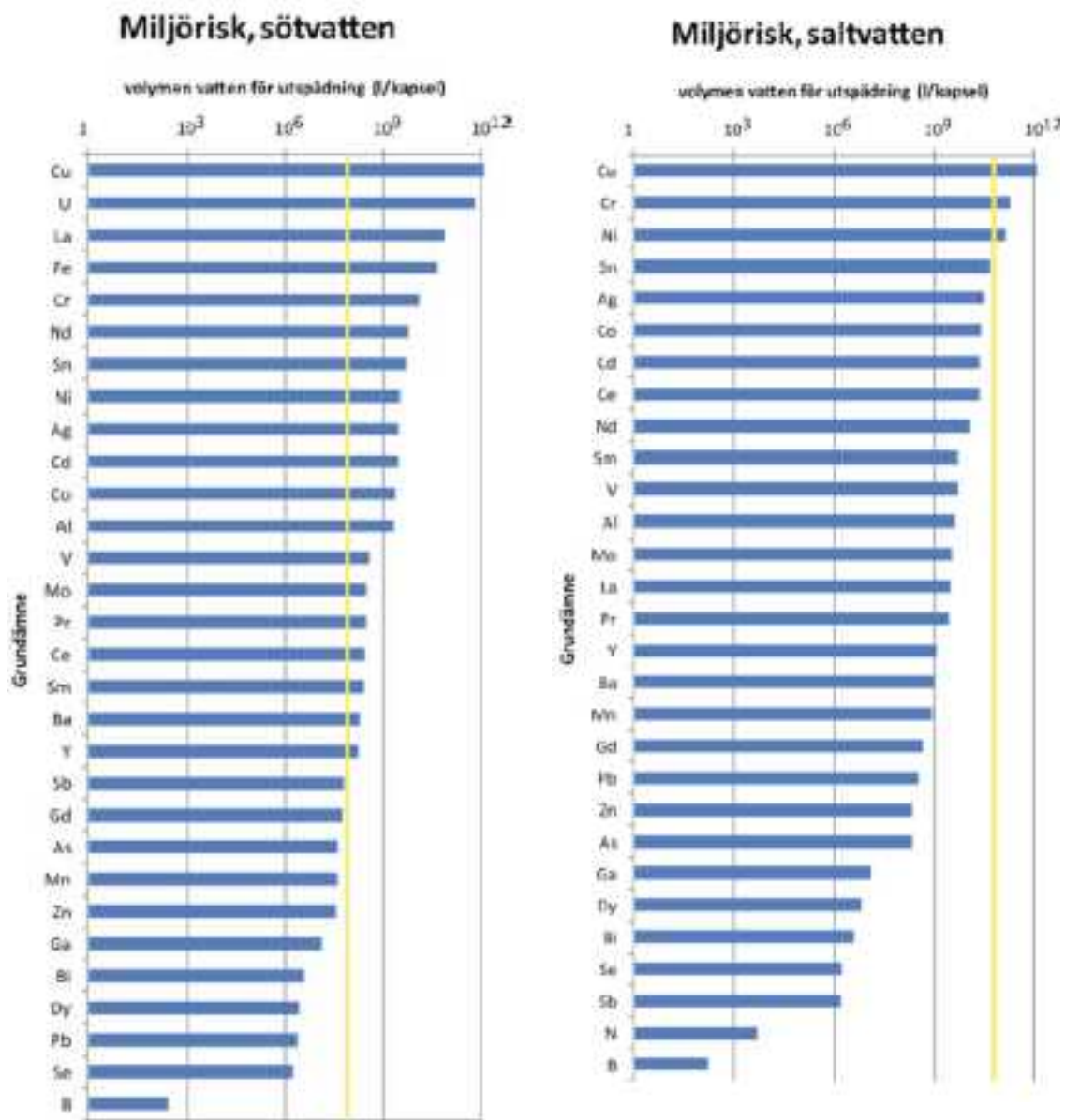


図 6.1.3-3 環境リスク・ベースの濃度基準との比較 (右：炭水、左：海水)
(キャニスタ 1 体の全元素成分の希釈必要水量 [黄色線] で規格化)

(SKB P10-13 報告書の図 4-7,4-9 を引用)

6.1.4 フィンランドにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（フィンランド）

フィンランドにおいて、放射性廃棄物処分に係る非放射性物質の環境影響評価については、原子力法令では実施が定められていない。実施主体であるポシヴァ社は環境影響評価の枠組みで 1999 年に非放射性物質の環境影響評価を実施している（次節参照）。海外訪問調査において、ポシヴァ社から 1999 年の報告書は内容が古くなっているため、次の 10 年以内に更新する案もあるが、法令に定められていないため実施は不確定であるとの情報を得た。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（フィンランド）

ポシヴァ社は 1999 年に使用済燃料処分に於ける化学毒性に関する報告書（Raiko and Nordman, 1999）を公表した。この報告書は同じ 1999 年に公表された使用済燃料処分場の事業に関する環境影響評価報告書において引用され、また 2012 年にポシヴァ社によって提出された建設許可申請書に付属した環境影響評価報告書においても、水への環境影響に関する根拠資料として引用されている。Raiko and Nordman(1999)による化学毒性に関する報告書以降、この分野における報告書は公表されていない。

ここでは Raiko and Nordman(1999)による評価の概要について整理する。

評価基準

Raiko and Nordman(1999)によると、社会保健省が 1994 年に生活用水における健康に係る基準、及び水質（味、臭い、色）に関する基準を定めているとしている。表 6.1.4-1 と表 6.1.4-2 にそれぞれの基準を示す。

表 6.1.4-1 健康面に係る生活用水の基準

Taulukko 3-1. Talousveden terveydelliset laatuvaatimukset [5].

Alkuaine	Lyhenne	Enimmäispitoisuus (mg/l)	Enimmäispitoisuus (mol/l)
Antimoni	Sb	0,005	$4,1 \cdot 10^{-8}$
Arseeni	As	0,01	$1,3 \cdot 10^{-7}$
Barium	Ba	0,7	$5,1 \cdot 10^{-6}$
Boori	B	0,3	$2,8 \cdot 10^{-5}$
Elohopea	Hg	0,001	$5,0 \cdot 10^{-9}$
Kadmium	Cd	0,005	$4,4 \cdot 10^{-8}$
Kromi	Cr	0,05	$9,6 \cdot 10^{-7}$
Lyijy	Pb	0,01	$4,8 \cdot 10^{-8}$
Molybdeeni	Mo	0,07	$7,3 \cdot 10^{-7}$
Nikkeli	Ni	0,02	$3,4 \cdot 10^{-7}$
Seleeni	Se	0,01	$1,3 \cdot 10^{-7}$

表 6.1.4-2 水質（味、臭い、色）に係る基準

Taulukko 3-2. Talousveden teknis-esteettiset laatuvaatimukset [5].

Alkuaine	Lyhenne	Enimmäispitoisuus (mg/l)	Enimmäispitoisuus (mol/l)
Alumiini	Al	0,2	$7,4 \cdot 10^{-6}$
Hopea	Ag	0,01	$9,3 \cdot 10^{-8}$
Kupari	Cu	1,0	$1,6 \cdot 10^{-5}$
Magnesium	Mg	50	$2,1 \cdot 10^{-3}$
Mangaani	Mn	0,05	$9,1 \cdot 10^{-7}$
Rauta	Fe	0,2	$3,6 \cdot 10^{-6}$
Sinkki	Zn	3,0	$4,6 \cdot 10^{-5}$

評価手法

化学毒性に関する評価では、使用済燃料とキャニスタに含まれる全ての化学元素のインベントリが作成され、毒性元素あるいは量が多い元素について放出と移行について、溶解度に基づいた計算コードにより評価が行われている。最後に計算によって得られた地下水

中元素濃度は、上記基準と比較される。

表 6.1.4-3 キャニスタと内容物の最大元素量

Taulukko 4-5. Loppusijoituskapselin ja sen sisällön alkuaineiden suurimmat määrät.

Alkuaine	Lyhenne	Määrä (g/kapseli)
Alumiini	Al	126
Amerikium	Am	3350
Antimoni	Sb	73
Barium	Ba	6660
Boori	B	0,2
Bromi	Br	62
Cerium	Ce	6060
Cesium	Cs	6720
Curium	Cm	177
Dysprosium	Dy	3,8
Europium	Eu	423
Fosfori	P	12
Gadolinium	Gd	346
Germanium	Ge	1,5
Hafnium	Hf	243
Happi	O	288000
Helium	He	654
Hiili	C	448000
Hopea	Ag	239
Indium	In	5,3
Jodi	I	564
Kadmium	Cd	293
Kalsium	Ca	70
Kloori	Cl	14
Koboltti	Co	102
Kromi	Cr	51300
Krypton	Kr	831
Kupari	Cu	7500000
Lantaani	La	2820
Lyijy	Pb	904
Magnesium	Mg	7010
Mangani	Mn	113000
Molybdeeni	Mo	7710
Natrium	Na	12
Neodyymi	Nd	9280
Neptunium	Np	4700
Nikkeli	Ni	160000
Niobium	Nb	10800
Palladium	Pd	3490
Pii	Si	302000
Plutonium	Pu	22200
Praseodyymi	Pr	2580
Prometium	Pm	256
Radium	Ra	4

Rsuta	Fe	13100000
Rikki	S	58
Rodium	Rh	989
Rubidium	Rb	820
Ruteeni	Ru	6910
Samarium	Sm	1970
Seleeni	Se	128
Strontium	Sr	2000
Tantaali	Ta	13
Teknetium	Tc	1760
Telluuri	Te	1210
Terbium	Tb	7
Tina	Sn	15700
Titaani	Ti	1180
Torium	Th	459
Typpi	N	131
Uraani	U	2050000
Vanadiini	V	0,1
Vismutti	Bi	919
Volframi	W	40
Xenon	Xe	11900
Yttrium	Y	1050
Zirkonium	Zr	1010000

表 6.1.4-3 はキャニスタとその内容物中の最大元素量を示している。これはキャニスタ、鋳鉄インサート、ジルカロイ、使用済燃料の元素組成と量から求められている。また 100 万年の内にアクチノイドは最終生成物である鉛、ビスマスに変化していくため、これらの量は多くなるとしている。

次に、表 6.1.4-3 のリストから、有害でない元素、量が少ない元素、地層に普遍的に含まれている元素、希ガス、放射性物質で評価されるべき元素の観点で、評価する元素の絞り込みを行っている。その結果を表 6.1.4-4 に示す。

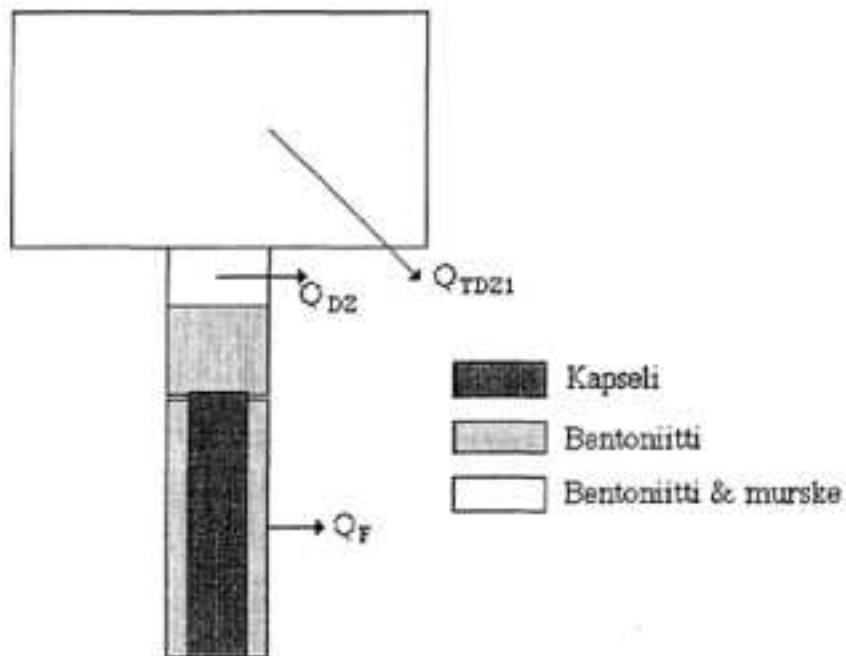
表 6.1.4-4 より詳細に評価されるべき物質

Taulukko 5-2. Tarkempaa tarkastelua vaativat loppusijoituskapselin sisältämät aineet.

Alkuaine	Lyhenne	Määrä (g/kapseli)	Moolimassa (g/mol)	Määriä (mol/kapseli)
Cerium	Ce	6060	140,115	43,3
Cesium	Cs	6720	132,90543	50,6
Europium	Eu	423	151,965	2,8
Gadolinium	Gd	346	157,25	2,2
Hafnium	Hf	243	178,49	1,4
Jodi	I	564	126,90447	4,4
Koboltti	Co	102	58,9332	1,7
Kromi	Cr	51300	51,9961	987
Kupari	Cu	7500000	63,546	118000
Lantaani	La	2820	138,9055	20,3
Lyijy	Pb	904	207,2	4,4
Mangaani	Mn	113000	54,93805	2060
Molybdeeni	Mo	7710	95,94	80,4
Neodyymi	Nd	9280	144,24	64,3
Nikkeli	Ni	160000	58,69	2730
Niobium	Nb	10800	92,90638	116
Palladium	Pd	3490	105,42	33,1
Praseodyymi	Pr	2580	140,90765	18,3
Rauta	Fe	13100000	55,847	235000
Rodium	Rh	989	102,9055	9,6
Rubidium	Rb	820	85,4678	9,6
Ruteeni	Ru	6910	101,07	68,4
Samarium	Sm	1970	150,36	13,1
Strontium	Sr	2000	87,62	22,8
Teknetium	Tc	1760	98	18,0
Telluuri	Te	1210	127,6	9,5
Tina	Sn	15700	118,71	132
Titaani	Ti	1180	47,88	24,6
Torium	Th	459	232,0381	2,0
Uraani	U	2050000	238,0289	8610
Vismutti	Bi	919	208,98037	4,4
Yttrium	Y	1050	88,90585	11,8
Zirkonium	Zr	1010000	91,224	11100

移行評価

非放射性有害物質の評価において、放射性廃棄物と同様の元素移行評価が行われている。図 6.1.4-1 は処分したキャニスタからの非放射性有害物質の移行経路を示したものであり、キャニスタから緩衝材を通じて岩盤亀裂に移行する経路 (Q_F)、処分孔最上部の埋め戻し材からトンネル床面下の損傷帯を通じて移行する経路 (Q_{DZ})、坑道から岩石または掘削影響領域 (EDZ) へ移行する経路 (Q_{TDZ1}) が設定されている。これは TILA-99 と同じであり、ソースタームのモデリングとニアフィールドの移行解析も、TILA-99 と同様に REPCOM コードが用いられている。



Kuva 7-1. Laskuissa käytetty lähialueen kulkeutumismalli.

Kapselin sisätiloja on kuvattu yhdellä kompartmentilla, jonka tilavuus on Olkiluodon nippuja sisältävälle kapselille 700 l ja Loviisan nippuja sisältävälle kapselille 425 l. Tilavuutta 425 l käytetään niiden aineiden yhteydessä, joita on eniten Loviisan nippuja sisältävässä kapselissa. Käytännössä tämä tarkoittaa sitä, että tilavuutta 425 l käytetään kobolttin ja niobiumin vapautumista laskettaessa. Kapselia ympäröivä 35 cm:n paksuinen bentoniittikerros on jaettu 22 radiaalisuuntaiseen kompartmenttiin ja kapselin

図 6.1.4-1 ニアフィールドにおける放出モデル

地圏の移行についても TILA-99 と同様に、亀裂沿いの移流に関する従来のパラメータ（移行経路の長さ、割れを流れる水の速度、亀裂開口幅）を用いる二重孔隙率モデルである FTRANS コードを用い、亀裂における移流と隣接する岩石マトリクス拡散による移行挙動を評価している。

最後に、地圏から生物圏へ放出された元素（放出率）は、年間 100,000 m³ の地下水に希釈されるモデルで評価されている。これは TILA-96 における飲料水シナリオ WELL-96 に基づいている。

評価結果

評価結果は表 6.1.4-5 に井戸水中濃度として示されている。基準が定められている元素が該当する場合は表 6.1.4-1、表 6.1.4-2 に示されている基準と比較されている。結果は基準を大きく下回り、その他も元素も含めて濃度が 10⁻¹⁰mol/l 以下と極めて低い結果となっている。

Raiko and Nordman(1999)¹⁾による結論では、使用済燃料の最終処分において、化学毒性は安全性の面で重要な要素ではないとしている。

表 6.1.4-5 評価結果

Taulukko 9-1. Loppusijoituskapselista vapautuvien aineiden suurimmat pitoisuudet kaivovedessä ja niiden suurimmat sallitut pitoisuudet talousvedessä [5].

Alkuaine	Lyhenne	Pitoisuus kaivovedessä (mol/l)	Suurin Suomessa sallittu pitoisuus talousvedessä (mol/l)
Cerium	Ce	$3,59 \cdot 10^{-11}$	
Cesium	Cs	$1,01 \cdot 10^{-12}$	
Europium	Eu	$3,00 \cdot 10^{-12}$	
Gadolinium	Gd	$1,00 \cdot 10^{-13}$	
Hafnium	Hf	$5,00 \cdot 10^{-15}$	
Jodi	I	$9,33 \cdot 10^{-12}$	
Koboltti	Co	$2,27 \cdot 10^{-12}$	
Kromi	Cr	$1,00 \cdot 10^{-11}$	$9,6 \cdot 10^{-7}$
Kupari	Cu	$1,00 \cdot 10^{-10}$	$1,6 \cdot 10^{-7} * (3,2 \cdot 10^{-5})$
Lantaani	La	$1,69 \cdot 10^{-11}$	
Lyijy***	Pb	$1,00 \cdot 10^{-14}$	$4,8 \cdot 10^{-8}$
Mangaani	Mn	$1,00 \cdot 10^{-11}$	$9,1 \cdot 10^{-7} * (9,1 \cdot 10^{-6})$
Molybdeeni	Mo	$6,67 \cdot 10^{-11}$	$7,3 \cdot 10^{-7}$
Neodyymi	Nd	$5,34 \cdot 10^{-11}$	
Nikkeli	Ni	$1,00 \cdot 10^{-11}$	$3,4 \cdot 10^{-7}$
Niobium	Nb	$1,56 \cdot 10^{-11}$	
Palladium	Pd	$1,00 \cdot 10^{-13}$	
Praseodyymi	Pr	$1,52 \cdot 10^{-11}$	
Rauta	Fe	$1,00 \cdot 10^{-11}$	$3,6 \cdot 10^{-6} *$
Rodium	Rh	$1,00 \cdot 10^{-15}$	
Rubidium	Rb	$4,61 \cdot 10^{-12}$	
Ruteeni	Ru	$1,00 \cdot 10^{-15}$	
Samarium	Sm	$1,00 \cdot 10^{-12}$	
Strontium	Sr	$1,10 \cdot 10^{-11}$	
Teknetium	Tc	$5,00 \cdot 10^{-12}$	
Telluuri	Te	$1,00 \cdot 10^{-13}$	
Tina	Sn	$1,00 \cdot 10^{-13}$	
Titaani	Ti	$1,00 \cdot 10^{-15}$	
Torium	Th	$1,76 \cdot 10^{-14}$	
Uraani	U	$3,00 \cdot 10^{-14}$	$8,4 \cdot 10^{-9} **$
Vismutti	Bi	$1,00 \cdot 10^{-14}$	
Yttrium	Y	$3,00 \cdot 10^{-16}$	
Zirkonium	Zr	$5,00 \cdot 10^{-15}$	

* Suurin sallittu pitoisuus perustuu teknis-esteettiseen haittaan, ei myrkyllisyyteen.

** Kyseessä on WHO:n pitoisuussuositus [7]. Talousveden uranipitoisuutta ei ole rajoitettu Sosiaali- ja terveysministeriön päätöksessä [5].

*** Pätee, jos lyijy vapautuisi kapselista veteen liuenneena. Radonin vapautumisesta aiheutuva lyijyn vapautuminen käsitelty erikseen.

() Suluisissa olevat luvut ovat terveydellisiin vaikutuksiin perustuvia WHO:n maksimipitoisuussuosituksia ko. aineille.

(6.1.4 参考文献)

- 1) Raiko E. and Nordman H., CHEMICAL TOXICITY IN FINAL DISPOSAL OF SPENT NUCLEAR FUEL, POSIVA-TYO-99-18 (1999)

6.1.5 スイスにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（スイス）

スイスでの環境影響評価については、環境保護法及び環境影響評価令において考え方が示されている。非放射性有害物質の環境影響評価については、NAGRA の技術報告書「処分場における化学毒性物質のインベントリと環境中への放出（NTB 85-61）」において、その評価手法、評価結果などが示されている。従って、本節ではスイスの環境影響評価に係る法体系について考え方を整理した後、技術報告書 NTB85-61 について説明する。

a. スイスの環境影響評価に係る法体系

スイスでは、環境保護法（1983年制定）第10a条の以下の規定により、環境に著しい負担をかける恐れがある施設に対しては環境影響評価が求められている。

環境保護法

第10a条 環境影響評価

- 1 施設の計画策定、設置あるいは変更について決定する前に、当局は極力早期に環境影響について評価する。
- 2 環境に著しい負荷を掛ける恐れがある施設は、環境影響評価が求められる。したがって、環境保護に関する規則順守は、前もってはプロジェクトに特定の措置、あるいはサイトに特定の措置によってのみ確保できる。
- 3 連邦評議会は、環境影響評価の対象となる施設のタイプを指定する；連邦評議会は、閾値を定め、これに基づいて評価を実施することができる。連邦評議会は、施設のタイプと閾値を定期的にレビューし、必要に応じてそれらをすりあわせる。

環境影響評価報告書の作成と報告書の評価方法については、環境保護法第10b条及び第10b条で規定されている。

第10b条 環境影響評価報告書

- 1 環境影響評価の対象となる施設を計画策定、設置あるいは変更しようとする者は、所轄官庁に対し環境影響評価報告書を提出しなければならない。この報告書が環境影響評価の基礎となる。

- 2 報告書には、環境保護に関する規則に拠るプロジェクトの評価に必要な全ての事項を記載する。この報告は環境保護に関する機関の規準に従い作成され、以下の点を含む：
 - a. 最初の状態；
 - b. 環境保護及び災害事例に関して想定されている措置を含むプロジェクト；
 - c. 以前から残存している環境影響。
- 3 報告書を作成するため、予備調査が実施される。この予備調査で、環境への影響と環境保護措置の必要性が確認されれば、この予備調査の結果を報告書とする。
- 4 所轄官庁は、情報提供及び補足説明を要求できる。所轄官庁は、専門家による報告書を作成させることができる；所轄官庁は報告書の作成前に利害関係者に意見陳述の機会を与えなければいけない。

第 10c 条 報告書の評価

- 1 環境保護に関する機関は、予備調査と報告について評価し、意思決定を行う所轄官庁に対し必要とされる措置を提案する。連邦評議会は、評価期限に関する規則を公布する。
- 2 製油所、アルミニウム精錬所、火力発電所あるいは大規模冷却塔の評価については、所轄官庁は連邦環境庁（連邦庁）と協議する。連邦評議会は協議義務をその他の施設に拡大することができる。

さらに、環境影響評価令では、環境影響評価の予備調査及び仕様書の作成に関する規定があり、環境影響評価報告書の内容に関する考え方も示されている。

環境影響評価令

第 1 条 新しい施設の建設

本評価令の付属書に挙げられている施設は、環境保護法「第 10a 条 環境影響評価」に基づいて環境影響評価を受ける。

第 3 条 評価の内容と目的

- 1 評価では、プロジェクトが環境保護に関する諸規定に対応しているかが検証される。

ここには、環境保護法、及び自然・郷土保全、景観保護、水質保全、森林保全、狩猟、漁業、遺伝子工学に関する規定が含まれる。

- 2 評価結果は、標準手続（第 5 条）におけるプロジェクトの承認、許可または認可に関する決定及び環境保護（第 21 条）に関するその他の承認の基礎をなす。

第 7 条 環境影響評価報告書の作成義務

この法令に基づいて評価されなければならない施設を建設、または変更しようとする者は、プロジェクト設計の際に施設が環境に及ぼす影響に関する環境影響評価報告書を作成しなければならない。

第 8 条 予備調査及び仕様書

- 1 申請者は以下を作成する。
 - a. 施設によって環境にどのような影響が及ぶのかを指摘する予備調査書
 - b. 施設のどのような環境影響を報告書で調査するのかを指摘し、予定の調査方法、調査の地域及び時期を記載する仕様書
- 2 申請者は、所轄官庁に予備調査書及び仕様書を提出する。所轄官庁は、意見を述べて申請者に助言する環境保護専門機関（第 12 条）に、これらの書類を転送する。

第 8a 条 報告書としての予備調査書

- 1 予備調査書に計画による環境影響を記載し、最終的に環境保護対策をまとめていれば、その予備調査書を報告書とみなす。
- 2 報告書の内容として、第 9 条及び第 10 条を適用する。この処理期限は第 12b 条を適用する。

第 9 条 報告書の内容

- 1 報告書は、環境保護法第 10b 条 2 項の要件に対応したものでなければならない。
- 2 報告書には、特に所轄官庁がプロジェクトを第 3 条の規定により評価するのに必要とするすべての事項を記載しなければならない。
- 3 報告書は、計画された施設に付随する環境に対する個別的影響、全体的影響、及びそれらの関係を求め、評価しなければならない。

4 報告書では、地域開発計画の枠内で実施される環境の浄化がどのように考慮されているかを説明しなければならない。

環境影響評価令の付属書の表 4 では、環境影響評価対象設備及び標準的手続として、地層処分場を対象に、どのタイミングで環境影響評価第 1 ステージ及び第 2 ステージを実施するかが示されている。

4. 廃棄物管理（表の一部を抜粋）

番号	設備の種類	標準的手続
40.1	放射性廃棄物地層処分場	多段階環境影響評価 第 1 ステージ： 概要承認手続 第 2 ステージ： 建設許可手続

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（スイス）

1986 年 7 月に NAGRA は技術報告書「処分場における化学毒性物質のインベントリと環境中への放出（NTB 85-61）」（以下、NTB85-61 という）を公表した。NTB 85-61 において NAGRA は、地層処分に際しての化学毒性の影響評価を行い、その評価結果として、地層処分場を建設・操業しても、化学毒性の観点から人間と環境へ悪い影響を及ぼすことはないとの結論を示している。以下に NTB85-61 に示されている評価結果を含めた評価の概要を示す。¹⁾

NTB85-61 では、1985 年に報告書を提出した保証プロジェクトで示された処分概念に従い評価を行っている。保証プロジェクトにおけるタイプ B 及び C の処分場（高レベル放射性廃棄物及び低中レベル放射性廃棄物処分場）に処分される廃棄物に含まれる化学毒性を有する有害物質について連邦環境庁（BAFU）が作成した環境に有害な物質のリストに従い抽出を行った。

抽出された有害物質は主に低中レベル放射性廃棄物用の処分場で発生し、その中でも、重金属であるニッケル、カドミウム、銅、クロムが代表的な物質であった。

BAFU との合意に基づいて、NAGRA はカドミウムを評価対象物質として選定し、調査を実施した。カドミウムが金属層内に存在したものが、酸化され、処分区域から地下水によって二価カチオンとして移行されると仮定して、生物圏でのカドミウム濃度の最大値を

算出した。計算において用いた方法、パラメータ等は保証プロジェクトにおける低中レベル放射性廃棄物処分場に対するものと原則的に同じものを用いて評価を行っている。評価期間については 1,000 万年間を対象として計算を行っている。

NAGRA は、評価結果として、土壤中でのカドミウム濃度の最大値は、耕作可能な表土に存在する自然界の濃度の範囲内に収まること、また、地下水のカドミウム濃度は、開水域の自然の濃度よりも約 1 桁分低くなると結論付けた。環境中の化学毒性を有する物質の許容濃度は規定されていないが、耕作地の重金属の基準値と比較した結果、土壤中の濃度の値は、耕作地の基準値よりも約 1 桁分低く、可溶性の成分の濃度は相当する基準値の約 30 分の 1 であった。

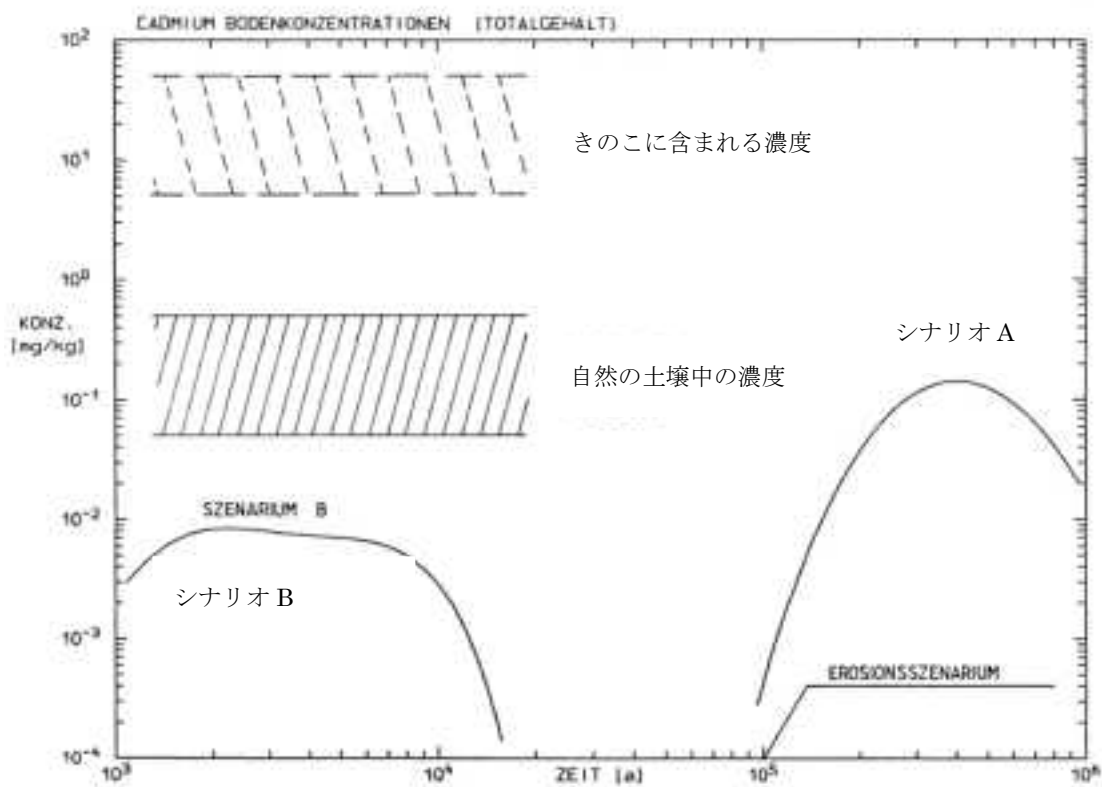


図 6.1.5-1 土壤中のカドミウム濃度の計算結果

(横軸：時間 (単位-年)、縦軸：濃度 (単位-mg/kg))

シナリオ A : 現実的な分配係数 ($K_d = 0.01 \text{ m}^3/\text{kg}$) (濃度ピークは 40 万年後)

シナリオ B : $K_d = 0$ (濃度ピークは 2,000 年後)

NAGRAは地下及び生物圏における物質の移行の保守的な仮定及び上記の評価結果から、処分場に存在するカドミウムが環境中の濃度の著しい増加をもたらすことはなく、低中レベル放射性廃棄物からのカドミウムからの生態への有害リスクは無視できると結論付けている。また、ニッケル、銅、クロムについての簡易的に比較計算によると、基本的にはカドミウムと同様の影響しか環境へ及ぼさないとしている。

(6.1.5 参考文献)

- 1) 技術報告書 85-61, “Inventar chemisch-toxischer Stoffe in nuklearen Endlagern und ihre Freisetzung in die Umwelt (処分場における化学毒性物質のインベントリと環境中への放出)”, NAGRA, 1986 年 7 月

6.1.6 英国における非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（英国）

2009年のEA等のガイダンスにおける基本原則として、以下の項目を掲げている。

4.4 原則 2：最適化（合理的に達成可能な限り低く）

4.4.1 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。

4.5 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

4.5.1 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実施されなければならない。

4.6 原則 4：人間の行為への依存

4.6.1 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。

6.1.1 要件 R10：非放射線学的危険性に対する保護

6.4.1 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。

原則 2 では、人間及び生物の非放射線学的危険性からの保護は、適用可能な法律を順守し、関連するガイダンスを考慮した上で実施されなければならないとしている。

原則 3 では、放射性廃棄物の処分に伴い非放射線学的危険性が発生する可能性があり、

これらの危険性に対して適切なレベルの保護を実現する必要があることが認識されている。非放射線学的危険性を有する廃棄物の処分に関しては、すでに全国レベルで受け入れられている基準が存在しているが、原則 3 に関しては、必ずしもこれらの基準の適用を要求するのではなく、それらの危険性に対して、これらの基準が適用された場合に提供される防護レベルと同じレベルの保護が実現されることを求めている。例えば、放射性廃棄物にウランやプルトニウム等の物質の残滓が含まれている可能性がある。これらは重金属であり、放射能を帯びているだけでなく、化学的毒性を持っている。このような廃棄物は、放射線学的な危険性と非放射線学的な危険性の両方を持つことになる。放射線学的な危険性はないが、非放射線学的な危険性を有する水銀や鉛などの重金属の残滓を含む非放射性廃棄物は、危険廃棄物専用の処分施設に收容されることになっている。これらの廃棄物は、危険廃棄物専用の処分施設に関する国家基準を満たしていなければならない。この原則では、非放射線学的な危険性に関する特定の国家基準の適用が求められるわけではなく、放射性廃棄物が処分される場合に、化学毒性などの非放射線学的危険性が考慮されることが求められることになる。これらの危険性に対する防護が、非放射線の廃棄物の場合に適用されるものと同様である場合、非放射線学的危険性に対する防護のために、何らかの適切な手段を利用することが可能であるとしている。

原則 4 では、処分施設の操業期間において、公衆及び環境の保護は、受動的な措置と人間に依存する能動的な措置との両方を通じて実現するものとしている。

要件 10 では、環境セーフティケースにより、非放射線学的危険性に関して適切なレベルの保護が実現することを立証する必要があるとしている。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（英国）

昨年度の報告書でも報告されているように、英国では、Nirexによって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の処分に際しての化学毒性の評価が行われた。この評価の詳細については、これまでに取りまとめられた報告書においても示されている。¹⁾

このため、ここでは、地層処分の実施主体である原子力廃止措置機関（NDA）が高レベル放射性廃棄物等の地層処分実施に向けて検討している非放射性有害物質の影響評価の考え方についてまとめる。

NDA は、2010 年に公表した「一般的な条件での環境セーフティケース」において、非放射線学的な危険性または化学毒性の影響を評価するためのアプローチを開発中であると

している。これは、受け入れ可能なアプローチに関する合意を得るために、規制機関との協議が必要とされるものの一つであることから、一般的な条件で環境セーフティケースでは、このテーマについての作業はあまり実施されていない。NDAは処分する廃棄物が、評価の必要な何らかの非放射線学的な危険性を伴うものである場合、NDAの放射線学的評価ツールをこの目的のために修正するか、もしくは危険廃棄物の分野で使用されている「LANDSIM」などの既存のツールを利用するとしている。

地層処分施設における高レベル放射性廃棄物等の処分に伴って生じる、非放射線学的な影響の予備的な評価については、一般的な条件での処分システムセーフティケースのサポート報告書である「生物圏状況報告書」²で取り扱われている。NDAはこの問題について良好な理解を得ており、我々の評価アプローチの今後の開発において、ベリリウム、カドミウム、クロム、鉛及びウランといった物質の毒物学的な特性について詳細な検討を実施することが有益であるとしている。

NDAが過去に行った作業により、非放射線学的な毒性による受け入れがたい影響が生じることがないと予測されること、化学混合物の相乗効果、化学的な危険性と放射線学的な危険性の両方への曝露/被ばくの検討が重要であることが示されている。

(6.1.6 参考文献)

- 1) 黒木 亮一郎 高橋 邦明、放射性廃棄物に含まれる有害物質等に関する検討、
JAEA-Research 2007-082 、2008 年 1 月
- 2 NDA Report no. NDA/RWMD/036 Geological Disposal Biosphere status report
December 2010

6.1.7 カナダにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（カナダ）

カナダにおいては、規制方針 P-290（「放射性廃棄物の管理」）の方針声明が、放射性廃棄物を NSCA（原子力安全管理法）で定義された核物質を含む廃棄材(waste material)の形態として定義している。この定義は、特段の考慮無しに使用済燃料を含み十分に包括的である。この方針は、放射性廃棄物の管理に係る規制上の意思決定をなす際に、CNSC（カナダ原子力安全委員会）が各ケースの事実と状況に照らし、ある主要原則を考慮することによりその目的を達成するように努めることになるとしており、そのケースの一つに以下の科学的、生物学的危険について言及しているのみである。

“2. 放射性廃棄物の管理は、人の健康と安全、環境及び国のセキュリティに対する放射線学的、化学的及び生物学的危険に見合う。”

カナダにおいては、地層処分に対する化学物質の規準については放射性核種のように規定されていない。化学物質については、さまざまな規制当局が存在し、規準は化学種に依存しており、いくつかの元素はカバーされていない。事項(2)に整理したように、NWMO は、水中、土壌及び堆積物中における規制や指針に基づく人と環境の防護に関する暫定的な許容規準を設定し、評価している。これは、NWMO が空気以外のさまざまな表層媒体（水、土壌、堆積物）について一連の濃度規準を提案しているに過ぎない。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（カナダ）

a. NWMO のプレプロジェクト報告書（2012年12月）

カナダ核燃料廃棄物管理機関（NWMO）が2012年12月に取りまとめた、「結晶質岩における使用済燃料処分場の概念設計と閉鎖後安全評価」のプロジェクト前の事前報告書（以下「プレプロジェクト報告書」という）では、セクション7.1.2において、環境有害物質からの人間の防護に関する暫定基準を設定している。この基準は、評価の例証目的として設定しているものであり、あくまでも暫定基準に過ぎないことに注意が必要である。

NWMO (2012) : Adaptive Phased Management. Used Fuel Repository Conceptual Design and Postclosure Safety Assessment in Crystalline Rock. Pre-Project Report. NWMO TR-2012-16 (December 2012)

表 6.1.7-1 非放射線学的影響からの人と環境の防護に関する暫定基準

Chemical Hazard Criteria				
Element	Groundwater [ug/L]	Surface Water* [ug/L]	Soil [ug/g]	Sediment [ug/g]
Ag	0.3	0.1	0.5	0.5
As	13	5	11	5.9
Cd	0.5	0.017	1	0.6
Ce	-	22	53	19000
Co	3.8	0.9	19	50
Cr	11	1	0.4	26
Cu	5	1	62	16
Eu	--	10.1	50	4700
Hg	0.1	0.004	0.16	0.17
I	-	100	4	-
La	-	10.1	50	4700
Nd	--	1.8	50	7500
P	-	4	-	-
Pb	1.9	1	45	31
Pt	--	9.1	50	5800
Te	-	20	250	-
U	8.9	5	1.9	--
Y	-	6.4	50	1400

Notes: -- indicates that there are no defined criteria for that element in the given medium.

* Surface water values differ from groundwater values because the surface water values protect biota and humans, whereas groundwater values protect humans only (i.e., biota (other than microbes) do not live in groundwater).

出典：NWMO TR-2012-16. Table 7-1 Interim Acceptance Criteria for the Protection of Persons and the Environment from Non-Radiological Impacts (p.280)

評価に際しては、放射性核種と同様のモデル（RSM：放射性核種スクリーニングモデル、SVYAC3-CC4：放射性核種の放出の評価用のレファレンスシステムモデル）を用いている。接近可能または有酸素環境に存在する可能性が高い化学形態に重点を置いてスペシエーションについて注意深く検討し、カナダのガイドライン、利用可能なら国際的な評価についても重視している。プロジェクト報告書では、許認可申請のプロセスとして、規制者が承認の判断を下すことになると述べているのみである。

評価の基本的なアプローチとしては、1)表層媒体での濃度規準を定める、2)使用済燃料中の重量を評価する、3)害を引き起こす可能性のある元素のスクリーニング（40種以下にする）、4)スクリーニングされた元素に対して、放射性核種の評価で用いられているものと同様の手法により、放出移行解析を行う、5)表層環境において考慮される沈澱や反応

によるロスはないと想定する、6)濃度規準と比較する、となる。

NWMO のプロジェクト前報告書では、使用済燃料の地層処分に対する評価は、①通常変遷シナリオのケース、②全キャニスタが 6 万年後に破損するケースについて、元素別の濃度変遷の解析結果を提示するに留まっている。解析結果の例をそれぞれ図 6.1.7-1、図 6.1.7-2 に示す。ピーク値の整理結果を表 6.1.7-2 に示す。

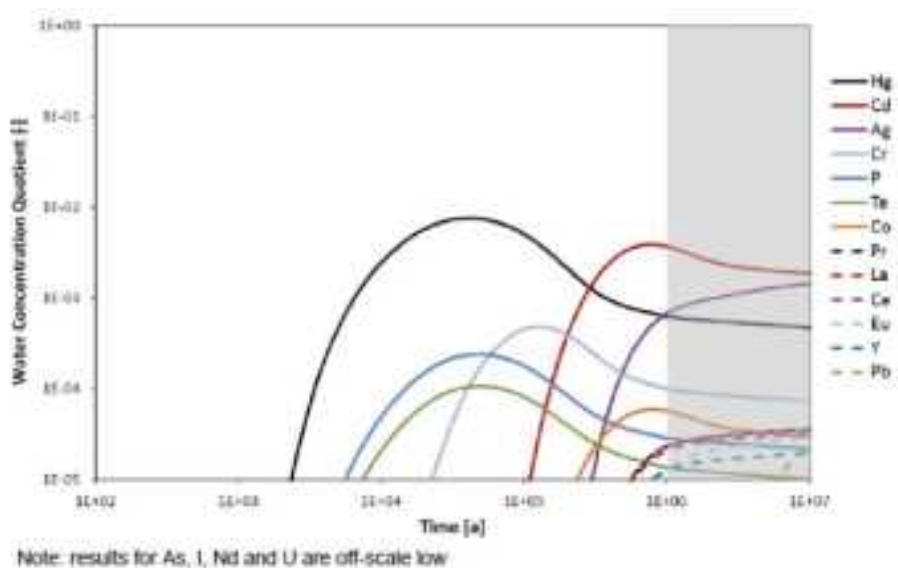


図 6.1.7-1 通常変遷レファレンスケースにおける元素別の解析結果

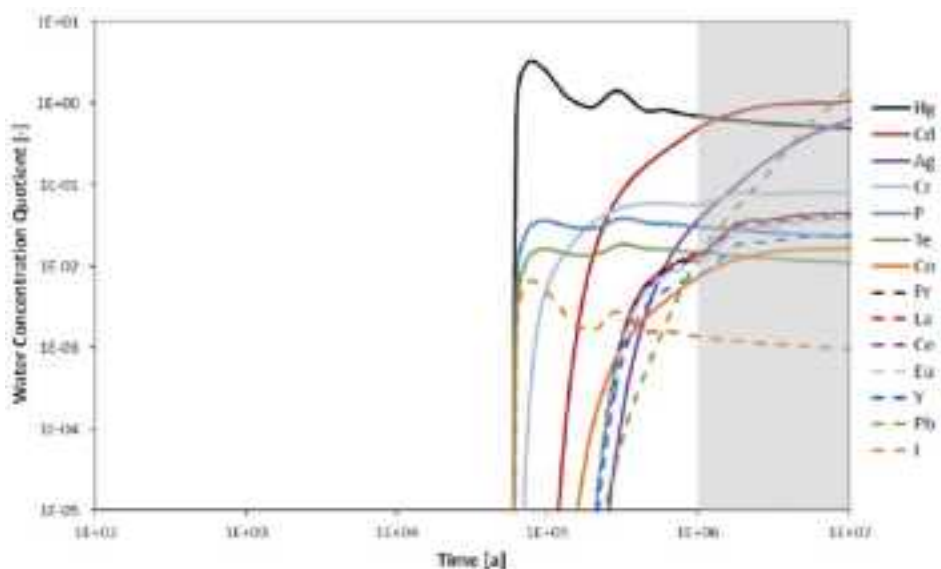


図 6.1.7-2 全キャニスタが 6 万年後に破損するケースの解析結果

Element	Water	Soil	Sediment*
Ag	1.4x10 ⁻³	1.9x10 ⁻⁵	1.7x10 ⁻⁴
As	9.7x10 ⁻⁷	3.3x10 ⁻⁶	2.5x10 ⁻⁷
Cd	3.9x10 ⁻³	3.8x10 ⁻⁵	7.8x10 ⁻⁴
Ce	3.2x10 ⁻⁴	4.7x10 ⁻⁵	1.5x10 ⁻⁵
Co	6.0x10 ⁻²	1.2x10 ⁻⁷	7.0x10 ⁻⁶
Cr	4.9x10 ⁻⁴	5.8x10 ⁻⁵	2.8x10 ⁻⁶
Eu	2.9x10 ⁻⁵	5.0x10 ⁻⁷	1.3x10 ⁻⁷
Hg	7.6x10 ⁻³	2.2x10 ⁻⁶	4.9x10 ⁻⁶
I	3.8x10 ⁻⁶	4.6x10 ⁻⁷	-
La	3.6x10 ⁻⁴	8.8x10 ⁻⁷	2.3x10 ⁻⁷
Nd	0	0	0
P	2.4x10 ⁻⁴	-	-
Pb	1.3x10 ⁻⁴	5.4x10 ⁻⁷	3.2x10 ⁻⁴
Pr	3.6x10 ⁻⁵	4.7x10 ⁻⁷	1.0x10 ⁻⁷
Te	1.1x10 ⁻⁴	8.0x10 ⁻⁷	-
U	1.1x10 ⁻²⁰	8.8x10 ⁻²⁰	-
Y	2.0x10 ⁻⁵	3.1x10 ⁻⁷	3.2x10 ⁻⁷

Element	Water	Soil	Sediment
Ag	6.1x10 ⁻¹	7.8x10 ⁻³	1.4x10 ⁻¹
As	1.5x10 ⁻³	5.1x10 ⁻⁷	5.2x10 ⁻⁶
Cd	1.1	1.0x10 ⁻³	6.9x10 ⁻³
Ce	4.0x10 ⁻²	5.8x10 ⁻³	2.3x10 ⁻⁶
Co	1.7x10 ⁻²	3.5x10 ⁻⁵	8.6x10 ⁻⁵
Cr	7.6x10 ⁻²	9.0x10 ⁻³	1.9x10 ⁻⁴
Eu	3.7x10 ⁻²	6.4x10 ⁻⁴	1.8x10 ⁻⁶
Hg	3.3	9.4x10 ⁻⁴	4.3x10 ⁻³
I	6.6x10 ⁻³	8.0x10 ⁻⁴	-
La	4.4x10 ⁻²	1.1x10 ⁻³	3.2x10 ⁻⁵
Nd	0	0	0
P	3.7x10 ⁻²	-	-
Pb	1.6	6.8x10 ⁻³	1.7x10 ⁻¹
Pr	4.4x10 ⁻²	5.7x10 ⁻⁴	1.5x10 ⁻⁵
Te	1.7x10 ⁻²	1.3x10 ⁻⁴	-
U	2.3x10 ⁻²³	1.8x10 ⁻²⁴	-
Y	2.4x10 ⁻²	3.8x10 ⁻⁴	4.7x10 ⁻⁵

Note: * Values are estimated using the well concentration and the sediment Kd because there is no discharge to the River or Lake in the Reference Case

表 6.1.7-2 元素濃度の解析結果

左：通常変遷レファレンスケース

右：全キャニスタが6万年後に破損するケース

6.1.8 ドイツにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（ドイツ）

放射性廃棄物処分に係る有害物質については、計画確定手続の中で、非放射性有害物質に関する安全評価により考慮されることになっている¹⁾。なお、高レベル放射性廃棄物処分場に関しては、サイト選定法の選定手続によりサイトが決定する際に、連邦放射性廃棄物処分庁により許可が発給されることとなっており、計画確定手続は適用されない。しかし、サイト選定法においても、地下での探査に伴い、計画推進者（BfS）は、最終処分場サイトに関する環境影響評価のための基礎情報に関する文書を作成し、連邦放射性廃棄物庁に提出すること、及び連邦放射性廃棄物処分庁が、環境適合性審査法に従い、環境適合性審査（環境影響評価）を実施することが規定されている。

ここでは、ドイツにおいて放射性廃棄物処分に係る非放射性有害物質の環境影響評価が考慮された事例として、コンラッド処分場の計画確定手続に関するものがあるため、コンラッド処分場の計画確定手続等における環境影響評価の考え方を法令の規定内容に基づき示す。

原子力法第 9b 条では、以下のように、放射性廃棄物処分施設に係る計画確定手続において環境適合性評価（環境影響評価）を義務付けている²⁾。この環境影響評価は、環境適合性審査法に従って行われる³⁾。

原子力法

第 9b 条

(2) 計画確定においては当該施設の環境適合性を評価しなければならない。環境適合性評価は、第 4 項に規定する検査の一部である。

環境適合性審査法では、環境適合性審査（環境影響評価）について次のように定義している。

環境適合性審査法

第 2 条 定義

(1) 環境適合性審査は、計画の許認可に関する決定に役立つ、各行政当局の手続きに相互関連のある部分である。環境適合性審査は、次のものに対するその計画の直接及

び間接的影響の調査、説明及び評価を含む。

1. 人並びに人の健康、動物、植物及び生物の多様性、
2. 土、水、空気、気候及び景観、
3. 文化財及びその他のもの、並びに
4. 上述の保護物の間の相互作用。

また、同法では、その適用対象となる開発等の計画として「放射性廃棄物の管理又は最終処分のための施設の設置及び操業」が含まれている。

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（ドイツ）

非発熱性放射性廃棄物処分場であるコンラッド処分場における非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況を示す。⁴⁾⁵⁾

コンラッド処分場に処分される廃棄物の大部分（重量）は、放射性ではない様々な有機及び無機物質で占められている。廃棄物パッケージの総体積が $650,000 \text{ m}^3$ となると想定され、これらは次に示す組成であることが示されている。

－有機物質は約 $2.9 \times 10^4 \text{ Mg}$ (= 1.8%)

－無機物質は約 $1.6 \times 10^6 \text{ Mg}$ (= 98.2%)

これらのうち、化学毒性を伴う有機物質の重量は全体で約 $1.03 \times 10^3 \text{ Mg}$ であり、有機物質の 3.5%程度を占める。

非金属、金属及びそれらの化合物の把握が行われ、含有量の大きな元素は Pb、Ti、Ni、Cr 及び Cu であり、ゲルマニウム、イリジウム、オスミウム、プロトアクチニウム及びロジウムのような物質もリストに含まれている。

コンラッド処分場での放射性廃棄物の化学毒性に関しては、長期安全評価の一部として評価が行われた。評価では、放射性廃棄物及び化学毒性を有す物質が処分場の操業後段階に周囲の岩盤からの地下水と接触し、毒性を有す物質が生物圏に輸送されるというシナリオに基づき行われた。評価では、有機及び無機化合物に対して実施された。

評価においては、 10^6 m^3 の坑内水に、化学毒性を伴う有害無機物質のインベントリの全体が含まれていると想定されている。また、坑内水が地表近くの地下水まで輸送される場合には、希釈係数は 10^{-3} と想定されている。ただし、鉱山建造物のエリアから第四紀の地

下水に到達するまでの経路として想定した 3 つの異なる伝播経路についての放射性核種の濃度の計算から、希釈係数は最低 10^{-4} となることが確認されているとしており、 10^{-3} という値は保守的な値を採用したことになる。

評価の結果、コンラッド処分場から生物圏への地下水による輸送には、30 万年かかることが示され、化学毒性を有する有機化合物は、生物圏へ到達する前に分解されると判断された。このことは、環境中で難分解性の 2,3,7,8-テトラクロロジベンゾジオキシンのような塩素を含む有機化合物に対しても当てはまると判断された。コンラッド処分場のサイト固有の条件下 (60°C 、 $\text{pH}\sim 7$) においては、ほとんどの化学毒性物質は、1 万年以内に分解され、ほとんどの物質に対して受入要件に制限を設ける必要がないと判断された。有機化合物については、2,3,7,8-テトラクロロジベンゾジオキシンのような例外を除き、期間中に分解されるため、2,3,7,8-テトラクロロジベンゾジオキシンのような物質についてのみ、受入基準で総量を規制する必要がある可能性があるとの結果となった。無機化合物については、約 10 万年間に及び、化学毒性が放射毒性を下回ることを示された。さらに、地下水による希釈により、化学毒性を有する物質が生物圏に到達したとしても、数種の物質の場合にのみ、飲料水水質基準に到達するとの結果となった。

これらの結果から、化学毒性を伴う物質に関する補足的な考察を実施する必要はないものの結論を示している。

(6.8 参考文献)

- 1) BMU, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management、2011 年
- 2) Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz)、1959 年 12 月 23 日
- 3) Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung(UVPG)、1990 年 2 月 12 日
- 4) IAEA, Management of low and intermediate level radioactive wastes with regard to their chemical toxicity December 2002, (IAEA-TECDOC-1325)
- 5) Niedersächsisches Umweltministerium, Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vom 22 Mai 2002, 2002 年 5 月 22 日

6.1.9 ベルギーにおける非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方（ベルギー）

ベルギーでは、2006年2月13日付の法律「環境に関連する特定の計画及びプログラムの環境への影響の評価ならびに環境に関連する計画及びプログラムの作成における公衆の参加に関する法律」に従い、ベルギー放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関（ONDRAF/NIRAS）の廃棄物計画において、公衆の参加を伴う環境面での影響評価が必要な計画及びプログラムが含まれている場合には、計画及びプログラムのレベルでの環境面での影響に関する報告書が必ず作成されなければならないとしている。

ONDRAF/NIRASの廃棄物計画のためのEIE計画報告書¹⁾では、環境面での影響に関する報告書の作成は、法的な手順に従って環境面での影響を分析及び評価するプロセスである。この評価は次の2つのレベルで実施することができる。

- ・計画及びプログラムのレベル：このレベルでは、将来の局面において、一つまたは複数のプロジェクトの実施を承認できる枠組みが決定される。
- ・具体的な実現が希望されているプロジェクトのレベル。

この2つのレベルにおいて、このプロセスの最終的な成果が環境面での影響に関する報告書となる。この報告書は、一つの計画またはプログラムが環境に及ぼす影響の概要、あるいは一つのプロジェクトが環境に及ぼす影響の概要について記述するものである。ここで計画またはプログラム・レベルでの環境面での影響に関する報告書という場合、それは「計画EIE」報告書のことを意味する。「計画EIE」報告書とは、環境面での影響がより詳細に記述された報告書を指し、環境への影響を評価する際に、検討されている計画の技術的な側面と現地特有の状況が盛り込まれていることが挙げられる。ONDRAF/NIRASの廃棄物計画では、「計画EIE」報告書が作成されることになるとしている。なお、国際レベルにおいて、この「計画EIE」は一般的に「戦略環境評価」（SEA）と呼ばれている。

「計画EIE」報告書は、環境への影響に関する報告書であり、戦略的なレベルでのあらゆる解決策を検討し、環境影響評価にとって重要な原則及び価値観を考慮した上で作成されるものである。「計画EIE」報告書の最終的な目標は、計画またはプログラムが承認される前、さらにはその計画またはプログラムに基づいた様々なプロジェクトが決定される以前に、環境という要素に決定プロセスにおける独自の地位を与えることである。また、報告書の作成では、公衆の参加も考慮しなければならないとしている。このため、「計画EIE」

報告書の作成は、計画及びプログラムに関するより透明性の高い決定プロセスの策定だけでなく、環境面での配慮を決定プロセスに盛り込むことに寄与するものでなければならぬとしている。

ONDRAF/NIRAS は、「計画 EIE」報告書のための総合的なアプローチを提案しており、この報告書では、環境面以外に社会・経済分野及び倫理分野の重要な問題も取り扱われる予定であるとしている。ONDRAF/NIRAS の廃棄物計画のリスト案では、「計画 EIE」報告書の中で全面的または部分的に扱われることになる環境への影響に関する論証及び分析が示され、環境面での影響は漸進的な決定及びプロセスのその後の段階において、さらに詳細に評価することができるとしている。以下に、「計画 EIE」報告書のレベルで検討される予定のテーマを例として示す。

①人間と環境の保護

検討している解決策及び代替案によって、現在及び将来において十分に高いレベルの人間及び環境（土壌、水、空気など）の保護を持続可能なやり方によって確保できる範囲。この保護に関しては、きわめて長い期間が考慮され、放射線学的な影響及び非放射線学的な影響の両方が対象となる。

②社会・経済的な影響

社会・組織的な影響：リスク、社会の福利、生活の質、環境の質などに対する認識

経済的な側面：社会・経済的な影響（特に雇用、企業誘致など）

③倫理的な問題

世代内の公平さと世代間の公平さ（特に現世代と将来世代にとっての安全性と柔軟性のつり合い）

(2) 非放射性有害物質の環境影響評価の検討状況（ベルギー）

ベルギーでは、環境保護の観点からいかなる処分施設も周辺環境への非放射線学的な影響が容認可能な水準内に留まることが保証されるような方法で設計及び操業されなければならないとしている。例えば、廃棄物中あるいは処分場の建設資材中に含まれる有害化学物質による環境汚染が生じる恐れがあってはならず、また、飲料水中の濃度は、いかなる状況下でも所定の限度を超えてはならないとしている。

また、ベルギーではSAFIR²²⁾において、廃棄物中の有害化合物が環境に及ぼす影響を評

価している。評価においては、以下のような仮定を用いている。

- 有害化合物を純粋な単体に限定し、有機化合物は無視した。
- 通常シナリオをレファレンスシナリオとした。
- 地圏のモデル化結果は、新第三紀帯水層、最下位単層の地下水中の濃度とした。
- 生物圏はモデル化せず、得られた濃度を単に飲用水規制値と比較した。

a. インベントリ

放射性廃棄物に関連する有害元素のインベントリは、文献³⁾に基づき、以下の廃棄物ストリームを考慮し設定されている。

- 使用済燃料集合体：ジルカロイ被覆管と集合体のさまざまな構成要素を含む。含有量 10^{-5} g/kg U未満の元素は無視した。含有量が 10^{-2} ～ 10^{-5} g/kg Uの範囲の元素については、CANDU燃料集合体について報告されたデータに基づき、燃焼度の違いを補正する係数を用いて濃度を推定した²⁾。ベルギーの原子力産業における使用済燃料集合体の総量は、保守的に考えた(4、800トン)。
- 一次パッケージ：10タイプの容器を特定した。合金の組成と各タイプの容器数から、関与する金属の量を導出した。
- オーバーパック：本研究では、ガラス固化体の各SYNATOMキャニスタが、厚さ0.02 mのオーバーパック中に置かれると仮定した。材料の組成について、ステンレス鋼、チタン(パラジウム0.2%を含む)、及びHastelloy C-4合金という、3つのオプションを選んだ³⁾。
- 中レベル廃棄物と解体廃棄物：前述の廃棄物ストリームは、発電に付き物の燃料サイクルの一部を構成する。ほかに、金属の供給に顕著に寄与する発生源がある。
- Belgoprocessサイトにある、解体中の古いEUROCHEMIC再処理工場
- デッセルにある、Belgonucleaire MOX燃料製造工場
- Fleurusにある、Institut National des Radioelements(National Radioisotope Institute)

²⁾ ベルギーのPWR使用済燃料集合体について、含有量が 10^{-2} g/kg Uを超える核分裂生成物のみが報告された。

³⁾ 1994年にオーバーパック材として選択された候補材料。

b. スクリーニング

有害元素は以下のスクリーニング基準に基づいて、選定を行っている。

① 化学毒性と放射線毒性の比較

放射性毒性が化学毒性を上回る元素を無視した。この場合、人間とその環境への潜在的影響を解析するツールとして、放射線安全評価がより適切である。ある元素の化学的致死量⁴が、摂取と吸入を通じた取り込みによる最大年間放射線限度⁵に相当する量の100倍を超える場合、その元素の化学毒性をさらに検討しなかった。この除外基準を満たした4つの元素は、ビスマス、ヨウ素、スズ及びトリウムである。放射性毒性が化学毒性よりずっと大きい元素を除外した。アメリカシウム、ネプツニウム、プルトニウム、プロトアクチニウム、及びラジウムがこれに該当する。この基準とは全く異なるが、超ウラン元素の溶解度が低いことも、除外するうえでの論拠になる。不活性ガス(クリプトン、ラドン)も存在量が非常に少なく、人とその環境への潜在的影響が有意になりがたいので、除外した(これらの元素が有意に関する場合は、放射線安全評価において検討する)。

② 希土類元素

種々のランタニドは、化学毒性に関する挙動が似ているので、グループを代表する元素としてサマリウムを選んだ。この選択は、主にサマリウムがランタニドの中心的な元素であることに基づく。また、放射性廃棄物中のサマリウムのインベントリは、天然存在度に最大の増加率をもたらす。

③ 溶解度制限

溶解度の低い元素は、以下の3つの条件のいずれかを満たせば除外することにした。

- 飲用水基準のない元素の溶解度⁶が5 ppb(飲用水について報告された最も厳しい基準)を下回る場合。ニオブ、パラジウム、ハフニウム、ルテニウム、ロジウム、セレン、タンタル、テルル、チタン、及びジルコニウムが、このグループに区分さ

⁴ 化学的致死量：集団中で50%の死亡率をもたらす吸収量(LD50)、あるいは集団中で死亡が確認された最低吸収量(LDlo)。これらの値は、標準個人質量に対するグラム数で表される。

⁵ 年間放射線限度：放射線作業員について、年間20 mSvに設定されている。公衆について一般に許容される線量は、これの20分の1である。

⁶ 元素の溶解度(化合物の生成を含まない)。

れる。

- 事実上不溶性と考えられる元素について、飲用水基準が存在しない場合。銀がこの条件を満たす。
- 元素の溶解度が、飲用水のための基準濃度を下回る場合。この条件を満たす元素は銅のみである。

文献データから溶解度制限を推定し、可能であれば、他の安全評価で使用された溶解度制限と比較した。ほとんどの場合、溶解度の値は、温度 25°C で鉄とコンクリートが存在する化学環境に基づいた。これにはいくつかの理由がある。

- 多くの場合、中レベル廃棄物を調整するために水硬性マトリクスが使用され、埋め戻し材もセメントベースとする。
- 高レベル廃棄物を受入れる坑道のための埋め戻し材は、pH がややアルカリ性のベントナイトをベースとする。坑道内張りに使用されるコンクリートも、ニアフィールドにおいて一時的にアルカリ性の pH を与える。
- 粘土の酸化還元電位は、-250 から -350 mV(SHE) の範囲である。
- 容器とオーバーパックの腐食によって、高度に還元的な環境がもたらされる ($E_h < -400 \text{ mV} : \text{SHE}$)。

また、1992 年に施行された Flemish 法による飲用水の水質に関する許容最大濃度が、基準値として使用された⁴⁾。この規制は、欧州の勧告に則している。さらに、ウランが関与する化学プロセスは複雑なので、この元素には溶解度制限⁷⁾を適用しない決定している。

c. 選定された元素

(2) のスクリーニングの結果、当初挙げられていた 54 の元素から 24 元素が選定された。選定された元素の存在比を表 6.1.9-1 に示す。

⁷⁾ UO_2 は熱力学的に安定で、還元性媒体中で溶解度が非常に低いが、放射線分解に伴って表面で酸化条件が発生する可能性を完全には排除できない。

表 6.1.9-1 選定された元素の存在比

Element	Abundance in the waste (kg)	Abundance in the container (kg)	Abundance in the dismantling waste (kg)	Total Abundance (kg)	Abundance in the overpacks		
					St.AL (kg)	Ti/Pd (0.2) (kg)	Hastelloy C-4 (kg)
As	8.97E-01	x	x	8.97E-01	x	x	x
B	x	1.40E+05	x	1.40E+05	x	x	x
Ba	1.85E+04	x	x	1.85E+04	x	x	x
Br	1.67E+02	x	x	1.67E+02	x	x	x
Cd	3.11E+02	x	1.95E+03	2.26E+03	x	x	x
Co	1.00E+01	x	2.60E+00	1.26E+01	x	x	x
Cr	6.45E+04	2.17E+05	1.80E+02	2.82E+05	3.78E+05	x	2.83E+05
Cs	1.01E+04	x	x	1.01E+04	x	x	x
Ge	2.33E+00	x	x	2.33E+00	x	x	x
Hg	x	2.09E+03	x	2.09E+03	x	x	x
In	1.88E+01	x	x	1.88E+01	x	x	x
Mn	4.76E+03	x	x	4.76E+03	3.28E+04	x	x
Mo	2.27E+04	x	x	2.27E+04	x	x	2.79E+05
Ni	6.54E+04	6.73E+04	2.40E-02	1.33E+05	2.14E+05	x	1.23E+06
Pb	x [*]	3.50E+04	[*]	x	x	x	x
Rb	2.45E+03	x	x	2.45E+03	x	x	x
Sb	6.58E+01	x	2.80E+01	9.38E+01	x	x	x
Sm	6.65E+04	x	x	6.65E+04	x	x	x
Sr	2.32E+03	x	x	2.32E+03	x	x	x
Tc	5.00E+03	x	x	5.00E+03	x	x	x
U	4.80E+06	x	x	4.80E+06	x	x	x
W	1.25E+02	x	x	1.25E+02	x	x	x
Y	3.05E+03	x	x	3.05E+03	x	x	x
Zn	x	1.94E+05	8.00E+04	2.74E+05	x	x	x

function of time

d. 有害元素の移行計算

有害元素の移行計算は、以下の方法により実施した。

処分場から上位及び下位の帯水層への金属フラックスを MICOF (移行計算コード) により、2段階で計算を行い、評価した。

- 多孔質の無限媒体中の一次元流動にMICOFを用い、溶解度制限を無視した。
- 最も重要な元素を選択し、MICOFを適用。ここでは、溶解度制限により生じるあらゆる影響を考慮した。

① 第1段階

MICOFで使用された遅延係数Rは、EVEREST報告書⁵⁾または、他の元素との化学的類似性によって推測し、文献値と比較して用いた。処分場⁸⁾からの距離45mにおける濃度が 10^{-3}kg/m^3 を超える元素は、第2段階で考慮した。それらの元素は、ホウ素、クロム、バリウム、マンガン、モリブデン、ニッケル、サマリウム、ウラン、及び亜鉛である。

② 第2段階

ブーム・クレイ中のデータが得られる元素についてのみ、溶解度制限が 10^{-3} mol/L を超えない場合に限って、溶解度制限を適用した。この基準を満たす元素は、バリウム、クロム、ニッケル、サマリウム、及び亜鉛である。帯水層中の最大濃度を、次式によって推定した。

$$C = \frac{2F_{\text{tot}}}{v_d HW_{\text{rep}}}$$

ここで、

F_{tot} : 粘土と帯水層の境界における最大フラックス(kg/年)

v_d : 帯水層中のダルシー流速(= 2.27 m/年)

H : ブーム・クレイ直上の帯水層単層の厚さ(= 30 m)

W_{rep} : 処分場の長さ(= 800 m)

MICOFを用いた計算は無限媒体を考慮することから、2 という補正係数を適用した。粘土中の距離45m(粘土母岩の厚さ)における最大フラックスと帯水層中の最大濃度を表6.1.9-2に示す。

⁸⁾処分場は粘土層(厚さ約100 m)の中心に位置する。

表 6.1.9-2 粘土と帯水層の境界における最大フラックスと帯水層中の最大濃度

Element	Total flux at 45 m (g/L)	Concentration in the aquifers (kg/m ³)
B	4.00E-02	1.50E-06
Ba	4.29E-05	1.50E-09
Cr	1.63E-05	6.00E-10
S. st	1.63E-05	6.00E-10
Hastelloy	1.63E-05	6.00E-10
Mn	2.27E-05	1.00E-09
S. st	1.92E-04	7.00E-09
Mo	3.36E-04	1.20E-08
Hastelloy	4.16E-03	1.50E-07
Ni	3.66E-04	1.40E-08
S. st	3.66E-04	1.40E-08
Hastelloy	3.66E-04	1.40E-08
Sm	4.68E-05	1.70E-09
U	6.70E-04	2.50E-08
Zn	2.05E-03	7.50E-08

ホウ素、モリブデン、亜鉛、ウラン、及びニッケルは、帯水層中で最も濃度の高い元素だが、それでも非常に低い濃度レベルである。ホウ素を除き、選択された元素の濃度は 1mg/m³ 未満である。廃棄物に関連する金属の量を勘案すると、処分場隣接地で粘土の収着サイトが飽和している可能性がある。遅延係数の低下として反映されるこの現象が、粘土と帯水層の境界、すなわち処分場から 45m の距離における最大濃度に与える影響を評価するために、追加の計算を行った。モリブデン、ニッケル、及びウランについて行ったこの計算の結果を、表 6.1.9-3 に示す。

表 6.1.9-3 粘土中の距離 45 m における遅延係数 R を関数とした最大濃度

Molybdenum		Nickel		Uranium	
Retard. factor	Max Conc. at 45 m(kg.m ⁻³)	Retard. factor	Max Conc. at 45 m(kg.m ⁻³)	Retard. factor	Max Conc. at 45 m (kg.m ⁻³)
20	2.63E-03	50	5.30E-03	2000	4.43E-03
5	1.01E-02	20	8.46E-03	500	2.09E-02
2	2.60E-02	5	1.06E-02	200	5.39E-02
1	5.14E-02	2	1.10E-02	50	2.19E-01
				20	5.49E-01
				5	2.30E+00

モリブデンとウランについては、遅延係数が 1 桁低下すると、最大濃度がそれぞれ 10 倍と 12 倍になる。この増加は、主として、これらの元素の溶解度制限が計算コードで考慮されないことによる。ニッケルについては、溶解度制限を勘案するので、最大濃度は遅延係数の低下による影響を受けにくい。

e. 飲用水適用基準との結果の比較

適用する基準は、フランドル地方における飲用水の水質を規定する 1992 年の法律に基づく 4)。この規制の対象外であるモリブデンやニッケルなどの金属については、化学的性質の類似性から、それぞれクロムと銅の基準を適用した。飲用水基準との比較を表 6.1.9-4 に示す。

表 6.1.9-4 飲料水基準との比較

Element	[1] Max. conc. in clay at 45 m (g.L ⁻¹)	[2] conc. in aquifers	Max. [3] The (g.L ⁻¹)	Max. conc. allowed in drinking water (g.L ⁻¹)	Ratio [1]/[3]	Ratio [2]/[3]
B	3.2E-01		1.5E-06	1.0E-03	3.2E+02	1.5E-03
Ba	1.1E-03		1.5E-09	1.0E-04	1.1E+01	1.5E-05
Cr	4.6E-04		6.0E-10	5.0E-05	9.2E+00	1.2E-05
Cr S.st	4.6E-04		6.0E-10	5.0E-05	9.2E+00	1.2E-05
Cr-hast.	4.6E-04		6.0E-10	5.0E-05	9.2E+00	1.2E-05
Mn	2.1E-04		1.0E-09	5.0E-05	4.2E+00	2.0E-05
Mn S.st	1.5E-03		7.0E-09	5.0E-05	3.0E+01	1.4E-04
Mo	2.6E-03		1.2E-08	5.0E-05	5.2E+01	2.4E-04
Mo-hast.	3.2E-02		1.5E-07	5.0E-05	6.4E+02	3.0E-03
Ni	5.3E-03		1.4E-08	2.0E-05	2.7E+02	7.0E-04
Ni S.st	7.2E-03		1.4E-08	2.0E-05	3.6E+02	7.0E-04
Ni-hast.	1.0E-02		1.4E-08	2.0E-05	5.0E+02	7.0E-04
Sm	9.8E-04		1.7E-09	no data		
U	4.4E-03		2.5E-08	no data		
Zn	3.5E-02		7.5E-08	5.0E-04	7.02E+01	1.5E-04

帯水層中の最大濃度が最大許容レベルに最も近い3つの元素は、ホウ素、モリブデン、及びニッケルである。計算された帯水層中の最大濃度は、最大許容レベルより体系的に2桁以上低いことから、ブーム・クレイ中の処分場について、廃棄物の化学毒性は制限要因ではないことが示される。サマリウムとウランに適用される基準は、現在存在しない。これらの元素は、帯水層中で最大濃度(それぞれ 1.7×10^{-9} 及び 2.5×10^{-8} g/L)が観察されるが、それは最も厳格な基準で要求される濃度(水銀に対する 1.0×10^{-6} g/L)よりずっと低い。

f. 結論

ブーム・クレイ中の処分場の放射性廃棄物に関連する化学毒性の影響を評価するために、予備研究を行った。これは、金属に重点を置いた最初の試みである。いくつかの単純化の仮定を行い、検討する元素の数を54から24に減らした。

化学毒性の影響の予備評価は、MICOF コードを用いて計算した粘土中の有害元素のフラックスに基づいた。行った仮定に依存するが、廃棄物の化学毒性によって処分場の安全性は損なわれないことが示された。ほとんどの金属は溶液中に陽イオンとして存在し、その正電荷によってブーム・クレイ中で強い収着が生じるので、この結論は意外ではない。

帯水層について計算された最大濃度は、いずれの場合も、Flemish 飲用水基準(1992 年法)の 100 分の 1 以下であった。化学毒性の可能性が最大である 4 つの元素は、ウラン、ホウ素、モリブデン、及びニッケルである。

以上の結果を踏まえ、SAFIR2 の査読委員会では、以下のようなコメントが挙げられている。

- ・ 処分施設に十分適した技術概念は、廃棄物のクラスあるいはクラス群に固有の特性（廃棄物とその調整の物理化学特性（具体的には、発熱特性とガス発生特性）、放射性及び非放射性インベントリ、量、等）を考慮して、個々の廃棄物クラス（あるいは類似のクラス群）に対して開発されなければならないと考える。
- ・ 各廃棄物クラスと母岩層の両立性の検証が処分システムの技術概念の開発における重要なステップであり、したがって、ビチューメン固化体（Eurobitum を含む）と粘土質媒体の両立性に関する研究を完了させて明瞭な結論を得る必要があると信ずる。また、この研究は、すべての放射性及び非放射性のインベントリ（アクチノイドや重金属を含む）の影響評価を含めたものに拡張されなければならない。いずれは、是正管理措置の開発も行われなければならない。

(6.1.9 参考文献)

- 1) ONDRAF/NIRAS、 "Un rapport sur les incidences environnementales d'un plan au niveau fédéral (rapport EIE-Plan au niveau fédéral) pour le Plan Déch ets de l'ONDRAF en application de la loi du 13 février 2006"、 2009年1月
- 2) 安全評価・実現可能性第2次中間報告書 (SAFIR2)
- 3) Ska、 B.、 De Goeyse、 A.、 Etude d'évaluation des éléments toxiques présents dans les déchets nucléaires、 CCE Contract FI2W-CT-90-0045、 Final Report、 Report EUR 15687 FR、 1995.
- 4) VLAREM titel II.、 Ministerie van de Leefmilieu en Infrastructuur、 Administratie Milieu、 Natuur en Landinrichting Bestuur Milieuvergunningen、 1992.
- 5) Marivoet、 J.、 Volckaert、 G.、 Wemaere、 I.、 Wibin、 J.、 EVEREST Vol. 2a: Clay formation、 site in Belgium; EC Luxembourg、 Report EUR 17449/2a EN、 1997.

6.1.10 IAEA における非放射性有害物質の環境影響評価等

(1) 非放射性有害物質の環境影響評価の考え方 (IAEA)

「2.10 IAEA における放射性廃棄物処分の長期的な安全性に関する調査」で規定内容の整理を行った以下の安全基準文書について、非放射性有害物質の埋設処分に関する環境影響評価等の考え方を整理する。

- 1) 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」 (2011 年)
- 2) 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」 (2011 年)
- 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」 (2012 年)

a. 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」では、非放射性物質の影響は、放射性廃棄物処分以外の他の特定の規則に従って評価されること、非放射性物質が放射性物質の放出・移行に影響することが想定される場合、相互作用を安全評価で検討することが求められている。

特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」での規定内容を、表 6.1.10-1 に示す。

表 6.1.10-1 特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」での「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方

「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方	
特定安全要件 No. SSR-5 「放射性廃棄物の処分」	<p>環境及び非放射線学的側面の問題</p> <p>2.24. 処分施設に存在する非放射性物質の影響は、国内または他の特定の規制に従って評価されるものであり、これは場合によっては、たとえば一部の採鉱廃棄物、並びに放射性廃棄物と有害廃棄物の混合物の場合には重要となる。非放射性物質が放射性廃棄物からの放射性汚染物質の放出と移行に影響するおそれがある場合は、そのような相互作用が安全評価で検討されなければならない。</p>

b. 特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」

特定安全指針 No. SSG-14 「放射性廃棄物の地層処分施設」では、操業中の施設における補修措置、操業計画、操業手順等の変更に関する意思決定に際しては、閉鎖後の環境に与える放射線学的影響、非放射線学的影響、その社会的影響、財政面での費用などに

基づいて、措置案・変更案を比較することが求められている。

また、付録Ⅱ「閉鎖後の安全評価」では、環境への放射性物質の放出に関する安全評価を行うための情報の大部分は、他の非放射線学的な汚染物質の放出に適用できるとの考え方が示されている。

特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」での規定内容を、表 6.1.10-2 に示す。

表 6.1.10-2 特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」での「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方

	「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方
特定安全指針 No. SSG-14「放射性廃棄物の地層処分施設」	<p>6. 地層処分施設の段階的アプローチの要素</p> <p>既設の処分施設</p> <p>6.90. 操業中の施設における補修措置、あるいは操業計画や操業手順の変更に関する意思決定において、主要な放射線防護の原則は、最適化の原則である[4]。意思決定に際しては、閉鎖後の人々や環境に与える放射線学的影響と非放射線学的影響、その社会的影響、財政面での費用などにに基づき、さまざまな措置案や変更案を比較することで、入力情報を獲得しなくてはならない。フィージビリティ調査や実証プログラムが意思決定プロセスを支援することもある。考慮すべき問題が広範囲にわたるため、既存施設の補修措置案や操業条件の変更を評価・比較する際、規制機関（たとえば地域社会）以外の利害関係者を関与させると有利である。</p> <p>付録Ⅱ 閉鎖後の安全評価</p> <p>II.2. 本付録は、処分施設の安全性を評価する際の重要な考慮事項を要約し、閉鎖後の安全評価を行う際に従うステップを勧告する。地層処分施設における操業活動が、閉鎖後の安全評価への影響の可能性の観点でのみ論じられるであろう。放射性廃棄物が潜在的に危険な非放射性的コンポーネントを含んでいるかもしれないが、本付録は廃棄物に関連する放射線学的な危険だけを明示的に考慮し、環境への放射性物質の放出に関する安全評価を行うための情報の大部分は、他の非放射線学的な汚染の多くのタイプの放出に適用できる。</p>

c. 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」

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、非放射線学的影響の評価に関して、以下のような考え方が示されている。

- ・安全評価は、セーフティケースの主要構成要素であり、基本要素は放射線影響の評価であるが、もう1つの重要な側面としては非放射線学的な環境影響がある。
- ・処分システムの処分地選定と設計開発は、非放射線学的な危険からの人間と環境の適切な防護を提供すべきである。

- ・本安全指針で説明される評価へのアプローチは、非放射性物質による危険の評価と、全ての潜在的危険に対する安全と防護の最適化においても、有用であると考えられる。
- ・シナリオは、システムと放射能インベントリに直接、または間接に影響を与える可能性がある全ての特性、事象及びプロセスを考慮して組み立てるべきである。非放射線学的要素が関係する限り、これらもシナリオの開発での考慮が要求される。

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」での規定内容を、表 6.1.10-3 に示す。

表 6.1.10-3 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」での「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方

「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方	
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」	<p>範囲</p> <p>1.6. 本安全指針は、専門の処分施設を必要とする全ての種類の放射性廃棄物における、セーフティケースの準備と安全評価の支援を対象としている。安全指針は、処分施設の開発のあらゆる段階におけるガイダンスと提言を提供する。処分施設の閉鎖後の性能と評価が重視されている。操業安全と非放射線学的リスクのような他の関連する側面が取り扱われるが、詳細な考察はなされていない。セキュリティの側面も詳細には考察されていないが、放射性廃棄物の処分における安全対策及び原子力セキュリティ対策への総合的アプローチを確保するために実施すべき措置に対する要件への適合に関する勧告が示されている [2]。</p> <p>4. 放射性廃棄物処分に関するセーフティケース</p> <p>4.4. 安全評価はセーフティケースの主要構成要素であり、図 4 で示されるように多くの側面の評価が伴う。安全評価の基本要素は放射線量と放射線リスクの両面からの人間と環境への放射線影響の評価である。安全評価の対象であるもう 1 つの重要な側面はサイト及び工学の側面、操業安全、非放射線学的な環境影響、及びマネジメントシステムである。4.20～4.100 項でセーフティケースのさまざまな構成要素に関するガイダンスを示す。</p>



図 4 安全評価に含まれる側面

安全評価

4.41. 「安全評価」という用語は、この安全指針では、セーフティケースの一部として実施される全ての評価を指すために使用される（図 4 を参照）。これは、処分施設の開発、操業、及び閉鎖における安全に関する全ての側面を包含する。したがって、安全評価には、定性的側面、**非放射線学的な問題**、組織的側面と管理的側面も含まれる。

非放射線学的環境影響

4.57. 放射性廃棄物は、潜在的に有害な**非放射性成分**（たとえば重金属、病原体）を含んでいる場合がある。特に、ウラン採鉱で発生する廃棄物は、通常、多くの**非放射性的の有害及び発がん性物質**を相当な濃度で含む。処分システムの処分地選定と設計開発は、そのような**非放射線学的危険**からの人々と環境の適切な防護を提供すべきである。

4.58. 処分施設から生じる**非放射線学的影響**の評価が要求され、それには環境保護法が適用される。これは、この安全指針の範囲を外れる。それにもかかわらず、この安全指針で説明される評価へのアプローチは、**非放射性廃棄物**による危険の評価と、全ての潜在的危険に対する安全と防護の最適化においても、有用であると考えられる。

4.59. 環境保護法制とその関連規則から、処分施設の建設、操業、及び閉鎖に関するいくつかの要件が生まれる。その例は、施設の建設と操業を制限する交通や騒音公害に関する制約である。他の例としては、建設と操業時の施設における水管理に必要な限度、管理及び条件のほか、閉鎖後の水放出の管理のための備えがある。環境保護法に由来するそのような要件は、施設設計において適切に考慮されるべきである。したがって、安全に関する議論の組み入れ（図 2 を参照）は**非放射線学的影響**も考慮するべきであり、処分施設の全体的安全と関連する全ての法律と規則上の要求の全体的順守を立証するべきである。

5. 閉鎖後期間の放射線学的影響評価

評価の終了点

5.25. 評価の終了点の明確な説明とそれらの選択の正当性を、以下を含めて示すべきである。

- ・線量やリスクのレベル等、放射線学的影響に関する評価の終了点。通常、これらは施設に適用される規制関係があり、選択した評価の終了点が評価の目的、関連

	「非放射性有害物質の環境影響評価の考え方」の規定内容・考え方
	<p>する規制要件及び指針に合致していることを実証することが必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射線核種の濃度やフラックス、非放射性汚染物質の濃度とフラックス、人間以外の種に対する影響等、その他の安全指標。 評価の終了点が、たとえば放射線及び環境の基準に適合しているかの判断や放射線の自然バックグラウンドのレベルの比較等、どのように使われるかの説明。 <p>6. 特定の問題点</p> <p>オプションの評価</p> <p>方法論</p> <p>6.81. 意思決定プロセスの全体的目標を考慮すると、それがセーフティケースの作成のあらゆる部分に影響するのは明白である。特に、セクション 5 で示した閉鎖後の放射線学的影響評価の方法のあらゆる重要な構成要素は、意思決定プロセスの目標と要件に由来する考慮事項の影響を受ける。重要な考慮事項は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価のコンテキストの定義の基礎として、必要な決定、及びセーフティケースで扱わなければならない潜在的な影響要因が特定されるべきである。 評価のコンテキストを確立する決定的部分は評価原理から成る。これには、特に、関連する評価の終点の評価に対するアプローチ、採用する仮定の特質（たとえば、現実的もしくは保守的）、使用するデータのタイプ（サイト固有又は一般的）、及び不確実性の処理に対するアプローチが含まれる。意思決定要件に関して、これらの評価の境界条件の定義が不適切な場合、適切で正当な決定を行う能力を排除することになることは明白である。 行うべき決定の範囲の一部として、評価のコンテキストも、採用する意思決定手法によって決定すべきである。定量的な意思決定支援手法をオプションの比較に採用する場合は、特定の評価の終点を取り扱う必要性が発生する（費用－便益解析を使用する場合の集団線量の要件等）。不確実性の処理等、評価原理のその他の構成要素はさらに最終的に選択された意思決定手法に依存することがある。 シナリオは、システムと放射能インベントリに直接又は間接に影響を与える可能性がある全ての特性、事象及びプロセスを考慮して組み立てるべきである。非放射線学的要素が関係する限り、これらもシナリオの開発での考慮が要求される。そのような非放射線学的要素の例は、化学的に有害な物質又は発がん性物質によるリスクや、採掘活動に伴う物理的リスクである。そのような側面が、下すべき決定において適切である場合、そのようなリスクを招く可能性がある条件がシナリオによって十分にカバーされるようにしなければならない。 使用するモデルとそれらの較正及び検証は、意思決定プロセスの実際の要件に照らして、慎重に計画すべきである。等級別扱いを採用において、払われた努力は、意思決定とその正当性に関して、結果の重要性と相互に関連させるべきである。 結果は、意思決定要件に関して、その関連性を考慮して解析及び解釈する必要がある。結果がこの目的のために十分に考慮されない場合、シナリオ定義／モデルの精緻化と、場合によっては追加データの収集が必要になる。 <p>6.85. 意思決定プロセスには、一般的に、技術的側面に加えて、他の関連要素及び考慮事項が含まれる。放射線要素以外の要素の評価は、セクション 5 に概述する手法の一部ではないが、非放射線学的リスクの推定に必要な活動は、放射線学的リスクの推定に必要な活動と類似している。したがって、全ての関連要素の評価をこの手法に統合することが可能であり、これによって、オプションの比較と、安全性を達成するための優先的オプションの選択（あるいは既存施設の場合は何も行わないことの正当化）を可能にするために求められる、全ての評価活動の一貫性及び透明性のある説明を提供するものである。定多重属性ユーティリティ分析のような量的意思決定支援手法は、追加の影響要素が本来は定性的なもの（さまざまなオプションのパブリックアクセプタンス等）であっても、それらの要素を参照することができる。</p>

6.2 非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化

平成 24 年度の「放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査」において示された非放射性有害物質の環境影響評価手法（図 6.2-1）の詳細化を行った。

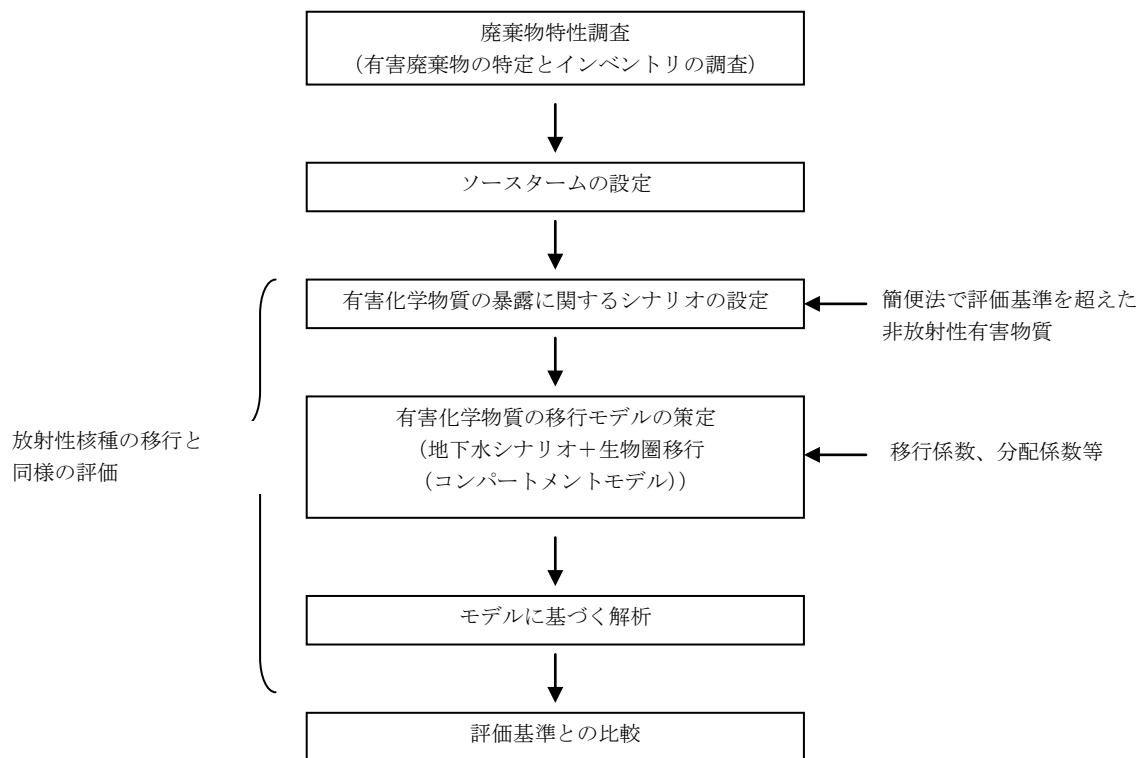


図 6.2-1 非放射性有害物質の環境影響評価手法

上記調査では、非放射性有害物質の環境影響評価手法の検討課題として以下が挙げられている。

- 法令の整備
- スクリーニング
- 評価対象元素等
- 評価手法
- 評価期間

本調査では、非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化として、まず、図 6.2-1 に示された手法の各段階及び上記の検討課題を考慮して、評価手法についての考え方、詳細

化案を作成するとともに、さらなる検討課題を抽出した。

評価手法の詳細化案については、「評価対象元素（スクリーニングを含む）」、「評価基準の設定」、「評価手法」、及び「評価期間」の各項目を設定し、それぞれの背景情報、海外での状況などをまとめたうえで、詳細化案を設定した。また、これらの各項目に関するさらなる要検討課題についても、存在する場合には抽出を行った。さらに、評価手法ではないが、重要な検討課題の一つである「法令の整備」についても取り上げ、背景情報・海外の状況をまとめるとともに、検討課題を整理した。以下に詳細化案の各項目の内容を整理する。

6.2.1 非放射性非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化案の検討

(1) 評価対象元素（スクリーニング含む）

①背景・諸外国の状況等

地層処分、または余裕深度処分される放射性廃棄物に含まれる、化学毒性などを有する有害物質について、評価対象とすべき物質の選定方法を決定する必要がある。また、廃棄物中に含まれる全ての有害物質を評価対象とするのか、スクリーニングを実施し、詳細な評価対象とする物質（元素）を絞るのか決定する必要がある。

諸外国の放射性廃棄物処分に係る非放射性有害物質の環境影響評価事例では、どの国の評価においても何らかの形で詳細な評価対象とする物質を絞ること（スクリーニングと称していない場合もある）を実施している。

スウェーデンでは、第1段階のスクリーニングとして、廃棄体中に含まれる物質が全量放出されたと仮定し、基準値以下になるために必要な水の体積を計算し、これを湖等の水の年間の変動量と比較のうえ、ステージ2で評価対象とする元素（物質）を選定している。米国のユッカマウンテン処分場の環境影響評価では、環境保護庁（EPA）の総合リスク情報システム（IRIS）に含まれる物質以外を除外するなどしてスクリーニングを実施している。また、スクリーニングと呼んではいないが、フィンランドでは、有害でない元素、量が少ない元素、地層に普遍的に含まれている元素、希ガス、放射性物質で評価されるべき元素などを除外し、評価する元素の絞り込みを行っている。

また、スクリーニングので利用を含め、評価対象元素の抽出のための基準に関して、我が国の有害物質の規制に関連した法令、基準などで、放射性廃棄物の地層処分及び余裕深度処分において評価対象物質・元素の選定（スクリーニングを含む）に適用することが可能と考えられるものには、以下などが挙げられる。以下の他には、地下水環境基準なども

存在しているが、地下水環境基準の場合には、上記、人の健康の保護に関する環境基準の項目・基準とほぼ同一である。

○「廃棄物の処理及び清掃に関する法律」（以下、「廃棄物処理法」という）及び関連法令
 廃棄物処理法及びその関連法令では、「爆発性、毒性、感染性その他の人の健康又は生活環境に係る被害を生ずるおそれがある性状を有する廃棄物」を特別管理一般廃棄物及び特別管理産業廃棄物として規定し、必要な処理基準を設け、通常の廃棄物よりも厳しい規制を行っている¹⁾。この中では、特定有害産業廃棄物を定義しており、以下の物質を一定以上、溶出、含有するものが特定有害産業廃棄物として規制されている。²⁾

- ①重金属：水銀、カドミウム、鉛、六価クロム、ヒ素、セレン及びこれらの化合物
- ②溶剤：トリクロロエチレン、テトラクロロエチレン、ジクロロメタン、四塩化炭素、1・2-ジクロロエタン、1・1-ジクロロエチレン、シス-1・2-ジクロロエチレン、1・1・1-トリクロロエタン、1・1・2-トリクロロエタン、1・3-ジクロロプロペン、ベンゼン
- ③農薬：チウラム、シマジン、チオベンカルブ、有機燐化合物
- ④ダイオキシン類

また、同法に基づく一般廃棄物及び産業廃棄物最終処分場からの排出基準では、上記の物質の他に次のような物質が規制対象となっている。³⁾

ほう素、ふっ素、アンモニア、アンモニウム化合物、亜硝酸化合物及び硝酸化合物、窒素、燐、n-ヘキサン抽出物（鉱油、動植物）、フェノール類、銅、亜鉛、溶解性鉄、溶解性マンガン、クロム

○人の健康の保護に関する環境基準

水質汚濁に環境基準として設定されている基準で、下表に示す物質が含まれている⁴⁾

表 6.2-1 人の健康の保護に関する環境基準

項目	基準値
カドミウム	0.003mg/L 以下
全シアン	検出されないこと。
鉛	0.01mg/L 以下

六価クロム	0.05mg/L 以下
砒素	0.01mg/L 以下
総水銀	0.0005mg/L 以下
アルキル水銀	検出されないこと。
PCB	検出されないこと。
ジクロロメタン	0.02mg/L 以下
四塩化炭素	0.002mg/L 以下
1,2-ジクロロエタン	0.004mg/L 以下
1,1-ジクロロエチレン	0.1mg/L 以下
シス-1,2-ジクロロエチレン	0.04mg/L 以下
1,1,1-トリクロロエタン	1mg/L 以下
1,1,2-トリクロロエタン	0.006mg/L 以下
トリクロロエチレン	0.03mg/L 以下
テトラクロロエチレン	0.01mg/L 以下
1,3-ジクロロプロペン	0.002mg/L 以下
チウラム	0.006mg/L 以下
シマジン	0.003mg/L 以下
チオベンカルブ	0.02mg/L 以下
ベンゼン	0.01mg/L 以下
セレン	0.01mg/L 以下
硝酸性窒素及び亜硝酸性窒素	10mg/L 以下
ふっ素	0.8mg/L 以下
ほう素	1mg/L 以下
1, 4-ジオキサン	0.05mg/L 以下

○水道水質基準

水道水の水質についての基準は、水道法第4条の規定に基づき、「水質基準に関する省令」で規定されており、以下の50項目に対して基準が設定されている。⁵⁾

項目	基準	項目	基準
一般細菌	1mlの検水で形成される集落数が100以下	総トリハロメタン	0.1mg/L 以下
大腸菌	検出されないこと	トリクロロ酢酸	0.2mg/L 以下
カドミウム及びその化合物	カドミウムの量に関して、0.003mg/L 以下	ブロモジクロロメタン	0.03mg/L 以下
水銀及びその化合物	水銀の量に関して、0.0005mg/L 以下	ブロモホルム	0.09mg/L 以下
セレン及びその化合物	セレンの量に関して、0.01mg/L 以下	ホルムアルデヒド	0.08mg/L 以下

鉛及びその化合物	鉛の量に関して、0.01mg/L 以下	亜鉛及びその化合物	亜鉛の量に関して、1.0mg/L 以下
ヒ素及びその化合物	ヒ素の量に関して、0.01mg/L 以下	アルミニウム及びその化合物	アルミニウムの量に関して、0.2mg/L 以下
六価クロム化合物	六価クロムの量に関して、0.05mg/L 以下	鉄及びその化合物	鉄の量に関して、0.3mg/L 以下
シアン化物イオン及び塩化シアン	シアンの量に関して、0.01mg/L 以下	銅及びその化合物	銅の量に関して、1.0mg/L 以下
硝酸態窒素及び亜硝酸態窒素	10mg/L 以下	ナトリウム及びその化合物	ナトリウムの量に関して、200mg/L 以下
フッ素及びその化合物	フッ素の量に関して、0.8mg/L 以下	マンガン及びその化合物	マンガンの量に関して、0.05mg/L 以下
ホウ素及びその化合物	ホウ素の量に関して、1.0mg/L 以下	塩化物イオン	200mg/L 以下
四塩化炭素	0.002mg/L 以下	カルシウム、マグネシウム等(硬度)	300mg/L 以下
1,4-ジオキサン	0.05mg/L 以下	蒸発残留物	500mg/L 以下
シス-1,2-ジクロロエチレン及びトランス-1,2-ジクロロエチレン	0.04mg/L 以下	陰イオン界面活性剤	0.2mg/L 以下
ジクロロメタン	0.02mg/L 以下	ジェオスミン	0.00001mg/L 以下
テトラクロロエチレン	0.01mg/L 以下	2-メチルイソボルネオール	0.00001mg/L 以下
トリクロロエチレン	0.01mg/L 以下	非イオン界面活性剤	0.02mg/L 以下
ベンゼン	0.01mg/L 以下	フェノール類	フェノールの量に換算して、0.005mg/L 以下
塩素酸	0.6mg/L 以下	有機物(全有機炭素(TOC)の量)	3mg/L 以下
クロロ酢酸	0.02mg/L 以下	pH 値	5.8 以上 8.6 以下
クロロホルム	0.06mg/L 以下	味	異常でないこと
ジクロロ酢酸	0.04mg/L 以下	臭気	異常でないこと
ジブromokロロメタン	0.1mg/L 以下	色度	5 度以下
臭素酸	0.01mg/L 以下	濁度	2 度以下

また、水道水水質基準では、水道水中で検出の可能性のある等の水質管理上留意すべき項目として下表に示す 27 項目を定めている。

表 6.2-2 水質管理目標設定項目と目標値 (27 項目)

項目	目標値	項目	目標値
アンチモン及びその化合物	アンチモンの量に関して、 0.015mg/L 以下	マンガン及びその化合物	マンガンの量に関して、 0.01mg/L 以下
ウラン及びその化合物	ウランの量に関して、 0.002mg/L 以下(暫定)	遊離炭酸	20mg/L 以下
ニッケル及びその化合物	ニッケルの量に関して、 0.01mg/L(暫定)	1,1,1-トリクロロエタン	0.3mg/L 以下
亜硝酸態窒素	0.05mg/L 以下(暫定)	メチル-t-ブチルエーテル	0.02mg/L 以下
1,2-ジクロロエタン	0.004mg/L 以下	有機物等(過マンガン酸カリウム消費量)	3mg/L 以下
トルエン	0.4mg/L 以下	臭気強度(TON)	3 以下
フタル酸ジ(2-エチルヘキシル)	0.1mg/L 以下	蒸発残留物	30mg/L 以上 200mg/L 以下
亜塩素酸	0.6mg/L 以下	濁度	1 度以下
二酸化塩素	0.6mg/L 以下	pH 値	7.5 程度
ジクロロアセトニトリル	0.01mg/L 以下(暫定)	腐食性(ランゲリア指数)	-1 程度以上とし、極力0に近づける
抱水クロラール	0.02mg/L 以下(暫定)	従属栄養細菌	1ml の検水で形成される集落数が 2,000 以下(暫定)
農薬類	検出値と目標値の比の和として、1 以下	1,1-ジクロロエチレン	0.1mg/L 以下
残留塩素	1mg/L 以下	アルミニウム及びその化合物	アルミニウムの量に関して、 0.1mg/L 以下
カルシウム、マグネシウム等(硬度)	10mg/L 以上 100mg/L 以下		

さらに、水道水水質基準では、毒性評価が定まらないことや、浄水中の存在量が不明等の理由から水質基準項目、水質管理目標設定項目に分類できない項目として下表に示す 47 項目を定めている。

項目	目標値 (mg/l)	項目	目標値 (mg/l)
銀	-	フタル酸ブチルベンジル	0.5(暫定)
バリウム	0.7	ミクロキスチン-LR	0.0008(暫定)
ビスマス	-	有機すず化合物	0.0006(暫定) (TBTO)
モリブデン	0.07	ブロモクロロ酢酸	-

アクリルアミド	0.0005	ブロモジクロロ酢酸	-
アクリル酸	-	ジブロモクロロ酢酸	-
17-β-エストラジオール	0.00008 (暫定)	ブロモ酢酸	-
エチニル-エストラジオール	0.00002 (暫定)	ジブロモ酢酸	-
エチレンジアミン四酢酸(EDTA)	0.5	トリブロモ酢酸	-
エピクロロヒドリン	0.0004(暫定)	トリクロロアセトニトリル	-
塩化ビニル	0.002	ブロモクロロアセトニトリル	-
酢酸ビニル	-	ジブロモアセトニトリル	0.06
2, 4-ジアミノトルエン	-	アセトアルデヒド	-
2, 6-ジアミノトルエン	-	MX	0.001
N, N-ジメチルアニリン	-	キシレン	0.4
スチレン	0.02	過塩素酸	0.025
ダイオキシン類	1pgTEQ/L (暫定)	パーフルオロオクタンスルホン酸(PFO S)	-
トリエチレントラミン	-	パーフルオロオクタン酸(PFOA)	-
ノニルフェノール	0.3(暫定)	N-ニトロソジメチルアミン(NDMA)	0.0001
ビスフェノールA	0.1(暫定)	アニリン	0.02
ヒドラジン	-	キノリン	0.0001
1, 2-ブタジエン	-	1, 2, 3-トリクロロベンゼン	0.02
1, 3-ブタジエン	-	ニトリロ三酢酸(NTA)	0.2
フタル酸ジ(n-ブチル)	0.2(暫定)		

○「特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律（PRTR法）」⁶⁾⁷⁾

この法律では、「人の健康や生態系に有害なおそれがある化学物質について、環境中への排出量及び廃棄物に含まれての移動量を事業者が自ら把握して行政庁に報告し、さらに行政庁は事業者からの報告や統計資料を用いた推計に基づき排出量・移動量を集計・公表する制度」（PRTR制度）を定めており、対象となる化学物質（第一種指定化学物質として定義）には、人や生態系への有害性があり、環境中に広く存在する（暴露可能性がある）と認められる物質として、合計で462の物質が指定されている。ただし、PRTR制度の性格上、これらの物質に対する規制値は規定されていない。

②詳細化案

(1)において示した非放射性有害物質の環境影響評価の対象物質として、スクリーニングを含めた諸外国で採用されている選定方法、我が国で利用可能な有害物質規制に関する法令、基準などを考慮に入れ、評価対象物質の選定方法に関する詳細化案を次のように策定した。

処分される放射性廃棄物中の有害物質のインベントリ、及び我が国において利用可能な有害物質規制に関する法令、基準等に基づき、まず、考慮する必要があると考えられる有害物質を抽出する。特に以下の法令・基準に含まれる物質を対象とする。

- ① 「廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃棄物処理法）」
- ② 「水道水質基準」
- ③ 「人の健康の保護に関する環境基準」
- ④ 「特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律（PRTR法）」

次に、スクリーニングを実施し、詳細な評価対象とする物質の絞り込みを行う。スクリーニングでは、当該有害物質について廃棄体中に存在する全量が同時に放出されたと仮定し、暫定的な物質の濃度を計算する。この濃度を特に人の健康に直接関係する上記②及び③の基準に示された制限値と比較し、基準値以下の物質についてはその後の詳細な評価から排除する。なお、暫定的な濃度の計算における希釈水量としては、例えば、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第2次取りまとめ」（以下、第2次取りまとめという）⁸⁾のレファレンスケースにおける生物圏評価に使用されている河川による希釈水量を使用することが考えられる⁹⁾。

また、明らかに有害でない元素、地層に普遍的に含まれている元素等は以降の評価から排除する。

③さらなる検討課題

平成24年度の「放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査」の報告書にも示

されているように、上記の法令、基準等に含まれていない物質について、評価対象とすべきか、スクリーニングや「(2) 評価基準の設定」にも関連し評価する場合にどのような基準を用いるべきかなど検討が必要である。

(2) 評価基準の設定

①背景・諸外国の状況等

図 6.2-1 に示したように、非放射性有害物質の環境影響評価では、最終的に有害物質の人や環境への影響の有無を判断するための評価基準を設定する必要がある。これは、放射性廃棄物処分の安全評価における安全基準に相当するものである。廃棄物処分場の環境影響評価の場合には、(1)で示したような水質基準や環境基準が用いられる。

また、諸外国での非放射性有害物質の環境影響評価では、飲料水の基準を用いている例が多いが、土壌中の濃度基準や環境基準を用いている例もある。スウェーデンの場合には、飲料水基準及び環境基準の双方を評価に用いている（前述のように、基準値以下になるために必要な水の体積を計算）。スイスの場合には、耕作可能な表土層での重金属濃度などを用いている。

我が国でこのような評価基準として利用可能と考えられるものには、(1)で示した法令や基準が挙げられる。ただし、PRTR法については、有害物質の放出量、移動量の把握、公表等が目的であるため、規制基準値は含まれておらず、評価基準として用いることはできない。(1)で示した法令・基準には、スイスで用いられた土壌汚染の基準は含まれていないが、我が国の場合にも土壌汚染に関する基準を用いる、または水道水基準などと併用することも可能である。「土壌汚染に係る環境基準」では、溶出試験による検液中の有害物質濃度について規制値を設定している。この基準では、「人の健康の保護に関する環境基準」には含まれない、有機リンと銅が対象物質となっている一方、「人の健康の保護に関する環境基準」では含まれている 1,4-ジオキサンなどが含まれていない。量基準共通で対象物質とされているものについては、基準値が同一の値となっているものがほとんどである。¹⁰⁾

②詳細化案

非放射性有害物質の環境影響評価では、人への影響を第一に考慮する必要があると考えられるため、この点を重視し、評価基準については以下のような案を作成した。

人への影響を直接的に判断することに適している評価基準として、以下を用いる。

A. 「水道水質基準」

B. 「人の健康の保護に関する環境基準」

また、地層処分や余裕深度処分される放射性廃棄物中に含まれ、これらの基準に含まれていない物質にも対応するため、世界保健機関（WHO）の水道水基準など国際的な基準や諸外国の水道水基準を参照する。

③さらなる検討課題

「(1) 評価対象元素（スクリーニングを含む）」の場合と同じように、上記基準の対象物質となっておらず、基準値が存在しない場合には、どのような基準値を用いるべきか検討が必要である。この他に、上記基準は、人間の健康への影響を考慮に入れた基準値である。しかし、放射性廃棄物処分に伴う影響評価の評価期間は通常非常に長期にわたることもあり、他の影響、特に生態系や影響を受けやすいと考えられる他の生物（地下水から表層水への移行を考えた場合、魚などの水生生物は影響を受けやすいと考えられる。）への影響を評価する必要があるか検討が必要と考えられる。このことは、評価基準として水道水基準だけではなく、環境汚染基準などを採用することに関連する。さらに、影響を評価する地点として、処分場の外側（ニアフィールド）での濃度が基準値以下であるべきか、生物圏に漏出した値が基準値以下であるべきか（または両地点で評価をするのか）についても評価の実施に際して決定する必要がある。

(3) 評価手法

①背景・諸外国の状況等

放射性廃棄物処分に係る非放射性有害物質の環境影響評価のため、「(1)評価対象元素（スクリーニング含む）」に関する詳細化案では、まず、スクリーニングを実施し、詳細な評価対象とすべき物質・元素について絞り込みを行うこととした。スクリーニングの結果、詳細な評価を実施すべきと判断された物質については、地圏、生物圏の移行解析などをどのように行うのか決定する必要がある。

一般廃棄物及び産業廃棄物処分場の環境影響評価では、処分場の廃止後の影響評価は行

われていない。国内における一般廃棄物や産業廃棄物に関連した分野で参照可能な評価の例の一つとしては、再生製品の利用のための環境安全性評価が挙げられる。これは、廃棄物や副産物を原料とする再生製品を環境中で安全に有効利用していくために、再生製品からの化学物質の溶出及び物質移動を評価するものである。再生製品を地盤材の一部として利用した場合に、そこから溶出する化学物質の地盤内挙動の予測モデルを考え解析など行っている。¹¹⁾

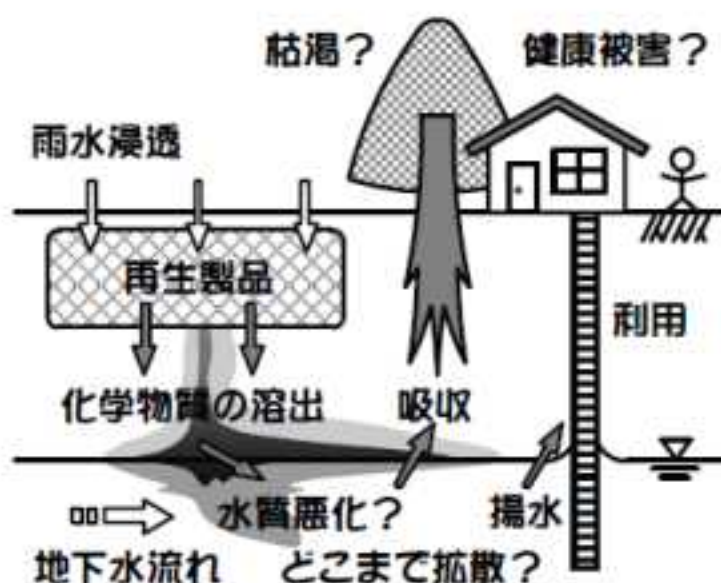


図 6.2-2 再生製品の環境安全性評価のための将来予測シミュレーション
(参考文献 11) より引用)

諸外国のこれまでに実施された評価の例では、放射性廃棄物処分に係る放射性物質の移行解析と同様のシナリオ設定、モデル、データを用い評価を行っている例が多い。スウェーデンの評価では、SR-Can における放出シナリオを用いている。

我が国において過去に評価が行われた事例においても、第2次取りまとめのレファレンスケースを用い、評価モデルやパラメータを設定し非放射性有害物質の評価を実施した例がある⁹⁾。

②詳細化案

原則として、放射性廃棄物処分に係る安全評価と同様の手法と適用する。シナリオ、モデ

ル、データ（移行係数や分配係数等）の設定の例について、以下のようなものが考えられる。

- シナリオ：地下水移行経路を想定
- モデル：一次元物質移行モデル
- データ：移行係数や分配係数等については、既存データの他、他国での評価の際の値など

(4) 評価期間

①背景・諸外国の状況等

放射性核種と異なり、重金属のような有害物質の場合にはその毒性がなくなることはない。このため、非放射性有害物質の環境影響評価の実施に際しては、非放射性有害物質の毒性の影響を処分場の閉鎖後どの程度の期間にわたり評価する必要があるのか決定する必要がある。

前述のように、一般及び産業廃棄物処分場の環境影響評価の場合には、廃止後の影響は評価されておらず、廃止は下表に示す基準を満たすことが求められている。³⁾

表 6.2-3 一般及び産業廃棄物処分場の廃止基準

○適用、×適用無し

基準の内容	産 廃			
	一 廃	安 定	管 理	遮 断
1) 廃棄物最終処分場が囲い、立て札、調整池、浸出液処理設備を除き構造基準に適合していないと認められないこと。	○	×	○	×
2) 最終処分場の外に悪臭が発散しないように必要な措置が講じられていること。	○	○	○	○
3) 火災の発生を防止するために必要な措置が講じられていること。	○	○	○	○
4) ねずみが生息し、はえその他の害虫が発生しないように必要な措置が講じられていること。	○	○	○	○
5) 地下水等の水質検査の結果、次のいずれにも該当していないこと。ただし、水質の悪化が認められない場合においてはこの限りでない。 イ 現に地下水質が基準に適合していないこと ロ 検査結果の傾向に照らし、基準に適合しなくなるおそれがあること	○	○	○	○
6) 保有水等集排水設備により集められた保有水等の水質が、次に掲げる項目・頻度で2年以上にわたり行った水質検査の結果、排水基準等に適合していると認められる	○	×	○	×

	こと。 (1)排水基準等 6月に1回以上 (2)BOD,COD,SS 3月に1回以上				
7)	埋立地からガスの発生がほとんど認められない、又はガスの発生量の増加が 2年 以上にわたり認められないこと。	○	○	○	×
8)	埋立地の内部が周辺の地中温度に比して異常な高温になっていないこと。	○	○	○	×
9)	おおむね 50cm 以上の覆いにより開口部が閉鎖されていること。	○	○	○	×
10)	雨水が入らず、腐敗せず保有水が生じない廃棄物のみを埋め立てる処分場の覆い については、沈下、亀裂その他の変形が認められないこと。	○	×	○	×
11)	現に生活環境保全上の支障が生じていないこと。	○	○	○	○
12)	地滑り、沈下防止工及び外周仕切設備が構造基準に適合していないと認めら れないこと。	×	×	×	○
13)	外周仕切設備と同等の効力を有する覆いにより閉鎖されていること。	×	×	×	○
14)	埋め立てられた廃棄物又は外周仕切設備について、環境庁長官及び厚生大臣 の定 め る措置が講じられていること。	×	×	×	○
15)	地滑り、沈下防止工、雨水等排出設備について、構造基準に適合していない と認 められないこと。	×	○	×	×
16)	浸透水の水質が次の要件を満たすこと。 ・地下水等検査項目：基準に適合 ・BOD:20mg/l 以下	×	○	×	×

なお、表 6.2-3 一般及び産業廃棄物処分場の廃止基準における「一廃」は一般廃棄物の最終処分場、「産廃」は産業廃棄物の最終処分場を指している。産業廃棄物の最終処分場については、さらに、安定型、管理型、遮断型の3種に区分されている。以下に、安定型、管理型、遮断型処分場の概要（表 6.2-4）及びイメージ図（図 6.2-3）を示す。¹²⁾

表 6.2-4 産業廃棄物最終処分場の類型

（参考資料 12）より引用）

類 型	埋立対象廃棄物	処分場の主な構造
安定型処分場	廃プラスチック類、ガラス陶磁器くず、金属くず、がれき類、ゴムくず	囲い、立て札、観測井戸、浸透水採取設備、展開検査場 等
管理型処分場（一般廃棄物の最終処分場も同様）	燃え殻、汚泥、紙くず、木くず、繊維くず、動植物性残さ、鉋さい、ばいじん 等	安定型処分場の構造のほか、遮水工、保有水等集水設備、調整池、浸出液処理設備 等
遮断型処分場	有害な産業廃棄物	安定型処分場の構造のほか、外周仕切設備、内部仕切設備 等

「なお、命令第二条第三項第一号ハの規定により、遮断型最終処分場に埋め立てられた産業廃棄物又は遮断型最終処分場の外周仕切設備について講じることとされた環境庁長官及び厚生大臣が定める措置は、追って告示するものであること。」

しかし、この環境庁長官（現在の環境大臣）が定める措置については、現在も告示されておらず、遮断型処分場については廃止基準が整備されていない。このように、遮断型処分場については永久管理をすることが想定されている。

また、遮断型処分場の維持管理基準では、地下水の水質検査や記録の保存を実施しなければならないことが定められている。記録の保存については、廃棄物の種類及び数量、擁壁等の点検、放流水の検査、遮水工の補修等の結果を記録し、これらの記録を処分場の廃止まで保存することが定められている。¹⁴⁾

諸外国の事例では、評価期間は、1万年から1,000万年までの幅が存在している。これらは多くの場合、放射性廃棄物処分の安全評価の評価期間と同じ期間が設定されている。

②詳細化案

上記のように、一般廃棄物や産業廃棄物処分場の環境影響評価では廃止後の影響評価は行われていない。また、諸外国における評価事例では、放射性廃棄物処分の安全評価と同じ期間に設定している事例が多い。このことから、詳細化案として以下を設定した。

有害物質に関して、地表（生物圏）での最大濃度が発生する時期を含む期間、または、放射性廃棄物の評価期間と同一とする。

(5) 法令の整備

①背景・海外の状況等

非放射性有害物質の環境影響評価手法の詳細化に直接かかわるものではないが、放射性廃棄物処分に際しての非放射性有害物質の環境影響評価の実施する必要があるのか、また、実施する場合には法制度はどのようなものであるべきか検討が必要である。このため、まずは我が国の環境影響評価に関する法制度について概要を示す。

我が国では環境影響評価の実施については、平成 9 年に策定された環境影響評価法に規定されている。同法における環境影響評価の定義は以下のように規定されている。¹⁵⁾

「環境影響評価」とは、事業（特定の目的のために行われる一連の土地の形状の変更（これと併せて行うしゅんせつを含む。）並びに工作物の新設及び増改築をいう。以下同じ。）の実施が環境に及ぼす影響について環境の構成要素に係る項目ごとに調査、予測及び評価を行うとともに、これらを行う過程においてその事業に係る環境の保全のための措置を検討し、この措置が講じられた場合における環境影響を総合的に評価することをいう。

同法において環境影響評価の実施事業については、その規模に応じ、環境影響評価の実施が義務付けられる第 1 種事業、及びスクリーニングにより環境影響評価法の対象事業とするか判定が行われる第 2 種事業に区分されている。一般廃棄物及び産業廃棄物の最終処分場の場合には、その敷地面積に応じ以下のように第 1 種事業及び第 2 種事業に区分されている。¹⁵⁾¹⁶⁾

- 第 1 種事業：30ha 以上
- 第 2 種事業：25ha～30ha

なお、同法の対象とならない場合でも、都道府県・市町村が条例を制定し、環境影響評価の実施を規定している場合もある。¹⁷⁾

また、環境影響評価法に基づく省令では、評価対象として、処分場の建設工事に係る環境影響、土地または工作物の存在及び供用の環境影響を評価することが規定されているが、処分場の廃止後の環境影響は評価対象とされていない。¹⁸⁾

さらに、環境影響評価法では、第 52 条において、放射性物質による大気の汚染、水質の汚濁（水質以外の水の状態又は水底の底質が悪化することを含む。）及び土壌の汚染については、適用されないことが規定されており、また、対象事業にも放射性廃棄物の埋設事業は含まれていない。

諸外国においては、放射性廃棄物処分、特に高レベル放射性廃棄物の処分事業について環境影響評価の実施が法的に規定されているが多く存在している。

米国では、高レベル放射性廃棄物処分事業の実施に係る環境影響評価については、1982

年放射性廃棄物政策法の「サイト承認及び建設承認」において、ユッカマウンテンを処分場として承認すべきとの大統領の勧告に推薦する際に、環境影響報告書を作成し添付する必要があることを規定している。¹⁹⁾

また、ドイツでは、原子力の平和利用及びその危険の防護に関する法律（原子力法）や2013年7月に制定された発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律では、最終処分場の許認可手続の枠組みにおいて環境適合性審査（他の国で言う環境影響評価）を実施する必要があると規定している。²⁰⁾²¹⁾

この他に、カナダ、フランス、スウェーデン、スイス、フィンランドなどで放射性廃棄物処分に関連し環境影響評価の実施が求められている。

なお、非放射性有害物質に関する影響評価については、6.1で各国におけるこれまでに実施された非放射性有害物質の評価結果を示したが、概ねどの国の事例でも非放射性有害物質の影響はないとの結果が示されている。

②さらなる検討課題

以上のことから、放射性廃棄物処分において非放射性有害物質の影響評価を含め環境影響評価を実施すべきかどうか、その際に処分場の閉鎖後の長期影響の評価を含むべきかなどの検討が必要である。

さらに、環境影響評価を実施する場合には、どのような法的枠組みにおいて行うことが望ましいのか、評価結果の審査実施体制の在り方についても検討課題である。

6.2.2 国内の専門家との意見交換

6.2.1において示したように、放射性廃棄物処分に係る非放射性有害物質の環境影響評価について5つの項目について、策定した詳細化案等について国内の専門家との意見交換を行った。

意見交換に際しては、一つの手法等に対する意見だけでなく、代替手法などについて幅広く意見を得るために、6.2.1で示した詳細化案については、専門家に対して採用可能な手法等の例として提示した。また、意見交換の資料では、その専門分野との関連から放射性廃棄物処分に必ずしも精通していないと考えられる専門家もいることを前提に、我が国における放射性廃棄物の区分、区分に応じた処分概念、処分される放射性廃棄物に含まれると考えられる有害物質の例などをまず説明し、その後、詳細化案や検討課題を示すよう考

慮した。意見交換に用いた資料を表 6.2-5 に示す。本資料については、事前に原子力規制庁と協議の上その内容を決定した。

表 6.2-5 国内の専門家との意見交換資料

非放射性有害物質の環境影響評価手法について

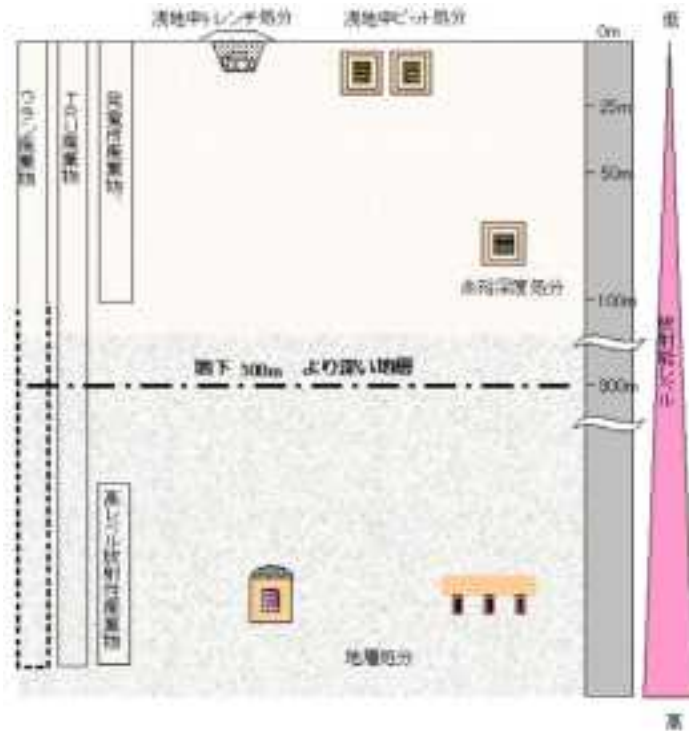
<はじめに>

我が国の放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物と低レベル放射性廃棄物と大きく二つに区分される。高レベル放射性廃棄物は再処理施設において、使用済燃料からウラン・プルトニウムを回収した後に残る核分裂生成物を主成分とする。低レベル放射性廃棄物は発生場所や放射能レベルにより、以下のような区分に分かれる。

廃棄物の種類		廃棄物の例	発生源	廃棄物の量	処分方法(例)
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	ガラス固化体貯蔵管理中1,664本 ^(注1)	地層処分
低レベル放射性廃棄物	高放射能レベル 放射能レベルの比較的高い廃棄物	制御棒、伊内構造物	原子力発電所	200リットルドラム缶約60万本 ^(注2) 、その他 ^(注3)	余裕深度処分
		廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化			浅地中ピット処分
		コンクリート、金属等			浅地中トレンチ処分
	低放射能レベル 放射能レベルの極めて低い廃棄物	燃料棒の部品、廃液、フィルター	再処理施設 MOX燃料加工施設	200リットルドラム缶約14.5万本 ^(注4)	地層処分、余裕深度処分、浅地中ピット処分
ウラン廃棄物	消耗品、スラッジ、廃器材	ウラン濃縮・燃料加工施設	200リットルドラム缶約10.4万本 ^(注4)	余裕深度処分、浅地中ピット処分、浅地中トレンチ処分、場合によっては地層処分	
クリアランスレベル ^(注4) 以下の廃棄物		原子力発電所解体廃棄物の大部分	上に示した全ての発生源		再利用/一般の物品としての処分

注1 平成21年末現在
 注2 平成21年3月末現在
 注3 蒸気発生器、チャンネルボックス、制御棒等も廃棄されている。
 注4 発電所廃棄物についてはクリアランスレベルを制度化(平成17年8月に原子炉等規制法改正)

浅地中トレンチ処分は人工構築物を設けない浅地中埋設処分
 浅地中ピット処分=コンクリートピットを設けた浅地中への処分
 余裕深度処分=一般的な地下利用に対して十分余裕を持った深度(地下30~100m)への処分
 地層処分=地下100mより深、地層中に処分



(エネ庁ホームページより参照)

<非放射性有害物質の取扱いについて>

我が国では、放射性廃棄物の埋設処分に係る非放射性有害物質の取扱いについて、法整備がなされていない状況である。しかし、平成25年4月から検討が開始された原子力規制庁の「核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム」において、第二種廃棄物埋設施設（浅地中トレンチ処分、浅地中ピット処分、余裕深度処分の処分施設が該当）における非放射性有害物質の取扱いについての案では、評価を要求するものではないが、必要に応じて国または関連機関が定める規定に準じて別途考慮されなければならないとされている。

新規制基準に係る要求事項（案）（第二種廃棄物埋設施設）の参考資料1より抜粋

2（8）. 化学成分等に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】<規制委員会規則>

- 1 埋設した放射性固体廃棄物に含有される化学成分等による廃棄物埋設地への影響等が考えられる場合は、これを適切に考慮した設計であること。
- 2 廃棄物埋設地には、爆発性の物質、他の物質を著しく腐食させる物質その他の危険物を埋設しない設計であること。

【要求事項の詳細】<規制委員会内規>

A 「適切に考慮」とは、埋設した放射性固体廃棄物に含有する化学成分等の影響を緩和する設計上の対策や人工バリアに影響を及ぼさない廃地上の対策等をいう。

【参考】

1. 二種埋設指針（現行指針）

（その他の考慮事項）

[本文]

○廃棄体の発熱、含有する化学成分等による廃棄物埋設地への影響が考えられる場合には、これを適切に考慮した設計がなされていること。

[解説]

○「廃棄体の発熱、含有する化学成分等の影響」とは、廃棄体の発熱、含有する化学成分等が人工バリア及び周辺の天然バリアの機能に与える影響をいい、その影響を緩和する設計上の対策や人工バリアに影響を及ぼさない廃地上の対策等を講じる必要がある。なお、非放射性の有害物質そのものの環境影響については、本基本的考え方で評価を要求するものではないが、必要に応じ国あるいはその他関連する機関が定める規定に準じて別途考慮されなければならない。

2. 第二種埋設規則

(廃棄物埋設施設等の技術上の基準)

第6条 法第51条の6第1項に規定する第二種廃棄物埋設の事業に係る技術上の基準（以下「廃棄物埋設施設等の技術上の基準」という。）は、次の各号に掲げるとおりとする。

一～四 (略)

五 廃棄物埋設地には、爆発性の物質、他の物質を著しく腐食させる物質その他の危険物を埋設しないこと。

(以下、略)

※平成24年度の放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査では、有害物質の例として、以下を挙げている。

内容物	元素・化学種	備考
ガラス固化体	B、Al	高レベル放射性廃棄物
ハル・エンドピース	Zr、Ni、Cr	TRU 廃棄物
廃銀吸着材	Ag	
使用済制御棒	Ag、Cd、In、Hf	余裕深度処分対象廃棄物
バーナブルポイズン	Gd、B	
原子炉内構造物	Ni、Cr	
使用済イオン交換樹脂	有機物	

<目的>

放射性廃棄物の埋設処分における非放射性有害物質の環境影響については、環境影響評価実施の必要性を含め、現在想定している評価手法の妥当性や問題点、改善点などについて、今後検討が必要である。この検討に資するため、専門家との意見交換を実施する。

<ご意見を頂きたいポイント>

①評価対象元素（スクリーニング含む）

【要検討事項】

地層処分、または、余裕深度処分される放射性廃棄物に含まれる、化学毒性などを有する有害物質について、スクリーニングの実施も含め、評価対象とすべき物質の選定方法を検討する必要がある。

【例】

「廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃棄物処理法）」及び「人の健康の保護に関する環境基準」、「特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律（PRTR法）」の規制対象物質を評価対象とする。

⇒これらの規制対象となっていない物質をどうするか（産業廃棄物処分場等の場合には、規制対象物質のみを考慮？）。

スクリーニングについては、規制対象物質に対する濃度基準値（規制値）及び最大濃度の推定値を用い、スクリーニングを実施（基準値以下の元素・物質を評価対象から除外）する。

②評価基準の設定

【要検討事項】

有害物質の環境影響の有無（有害物質による人・環境等への悪影響の有無）を判断するための評価基準の設定が必要である。

諸外国では飲料水の基準を使用するケースが多い。

【例】

「人の健康の保護に関する環境基準」の基準値、水道水質基準（水質管理目標設定項目及び要検討項目の目標値を含む）、WHO の水道水基準などを用いる。

⇒（もしあれば、）評価対象物質で基準値の存在しないものについてどのような基準値を用いるべきか。評価対象物質としない、または化学特性・形態、毒性に基づく類型化を行い、代表的な物質の評価を実施する？

⇒評価期間が長期にわたるため、他の影響（e.g. 生態系への影響）を評価する必要はないか。

③評価手法

【要検討事項】

国内の研究機関等が実施した検討結果や放射性廃棄物処分における安全評価、諸外国の検討結果などを踏まえ、評価手法を検討する必要がある。

【例】

シナリオ、モデル、データ（移行係数や分配係数等）の設定について、以下のようなものが考えられる。

シナリオ：地下水移行経路を想定

モデル：一次元物質移行モデル

データ：移行係数や分配係数等については、既存データの他、他国での評価の際の値など

④評価期間

【要検討事項】

放射性核種と異なり、有害物質（重金属等）の場合には、その毒性がなくなることがないものも存在するため、その影響をいつまで評価する必要があるのか検討が必要である。

諸外国の評価事例では、1 万年～1,000 万年までの幅がある。

【例】

地表（生物圏）での最大濃度が発生する時期を含む期間、または、放射性廃棄物の評価期間と同一とする。

⇒遮断型産業廃棄物処分場の環境影響評価での評価期間の考え方。どの程度の期間にわたり有害物質の環境中の濃度予測を行うのか（基本的に操業期間中の予測のみ？）。

⇒遮断型処分場などの閉鎖時にも長期の影響評価は行われていないのか。

⑤法令の整備

【要検討事項】

放射性廃棄物の埋設事業は、環境影響評価法の適用範囲外である。また、環境影響評価法には事業廃止後に対する長期的な環境影響評価に関する規定が存在しない。

放射性廃棄物の埋設事業を環境影響評価法の対象とする法改正を行うかどうか検討が必要である。我が国の環境影響評価においても、放射性廃棄物や有害化学物質の評価を視野に、事業廃止後長期の影響評価を規定することも必要か。

諸外国では、地層処分などの許認可申請において環境影響評価の実施、評価書の提出を法的に要求している場合もある。

意見交換を行う専門家の選定にあたっては、一般廃棄物や産業廃棄物処分場の環境影響評価やリスクコミュニケーション、実際に環境影響評価を実施している団体の専門家など幅広い分野を含むことや異なった視点からの意見が含まれるよう配慮した。これらの専門家の選定についても事前に原子力規制庁殿と協議を行い決定した。下表に意見交換を実施した国内の専門家、所属、専門分野を示す。

表 6.2-6 意見交換を実施した国内専門家（50音順）

氏名	所属・職位	専門分野
肴倉 宏史	国立環境研究所 資源循環・廃棄物研究センター(循環資源基盤技術研究室)／主任研究員	廃棄物、循環資源、再生製品の環境安全性評価
西垣 誠	岡山大学大学院 環境学研究科 資源循環学専攻 廃棄物マネジメント学 教授	地盤工学、資源循環
古市 徹	北海道大学大学院工学研究院 環境創生工学部門・環境管理工学分野 特任教授	環境システム工学、廃棄物管理計画、リスクコミュニケーション
羽染 久	一般財団法人日本環境衛生センター 業務執行理事	環境影響評価等
宮脇 健太郎	明星大学 理工学部総合理工学科 環境・生態学系 教授	廃棄物埋立地における有害物質挙動把握、埋立地（最終処分場）、金属挙動、最終処分場周辺等の土壌汚染

次に意見交換において前述の 5 項目に関して専門家から得られた主要な意見を表 6.2-7 に示す。なお、各意見交換会の議事録は参考資料 1 に示している。

表 6.2-7 専門家の主な意見

項目	意見の内容
評価対象元素 (スクリーニング含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・我が国の水道水基準などでの基準値が定められている物質は少ないが、米国の環境保護庁 (EPA) の飲料水基準には数百に及ぶ物質が含まれている。 ・廃棄物処理法では、水に移行しないものは配慮しなくても良いこととなっているため、廃棄物からの有害物質の溶出量のみを考慮しており、例えば、金属中の Cr は溶解しにくいいため、対象物質とはならない可能性がある。 ・スクリーニングなどである程度の元素を評価対象から除外する必要はある。 ・原子力安全での評価方法と産業廃棄物等処分の評価方法では、廃棄体に含まれる元素等の溶出に関する考え方が大きく異なることがあるため、評価方法の整合性に留意する必要がある。 ・評価対象元素について再生製品等の環境安全性評価では、水質や土壌の環境基準や、廃棄物処理法等で規制されている有害物質を評価対象としている。 ・我が国の水道水基準には入っていないが、海外で対象となっているニッケルやバナジウムについては、評価対象として留意しておいた方がよい。 ・インジウムは、特定化学物質障害予防規則の改正により規制対象となったように、放射性廃棄物処分の際にも留意した方が良いかも知れない。 ・ドイツやオランダなどでは、再生製品の環境安全性評価は法令において基準が規定されている。 ・規制対象となっていない物質への対応としては、諸外国での評価対象元素の設定を参照することや廃棄体の内容物の物量と比率を考慮し、評価対象を検討することが挙げられる。
評価基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・「人の健康の保護に関する環境基準」などの既存の基準に含まれていない物質に対する基準値に関しては、世界保健機関 (WHO)、米国や欧州連合 (EU) の基準などの諸外国の類似した基準を参考にガイドラインのようなものを作成した方がよい。

	<p>または、化学特性、毒性等の近い元素などの基準値を用いることもできる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物以外の廃棄物処分場の環境影響評価では、現状、人体への影響のみを考慮して評価しており、生態系については考慮していない。 非放射性有害物質の評価基準に関しては、環境基準と整合性が必要と考える。 土壌汚染に関して、我が国では場所に問わず一律の基準値を設定しているが、海外では工業地域や公園など、その場所ごとに異なる基準値を設定している。 評価期間が長期にわたるため、生態系への影響評価は検討する必要があると考えられる。最近では、水生生物に対する亜鉛の影響を鑑み、水質環境基準に亜鉛を加えるよう見直しが行われた。 有害物質を含んだ地下水の濃縮を考慮し、地下水の環境基準は厳しく設定されている。また、一般・産業廃棄物の処分場の環境影響評価に関しても、表流水・地下水を考慮した評価を行っている。また、有害物質の漏出が予想される河川の上流と下流、地下水の水質を管理している。 放射性廃棄物の処分場の場合、処分深度が深いので、地下深くの地質や地下水の移行経路、表流水などを評価対象とする必要がある。 環境影響を判断する地点については、生活圏で判断すべきである。例えば、地下水を飲用に供する場合には地下水環境基準を用いるべきである。 環境影響の有無を判断する地点としては、処分場の外側（ニアフィールド）と生活圏の双方での有害物質の漏出値を評価すべきと考える。
評価手法	<ul style="list-style-type: none"> 放射性の有無で評価手法を変えると整合性が取れなくなるため、非放射性有害物質の場合にも放射性物質と同様な評価手法を用いるべきである。 一般及び産業廃棄物処分場の環境影響評価を実施する場合に対象となるのは、建設中と操業中のみであり、廃止後は対象とされていない。 廃棄物処理法に基づく廃棄物処分場の場合には、大気や粉じん等を調査する生活環境影響調査（ミアセス）を行うことになっている。 評価手法に関しては、放射性廃棄物処分の分野ですでに確立されているのではないかと。 評価基準への適合を判定する評価点の設定が、評価において重要である。 評価モデルは廃棄物からの有害物質の放出条件（瞬時放出や閉じ込め性能を考慮した放出）の設定が重要である。 再生製品の環境安全性評価においては、移行係数や分配係数等は、既存のデータベースを活用している。また、有害物質の溶出後の挙動や化学平衡などの計算は、既存のモデル・ソフトで対応可能である。 土壌から脱着した物質について評価対象とすべきかについては、検討の必要がある。 単純な一次元モデルでの評価は安全側ではあるが、水平移動が分からないので、地下水が地表に流出することも考え、一次元モデルと併せて三次元モデルの評価も行った方が良いと思う。放射性物質の移行評価については、過去に原子力発電所の事故を想定したものが行われていた。
評価期間	<ul style="list-style-type: none"> 評価期間を設定する必要はない。ピークとなる濃度を含む期間とすれば良い。 産業廃棄物等の処分場の操業停止後、処分場の廃止まで数十年程度モニタリングを実施するが、生活環境影響調査（ミアセス）では、廃止後の評価は行わない。 再生製品の安全性評価では、オランダでは100年程度、ドイツでは200年程度で安全性の判断を行っている。我が国では合意された評価期間はない。 再生製品の環境安全性評価においては、吸着などをしないというような最も安全側の条件で計算し、30から50年、100年程度のオーダーで評価をしている。 放射性廃棄物処分とは、評価期間が大きく異なるが、評価点において最大濃度が出現する時期を含む期間とすることで良いのではないかと。 放射性廃棄物処分に伴う有害物質の環境影響の評価期間は、放射性廃棄物の場合の評価期間と合わせざるを得ないと考える。 非放射性有害物質も放射性核種も基本的には同じ考え方をすれば良いと考えるが、廃棄体からの漏出挙動が異なる場合は、各々の挙動に即した評価を行う必要がある。
法令の整備	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物処分場に係る環境影響評価に関する法整備について、廃棄物処理法で生活環境影響調査（ミアセス）の実施を規定しているような例もあるため、放射性廃棄物処分を環境影響評価法の対象事業とするのではなく、廃棄物処理法での生

	<p>活環境影響調査のような形で原子炉等規制法に環境影響評価の実施に関する規定を設けることで対応できるのではないか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉等規制法に放射性廃棄物処分事業の環境影響評価の実施を組み込む場合、影響評価を実施する項目を絞り込んで書き込むことを考えた方が良い。 ・一般的に、放射性廃棄物処分における環境影響評価は必要と考える。また、事業廃止後の長期の影響も評価する必要があるのではないか。 ・環境基本法で放射性物質を考慮することとなっており、現在、環境影響評価法や水質汚濁法にも放射性廃棄物を対象に入れるための検討が行われていると認識している。また、環境影響評価法にも、放射性廃棄物を対象に入れる方向での検討が始められている。 ・既存の法体系は、所管する官庁により分かれているが、放射性廃棄物を包含した形で法体系を見直すべきである。
--	---

6.2.3 海外訪問調査における意見交換等

(1) 概要

国内の専門家との意見交換及び諸外国の非放射性有害物質の環境影響評価に関する調査を補完する目的で、意見交換を行った国内の専門家 2 名に同行いただき、非放射性有害物質の環境影響評価を実施している実施主体の関係者などと意見交換を実施した。

国内の専門家に関しては、原子力規制庁殿とも協議し、また、一般及び産業廃棄物処分場の環境影響評価や再生製品の環境安全性評価に専門性を有す下記の 2 名に同行を依頼した。

- 明星大学 理工学部総合理工学科 環境・生態学系 教授 宮脇 健太郎
- (独) 国立環境研究所 主任研究員 肴倉 宏史

また、訪問国については、放射性廃棄物処分に伴う非放射性有害物質の環境影響評価を実施した経緯のあるフィンランド及びスウェーデンとし、以下の処分実施主体及び規制機関を訪問した。なお、訪問国については、本調査の他の調査課題である、高レベル放射性廃棄物処分に係る安全規制（特に、地層処分場の許認可申請の審査状況）、操業中の放射性廃棄物処分場の規制の動向などを調査可能であることも勘案し決定した。訪問日程、訪問先での詳細な調査結果等は、海外調査報告書（**参考資料 2**）を参照のこと。

○フィンランド

- ポシヴァ社（オルキオトビジターセンター訪問時）
- 放射線・原子力安全センター（STUK）

○スウェーデン

- スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB 社）
- 放射線安全機関（SSM）

(2) 訪問調査の結果

以下に海外訪問調査での調査結果のうち、非放射性有害物質の環境影響評価に関連したものをまとめる。

○フィンランド・ポシヴァ社（オルキルオトビジターセンター訪問時に情報を入手）

フィンランドの高レベル放射性廃棄物（使用済燃料）の処分実施主体であるポシヴァ社は、6.1.4 で示したように、1999 年に使用済燃料の地層処分に伴う化学毒性の影響評価を実施している。

ポシヴァ社は、2010 年に使用済燃料処分における化学毒性に関連する、既存法令、ガイドライン、EU などの国際勧告等の要件や放出限度などの調査を行い、これらの要件等が、原子力法による許可に影響を与えるか調査を行っている。この調査の結果、既存法令等では、使用済燃料処分における化学毒性に関する要件や規制は存在しないと結論している。ただし、新たな情報をもとに 1999 年の評価を更新する必要性が今後 10 年程度の間を生ずる可能性も示唆している。²²⁾

○フィンランド・STUK

フィンランドにおける原子力安全規制機関である STUK では、非放射性有害物質の環境影響評価、その規制に STUK がどのように関わっているのか、ポシヴァ社の 1999 年の評価結果に対する規制機関としての検証を行ったのかなどの質問を行った。

STUK の回答は、ポシヴァ社の環境影響評価書については、原子力関連部分のみを STUK はレビューし、環境に関連した部分については他の公的機関が評価を行い、その見解を政府に提示するとのことであった（図 6.2-4 の赤丸部分が他の機関がレビューを行う部分に相当）。

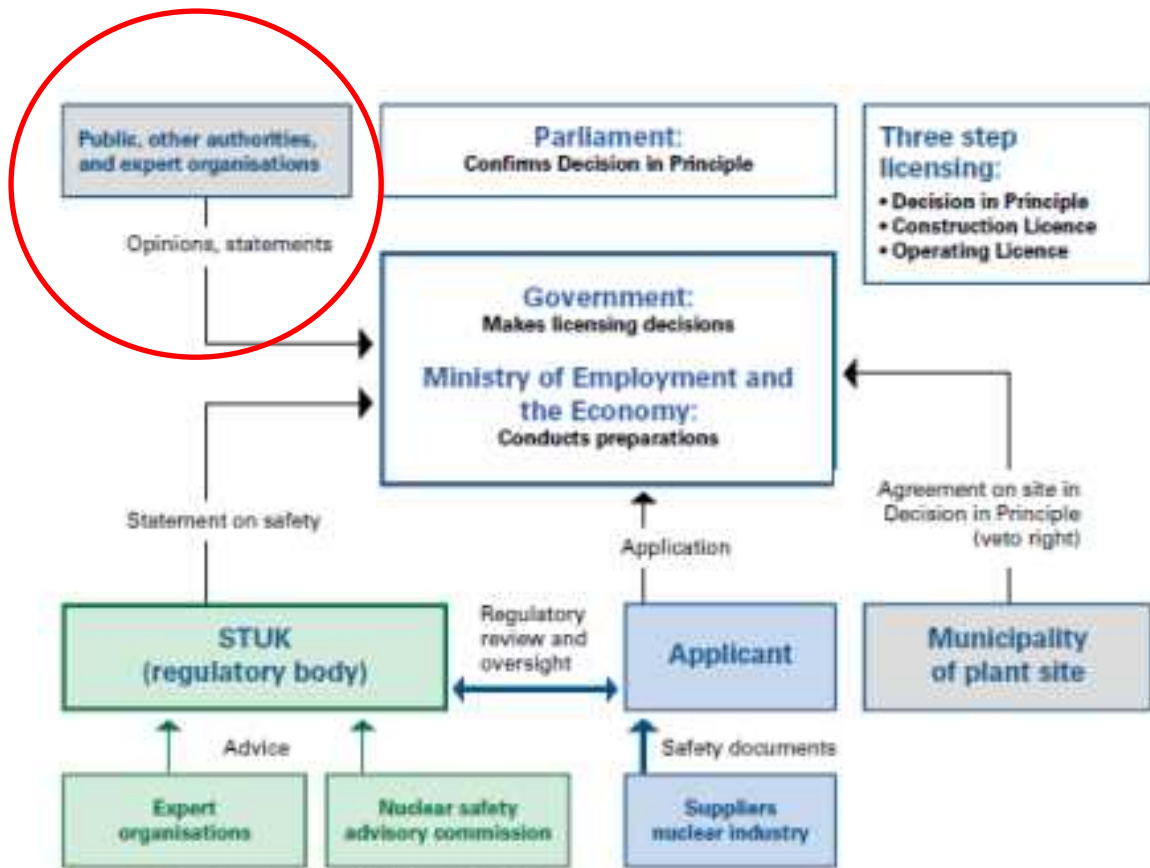


Figure 5. Licensing of nuclear facilities in Finland.

図 6.2-4 フィンランドにおける原子力施設の許認可システム

○スウェーデン・SKB 社

6.1.3 で示したように、放射性廃棄物処分の実施主体である SKB 社は、2011 年 3 月に使用済燃料の地層処分場の立地・建設許可を申請している。この際、環境影響評価書も付属書として提出されている。この環境影響評価書では、化学毒性に関する評価結果が示されている。また、SKB 社では低中レベル放射性廃棄物処分場（SFR）の拡張を行うこととしており、このための環境影響評価において化学毒性の影響について検討を行っている。

今回の訪問調査では、これらの化学毒性評価について情報交換を行った。

以下に、その要点をまとめる。

- ・化学毒性評価実施の法的背景等について

図 6.2-5 に示すように、スウェーデンでは、廃棄物関連の法制度には、環境法典、廃棄物（管理）規則、埋立に関する規則が存在している。しかし、廃棄物（管理）規則及

び埋立に関する規則については、放射性廃棄物処分の場合には適用を受けない。また、原子力活動法では、化学毒性の評価は規定されていない。しかし、原子力活動法では、原子力施設を建設、所有または操業する許可申請書には、環境影響評価報告書が含まれなければならない。環境影響評価の実施方法等は環境法典に従うことが規定されている。また、環境法典では、事業または措置に関する環境影響評価書の目的は、計画された事業または措置が、直接的または間接的に、人、動物、植物、土地、水、空気、気候、景観及び文化的環境に対して与える可能性がある影響を特定し記述すること、さらには、土地、水及び物理的環境全般の管理に対する影響を特定し、記述することなどと規定されている。このため、SKB社では、包括的な環境影響評価書の一部として、非放射性有害物質の影響評価を実施している。²³⁾²⁴⁾

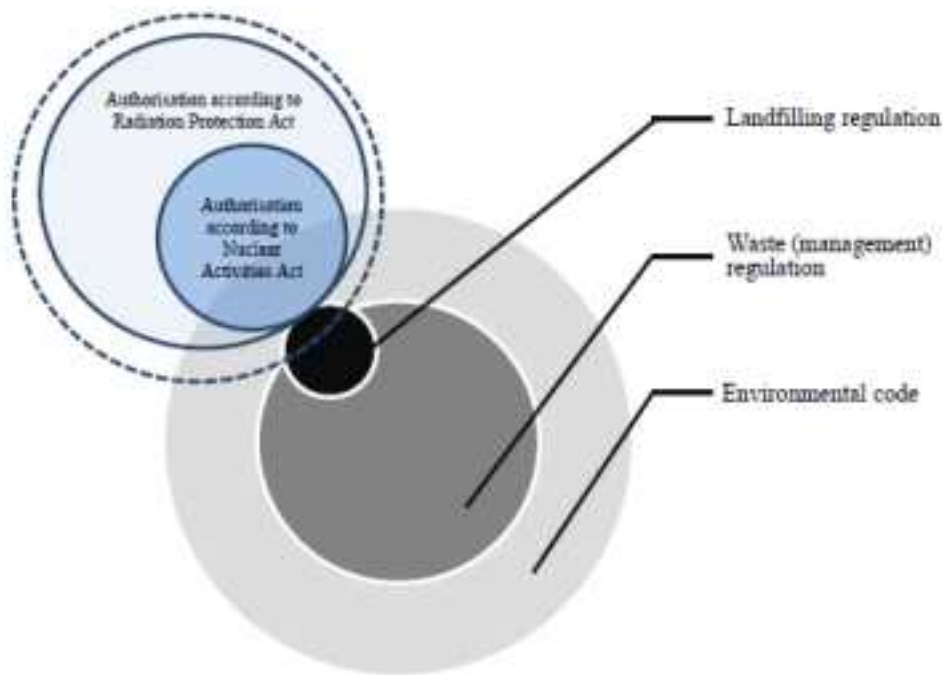


図 6.2-5 スウェーデンにおける原子力関連法及び環境関連法の関係

- ・ 化学毒性の環境影響評価手法の選択について

SKB 社の化学毒性の環境影響評価では、第 1 段階のスクリーニングとして、飲用水等の規制基準を満たすに必要な水量を計算し、それをもとに影響の有無の判断を行って

いる。この手法について、SKB 社では、様々な過去の文献を調査し比較的複雑でない手法としてこの手法を選定したとしている。

・評価対象物質・元素の選定、評価基準の設定

SKB 社では、評価対象元素について、まず、銅製キャニスタ、鋳鉄製インサート、使用済燃料、燃料集合体のに含まれるインベントリを調査した。この結果、周期表のほぼすべての元素が含まれていた。これらの中から、含有量が1k g以下のもの、炭素(C)、水素(H)、窒素(N)、リン(P)、カリウム(K)などの多量元素については対象から除外した。その後、第1段階のスクリーニングを実施しているが、比較のための基準として検討したものには以下が含まれる。

- サイトの地下水や表層水のバックグラウンドレベル
- 飲料水基準
- 環境基準（欧州水枠組み指令）
- 毒性学

また、評価基準として飲料水基準及び環境基準（表層水）を採用したことについては、人間が直接暴露されることになるため、最も問題となるものとして採用したとしている。

・SFRにおける化学毒性の評価

SFRにおける化学毒性の評価については、約1年前に開始された、現在も継続されているプロジェクトであるため、評価結果等についてはまだまとめられていない。しかし、SKB 社によれば、これまでの検討において多くの問題に直面しているとのことであった。

使用済燃料の場合と異なり、SFRには以下のような様々な廃棄物や廃棄体（図 6.2-6）が処分される。

- 運転廃棄物
- 廃止措置からの廃棄物
- 遺産廃棄物（Historical waste）など

しかし、例えば、廃止措置からの廃棄物は現在までのところ発生しておらず、廃棄体に含まれる元素や物質が特定できず、また、それらの量についても十分情報がない。このため、SKB 社では、飲料水基準や環境基準等を超えることなく、廃棄体中に存在可能な有害物質の量を推定することを検討している。

全体的な結論としては、廃棄物に関する情報がより必要であるが、同様の有害物質を含む危険廃棄物の処分場に対する要件よりも、放射性廃棄物処分場の要件がより厳しいため、有害物質の影響は大きくないとしている。



図 6.2-6 SFR に処分される様々な廃棄体

○スウェーデン・SSM

スウェーデンの原子力安全に関する規制機関であるSSMでは、非放射性有害物質の環境影響評価へのSSMの関与等について質問を行った。また、一般的に使用済燃料処分場の許認可申請に関する環境影響評価書の審査へのSSMの関わり等についても質問を行った。なお、SSMには、図 6.2-7 に示すように環境評価に関する部署が存在している。²⁵⁾



図 6.2-7 SSM の組織図

赤丸が環境評価に関する部署

SSM によれば、環境法典に基づく許可申請では、放射線安全に関する問題を含む環境へのすべての起こりうる影響を含むこととされている。また、環境法典の第 6 章では環境影響評価では以下などを含むことが規定されている。

- 場所（サイト）、設計や範囲の詳細を含む活動の記述
- 影響を緩和するために計画されている措置の記述
- 人間の健康及び環境への影響を評価するために情報
- 特定の選択肢を選定した理由と採用し得る代替サイト及び設計の記述

このように、環境影響評価書は、放射線からの影響を含む全ての影響が評価されることになっており、SSM では、放射線安全に関連する部分について評価を行い、土地・環境裁判所に対してこの意見を提出することになっている。このため、SSM は、非放射性有害物質の環境影響評価には関与していない。

6.2.4 非放射性非放射性有害物質の環境影響評価手法等に関する課題の検討

6.2.2 及び 6.2.3 で示した、国内専門家との意見交換結果及び海外訪問調査から得られた

情報をもとに、6.2.1の各項目で示した詳細化案及び関連する課題について検討する。6.2.1では、意見交換会の資料構成との一貫性を維持するため、法制度の整備を最後に取り扱っていたが、ここでは、最初に法制度の整備の問題を取り上げる。この理由は、放射性廃棄物処分に際し環境影響評価を実施する必要があるのか、法的に実施を義務付けるのかといった課題が、具体的な評価手法の検討より先に行われるべきと考えられるからである。

(1) 法制度の整備

6.2.1(5)に示したように、法制度の整備に関連しては、以下の課題を検討する必要がある。

- 放射性廃棄物処分における非放射性有害物質の環境影響評価の実施について
- 放射性廃棄物処分における環境影響評価の実施（閉鎖後長期影響を含む）について
- 放射性廃棄物処分の環境影響評価実施のための法的枠組みの在り方について

これまでに行われた国内での高レベル放射性廃棄物処分に係る化学毒性の影響評価では、推定された有害物質の河川水濃度、土壌濃度等は基準を大きく下回り、安全性に及ぼす影響は小さいと考えられるとの結論が示されている。⁹⁾ また、前述のように諸外国での評価結果においても有害物質の影響はないとの結論が示されている。

しかし、国内の専門家の意見（表 6.2-7）にも見られるように、事業廃止後の長期影響評価を含む放射性廃棄物処分の環境影響評価は実施する方向で検討すべきであると考えられる。また、人間への影響だけでなく、複数の専門家から生態系への影響も考慮すべきとの意見もあった。これらを考慮すると、放射性廃棄物処分においても環境影響評価を実施することが望ましいと考えられる。

スウェーデンの訪問調査では、使用済燃料処分場の環境影響評価に関して、非放射性有害物質の影響に関する質問等はこれまでに1件もないとのことであった。しかし、処分場の社会受容の観点からも環境影響評価を実施し、非放射性有害物質の毒性の影響が無いことを示すことは有意義であると考えられる。

次に、環境影響評価実施の法的枠組みについて検討する。前述のように、放射性廃棄物処分事業は、現行の環境影響評価法の対象事業となっていないため、環境影響評価法を改正し、対象事業として放射性廃棄物処分事業を追加することが法的枠組み策定のた

めの一つの方法である。

これ以外の方策としては、廃棄物処理法における生活環境影響調査の例が参考となる。6.2.1(5)に示したように、現行の一般及び産業廃棄物の最終処分場の場合、規模によっては環境影響評価の対象とならない。しかし、これらの最終処分場の場合には、廃棄物処理法に基づく生活環境影響調査の実施が義務付けられている。この生活環境影響調査はミニアセスとも呼ばれ、平成9年6月の廃棄物処理法の改正により、処分場等の設置に当たっての許可手続きに導入された。生活環境影響調査は、許可を要するすべての廃棄物処理施設（処分場を含む）に実施が義務付けられており、環境影響評価法に基づく環境影響評価のように規模に基づく適用除外は存在しない。²⁶⁾ 環境影響評価法により環境影響評価の対象となる環境要素の範囲は、大気環境、水環境のほかに、土壌環境・その他の環境、生物の多様性の確保及び自然環境の体系的保全、景観などの人と自然との豊かな触れ合いに関するものなど広範囲にわたっている。¹⁷⁾ 一方、生活環境影響評価の調査事項は、廃棄物処理施設の稼働並びに当該施設に係る廃棄物の搬出入及び保管に伴って生じる生活環境への影響に関するもので、大気環境（大気質、騒音、振動及び悪臭）及び水環境（水質及び地下水）とされている。²⁶⁾ なお、平成24年に指定廃棄物の最終処分場に対してもこの生活環境影響調査を実施することが決まっている。²⁷⁾

放射性廃棄物処分場の環境影響の評価を法的に義務付ける場合にも、環境影響評価法を改正するのではなく、廃棄物処理法的生活環境影響評価のように、放射性廃棄物埋設事業を規制する原子炉等規制法に環境影響を評価するための調査の実施を規定することもできる。この場合、影響評価を廃棄物埋設事業の事業許可申請の一部とすることで、この影響評価書を含め許可申請を原子力規制庁が審査することが可能となる。

(2) 評価手法の詳細化案全般について

国内の専門家との意見聴取では、提示した詳細化案に対して大きな問題点の指摘はなかった。そのため、6.2.1に示した詳細化案は概ね妥当であると考えられるが、「評価対象元素（スクリーニングを含む）」、「評価基準の設定」、「評価手法」、及び「評価期間」の各項目について、専門家の意見、海外訪問調査の結果を踏まえ、特に検討課題として示した点について考え方を示す。

○評価対象元素(スクリーニングを含む)

次の評価基準の設定の場合と同様に、既存の法令・基準等の対象となっていない物質・

元素の取り扱いが課題の一つである。この点については、専門家の意見等にもあるように、世界保健機関（WHO）のような国際機関、米国の環境保護庁（EPA）などの基準を採用することである程度対応可能と考える。この他に、ドイツやオランダなどの再生製品の環境安全性評価の基準を準用することも可能である。

これら国際機関や諸外国の諸基準においても基準値が定められていない物質の場合には、保守的な立場に立ちこのような物質も評価対象に加えることが妥当と考えられる。

○評価基準

評価対象元素の選定と同様に、評価基準についても国内外の諸基準を用いることにより多くの場合は対応可能と考えられる。また、化学特性、毒性等が近い物質の基準を利用することも可能との意見もあった。

また、放射性廃棄物処分の環境影響評価において生態系等への影響を考慮すべきかについては、国内の専門家からは考慮すべきとの意見が多かった。スウェーデンのSKB社が行った使用済燃料処分場に関する環境影響評価においても、飲料水基準及び環境水基準で評価を行っている。考慮する場合に問題となるのは、国内の環境基準が生態系への影響を考慮した基準値を設定しているのかという点である。国内専門家の指摘にもあったように、平成15年に環境省は、水質汚濁に係る環境基準の一部を改正し、水生生物の保全に係る水質環境基準として亜鉛（Zn）に対する基準を導入した。²⁸⁾ 環境水基準を評価基準として用いる場合には、亜鉛以外の物質に対する基準値を国際機関や諸外国の基準での考慮対象を調査した上で用いることを検討する必要がある。

次に、環境影響を評価する地点として、処分場の外側（ニアフィールド）か、生活圏にするのかという点については、国内の専門家の意見は必ずしも一致したものではなかった。しかし、この点については、評価対象物質の絞り込みを行うスクリーニングにおいては、処分場の外側における保守的な濃度を算定し評価を行い、スクリーニングの結果詳細な移行解析の対象とした物質については、生活圏で評価を行う2段階の評価を行うことで対応が可能と考えられる。

○評価手法

一般及び産業廃棄物の処分場における環境影響評価等は、廃棄体に含まれる元素等の溶出に関する考え方が大きく異なることがあるとの国内専門家の意見があった。これ

は、例えば、放射性廃棄物の場合、廃棄体に含まれる元素及び化学種が全部溶出するという考え方であるが、廃棄物処理法では、水に移行しないものは配慮しなくても良いこととなっているといったことが挙げられる。また、一般及び産業廃棄物処分場の環境影響評価では、処分場の廃止後の影響は評価対象となっていない。この点についてもこれらの処分場と放射性廃棄物処分場では考え方が異なっている。これらの処分場の廃止基準は、通常の維持管理を続けなくても、そのままであれば生活環境の保全上の問題が生じるおそれがないと判断するものとして設定すべきとされている。²⁹⁾このため、前述のように評価手法については、一般及び産業廃棄物の最終処分場の環境影響評価手法はあまり参考とすることができない。

諸外国のこれまでに行われた放射性廃棄物処分における非放射性有害物質の影響評価では、非放射性有害物質の評価方法についても放射性廃棄物処分との同一の評価手法を用いている場合が多い。国内専門家からも放射性の有無で評価手法を変えることは整合性の観点から望ましくないとの指摘を得た。移行係数や分配係数等のパラメータ、モデル・ソフトウェアなども、既存ものの活用などで対応可能と考えられる。これらのことから、評価手法については、原則として放射性廃棄物の安全評価で用いる評価手法と同一のものを採用すべきであると考えられる。ただし、放射性廃棄物中に含まれる非放射性有害物質は多くの場合含有量が少ないため、諸外国の例でも見られるように、スクリーニングや詳細な評価に際して保守的（悲観的）な仮定を採用し簡略化を行うことも合理的である。

○評価期間

評価期間の設定についても上記の評価手法の設定と同様に、一般及び産業廃棄物処分場の環境影響評価を参考にすることは難しい。国内専門家からの情報では、再生製品の安全性評価では、オランダでは100年程度、ドイツでは200年程度で安全性の判断を行っているとのことであった。国内での再生製品の安全性評価では、吸着などを行わないというような最も安全側の条件で、30から50年、100年程度のオーダーとのことであった。

評価期間についての放射性廃棄物の安全評価との整合性の観点から判断すると、安全評価の評価期間と同一とすることが望ましいと考えられる。

(6.2 参考文献)

- 1) 特別管理廃棄物規制の概要、http://www.env.go.jp/recycle/waste/sp_contr/
- 2) 廃棄物の処理及び清掃に関する法律施行規則
- 3) 一般廃棄物の最終処分場及び産業廃棄物の最終処分場に係る技術上の基準を定める省令（昭和 52 年 03 月 14 日 総理・厚生省令 1 号）
- 4) 人の健康の保護に関する環境基準
- 5) 水質基準項目と基準値（50 項目）、厚生労働省ウェブページ、
<http://www.mhlw.go.jp/stf/seisakunitsuite/bunya/topics/bukyoku/kenkou/suido/kijun/kijunchi.html>
- 6) 特定化学物質の環境への排出量の把握等及び管理の改善の促進に関する法律
- 7) PRTR 制度、経済産業省ウェブページ、
http://www.meti.go.jp/policy/chemical_management/law/prtr/
- 8) 核燃料サイクル機構、わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第 2 次取りまとめ-1999 年 11 月 26 日
- 9) 三木崇史・池田孝夫（2003）：地層処分安全評価における生物圏評価手法の高度化に関する検討(Ⅲ)、核燃料サイクル開発機構業務委託報告書（日揮株式会社），JNC TJ8400 2003-018
- 10) 土壌の汚染に係る環境基準
- 11) 石森洋行ほか、土石系再生製品の環境安全性評価のための化学物質溶出シミュレーション、the COMSOL Conference 2010
- 12) 環境省中央環境審議会循環型社会計画部会（第 42 回）資料 1「産業廃棄物の最終処分場の現状について」
- 13) 一般廃棄物の最終処分場及び産業廃棄物の最終処分場に係る技術上の基準を定める命令の一部改正について（平成 10 年 07 月 16 日 環水企 300・生衛発 1148）
- 14) 一般廃棄物の最終処分場及び産業廃棄物の最終処分場に係る技術上の基準を定める命令の運用に伴う留意事項について（平成 10 年 07 月 16 日 環水企 301・衛環 63）
- 15) 環境影響評価法
- 16) 環影響評価法施行令
- 17) 環境影響評価情報支援ネットワークウェブサイト、
<https://www.env.go.jp/policy/assess/index.html>
- 18) 廃棄物の最終処分場事業に係る環境影響評価の項目並びに当該項目に係る調査、予測及び評価を合理的に行うための手法を選定するための指針、環境の保全のための措置に関する指針等を定める省令（平成十年六月十二日厚生省令第六十一号）
- 19) 1982 年放射性廃棄物政策法
- 20) 原子力の平和利用及びその危険の防護に関する法律
- 21) 発熱性放射性廃棄物処分場のサイト選定手続を定める法律

- 22) Posiva Oy, SELVITYS KÄYTETYN YDINPOLTTOAINEEN LOPPUSIJOITUKSEN KEMIALLISEEN MYRKYLLISYYTEEN LIITTYVISTÄ VAATIMUKSISTA, 31.5.2010
- 23) 原子力活動に関する法律
- 24) 環境法典
- 25) SSM ウェブサイト (SSM の組織図)、
<http://www.stralsakerhetsmyndigheten.se/Global/Bildarkiv/Om%20myndigheten/Organisation-eng/eng-utan-namn.pdf>
- 26) 環境省、廃棄物処理施設生活環境影響調査指針 (平成 18 年 9 月)
- 27) 環境省指定廃棄物対策チーム、指定廃棄物最終処分場における生活環境影響調査について (平成 24 年 8 月 20 日)
- 28) 環境省、水質汚濁に係る環境基準についての一部を改正する件の施行等について(通知) (平成 15 年 11 月 05 日 環水企発 031105001・環水管発 031105001)
- 29) 生活環境審議会廃棄物処理部会廃棄物処理基準等専門委員会、廃棄物処理基準等専門委員会報告 (平成 9 年 10 月)

参考資料

参考資料 1: 非放射性有害物質の環境影響評価における専門家からの
意見聴取の結果

参考資料 2: 海外調査報告書

参考資料 3: 諸外国の高レベル放射性廃棄物処分での安全レビュー

参考資料 4: 諸外国バックチェック・バックフィット制度化状況

参考資料 5: 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る諸外国におけ
る許認可制度の現状

参考資料 6: 諸外国における立地段階での規制の関与

参考資料 7: 諸外国の制度的管理に関する法規制での規定内容

非放射性有害物質の環境影響評価における専門家からの意見聴取の結果

①評価対象元素（スクリーニング含む）

【要検討事項】

地層処分、または、余裕深度処分される放射性廃棄物に含まれる、化学毒性などを有する有害物質について、スクリーニングの実施も含め、評価対象とすべき物質の選定方法を検討する必要がある。

○専門家からの意見

- ・我が国の水道水基準などでの基準値が定められている物質は少ないが、米国の環境保護庁（EPA）の飲料水基準には数百に及ぶ物質が含まれている。
- ・地下に埋める場合、有害物質がわずかに溶出しても地下水に大きな影響がなければ、特段の問題はないと思う。
- ・「廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃掃法）」では、水に移行しないものは配慮しなくても良いこととなっているため、廃棄物からの有害物質の溶出量のみを考慮している。その考え方だと、例えば、金属中のCrは溶解しにくいいため、廃掃法の適用基準を考えると対象物質とはならない可能性がある。
- ・土壌汚染基準では、土壌を経口摂取することも考えられるので、溶出量に加え、物質の含有量も基準に含まれている。
- ・スクリーニングなどである程度の元素を評価対象から除外する必要がある。
- ・原子力安全での評価方法と産業廃棄物等処分の評価方法では、大きく考え方が異なることがあるため、評価方法の整合性に留意する必要がある。放射性廃棄物の場合、廃棄体に含まれる元素及び化学種が全部溶出するという考え方であるが、すべての元素及び化学種が溶出するとは考えにくい。
- ・放射性廃棄物以外の廃棄物分野の場合、例えば、CdやPbは分配係数が大きく岩盤や土壌に吸着（収着）するため、厳しい基準は設定されていない（排水基準の3倍に緩和）。
- ・評価対象元素については、評価期間との関連もある。再生製品等の環境安全性評価では、水質や土壌の環境基準や、廃掃法等で規制されている有害物質を評価対象としている。再生製品等の環境安全性評価では、現在の環境基準などに整合しているかを評価しており、規制対象物質を評価対象として考慮することで問題は発生していない。
- ・放射性廃棄物処分の場合、評価期間のスケールが異なることから、法令の改正などに伴い規制対象物質も変わっていく可能性もあり、検討が必要である。
- ・我が国の水道水基準には入っていないが、海外で対象となっているニッケルやバナジウムについては、評価対象として留意しておいた方がよい。なお、ニッケルは水質管理目標設定項目には挙げられている。

- ・太陽光パネルなどで用いられるインジウムは、特定化学物質障害予防規則の改正により規制対象となったように、放射性廃棄物処分の際にも留意した方が良いかも知れない。
- ・再生製品の環境安全性評価の実施は法令に規定されたものではない。また、再生製品に関する規制はなく、日本工業規格（JIS）などの規格として整備されており、それと照合して製造者が責任を有する形で安全性を保証し、再利用している。ただし、現在の規制対象物質との整合性が主体となっている。
- ・ドイツやオランダなどでは、再生製品の環境安全性評価は法令において基準が規定されている。オランダの場合には国土が狭く、処分場用地にも限りがあるため、リサイクルが推進されている。
- ・現行の廃掃法では、通常の廃棄物が対象であり、放射性廃棄物は対象としていない。なお、福島第一原子力発電所の事故でのセシウム等で汚染した廃棄物については、「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」で対応している。
- ・放射性廃棄物処分に伴う非放射性有害物質の評価を行う際には、廃棄体の埋設時の状態、周囲の雰囲気や地下水と接触した場合の有害物質の漏出などを明確にする必要がある。
- ・規制対象となっていない物質への対応としては、諸外国での評価対象元素の設定を参照することや廃棄体の内容物の物量と比率を考慮し、評価対象を検討することが挙げられる。
- ・廃掃法による廃棄物の処分は、安定型、管理型、遮断型の処分形態で実施されている。放射性廃棄物の処分を考える場合、浅地中処分、余裕深度処分、地層処分の各々に入る廃棄物から、そこで取り扱うべき物質を考えることが必要であろう。
- ・近年、3物質が地下水環境基準に追加された。このうちの一つである1,4-ジオキサンは、土壌への吸着もなく、地下水と共に動き、風化した地山に汚染地下水として存在する。このような物質については注意が必要である。1,4-ジオキサンについては、毒性評価などに基づき基準に追加された。
- ・評価対象元素については、存在形態などを考慮することが重要である。

②評価基準の設定

【要検討事項】

有害物質の環境影響の有無（有害物質による人・環境等への悪影響の有無）を判断するための評価基準の設定が必要である。

諸外国では飲料水の基準を使用する人が多い。

○専門家からの意見

- ・「人の健康の保護に関する環境基準」などの既存の基準に含まれていない物質に対する基準値に関しては、新たに基準を決めるのは難しいため、諸外国の類似した基準を参考にガイドラインのようなものを作成した方が良い。諸外国の基準としては、世界保健機関（WHO）、米国や欧州連合（EU）の基準が考えられる。または、化学特性、毒性等の近い元素などの基準値を用いることもできる。
- ・評価基準としては、水道水基準以外のものを参考にしても問題はない。
- ・放射性廃棄物以外の廃棄物処分場の環境影響評価では、現状、人体への影響のみを考慮して評価しており、生態系については考慮していない。
- ・非放射性有害物質の評価基準に関しては、環境基準と整合性が必要と考える。再生製品の環境安全性評価では、土壌環境基準及び水質環境基準を評価基準として用いている。
- ・我が国では土壌中の特定有害物質の評価基準として、基本的に土壌中の有害物質について溶出試験に基づく基準値が設定されているが、海外では土壌中の含有量を基準値として用いている。（追記：廃棄物は、日本、海外とも溶出試験で規定されている。ただし、試験方法や基準値は国によって異なる）
- ・土壌中の溶出試験における基準値は、6時間の溶出操作による結果のみを参照しており、その測定方法の中に時間（濃度変化）の概念が入っていないため、長期間の評価基準として用いることは相応しくない。
- ・日本のみ、土壌の環境基準が溶出試験によることとなった経緯としては、確か、1970年代に六価クロムの溶出による土壌汚染が社会問題となったことが原因で、土壌の環境基準が設定され、土壌の環境汚染の評価方法として溶出試験が採用された。
- ・土壌汚染に関して、我が国では場所に問わず一律の基準値を設定しているが、海外では工業地域や公園など、その場所ごとに異なる基準値を設定している。
- ・我が国の水道水基準は WHO の水道水基準を根拠としている場合が多いため、基準値の存在しないものについては WHO の基準を参照するのが良いと考える。
- ・評価期間が長期にわたるため、生態系への影響評価は検討する必要があると考えられる。最近では、水生生物に対する亜鉛の影響を鑑み、水質環境基準に亜鉛を加えるよう厳しい方向で見直しが行われた。

- ・ 廃棄物の埋立処分判定基準には、フッ素やホウ素が含まれていないが、処理が難しいことも背景の一つと推察している。
- ・ 有害物質を含んだ地下水の濃縮を考慮し、地下水の環境基準は厳しく設定されている。また、一般・産業廃棄物の処分場の環境影響評価に関しても、表流水・地下水を考慮した評価を行っている。
- ・ **環境影響の有無を判断する地点としては、処分場の外側（ニアフィールド）と生活圏の双方での有害物質の漏出値を評価すべきと考える。**
- ・ 一般・産業廃棄物処分場の場合、地下水及び表流水などを評価対象としている。
- ・ 放射性廃棄物の処分場の場合、処分深度が深いので、地下深くの地質や地下水の移行経路、表流水などを評価対象とする必要がある。
- ・ 一般・産業廃棄物の処分場では、飲用水として飲む可能性があるため、環境基準（水道水基準）を用いて、有害物質の漏出が予想される河川の上流と下流、地下水の水質を管理している。
- ・ 地層処分での 300m の地下水が流れてどこの表層に出てくるかを想定し、地下水の到達場所までの影響を考慮する必要がある。
- ・ 生態系への影響は考慮すべきである。環境影響評価法に基づく環境影響評価では、動物・植物・生態系が評価項目として挙げられている。
- ・ **環境影響を判断する地点については、生活圏で判断すべきである。生活圏に漏出する有害物質の値が環境基準を下回れば良いと考える。**例えば、地下水を飲用に供する場合には地下水環境基準を用いるべきである。
- ・ 300m 以深の地層処分の環境は、生活環境とは言えないが、余裕深度処分は生活環境に近く、飲用水として考えるべきではないか。
- ・ 近年の環境保護の考え方などから判断すると、評価基準を設定する上で、生態系への影響を考慮に入れることは当然だと考える。

③評価手法

【要検討事項】

国内の研究機関等が実施した検討結果や放射性廃棄物処分における安全評価、諸外国の検討結果などを踏まえ、評価手法を検討する必要がある。

○専門家からの意見

- ・シナリオ・モデル・データは諸外国の値を参考にしても、問題はない。
- ・放射性の有無で評価手法を変えると整合性が取れなくなるため、非放射性有害物質の場合にも放射性物質と同様な評価手法を用いるべきである。
- ・環境影響評価を実施する場合に対象となるのは、建設中と操業中のみであり、閉鎖後は対象とされていない。
- ・廃掃法に基づく廃棄物処分場の場合には、大気や粉じん等を調査する生活環境影響調査（ミニアセス）を行うことになっている。
- ・重金属などの有害化学物質の処分も行われる遮断型の産業廃棄物処分場は、永久に管理することを想定している。処分場から全ての廃棄物を回収し処理をしない限り、処分場の廃止をすることはできない。
- ・環境影響評価法においては、廃棄物処分場について、その地域の条例にもよるが、処分場の規模によって環境影響評価が必要でない場合がある。
- ・放射性廃棄物以外の廃棄物処分場の環境影響評価では、国が標準的な評価項目をリストアップしており、評価を行わない合理的な理由を示し除外することで、評価項目を絞る場合もある。
- ・評価手法に関しては、放射性廃棄物処分の分野ですでに確立されているのではないか。
- ・評価基準への適合を判定する評価点の設定が、評価において重要である。例えば、再生製品の環境安全性評価の場合には、再生製品の近傍とするのかなど。
- ・評価モデルは廃棄物からの有害物質の放出条件（瞬時放出や閉じ込め性能を考慮した放出）の設定が重要である。放出条件に用いられるデータは、カラム通水試験、拡散溶出試験などで得ると良いと考える。
- ・再生製品の環境安全性評価においては、移行係数や分配係数等は、既存のデータベースを活用している。また、有害物質の溶出後の挙動や化学平衡などの計算は、既存のモデル・ソフトで対応可能であり、どのモデルなども同様な値が得られる。
- ・土壌から脱着した物質について評価対象とすべきかについては、検討の必要がある。
- ・単純な一次元モデルでの評価は安全側ではあるが、水平移動が分からないので、地下水が地表に流出することも考え、一次元モデルと併せて三次元モデルの評価も行った方が良いと思う。
- ・地下水の流動障害の観点から、平成 18 年に生活環境影響調査に地下水の流れを評価するようにマニュアルに評価項目が追加された。

- ・地下水移行経路を想定した一次元物質移行モデルは、高レベル放射性廃棄物等の地層処分場の環境での年間数 mm の移行を評価するような評価方法である。
- ・物質の移行モデルについては、一次元の単純なものではなく、三次元のモデルで行うべきである。放射性物質の移行評価については、過去に原子力発電所の事故を想定したものが行われていた。

④評価期間

【要検討事項】

放射性核種と異なり、有害物質（重金属等）の場合には、その毒性がなくなることがないものも存在するため、その影響をいつまで評価する必要があるのか検討が必要である。諸外国の評価事例では、1万年～1,000万年までの幅がある。

○専門家からの意見

- ・評価期間を設定する必要はない。ピークとなる濃度を含む期間とすれば良い。
- ・産業廃棄物等の処分場の操業停止後、処分場の廃止まで数十年程度モニタリングを実施するが、生活環境影響調査（ミニアセス）では、廃止後の評価は行わない。
- ・再生製品の安全性評価では、オランダでは100年程度、ドイツでは200年程度で安全性の判断を行っている。EUでは試験方法は定めているが、評価期間などは各国が個別に設定している。
- ・我が国においては、再生製品の環境安全性評価について合意された評価期間はない。
- ・再生製品の環境安全性評価においては、吸着などをしないというような最も安全側の（厳しい）条件で計算し、30から50年、100年程度のオーダーで評価をしている。
- ・放射性廃棄物処分とは、評価期間が大きく異なるが、評価点において最大濃度が出現する時期を含む期間とすることで良いのではないかと。比較的早い時期に最大濃度が出るようなこととなっている。
- ・廃棄物を格納する容器の破損や腐食を考慮して、長期間の評価をする必要がある。放射性廃棄物処分に伴う有害物質の環境影響の評価期間は、放射性廃棄物の場合の評価期間と合わせざるを得ないと考える。
- ・遮断型の廃棄物処分場は、実質的に廃棄物を保管している状態である。
- ・廃掃法の省令に基づいて、遮断型処分場は、二重のコンクリート壁等で側面及び底面を囲い、モニタリングのための点検できる構造を有している。
- ・評価期間自体はあまり重要ではなく、容器の破損がいつ起こるかを検知できることが重要である。
- ・非放射性有害物質も放射性核種も基本的には同じ考え方をすれば良いと考えるが、廃棄体からの漏出挙動が異なる場合は、各々の挙動に即した評価を行う必要がある。
- ・リスク論として発生確率と影響の積の期待値で考えるべきであるが、発生確率と影響を掛け合わせた結果で考えるのではなく、別々にして検討を行うべきだ。先行する原子力分野での議論も参考にし、水道水基準に対してもリスクの考え方を取り入れ改訂が行われた。
- ・事故時の対応をきちんと考えるべきである。

⑤法令の整備

【要検討事項】

放射性廃棄物の埋設事業は、環境影響評価法の適用範囲外である。また、環境影響評価法には事業廃止後に対する長期的な環境影響評価に関する規定が存在しない。

放射性廃棄物の埋設事業を環境影響評価法の対象とする法改正を行うかどうか検討が必要である。我が国の環境影響評価においても、放射性廃棄物や有害化学物質の評価を視野に、事業廃止後長期の影響評価を規定することも必要か。

諸外国では、地層処分などの許認可申請において環境影響評価の実施、評価書の提出を法的に要求している場合もある。

また、放射性廃棄物処分の環境影響評価については、原子力規制委員会が一元的に審査を行うような手続きとすることが可能か。そのために必要な法制度のあり方はどのようなものか。

○専門家からの意見

- ・放射性廃棄物処分場に係る環境影響評価に関する法整備について、廃掃法で生活環境影響調査（ミアセス）の実施を規定しているような例もあるため、放射性廃棄物処分を環境影響評価法の対象事業とするのではなく、廃掃法での生活環境影響調査のような形で炉規法に環境影響評価の実施に関する規定を設けることで対応できるのではないか。
- ・炉規法に放射性廃棄物処分事業の環境影響評価の実施を組み込む場合、環境影響評価法では景観、騒音等の関係しない評価項目も入っているため、評価項目を絞り込んで書き込むことを考えた方が良い。
- ・一般的に、放射性廃棄物処分における環境影響評価は必要と考える。また、事業廃止後の長期の影響も評価する必要があるのではないか。
- ・再生製品の環境安全性評価の場合、事業廃止後の影響を見据えて、コンクリートを粉砕し溶出試験をするなど、使用当初の用途・形態とは異なる状況下での評価も実施するよう整備が進められている。
- ・環境基本法で放射性物質を考慮することとなっており、現在、環境影響評価法や水質汚濁法にも放射性廃棄物を対象に入れるための検討が行われていると認識している。また、環境影響評価法にも、放射性廃棄物を対象に入れる方向での検討が始められている。
- ・環境基本法などの法令で放射性物質が考慮に入れられる方向であり、当然、環境影響評価の対象となっていくであろう。
- ・既存の法体系は、所管する官庁により分かれているが、放射性廃棄物を包含した形で法体系を見直すべきである。
- ・放射性廃棄物の埋設事業においても環境影響評価を実施すべきである。

- ・住民との間では、科学論ではなく、感情論になりがちであるため、客観的リスクを考え議論していく必要がある。

⑥その他

- ・これまで 20～30 年に実施された放射性核種等の移行評価研究などをレビューすべきであり、そこからの出発とすべきだ。

平成 25 年度「放射性廃棄物処分の諸外国の安全規制に係る動向調査」に関する
フィンランド・スウェーデンの海外出張報告書

1. 出張の目的

海外の実施主体、安全規制機関、処分関連施設を訪問し、高レベル放射性廃棄物処分の進捗動向、安全規制に関する情報、操業中の処分場の安全規制、及び非放射性有害物質の環境影響評価に関する情報を調査・収集する。特に、非放射性有害物質の環境影響評価の調査に関しては、この分野に関連した専門家に同行を依頼し、現地の処分実施主体の関係者などと非放射性有害物質の環境影響評価に関する意見交換を行う。意見交換の結果については、非放射性有害物質の環境影響評価手法の検討に反映する。

本年度の調査については、以下のような状況であり、上記目的に適う調査を実施することが可能と考えられる、フィンランド及びスウェーデンを調査対象とする。

- 高レベル放射性廃棄物処分場候補サイトが決定し許認可申請が提出され現在審査が行われている
- 操業中の低中レベル放射性廃棄物処分場が存在している
- 処分場の環境影響評価の実施が求められており、非放射性有害物質の環境影響評価も実施されている

2. 出張先

Posiva社、TVO社（フィンランド、エウラヨキ自治体オルキルオト）

放射線・原子力安全センター（STUK、フィンランド、ヘルシンキ）

放射線安全機関（SSM、スウェーデン、ストックホルム）

スウェーデン核燃料・廃棄物管理会社（SKB社、スウェーデン、ストックホルム、エストハンマル）

3. 出張者（敬称略）

技術情報調査プロジェクト 徳島 秀幸、吉田 崇宏

明星大学 教授 宮脇健太郎

国立環境研究所 主任研究員 肴倉 宏史

4. 出張期間及び行程

平成 26 年 2 月 23 日～3 月 1 日 7 日間

	日 付	実施内容	
1	2/23(日)	東京発、ポリ着	移動
2	2/24(月)	オルキルオト	Posiva 社・TVO 訪問、VLJ 処分場視察
3	2/25(火)	ヘルシンキ	STUK 訪問
4	2/26(水)	ストックホルム	SSM、SKB 社訪問
5	2/27(木)	エストハンマル	SFR 処分場視察
6	2/28(金)	ヘルシンキ発	移動
7	3/1(土)	成田着	

5 POSIVA 社、TVO 社訪問、VLJ 処分場視察

5.1 訪問日時：2014 年 2 月 24 日（月） 13:00～16:30

5.2 場所：TVO 社ビジターセンター、VLJ 処分場
(エウラヨキ自治体オルキルオト)

5.2 対応者

TVO 社：Anne Niemi (Information Officer)

ポシヴァ社：Dr. Jussi Palmu (Senior Adviser)

5.3 調査内容

TVO 社の Niemi 女史、ポシヴァ社の Palmu 氏よりそれぞれ TVO 社とポシヴァ社の概要、放射性廃棄物処分事業等のプレゼンテーションがあり、その後ポシヴァ社の非放射性有害物質の環境影響評価に関する取組みと VLJ 処分場に対する STUK による規制監督の状況について質疑応答を行った。その後 VLJ 処分場に移動し、VLJ 処分場と VLJ 処分場内の ONKALO の展示室を視察した。

○非放射性有害物質の環境影響評価の取組み

ポシヴァ社は 1999 年に非放射性有害物質の環境影響評価に関する報告書を公表していた。報告書では、処分されたキャニスタ 1 体あたりに含まれる全元素のインベントリを評価し、評価上重要な元素をスクリーニングした後に、使用済燃料の処分と同じ評価方法により処分場からの生物圏への放出フラックスを評価し、飲用水の基準と比較して安全性を評価していた。この 1999 年報告書は、2012 年にポシヴァ社によって提出された高レベル放射性廃棄物処分場の建設許可申請書に附属していた環境影響評価報告書においても引用されて

いる。

Palmu 氏からの説明では、フィンランドでは原子力廃棄物処分場を対象とした非放射性有害物質の環境影響評価は法令で定められていないとのことであった（ポシヴァ社は 2010 年に非放射性有害物質の環境影響評価に関する法的要件等を調査した結果をまとめた文書を作成（フィンランド語文書の電子データを入手））。1999 年の報告書以降、同様の調査は行われておらず、また内容も古くなりつつあることから、ポシヴァ社では内容を更新した報告書の作成を今後 10 年間で実施するかどうか検討中であるとのことであった。しかし、法令で実施を定められていないため、将来の更新作業の実施は不明確であると説明があった。また、比較的重要な非放射性の有害化学元素は Cu、Ni、Cr、Pb であるとのことであった。

○STUK による VLJ 処分場の規制監督の状況について

Niemi 女史からは、STUK による検査は 4 年に 1 度大きな検査（big inspection）と 2 年に 1 度小さな検査（small inspection）が行われているとのことであった（後述する STUK との面談ではそれぞれ 2 年と 1 年の間隔との説明であった）。ここで言う大きな検査とは、全ての関連施設の検査を含むもので、小さな検査とは、施設の一部のみに対するものとのことであった。

具体的な検査内容としては、処分された廃棄物の記録（廃棄物の種類と定置場所）の確認が行われ、VLJ 処分場の立ち入り検査では水の流入、サイロ最下部における放射線測定、排水等について検査が行われているとのことであった。

○その他質疑応答

Q：2008 年に「原子力廃棄物の処分の安全性に関する政令」が策定され、ここで長寿命廃棄物と短寿命廃棄物の廃棄物区分が導入されたが、VLJ 処分場で何か対応することが生じたか？（500 年後の廃棄物の放射エネルギーで区別）

A：新たな区分の導入前後で特に活動に対して変更はおこなっていない

Q：フィンランドでは廃棄物管理義務者は発生者（電力会社）であるのに、何故建設許可申請書等はポシヴァ社のクレジットで提出されているのか。

A：ポシヴァ社は施設の建設、操業等に責任があるためである。

Q：キャニスタはアクセス坑道と立坑のどちらで運搬するのか。

A：立坑である。評価により落下しても安全性に影響はないとの結果が出ている。

Q：VLJ 処分場はセメント系物質を用いているか。

A：LLW サイロでコンクリート、LILW サイロではスチールとコンクリートで壁面を補強している。

○VLJ 処分場視察

Niemi 女史の案内により VLJ 処分場を視察した (Palmu 氏はミーティングのみ参加)。地上から地下 60m のサイロ上部まで徒歩で移動した。所々壁面がグラウトされていたが、壁面からの水の浸出が非常に少なく、乾燥した環境であると感じた。

LLW と LILW のサイロ上部はふさがれており、廃棄物を直接観察することはできないようになっていた (数年前は内部も見えたとのことであった)

また、サイト上部の地下 60m レベルに ONKALO の展示室があった。ここは 2013 年 12 月に開設されたばかりの施設であった。模擬処分孔が掘削されていたり、銅キャニスタや圧縮ベントナイトのサンプルがあり、銅の重さや、ベントナイトブロックの硬さを実感できるようになっていた。また、実際の ONKALO の 420m 実証坑道から採取されたボーリングコアがあり、岩石試料を取得できるようになっていた。



図 5-1 VLJ 処分場坑道内



図 5-2 VLJ 処分場内部。サイロ上部はふさがれていた。



図 5-3 ONKALO 展示室内



図 5-4 銅キャニスタの模型と ONKALO420m 地点のボーリングコア

6. STUK 訪問

6.1 訪問日時：2014 年 2 月 25 日（火） 10:00～12:00

6.2 場所：STUK 会議室（ヘルシンキ）

6.2 対応者

STUK：Risto Paltmaa（Director）

Kai Hamalainen（Inspector、Nuclear Waste Management）

通訳：グスタフソン 美沙子

6.3 調査内容

放射線・原子力安全センター（STUK）を訪問し、使用済燃料処分場の建設許可申請に係る安全審査の状況、フィンランドの放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の規制、STUK による VLJ 処分場の安全監督について聞き取り調査を行った。



図 6-1 STUK との会議の様子

○使用済燃料処分場の建設許可申請に係る安全審査の状況について

最初に STUK から建設許可申請書の安全審査についてプレゼンがなされた。以下に概要を示す。

フィンランドでは2000年の政府による原則決定と2001年の国会による承認により、使用済燃料の処分地がオルキルオトに決まっているが、処分を開始するまでには事業者が建設許可と操業許可についてそれぞれ政府から発給を受ける必要がある。ポシヴァ社は2012年末に建設許可を申請しており、現在STUKが安全審査を実施している。STUKによる使用済燃料処分場の許可に係る規制活動についてはPORAプロジェクトと呼ばれる枠組みで実施している。（図5-2、PORAはフィンランド語で「ドリルで穴を開ける」という意味である）

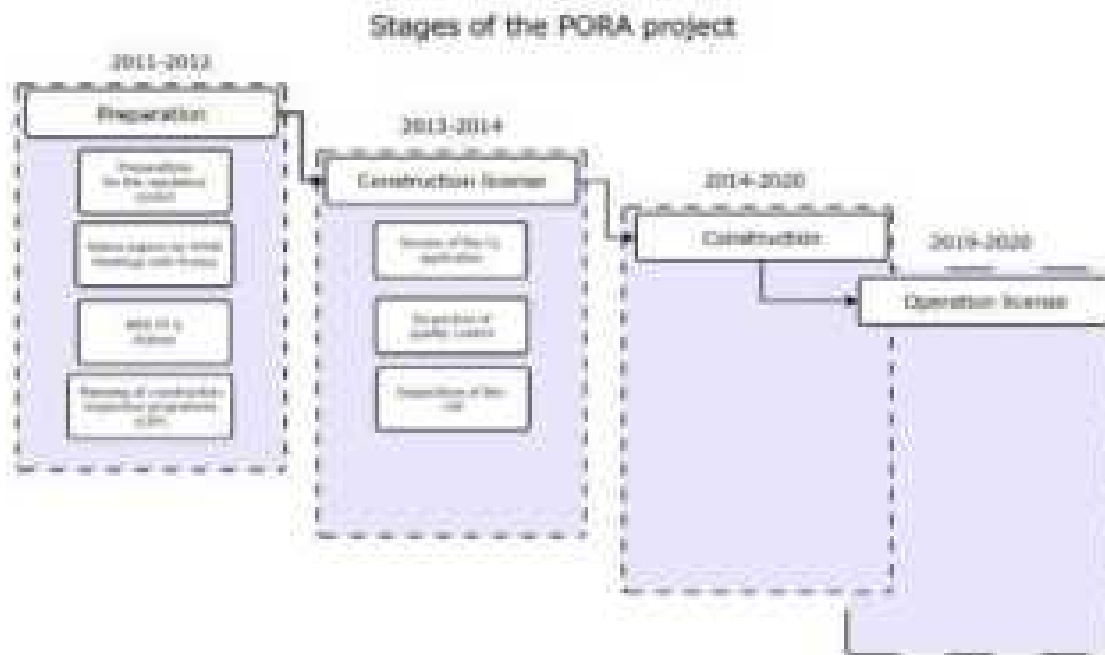


図6-2 使用済燃料処分場の許可に係る規制活動のプロジェクト

説明によれば、建設許可前の2011～2012年に準備活動（規制管理準備、ポシヴァとの会合、原子力法55条に関連するアクション、建設監査プログラム立案）をしており、2013～2014年の建設許可審査期間中には建設許可申請書の審査、品質管理の監査、建設監査（CIP）プログラムの検査の活動が行われている。図5-2には2014年～2020年、及び2019～2020年の期間にそれぞれ建設時、操業許可審査の活動が区分されているが、具体的な活動については記載されていない。

また、PORAプロジェクトのサブプロジェクトについては図5-3に示す8つのプロジェクトがあるとしている。8つのサブプロジェクトの範囲は放射線防護、品質マネジメント、封入施設と処分場設計、人工バリアシステム、サイト調査と地下施設の設計と建設、閉鎖後安全性評価、核物質防護、セキュリティとなっている。また、図5-3には、それぞれのサブプロジェクトにおいて審査対象となる文書が示されている。なお、当日説明に当たったKai Hamalainen氏がPORAプロジェクトの全体をマネジメントしているとのことであった。

Section/ subproject	Area of responsibility	Responsible person	Application documents
YIA/SAKA	Radiation protection (planning and environment), operational safety analysis, PRA, emergency and operational waste management	Arto Isolankila	PSM, Design phase PRA, preliminary plan for emergency
YIA/LATU	Quality organization, management, QC of construction and commissioning	Jouko Mononen	Description of quality management during construction, PSM
YIA/LASU	Design of Escapation plan and safety classification	Pavli Maaranen	PSM, Proposal for classification (SARAS)
YIA/EBSC	ESB	Marko Alenius	Safety Case, PSM
YIA/PARA	Site investigations, design and construction of the underground rooms	Ari Luukkonen	Safety Case, PSM
YIA/PCSC	Post closure safety assessment	Jarmo Lehtikoinen	Safety Case, PSM
YMA/PYVO	Nuclear materials / safeguards	Mikael Moring	Plan for arranging safeguards control
YTS/TUJA	Security	Tapani Hack	Preliminary plan for security

図6-3 PORAプロジェクトのサブプロジェクト

・安全審査の人員リソース

建設許可申請書の安全審査はSTUK職員、外部の協力機関、外部専門家を加えて全体で70～90名程度であるとしている。ただし、規制の独立性の確保のため、結論の作成についてはSTUK自身が行う。

・ STUK :

原子力廃棄物と核物質部門

－原子力廃棄物管理部門 17人

－核物質と原子力廃棄物輸送 5人

原子炉部門 (約35人)

－臨界、放射線防護、確率論的リスク解析 (PRA) 、設計 (機械、自動化、電気) 、セキュリティ等

・ VTT

技術支援組織 (TSO) としてSTUKと2016年まで契約 (+2年のオプション ; 建設許可の安全審査のみにとどまらない)

・ 外部専門家

閉鎖後セーフティケースの評価のために外部のコンサルタントを活用 (異なる分野からなる13人の専門家と契約)

・質疑応答

以下において主な質疑応答について示す。

Q：安全審査の透明性確保について

A：審査の決定文書等は公表するが、STUK の負担になるため審査過程での詳細なメモ等までは公表していない。ただし問い合わせがあれば一般的なことについては回答している。

Q：審査に用いている評価コードとその信頼性の担保について

A：例えば、スウェーデンで開発されている **Ecolego** と呼ばれるツールを使用している。これは地圏の核種移行と生物圏解析をするものであるが、基本的にシンプルな解析方法によって重要な結果の妥当性を確認する方針としている。

(報告者注：Ecolego はスウェーデン **Facilia** 社から販売されているソフトウェアパッケージである (<http://ecolego.facilia.se/ecolego/show/HomePage>))。

ポシヴァ社のセーフティケース **TURVA-2012** においても生物圏評価の一部の解析（スクリーニング解析）において使用されている。**TURVA-2012** の地圏での核種移行は別の評価コード（**GoldSim**、**MARFA**）が使用されている。）

Q：自治体の拒否権は原則決定までで、建設許可と操業許可については拒否権が担保されていないがこの背景は？

A：経済的な影響が考慮されている。

Q：STUK の HP で安全審査担当者を募集していたが、急造スタッフの状況等は如何。

A：人材の準備はもっと早くするべきだった。エキスパートになるためには 7～8 年程度必要である。また、部分的には専門家だとしても、安全審査全体を俯瞰できるようになることが重要だがなかなか難しい。また、審査に関して同様な考え方を共有するためには多くの作業・仕事を行う必要がある。

Q：安全審査において実施主体との連絡やり取りはどのようにしているのか

A：文書による通知の他、ミーティングや電子メールにてもやり取りしている。お互いに考えを理解しあうことが重要である。

○フィンランドの放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の規制

STUK は原子力と放射線の規制を監督する立場であり、非放射性有害物質の規制には関与していないとの説明があった。ポシヴァ社の環境影響評価書については、原子力関連部分のみを STUK はレビューし、環境に関連した部分については他の公的機関が評価を行い、その見解を政府に提示するとのことであった。

○VLJ 処分場の安全監督について

STUK から VLJ 処分場の安全監督についてプレゼンがなされた。以下にその概要を示す。

STUK は低中レベル放射性廃棄物管理に関して以下の 2 種類の検査を実施している。

- ・ E1 (運転廃棄物管理 ; 毎年) : 操業廃棄物の管理 (貯蔵、集計、処分施設使用)
- ・ E2 (廃棄物処分施設 ; 2 年に 1 度) : 処分施設のコンクリートと岩盤構造

検査は STUK の廃棄物管理に関する専門職員 (放射線防護、岩盤力学、建設・・・) 2 ~4 名により 1~2 日の期間で実施されている。また、その他の専門家が参加することもある (測定標準研究所、フィンランド地質調査所、フィンランド技術研究センター)。主要な確認項目や是正要件が立入検査後の会議で議論され、また TARKKA (検査計画と議事録) と呼ばれる IT システムを通じて報告される。検査報告 (inspection protocol) が作成され、立入検査後の会議に発電所に提出される。また、毎年特定のトピックスが詳細に検査・議論されるとしている。

前述の検査の頻度・間隔に関して、TVO の回答との相違については、TVO 側が何か勘違いがあるのではないかとのことであった。検査頻度は STUK が決定しているとのことであった。

E1 と E2 検査項目の概要については以下としている。

<p>E1 (運転廃棄物管理 ; 毎年)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物収集、取扱いと貯蔵エリアの条件 (ロックング (locking)、記録、放射線レベル) ・ 廃棄物の放射能決定に使用される機器と方法 ・ 廃棄物収集、分類、位置、量 ・ 廃棄物の規制管理からの免除 ・ 許認可手続き ・ 職業被ばく ・ 処分施設の使用と施設における放射線防護 ・ 操業経験 ・ 開発計画とプロジェクト
<p>E2 (廃棄物処分施設 ; 2 年に 1 度)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 処分施設のメンテナンス ・ 施設構造と建設の条件 ・ 施設周囲の岩盤条件 ・ 岩盤応力の測定 ・ 水理 ・ 地下水化学

○その他のトピックに関する質疑応答

その他について行った主な質疑応答について示す。

Q：フィンランドの 1980 年代の初期のサイト選定における STUK の活動について

A：初期の経緯については担当していた職員が退職しているため詳細に把握していない。ポシヴァ社に聞くのが良いと考える。(Risto Paltemaa 氏は STUK の職員として経歴が長い、以前は廃棄物管理とは別の部門に所属していたとのこと。なお、初期のレビュー文書について冊子を提供頂いた)

Q：フィンランドの制度的管理として、原子力法で閉鎖後の監視 (surveillance) が必要とされない方法によって処分することを規定している一方で、安全指針 YVL D.5 では必要な場合は閉鎖後監視を実施としていることの解釈について、また監視はどのような行為を意図しているのか。

A：監視については社会的な要求・圧力によって指針に含まれたものであり、安全に関連した要求ではない。具体的な行為については現在の技術で何をするか判断することは難しい。

Q：プレゼン資料で STUK の役割の一つにコミュニケーションがあるが、これは法令に記述されているのか。

A：STUK の機能の箇所で示されている。

(報告者注：関連すると思われる原子力法の第 55 条「監督機関」の箇所を確認した限りでは、コミュニケーションについて明示的な規定はされていない)

7. SSM 訪問

7.1 訪問日時：2014 年 2 月 26 日（水） 9:00～12:00

7.2 場所：SSM 会議室（ストックホルム）

7.3 対応者

SSM：Dr. Ingemar Lund（Senior Adviser）

Johan Anderberg（Director）

Dr. Anders Wiebert（Analyst）

Dr. Flavio Lanaro（Analyst）

通訳：Mizuko Sasaki-Stocklassa

7.4 調査内容

放射線安全機関（SSM）を訪問し、使用済燃料処分場の立地・建設許可申請に係る安全審査の状況、スウェーデンの放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の規制、SSM による SFR 処分場の安全監督について聞き取り調査を行った。



図 7-1 SSM との会議の様子

○使用済燃料処分場の建設許可申請に係る安全審査の状況について

スウェーデンでは SKB 社が 2011 年 3 月にエストハンマル自治体フォルスマルクを使用済燃料の建設予定地として処分場の立地・建設許可申請書を提出している。スウェーデン政府による処分場の建設、または操業の許可にあたっては、原子力活動法と環境法典に基づく審査が行われる必要があり、それぞれ SSM と土地・環境裁判所が審査を進めている。

SSM による安全審査に関するプレゼン内容についての概要を以下に示す。

SSM では安全審査の体制として、SSM の職員約 40 名、外部の専門家約 40 名の構成と

なっており、さらに 3 名の技術主査（technical secretary、具体的には外部のコンサルタント）を雇用している。また、大学等専門家にも難解であるが明確な科学的問題についても委託をしている。外部専門家（が所属するコンサルタント等の組織）は競争入札で選定し、3 年の契約を結んでいる。またお互いに独立した評価を行わせている。3 人の技術主査は 3 つの審査分野のそれぞれのサブパートの安全評価結果を統合する役割を担っている。3 つの審査分野は安全評価と統合、人工バリア、フォルスマルクのサイト適格性となっている（図 6-2）。

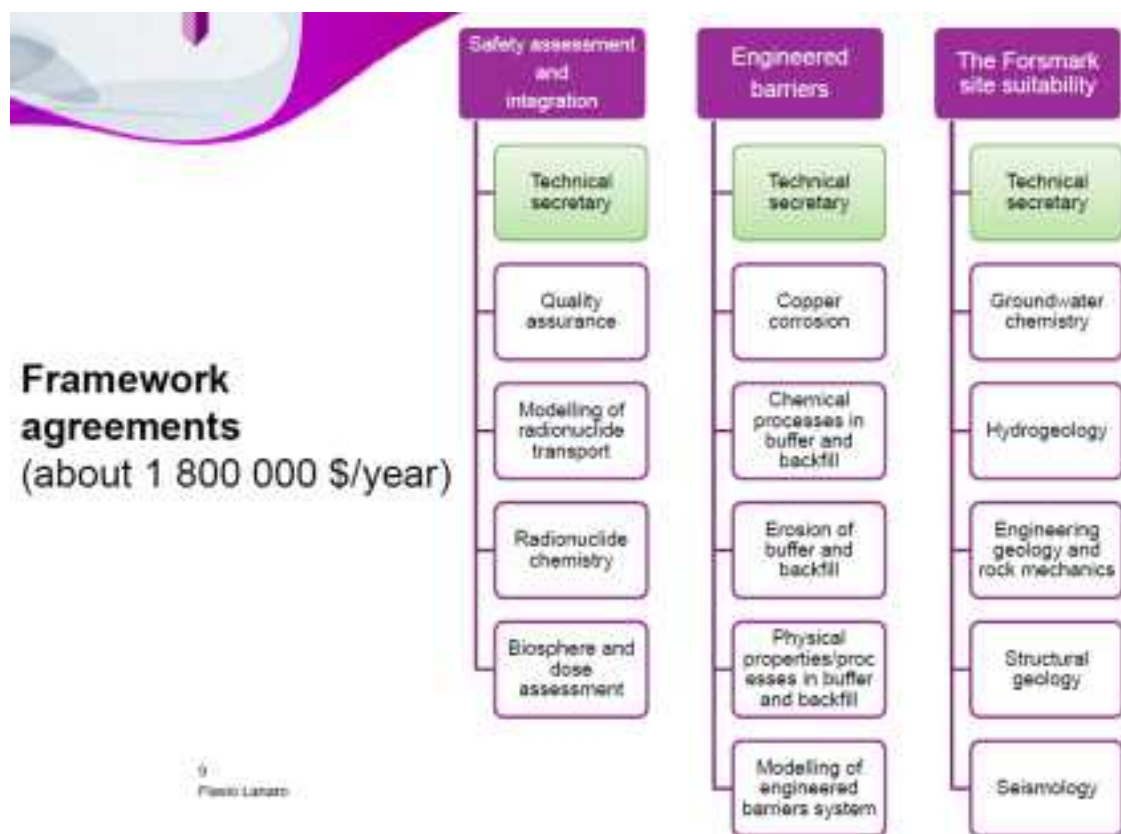


図 7-2 SSM による立地・建設許可申請に係る安全審査分野

また、大学等への委託研究については図 6-3 の分野となっている。

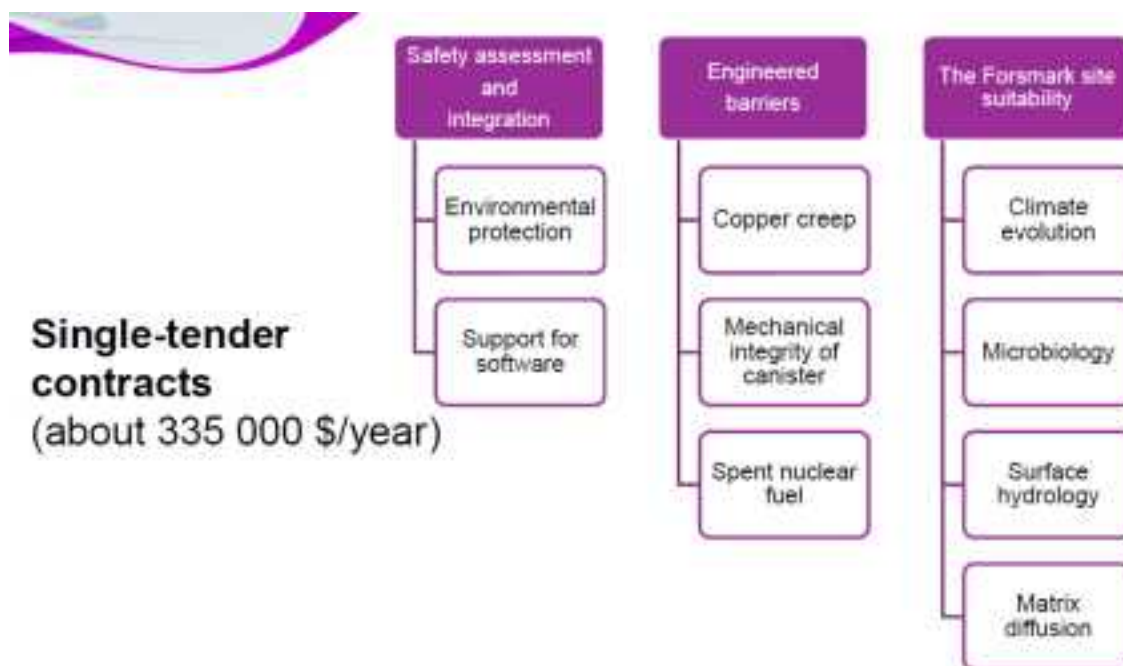


図 7-3 大学等へ委託する研究分野

その他、2011 年には OECD/NEA に委託して国際的な外部専門家によるピアレビューを実施している。

・ 質疑応答

以下において主な質疑応答について示す。

Q：審査に用いている評価コードとその信頼性の担保について

A：約 40 の商業用のコードを使用している（具体的なコード名については回答なし）。SKB 社とは違うものを用いている。SKB 社のコードについては、リファレンスをチェックするなどしてその適格性の確認も行っている。また、シンプルな基本ケースの検証のみを行っている。

Q：原子力活動法と環境法典における環境影響評価の審査の区分はどのようになっているのか。

A：SSM による審査は部分的には重複している。土地・環境裁判所に対して放射線に関する事項については SSM からも意見を提出している。

Q：安全審査において、SKB 社との連絡の取り方はどの様にしているのか。

A：最初は文書のみで連絡を取っていたが、追加の補足資料を提出させたとしても、こちらの意図が上手く伝わらず十分なものが提出されなかったこともあり、最近はミーティングをすることも始めた。文書のみによる連絡は理想的だが現実には難しい。

Q：安全審査における外部専門家は SKB 社の事業にも携わったことがないのか（フォルス

マルクのサイト適格性分野の技術主査はニール・チャップマン氏と言及していた)。

A：直前 4 年間に SKB 社のプロジェクトに参加していないことを条件にしている。また、最終的な審査の判断は SSM が行う。

Q：SSM への技術支援機関 (TSO) はどのような組織があるのか。

A：TSO はない。

Q：申請書は KBS-3V の処分概念に基づいているが、SKB 社は KBS-3H の研究開発を現在も継続している。許可を与えた後に SKB 社が KBS-3H に変更したいということになった場合はどうなるのか。

A：SKB 社としては KBS-3H も含めた許可を欲しい様子であるが、申請書にはその情報がないので、判断できずそれは難しい。

○スウェーデンの放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の規制

SSM は原子力と放射線の規制を監督する立場であり、非放射性有害物質の規制には関与していないとの説明があった。環境影響評価では、放射線影響も含む包括的な評価が行われるため、SSM は環境影響評価書の放射線安全にかかわる部分を評価し、その意見を土地・環境裁判所に伝えるとのことであった。

○SFR 処分場の規制監督について

SSM のプレゼンで紹介された SFR 処分場の規制監督の活動について以下に概要を示す。

SFR 処分場に関して、10 年毎に安全評価を実施することとなっている。SKB 社は 2001 年に「SAFE」と呼ばれる安全評価書を公表している。これは 34 の文書からなり、操業安全性と長期安全性の両方を扱っている。この目的は発給された許可と条件のフォローアップ、SFR 処分場の要件への順守状況を評価することとしている。更新された安全評価は 2008 年にレビューされている。次の更新は 2014 年が見込まれている (SFR 処分場の拡張に関する建設許可申請書に関連するため)。

SFR 処分場における検査項目としては放射性廃棄物の受け入れ基準の検査等を実施している。これは放射能の測定検査もするが方法論に焦点をあてている。

SFR 処分場のほか、スウェーデン国内には、4 か所の極低レベル放射性廃棄物の浅層処分施設 (地表埋立処分施設) が存在している。これらの埋設は、SSM が許認可を発給する施設であるが、操業中 (図 6-4) の検査では、作業員の防護、核種インベントリ、スロープの安定性、独立した管理者、文書について検査を行っている。



図 7-4 地表埋立処分の写真

・ 質疑応答

以下において主な質疑応答について示す。

Q：環境放射能モニタリングは実施しているのか。

A：実施している。検査プログラムにも入っているが重要な項目ではない。SFR からの影響は無視できるものであるが、フォルスマルク全体のモニタリングプログラムの中に含まれている。

○その他のトピックに関する質疑応答

その他について行った主な質疑応答について示す。

Q：スウェーデンの法規制フレームワークの特徴は「許認可所持者の責任を希薄化しないために、規則ではその達成への詳細な方法を指示するのではなく、達成すべき要件を定義するように策定している」点である。こうした規則の定め方の特徴は、SSM 規則に固有のものなのか、それともスウェーデンの他の規制当局の規則にも当てはまるのか。

A：その通りである。事業者には Self-control をしてもらおう。SSM もそのことについて信頼している。他の規則についてはケースバイケースである。

このような特徴を有す規則制定について規定等しているのは以下の文書とのものであった。

DS 1998:43 Myndigheternas föreskrifter- Handbok i författningsskrivning

8. SKB 社訪問

8.1 訪問日時：2014年2月26日（水） 14:00～17:00

8.2 場所：SKB 本社会議室（ストックホルム）

8.3 対応者

SKB International：Torsten Eng（Senior Adviser）

Dr. Mikael Gontier（Environment, Stakeholders and Community,
EIA-Expert）

通訳：Mizuko Sasaki-Stocklassa

8.4 調査内容

SKB 本社を訪問し、使用済燃料処分場の立地・建設許可申請に係る安全審査の状況、スウェーデンの放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の環境影響評価について意見交換を行った。



図 8-1 SKB 社との会議の様子

○使用済燃料処分場の立地・建設許可申請に係る安全審査の状況について

SKB 社より立地・建設許可申請に係る審査プロセスと現在の状況についてプレゼン説明が行われた。SKB 社による立地・建設許可申請は原子力活動法と環境法典の 2 つの法律に基づいて 2 つのサイト（エストハンマル自治体フォルスマルク、オスカーシャム自治体）を対象として 3 種類の申請（処分施設の建設、及びキャニスタ封入施設の建設（以上は原子力活動法に基づく）、立地選定（環境法典に基づく））がなされており、処分施設の建設をするには SSM、土地・環境裁判所、エストハンマル自治体、オスカーシャム自治体、政府による承認が必要であるとのことである（図 7-2）。

Licensing review according to Nuclear Act and Environment Code

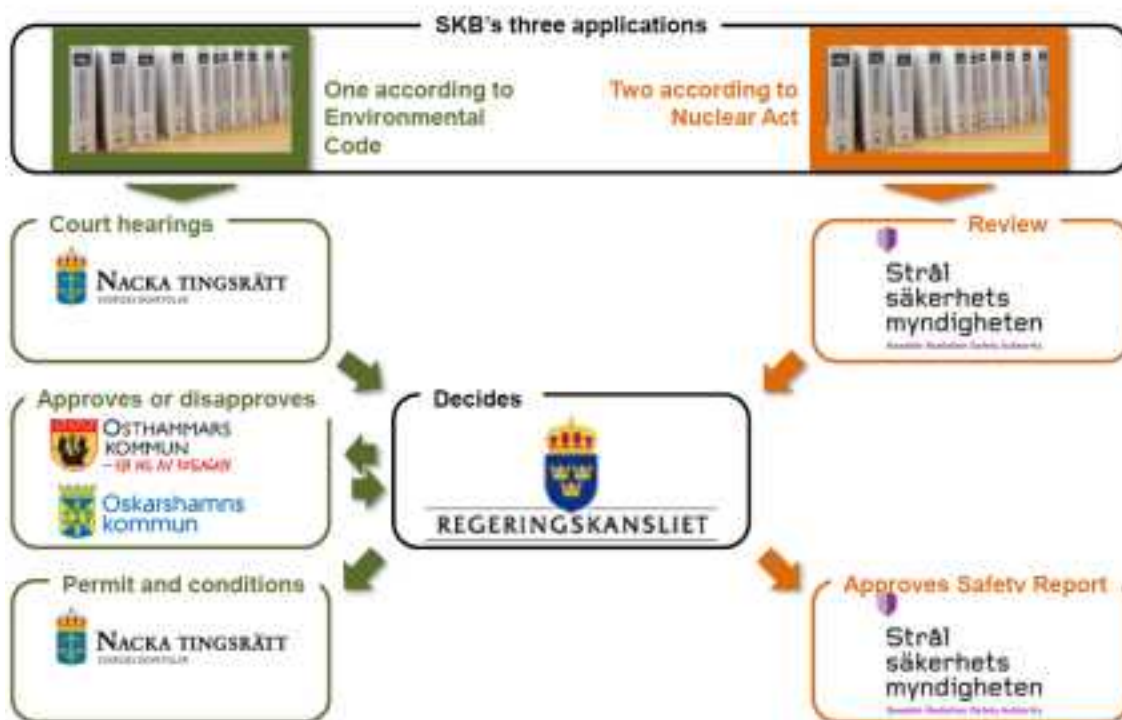


図 8-2 立地・建設許可申請に係る審査の枠組み

審査において、SSM や土地・環境裁判所から質問が寄せられており、また、それぞれの規制機関を通して公衆からの質問も寄せられているとのことであった。土地・環境裁判所を通じた公衆からの質問はほぼそのまま SKB 社に寄せられているが、SSM を通じて寄せられる質問は SSM が選別しているとのことであった。また、土地・環境裁判所を通じた公衆からの質問受け付けは通常は数ヶ月であるが、今回の審査では 3 年経過しても継続しているとのことであった。環境影響評価書に関連して超深孔処分や使用済燃料の資源としての有効利用に関する代替処分オプションについての考えに関する質問があったが、この質問が SSM からなされたこと（環境影響評価に関して土地・環境裁判所を通じた SSM の質問）について SKB 社では驚きであったとのことである。これは、従来 SKB 社は法律に基づき 3 年毎に放射性廃棄物管理に関する RD&D 計画書を提出して SSM などからレビューを受けていたので、何故いまさらこのような質問がなされるのかが不可解であったとのことである。

○環境影響評価における放射性廃棄物処分場の非放射性有害物質の安全評価について

スウェーデンでは、原子力法活動法と放射線防護法により、事業者は許認可申請において環境影響報告書（英語では Environmental Impact Statement: EIS）の提出が義務づけられている。また、環境法典第 6 章第 3 条において、環境影響評価書の目的は「計画され

た事業または措置が、直接的または間接的に、人、動物、植物、土地、水、空気、気候、景観及び文化的環境に対して与える可能性がある影響を特定」すること、及び「人間の健康と環境に対する全体的な影響評価を可能にする」と記載されている。

SKB 社より環境影響評価における放射性廃棄物処分場の非放射性有害物質の安全評価についてプレゼン説明が行われた。

評価方法としては 3 段階の手順となっており、①スクリーニング、②次のステップに移行して評価を継続するかどうかの判断、③重点的な評価対象元素の既存の基準との比較となっている。(図 7-3)

Methodology for the study of chemotoxic risks and impacts

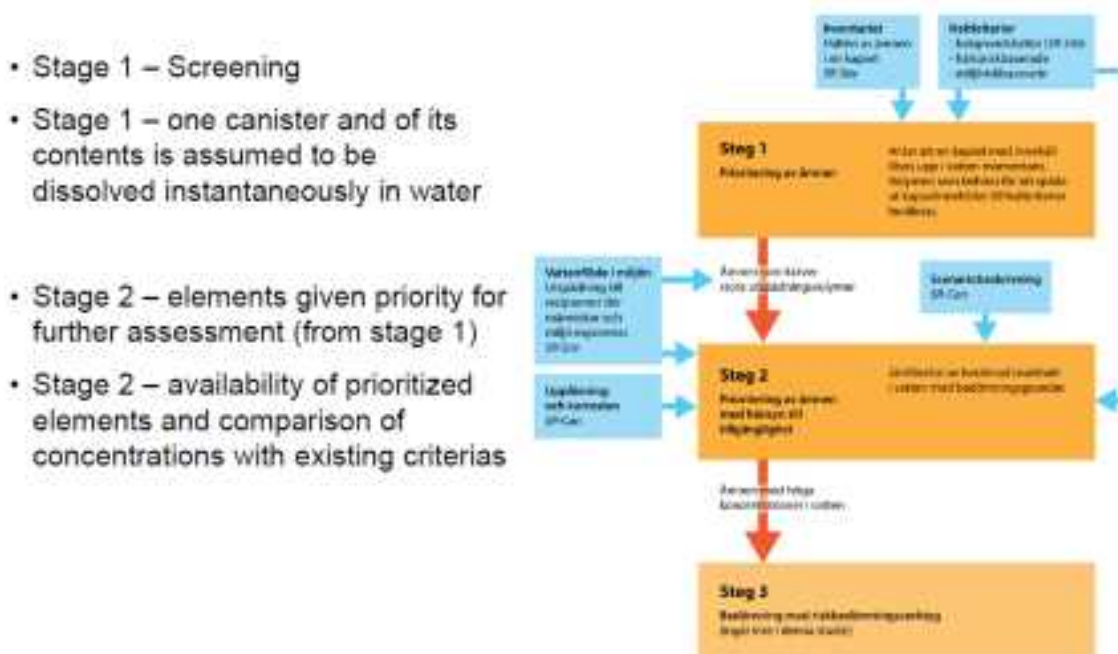


図 8-3 非放射性有害物質の安全評価方法

最初に、銅キャニスタ、鋳鉄インサート、使用済燃料、燃料集合体からなるキャニスタ 1 体あたりのほぼ全元素のインベントリを求めて、1kg 以上になる元素を対象に第 1 段階のスクリーニングを行っている（ただし、炭素や酸素等の主要元素については除外している）。

次に腐食や酸化還元反応による使用済燃料、燃料マトリクス、銅キャニスタからの元素の溶解について評価を行っている。これは SR-Can 安全評価報告書におけるキャニスタ 10 体が損傷したシナリオに基づいている。最後に溶存データについてサイトの地下水や地表水のバックグラウンド濃度、飲用水基準、欧州の環境品質基準、他の有害元素研究との比較により評価が行われる。

実際に評価を実施した結果、ステップ 1 のスクリーニングでは銅とウランが重点的評価

対象元素となった。しかしながら、ステップ 2 の単純で保守的な溶解データ評価において、健康や環境の基準を超えないことが判明したため、核種安全評価と同様の評価は行わない結果となったとのことである。

次に、SFR 処分場における有害化学物質の環境影響評価について紹介がなされた。このプロジェクトは約 1 年前に開始されたもので、現在の継続中のものである。

最初に様々な廃棄物に含まれる物質のインベントリ情報の収集が行われているが、例えば、廃止措置からの廃棄物は現在までのところ発生しておらず、廃棄体に含まれる元素や物質が特定できず、また、それらの量についても十分な情報がなくこれらが評価において問題となっているとのことである。そのため、飲料水基準や環境基準等を超えることなく、廃棄体中に存在可能な有害物質の量を推定することを検討しているとのことであった。

以下において主な質疑応答について示す。

Q：溶解データはどのようなパラメータによって評価したのか。

A：溶解度を用いている。吸着は考慮していない。

Q：建設が予定されている使用済燃料処分場の SFR 処分場からの距離と、例えば SFR 処分場から処分システムに影響を及ぼす物質（硝酸塩等）の影響について評価を行っているか。

A：距離は 2～3km 程度である。このような影響について評価は行っていない。理由としては、使用済燃料処分場と SFR 処分場の間には大規模破碎帯があり、これを境界にして水理条件が異なっており、SFR 処分場からの物質の移動はあまり考える必要が無いこと、またこのような影響に関する質問は今までされたことがないことが挙げられる。

Q：他の国で同様な放射性廃棄物処分場における非放射性有害物質の環境影響評価を行った例について

A：フランスのラ・マンシュ処分場にて ANDRA が評価を行った例がある。そこでは処分場が建設される前の工場によるカドミウムや水銀の土壌汚染がある。ANDRA の Yammick Segura 氏という方が詳しい。

9. SFR 視察

9.1 訪問日時：2014年2月27日（木） 10:00～15:00

9.2 場所：SKB 社事業所会議室、SFR 処分場（エストハンマル自治体フォルスマルク）

9.3 対応者

SKB 社：Linda Bergman（Information Officer）

9.4 視察内容

エストハンマル自治体フォルスマルクの SKB 社事業所を訪問し、最初に SFR 処分場の概要の説明を受けた後に、SFR 処分場を視察した。



図 9-1 SKB 社事業所における SFR 処分場の紹介説明

SFR 処分場は 1983 年に建設が開始され、1988 年に操業を開始し、現在短寿命核種の放射性廃棄物の処分が行われている。2014 年に処分場の拡張に関する建設許可申請がなされる予定であり、拡張部分の建設開始が 2017 年、操業開始が 2023 年と見込まれている。図 8-2 の青色部分が拡張予定部分であり、このうち 1BRT の部分は廃止措置に伴う解体廃棄物の処分が行われ、炉心も（部分切断等せずにそのまま）処分するとのことである。2BLA～5BLA は低レベル放射性廃棄物処分の坑道であり、2BMA は中レベル放射性廃棄物を処分する坑道の予定とのことである。現在の処分坑道（図 8-2 の灰色部分）は深度 50m であり拡張部分は深度 120m である。拡張予定の低レベル放射性廃棄物坑道の位置が深いのは、安全性の理由ではなく単に現在の坑道を延長するには場合には操業に影響が出るためとの説明があった。SFR からの排水については、一旦貯蔵するためのタンクに集められた後、近接する発電所施設での水質等チェックの後、海洋に放出しているとのことであった。水質は、海水同様（多少塩濃度が高い）と説明された。また、現在ゲートの変更工事を行っていた。この変更についても規制機関である SSM からの許可を得ているとのことであった。

次に SFR 処分場へ移動し視察を行った（写真撮影は禁止されていた）。低レベル放射性廃棄物の処分坑道と中レベル放射性廃棄物が処分されているサイロを視察した。壁面からの水の流入は少ないものの、フィンランドの VLJ 処分場と比較すると流入量が多い印象を受けた。また、坑道の壁面近傍全体に geotextile filter と呼ばれる覆いがされていた。これにより坑道内廃棄物への直接的な水の接触が防止されていた。説明によると材質は 50 年程度の耐久性があるとのことであった。

中レベル放射性廃棄物を処分しているサイロでは線量が高いため直接内部を視察することはできなかった。廃棄物層の表面で 500mSv/h の線量との説明があった。

SSM の検査は予告のある場合と、突然行われるものがあるとのことであった。また、廃棄体については、製造者が責任を受入基準を満たすことを確認して製造しており、受け入れ時の検査等を行っていないとのことであった。

図 8-2 には特に示されていないが、地表から SFR 処分場に少し進入した坑道付近に、前日 SKB 社の Gontier 氏から説明があった、大規模破碎帯があるとのことであった。（バスで移動したため直接見ることはなかった）。



図 9-2 SFR 処分場のイメージ図（灰色が既存部。青色部は今後拡張予定。）

10. まとめ

フィンランドとスウェーデンの放射性廃棄物処分の実施主体、安全規制機関、処分関連施設を訪問し、高レベル放射性廃棄物処分の進捗動向、安全規制に関する情報、操業中の処分場の安全規制、及び非放射性有害物質の環境影響評価に関する情報を得た。

使用済燃料処分場の建設許可申請の審査については、フィンランドとスウェーデンの規制機関は共に外部の専門家を多く活用しており、特にスウェーデンにおいては最終的な安全審査の判断は SSM が行うものの、安全評価の取りまとめは国外の専門家が担当しているのが特徴であった。以前に実施主体の事業に関与したことがある外部専門家の審査への参加には一定の条件を付していたが、専門性の高い審査を実施することと規制の独立性を確保することについての両立には苦勞していることが伺われた。審査の過程での実施主体とのコミュニケーションは文書のみでは意図が伝わらないため、ミーティングや電子メールも活用している実態が分かった。

放射性廃棄物処分場に係る非放射性有害物質の環境影響評価については、フィンランドにおいては法的要件が定められていないこと、スウェーデンでも環境影響評価においてあらゆる評価を実施する位置づけとなっているのみで、詳細な要件が定められていないことが明らかとなった。一方、ポシヴァ社と SKB 社は環境影響評価の支援文書の位置づけで非放射性有害物質の環境影響評価報告書を作成しているが、どちらの報告書においても非放射性有害物質の人の健康・環境に対する影響は小さいことが明らかとなった。

本訪問調査においては、原子力規制庁による放射性廃棄物処分における非放射性有害物質の規制の検討に資することを目的の一つとしているが、フィンランド・スウェーデン共に原子力・放射線の規制機関が環境影響評価書の審査については原子力・放射線安全の部分のみ評価を行い、非放射性有害物質の環境影響評価に関与していないことが明らかとなった。

以上

諸外国の高レベル放射性廃棄物処分での安全レビュー

	定期・不定期の安全レビュー	安全レビュー結果の対応
米国	<ul style="list-style-type: none"> 性能確認プログラムの目的：サイト特性調査、建設、定置及び操業段階の全体を通じ、性能目標の遵守に影響を及ぼす可能性のある許認可申請において仮定された条件に重要な変化が起こった場合に、それらを特定するため実施される。<10 CFR Part 63 の § 63.113 他> 性能確認プログラムは、以下の状況を示すようなデータを提供するように実施する：①建設及び廃棄物定置作業中に実際に遭遇した地下の条件やこれらの条件の変化が、許認可審査で想定された限度内に収まっているかどうか。②処分場の操業にとって必要であり、永久閉鎖後にもバリアとして機能することが設計に組み込まれているか、想定されている自然体系及び人工システムが、意図及び予測されたように機能しているかどうか。<10 CFR Part 63 § 63.131(a)> 	<ul style="list-style-type: none"> 地質工学的なパラメータと設計パラメータの確認：現場で遭遇した条件に対応する上で必要な設計上の変更に関する情報を NRC に提供する。当初の設計基準及び前提の間に重要な相違が存在する場合、設計及び建設方法の修正の必要性を明らかにし、相違点、地層処分場にとっての重要性、勧告される変更を NRC に報告する。<10 CFR Part 63 § 63.132> 設計試験、廃棄物パッケージのモニタリング及び試験には、具体的な対応が規定されていない。<10 CFR Part 63 § 63.133、§ 63.134> NRC の審査が完了するまでの期間、廃棄物の回収可能性を維持。回収可能性を維持する期間は、廃棄物の定置開始後 50 年間。<10 CFR Part 63 § 63.111>
フィンランド	<ul style="list-style-type: none"> 安全評価は、原則決定申請書、建設許可申請時の予備安全評価、操業許可申請時の最終安全評価及び最終閉鎖計画の策定時に実施される。 安全要求事項との関係で、解析の結果に決定的な影響を持つ新しい情報が出現した場合には、安全評価を更新する。<YVL8.4 4.1> 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な対応は不明確。
スウェーデン	<ul style="list-style-type: none"> 施設建設前、既存施設の大規模な改造または変更の前に、予備的安全報告書を作成。施設の試験操業開始前に、建設完了後の状態を反映して安全報告書を更新。通常操業に先立って、試験操業で得た経験を考慮して、安全報告書を補足。各段階において、第 4 章 3 条に基づいた安全レビュー〔※事業者自身が担当部門及び独立部門で実施する二段階のレビューのこと〕を実施し、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しなければならない。<SSMFS2008:1 第 4 章 2 条> ○定期的な安全レビュー ・原子力施設を所有または操業する許可 	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な対応は不明確。 ・定期全体評価の報告事項として、次の

	定期・不定期の安全レビュー	安全レビュー結果の対応
	<p>を保持する者は、少なくとも 10 年ごとに、当該施設の安全性及び放射線防護に関する全体評価を実施しなければならない。この評価は、科学技術の発展を考慮した上で実施しなければならない。</p> <p><原子力活動法第 10a 条(2011 年発効)></p> <ul style="list-style-type: none"> 施設の安全性及び放射線防護に関する定期全体評価に関する規定が原子力活動法第 10a 条にある。放射線安全機関は、当該施設の全体評価の審査に関して、詳細な期限を決定する。 <p><SSMFS2008:1 第 4 章 4 条></p> <p>○不定期のレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全報告書に記述されている条件に影響を与えるような施設の技術的な変更及び組織の変更、並びに安全報告書の本質的な変更については、第 3 条に従った安全レビュー〔※事業者自身が担当部門及び独立部門で実施する二段階のレビューのこと〕を実施しなければならない。変更実施前に、その内容を放射線安全機関に通知しなければならない。 <p><SSMFS2008:1 第 4 章 5 条></p> <ul style="list-style-type: none"> 最終処分場のバリア機能のいずれかに、安全性報告書で予測されたもの以外に閉鎖後安全性を低下させるような不具合が最終処分場の建設中または操業監視中に見出された場合は、その旨を遅滞なく放射線安全機関に報告。そのような不具合の疑い、あるいは将来に不具合が生じる可能性がある場合にも適用する。 <p><SSMFS2008:21 第 4 条></p>	<p>2 つ—①施設の構造、機能、組織及び活動が、原子力発動法、環境法典及び放射線防護法の要件、並びにこれらの法律に基づく規定及び条件をいかに満たしているか、②これらの規定及び条件が、次回の全体検査の実施時まで満たされると判断する上での前提条件一の記載を原子力活動法第 10a 条で求めている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 具体的な対応は不明確。
ドイツ	<ul style="list-style-type: none"> 定置作業時、廃止措置時及び廃止措置後の一定の期間では、これらの段階で実施された安全解析及びセーフティケースの入力データ、仮定及び説明内容が維持されていることを確認するために、モニタリング及び情報保存プログラムが実施されなければならない。特に、このプログラムは、発熱性廃棄物、工学的措置及び岩石力学的事象に対する岩石の熱力学的反応の影響を記録するものであるべきである。記録については、さらに、最終処分場の影響範囲内の湧き水、地下水、地盤、河川及び空気中の放射能濃度の初期状態並びにその進展を含むべきであ 	<ul style="list-style-type: none"> セーフティケースの当該データ、説明内容及び仮定した事項からの大きな逸脱は、その安全性に対する意義に関して評価されるべきである。必要な場合には、重要な安全機能の損傷を低減するために、定置または廃止措置の際に操業者によって対策が講じられるべきである。 <p><発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件></p>

	定期・不定期の安全レビュー	安全レビュー結果の対応
	<p>る。上述のセーフティケースの当該データ、説明内容及び仮定した事項からの大きな逸脱は、その安全性に対する意義に関して評価されるべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 定置作業の期間において操業者は、10年間隔で、安全性に係わる技術の最新状況の変化をレビューしなければならない。このレビュー及び確認には、最終処分場の操業経験を反映しなければならない。処分場の操業中のプラント安全性を評価する際には、関連法令の改正、定置技術の向上、知見の進展状況が考慮されることを保証すると同時に、操業段階におけるセーフティケースのレビュー及び確認によって、定置作業が最適化されていること、並びに全ての参加者が最新の知識をもつことを保証すべきである。 <p><発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件></p>	
スイス	<ul style="list-style-type: none"> 操業許可の取得者は、施設の耐用期間中、検査及び計画性を持った安全評価を実施しなければならない。 <p><原子力法第 22 条></p> <ul style="list-style-type: none"> 安全評価は以下の各々の許認可申請の段階に実施。a 概要承認申請、b 建設許可申請、c 操業許可申請、d 処分場の閉鎖申請、e 処分場閉鎖後、処分場を原子力法の適用から外すための申請。 <p><ENSI-G03></p>	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な対応は不明確。
フランス	<p>(事業許可段階)</p> <p>ANDRA は許可申請に際して、予備的安全解析書、リスクのインベントリ、それらのリスクを防止するための措置の解析、及び事故の発生確率を低減し事故影響を緩和するための方策を DGSNR (現 ASN) に提出する。</p> <p><INB デクレ第 3 条></p> <p>(建設段階)</p> <p>ANDRA は、放射性物質の最初の使用の遅くとも 6 カ月前までに、安全解析書、一般運転規則、内部緊急時計画を DGSNR に提出する。</p> <p><INB デクレ第 4 条></p> <p>(操業段階)</p> <p>ANDRA は、施設の操業に先立ち、DGSNR に最終安全解析書及び一般運</p>	<p>原子力基本施設 (INB) の許可保有者 (放射性廃棄物処分の場合は ANDRA) は、安全レビューを定期的実施する。許可保有者は、原子力安全機関 (ASN) 及び原子力安全に関する主務大臣に、このレビューの結論のほか、確認された異常を是正するため、または当該施設の安全性を向上するために講ずることを検討している措置も記載した報告書を提出する。報告書を分析した上で、原子力安全機関は、新たな技術的な規定を課すことができる。</p>

	定期・不定期の安全レビュー	安全レビュー結果の対応
	<p>転規則と内部緊急時計画の改訂版を提出する。</p> <p>＜INB デクレ第 4 条＞ (閉鎖段階) ANDRA が施設の閉鎖を決定した時は、DGSNR にその旨を通知し、将来の解体の各段階を明確にした資料などを提出する</p> <p>＜INB デクレ第 6 条 3＞</p>	
英国	<p>当該施設の操業段階において、我々は許可または環境許可の定期的な再審査を実施する。操業者との間で審査の実施時期及び範囲に関する合意が成立する、と我々は期待している。定期的な再審査を支援するために、操業者が更新された環境セーフティケースを提出する、と我々は期待している。</p> <p>(地層処分施設の許可要件ガイダンス)</p>	<p>更新された環境セーフティケースを受領した後で、我々は許可または環境許可に関する再審査を実施すると共に、設定されている制限及び条件を修正する必要があるかどうかを判断する。</p> <p>(地層処分施設の許可要件ガイダンス)</p>

根拠法令の抜粋

1. 米国

○ 10 CFR Part 63

§ 63.2 定義

性能確認とは、本パートのサブパート E に示された性能目標が満たされることを立証するために用いられる情報の妥当性を評価するために実施される試験、実験及び分析計画のことをいう。

§ 63.102 概念

(m) 性能確認：性能確認プログラムは、処分場の建設及びその後に行われる廃棄物の定置を可能にした調査結果につながる仮定、データ及び分析の適切性を評価するために実施される。主要な地質工学及び設計面でのパラメータ(天然及び人工システム及び構成要素の間の何らかの相互作用を含む)の監視が、サイト特性調査、建設、定置及び操業段階の全体を通じ、§ 63.113(b)及び(c)で指定された性能目標の遵守に影響を及ぼす可能性のある許認可申請において仮定された条件に重要な変化が起こった場合に、それらを特定するために実施される。

§ 63.111 永久閉鎖に至るまでの地層処分場操業エリアに関する性能目標

(e) 廃棄物の回収可能性：

(1) 地層処分場操業エリアの設計は、廃棄物の定置期間中及びその後の期間を通じて、性能確認プログラムと同プログラムで得られた情報に関する NRC の審査が完了するまでの期間にわたり、廃棄物の回収可能性が保たれるものでなければならない。この目標を達成するために、地層処分場操業エリアは、定置された廃棄物のすべてまたはいずれかの回収が、廃棄物定置作業が開始されてから 50 年間経過するまでのいずれかの時点で始まる合理的なスケジュールによって可能になるように設計されなければならないが、NRC が当該期間について別の承認または指定を行った場合には、この限りではない。この別途定められる期間は、それぞれのケースごとに、定置スケジュール及び予定されている性能確認プログラムとの一貫性を保った形で設定することができる。

サブパート F：性能確認プログラム

§ 63.131 一般的な要件

(a) 性能確認プログラムは、実行可能な限りにおいて、次の点に関するデータをもたらすものでなければならない。

(1) 建設及び廃棄物定置作業中に実際に遭遇した地表面下の条件やこれらの条件の変化が、許認可審査で想定された限度内に収まっているかどうか。及び、

(2) 処分場の操業にとって必要であり、永久閉鎖後にもバリアとして機能することが設計に組み込まれているか、想定されている自然体系及び人工システムが、意図及び予測された機能を果たしているかどうか。

(b) 性能確認プログラムは、サイト特性調査中に開始され、永久閉鎖まで継続されなければならない。

(c) 性能確認プログラムには、本セクションのパラグラフ(a)で要求されているデータを入手する上で適切と考えられる原位置モニタリング、室内試験及び現場試験、原位置実験が含まれなければならない。

(d) 性能確認プログラムは、次のような形で実施されなければならない。

(1) このプログラムによって、地層処分場の地質及び人工の要素がそれぞれの性能目標を満たす能力に悪影響が生じることはない。

(2) このプログラムによって、サイト特性調査、建設及び操業活動によって変化した可能性のある地質環境に関するパラメータ及び自然プロセスに関する基礎情報と、それらの基礎情報に関する分析がもたらされる。

(3) このプログラムによって、地層処分場の性能に影響を与え得るパラメータの基礎条件の変化を対象とした監視及び分析が行われる。

§ 63.132 地質工学的なパラメータと設計パラメータの確認

(a) 処分場の建設及び操業期間中、監視、測定、試験及び地質図作成のための連続的な計画が実施されなければならない。この計画の目的は、地質工学的パラメータと設計パラメータの確認を保証すると共に、現場で実際に遭遇した条件に対応する上で必要な設計上の変更に関する情報を NRC に提供するために適切な措置がとられることを保証することにある。

(b) 地表面下の条件は、設計で用いられた前提に照らして監視及び評価されなければならない。

(c) 測定及び観察を行うべき具体的な地質工学及び設計面でのパラメータが、自然体系及び人工システム及び構成要素の間の何らかの相互作用を含めて、性能確認プログラムにおいて特定されなければならない。

(d) これらの測定及び観察は、当初の設計基準及び前提と比較されなければならない。測定及び観察された結果と、当初の設計基準及び前提の間に重要な相違が存在する場合、設計及び建設方法の修正の必要性が明らかにされなければならない。これらの相違点、それらの地層処分場にとっての重要性、さらには勧告される変更が、NRC に報告されるものとする。

(e) 地下施設の熱力学的な応答に関する原位置モニタリングは、地質学的な特徴及び人工特徴の性能が設計限度内であることを保証するために、永久閉鎖まで実行されなければならない。

§ 63.133 設計試験

(a) 建設の初期及び開発段階では、設計において使用される人工システム及び構成要素(例として、ボーリング孔及び立坑の密閉材、埋め戻し材、ドリップ・シールドなどが挙げられる)に加えて、廃棄物パッケージ、埋め戻し材、ドリップ・シールド、岩石及び不飽和帯及び飽和帯の水の間の熱相互作用に関する試験を行う計画が実施されなければならない。

(b) この試験は、実行可能な限り早期に開始されなければならない。

(c) 処分場設計に埋め戻しが組み込まれている場合、永久的な埋め戻し材の設置が開始される以前に、埋め戻し材の設置及び圧密手段の効果を設計要件に照らして評価するための試験が実施されなければならない。

(d) ボーリング孔、立坑及び斜坑を密閉するための本格的な作業が開始される以前に、ボーリング孔、立坑及び斜坑の密閉材の効果を評価するための試験が実施されなければならない。

§ 63.134 廃棄物パッケージのモニタリング及び試験

(a) 地層処分場操業エリアにおいて、廃棄物パッケージの条件をモニタリングするための計画が設定されなければならない。この計画のために選択される廃棄物パッケージは、地下施設に定置されるパッケージを代表するものでなければならない。

(b) 廃棄物パッケージ・モニタリング計画のために選択された廃棄物パッケージの環境は、地層処分場操業エリアにおける安全な操業と両立する範囲内で、本格操業において廃棄物が定置される環境を代表するものでなければならない。

(c) 廃棄物パッケージ・モニタリング計画には、廃棄物パッケージの内部状況に焦点を絞った室内実験が含まれなければならない。またこの室内実験では、実行可能な限り、廃棄物パッケージ・モニタリング計画中に地下施設に定置された廃棄物パッケージが実際に経験する環境が作り出されなければならない。

(d) この廃棄物パッケージ・モニタリング計画は、永久閉鎖が行われる時点まで、実行可能な限りの長期にわたって継続されなければならない。

2. フィンランド

○放射線・原子力安全センター(STUK)：使用済燃料処分の長期安全性の指針 YVL 8.4(2001.5.23)

4. 安全要求事項遵守の証明

4.1 一般的アプローチ

政府決定の第 28 条に拠れば、

「長期的放射線保護目的の応諾と処分概念及びサイトの適合性は、予想される展開と長期的安全を害する想定外の破壊的事象の両方を取り扱った安全評価によって、正当と理由づけるものとする。」

安全評価は次のことを含むものとする。

- ・処分システム（廃棄物キャニスタ、埋め戻し材料と密封構造、掘削された部屋、母岩及び地下水、処分サイトの特性）の記述とバリアの定義
- ・処分システムの潜在的な将来の展開の解析（シナリオ解析）
- ・バリアに対する性能目標の定義
- ・要求される概念的及び数学的モデルリングとこれらのモデルで必要とされる入力データの決定による処分場システムの機能的な記述
- ・廃棄物から放出され、バリアを貫通し、生物圏に入る放射性核種からの放射能放出量と結果として生じる線量の評価
- ・実行できる時はいつでも、長期的安全を害する想定外の破壊的事象から生じる、放射能の放出量と放射線量の見込みの推定
- ・量的に評価できないような現象と事象の重要性に関する不確実性及び感度解析と補足的論議
- ・評価の結果と安全要求事項の比較
- ・安全評価の文書化

安全評価の様々なフェーズが注意深く記録されねばならない。文書は以下を目標としなければならない。

- ・透明性。これによりアプローチ、手法、結果及び評価の個々の部分と全体への結び付きが容易に発見されるようになる。
- ・追跡可能性。これにより採用された仮定、入力データ及びモデルの正当性が、安全評価報告書またはその参考報告書において容易に見つけられるようになる。

安全評価は、原則決定申請書、予備安全評価報告書、最終安全評価報告書及び最終閉鎖計画に含めるものとする。さらに、安全評価は、安全要求事項との関係で評価の結果に決定的な影響をもつ新しい情報が出現した場合には、更新するものとする。

3. スウェーデン

○原子力活動法（2010年改正）

第10a条（2011年1月1日に発効）

原子力施設を所有または操業する許可を保持する者は、少なくとも10年ごとに、当該施設の安全性及び放射線防護に関する全体評価を実施しなければならない。この検査は、科学技術の発展を考慮した上で実施されなければならない。またその中には、下記の各号の解析及び説明が含まれていなければならない。

1. 施設の構造、機能、組織及び活動が、本法律、環境法典及び放射線防護法（SFS 1988:220）の要

件、並びにこれらの法律に基づいて設定された規定及び条件をいかに満たしているか。

2. これらの規定及び条件が、次回の全体検査の実施時まで満たされると判断する上での前提条件。

全体評価及びそれに伴って実施される措置は、第 16 条に記載される機関に報告されなければならない。

(改正 SFS 2010:948)

第 10b 条 (2011 年 1 月 1 日に発効)

政府または政府が定める機関は、下記の各号に関して更なる規定を定めることができる。

1. 第 10a 条に基づく評価の内容。
2. 第 10a 条に基づく評価が安全面での理由から 10 年間の 1 度よりも頻繁に行わなければならないこと。

(改正 SFS 2010:948)

第 10c 条 (2011 年 1 月 1 日に発効)

政府または政府が定める機関は、例外に関する規定を定め、第 10a 条の要件からの免除を認めることができる。そのような例外及び免除は、当該施設によってもたらされるリスクが小さい原子力施設のみを対象とすることができる。

(改正 SFS 2010:948)

○SSMFS2008:1 原子力施設の安全性に関する放射線安全機関の規則

第 4 章 施設の安全性についての評価及び報告

安全報告書

第 4 章第 2 条

安全報告書によって、原子力事故から人間の健康及び環境を守るために、施設の安全性がどのように整えられているのかが、示されなければならない。同報告書は、施設が建設され、解析され、検証された状態を反映するだけでなく、その設計、機能、組織及び活動に対する現行要件がいかに満たされているのかを示すものでなければならない。この安全報告書には、少なくとも付属書 2 に示される情報ならびに第 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。また施設の変更は、安全報告書に記載されている状況に基づいて評価されなければならない。

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。

予備的安全報告書、ならびに第 2 項に基づき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しなければならない。

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。

安全レビュー〔訳注：事業者自身が担当部門及び独立部門で実施する二段階のレビューのさす〕

第 4 章第 3 条

本規則に基づいて行われる安全レビューでは、安全面が適切に考慮されていること、並びに施設の設計、機能、組織、活動について適用される安全要件が満たされていることを確認しなければならない。このレビューは、包括的かつ体系的な方法で実施され、文書化されなければならない。

安全レビューは二段階で実施されなければならない。第一段階の一次安全レビューは、問題となっている事項を担当する施設の組織部署内で実施されなければならない。第二段階の独立安全レビューは、組織の担当部署との関係において独立した立場にあつて、この目的のために割り当てられた安全レビュー機能によって実施されなければならない。

施設の定期安全レビュー

第 4 章第 4 条（2011 年 1 月 1 日から有効）

施設の安全性及び放射線防護に関する定期全体評価に関する規定が原子力活動法第 10a 条にある。放射線安全機関は、当該施設の全体評価の審査に関して、詳細な期限を決定する。

変更

第 4 章第 5 条

安全報告書に記述されている条件に影響を与えるような施設の技術的な変更及び組織の変更、並びに安全報告書の本質的な変更については、第 3 条に従った安全レビューを実施しなければならない。

第 1 項による変更が実施される前に、その内容を放射線安全機関に通知しなければならない。

○SSMFS2008:21 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

第 4 条

処分場のバリア機能のいずれかに、安全報告書で予測されたもの以外に閉鎖後安全性を低下させるような不具合が処分場の建設中または操業監視中に見出された場合には、そのことを遅滞なく放射線安全機関に報告しなければならない。これは、そのような不具合の疑いが生じた場合、または将来そのような不具合が生じる可能性がある場合にも適用される。

4. ドイツ

○発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件

7.4 定置作業時、廃止措置時及び廃止措置後の一定の期間では、これらの段階で実施された安全解析及びセーフティケースの入力データ、仮定した事項及び説明内容が維持されていることを検証するために、モニタリングプログラム及び証拠保全プログラムが使用されなければならない。特に、この測定プログラムは、発熱性廃棄物、工学的措置及び岩石力学的事象に対する岩石の熱力学的反応の影響を特に把握するものであるべきである。測定は、さらに、最終処分場の影響範囲内の湧き水、地下水、地盤、河川及び空気中の放射能濃度の初期状態並びにその進展を含むべきである。上述のセーフティケースの当該データ、説明内容及び仮定した事項からの大きな逸脱は、その安全性に対する意義に関して評価されるべきである。必要な場合には、重要な安全機能の損傷を低減するために、定置または廃止措置の際に操業者によって対策が講じられるべきである。この対策のために許可が必要である場合、この許可は所轄当局に申請されるべきである。その当局は、廃止措置の後で誰が測定プログラムを実施するのか、いつこの測定プログラムが終了するのかについても決定しなければならない。

5. スイス

○原子力法

第 22 条 許可取得者の一般的義務

- 1 運転（操業）許可の取得者は、施設及び運転の安全に責任を負う。
- 2 そのため同人は、特に以下のことを行わなければならない。
 - a. 原子力施設の運転（操業）に際しては、常に原子力安全を優先させなければならない、すなわち運転（操業）に関する所定の限度及び条件を遵守しなければならない。
 - b. 適切な組織を構築し、専門的知識技能をもった適切な職員を十分な人数雇用しなければならない。連邦評議会は最低条件を定め、職員の専門的な訓練規定を設ける。
 - c. 施設を良好な状態に維持するため、措置を講じなければならない。

- d. 施設の耐用期間中、検査及び計画性をもった安全評価・保障措置評価を実施しなければならない。
- e. 原子力発電所については、定期的に総合安全審査を実施しなければならない。
- f. 施設の現状及び運転（操業）について監督官庁に定期的に報告し、事象については同官庁に遅滞なく通報しなければならない。
- g. 施設は、最先端の向上したシステム技術及びその経験に照合させて必要である限りにおいてのみならず、危険のさらなる軽減に寄与し適切である限り、システムの向上をしなければならない。
- h. 科学及び技術の進歩、ならびに類似施設の運転（操業）経験に注意しなければならない。
- i. 技術設備及び運転（操業）に関する完全な記録を管理し、必要な場合には、安全報告書及び保障措置報告書をそれに合わせて修正しなければならない。
- j. 運転（操業）において実施される全作業について、品質保証措置を実施しなければならない。
- k. 廃止措置の計画、またはモニタリング期間のプロジェクト及び施設の閉鎖の計画を用意しておかなければならない。

○連邦原子力安全検査局（ENSI）：ENSI-G03:地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件指針の解説書（2009.04）

7 地層処分場の安全性の立証

7.2.2 安全評価

安全評価の範囲と深さは、下記に示すように、その都度の許可申請に従って段階的なものとなる。

- a. 概要承認の申請に伴う安全評価は、サイトの地質学的な状況について、検証済みのデータに依拠したものでなければならない。ただし地下空間と人工バリアの設計については、暫定的な仮定に依拠することができる。まだ説得力のある形で根拠づけを行うことのできない安全性に関連する仮定については、状況を解明するための今後の作業の進め方について説明しなければならない。
- b. 建設許可の申請に伴う安全評価ではさらに、地下空間と人工バリアについて、最終的なものと見なされる設計に依拠しなければならない。安全性に与える影響の評価が可能であり、かつこれが根本的な問題を引き起こすものでない限りにおいて、安全性に関連するデータについてまだ疑問が残っていてもよい。この未解決の問題を明らかにするための方法を提示しなければならない。
- c. 操業許可の申請に伴う安全評価では、地下施設（パイロット施設を含む）の建設と、試験区域の操業に伴って取得された知識を考慮に入れなければならない。安全性に関連する全ての問題が明らかにされない限りはならない。処分場の空間及び人工バリアの設計を、必要な場合には既に得られている状況に適合させることも考慮に入れなければならない。
- d. 地層処分場の閉鎖申請に伴う安全評価では、地層処分の効果的な実施、地質及び廃棄物と人工バリアの

関係に関する最新のデータ、定置された廃棄物のその時点での配置及びインベントリを考慮に入れなければならない。

- e.最終的な安全評価は、処分場の閉鎖が実行された後、地層処分場を原子力法の適用対象から外すための申請の枠組みの中での実施が見込まれている。この安全評価では、実際に実施された埋め戻し及びシーリングを考慮に入れなければならない。

6. フランス

原子力基本施設(INB)に関するデクレ(63-1228/1963.12.11)

〔原子力基本施設(INB)デクレ(63-1228/1963.12.11)〕

- ・ 第 3 条 (1985 年 4 月 23 日のデクレ第 85-449 号の第 1 条により追加)

I. (以下《 》内、1990 年 1 月 19 日のデクレ第 90-78 号の第 1 条により追加)

《INB は、許可発給後でなければ設置することができない。許可の申請は、1 つあるいは複数の原子力基本施設、及び第 6 条 2 に規定される環境保護指定施設 (ICPE) を対象とする。1 つの原子力サイトが同一の運転者でまとまった全体を構成している場合、複数の原子力基本施設を設置することができる。また、同一の条件下で、新たな施設を増設することもできる。

許可申請は、産業大臣及び、必要に応じて、当該施設を管轄する大臣に対して行われる。産業大臣は、大規模な科学技術リスクの防止を管轄する大臣に許可申請を可及的速やかに回付し、国土整備大臣、都市計画大臣、建設大臣、環境大臣、農務大臣、厚生大臣及び運輸大臣にその旨を通知する。

運転者は許可申請に際して、施設の見取り図と実施される活動を含む予備的安全解析書、あらゆる原因に基づくリスクのインベントリ、それらのリスクを防止するための措置の解析、及び事故の発生確率を低減し事故影響を緩和するための方策を、原子力安全・放射線防護総局(DGSNR)に提示する。

- ・ 第 4 条 (1990 年 1 月 19 日のデクレ第 90-78 号の第 3 条により追加)

I. 設置許可は、第 10 条 2 の一般的な技術規則の適用を妨げない限りにおいて、施設の周辺地域、施設の性格及び運転者が遵守すべき個別的な仕様を定める。

設置許可は特に、運転者が以下の行為に先だって DGSNR の本部長に提出すべき個別の証明書類を列

挙する。

- 運開の各段階の実施
- 下記Ⅲに規定する意味での施設の運開
- デコミッショニング (la mise à l'arrêt définitif)

Ⅱ. 設置許可は、原子炉を有する施設への最初の核燃料の装荷、あるいはその他の施設での粒子束または放射性物質の最初の使用の遅くとも 6 カ月前に、運転者が以下の書類を DGSNR の本部長に提出することを定める。

- 特に設置許可デクレに規定された建設の技術仕様に合致していることを保証し得るような記述を含む暫定安全解析書
- 運転の安全性を保証するために運開に先立つ期間に従うべき一般運転規則
- 事故発生時における組織体制と対策を明記した内部緊急時計画

以上の規定は、労働法典第Ⅱ巻及び同巻を従事者の衛生と安全確保に適用した条項の適用を妨げるものではない。

Ⅲ. 設置許可は、自らが発効する期日を定める。

運転者は施設の運開に先立ち、DGSNR の本部長に最終安全解析書、及び一般運転規則と内部緊急時計画の改訂版を提出する。

施設が所定の期限内に運開しない場合、もしくは連続して 2 年間運転されなかった場合、同様の手続きを経て新たな許可が交付される必要がある。

- ・第 6 条 3 (1990 年 1 月 19 日のデクレ第 90-78 号の第 5 条により追加)

如何なる理由によれ、運転者が施設のデコミッショニング (la mise à l'arrêt définitif) を決定したときは、DGSNR の本部長にその旨を通知し、以下の書類を提出する。

- デコミッショニング後の施設について選択された状態を正当化し、かつ将来の解体の各段階を明確にした資料
- デコミッショニング作業に適用し得る安全解析書と施設の安全性を保証し得る方策
- 十分な安全水準を維持するために遵守すべき監視と保守の一般規則

-当該施設のサイト内緊急時計画の改訂版

以上の書類は、第3条IVの手続きを経て承認される。

7. 英国

放射性固体廃棄物を対象とする陸地における地層処分：許可要件に関するガイダンス（EA等、2009年）

5.6 施設の操業期間中及びその後の期間における許可

5.6.4 当該施設の操業段階において、我々は許可または環境許可の定期的な再審査を実施する。操業者との間で審査の実施時期及び範囲に関する合意が成立する、と我々は期待している。定期的な再審査を支援するために、操業者が更新された環境セーフティケースを提出する、と我々は期待している。その中には、例えば、次に挙げるものが含まれる。

- ・ 当該施設の建設及び操業期間中に入手された知識。
- ・ その時点で進められているサイト特性調査作業において得られた新たな理解。
- ・ 継続されている研究開発作業で得られた成果。
- ・ 他国の同様な施設で得られた経験。
- ・ 放射性廃棄物の特性調査、調整及びパッケージングに関して実現した技術的な進歩。

5.6.5 この更新された環境セーフティケースを受領した後で、我々は許可または環境許可に関する再審査を実施すると共に、設定されている制限及び条件を修正する必要があるかどうかを判断する。

諸外国の放射性廃棄物処分でのバックチェック、バックフィットの制度化状況

注)バックチェック：新しい基準が策定された場合などの安全性のチェック(定期安全レビューを含む)、
バックフィット：新しい基準に適合しない場合に、施設・設備の改良、新設などを要求する。

	バックチェック	バックフィット
米国	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設などを規定した 10 CFR § 50.109 では、バックフィットとそのため のバックフィット分析(バックチェックに相当)が求められているが、高レベル放射性廃棄物の処分に適用される 10 CFR Part 63 では、§ 50.109 のバックフィットは適用されないこと、関係する規定もないことから、バックフィット分析も必要ないと判断されている。 【根拠】 XII. バックフィット分析 NRC は、バックフィット規則 10 CFR 50.109 が本最終規則に適用されないことを、さらにこれらの修正が 10 CFR 50.109(a)(1)において定義されたバックフィットを課すいずれの規定も含むものではないことから、バックフィット分析は必要ないと判断した。 <10 CFR Part 63 最終規則掲載連邦官報> 性能確認プログラム:サイト特性調査、建設、定置及び操業段階の全体を通じ、性能目標の遵守に影響を及ぼす可能性のある許認可申請において仮定された条件に重要な変化が起こった場合に、それらを特定するため実施される。<10 CFR Part 63> 	<ul style="list-style-type: none"> 高レベル放射性廃棄物処分には、バックフィットは適用されない(左記参照)。 バックフィットの定義:施設の構造物、系統、機器または設計、もしくは施設の設計承認または製造認可、もしくは施設の設計、建設または運転に必要な手順または組織の変更、またはそれらに対する追加として定義される。<10 CFR Part 50 § 50.109(a)(1)>
フィンランド	制度は整備されていない。	制度は整備されていない。
スウェーデン	<ul style="list-style-type: none"> 原子力活動法において、政府または政府が定める機関の権限として、①許可の発給時または許可の有効期間中に、安全性に配慮した上で必要な要件に関する決定を行うことができること(第8条)、②安全性の観点から重要な原子力活動に必要な装置に関して、試験、管理または検査に関する規定を定めることができる(第9条)ことを規定。 10年毎の定期安全レビュー(全体評価)の実施については、2011年より原子力活動法内で規定された。放射線安全機関の規則(SSMFS2008:1)内で要求していた内容が法律条文(第10a条)に移された。 	制度は整備されていない。 (ただし、原子力活動法第8条において、許可の発給時または許可の有効期間中に、政府または政府が定める機関が安全性に配慮した上で必要な要件に関する決定を行えるという授権はなされている。)
ドイツ	定置作業の期間において操業者は、10年間隔で、安全性に係わる技術の最新状	制度は整備されていない。

	バックチェック	バックフィット
	<p>況の変化をレビューしなければならず、あわせてセーフティケースのレビューと確認も行わなければならない。このレビュー及び確認には、最終処分場の操業経験を反映しなければならない。処分場の操業中のプラント安全性を評価する際には、関連法令の改正、定置技術の向上、知見の進展状況が考慮されることを保証すると同時に、操業段階におけるセーフティケースのレビュー及び確認によって、定置作業が最適化されていること、並びに全ての参加者が最新の知識をもつことを保証すべきである。</p> <p><発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件></p>	
スイス	<p>制度は整備されていない。</p>	<p>2005年2月施行の原子力法第22条第2g項によると、操業許可の保有者は、最先端のバックフィットの技術の現状と操業の経験を踏まえて、必要である限りにおいてのみならず、危険のさらなる軽減に寄与し適切である限り、施設のバックフィットをしなければならないとされている。</p>
フランス	<p>制度は整備されていない。</p> <p>ただし、関連する規定として、原子力基本施設（INB）に関するデクレ（63-1228/1963.12.11）第5条Ⅱ.に、「産業大臣及び大規模な技術リスクの防止を担当する大臣*は共同で、随時、運転者に施設の安全性の再検討を要求することができる」とされている。</p>	<p>制度は整備されていない。</p> <p>ただし、関連する規定として、原子力基本施設（INB）に関するデクレ（63-1228/1963.12.11）第5条Ⅱ.に、「産業大臣及び大規模な技術リスクの防止を担当する大臣*は共同で、随時、運転者に施設の安全性の再検討を要求することができる」とされている。</p> <p>*)「大規模な技術リスクの防止を担当する大臣」は現在、環境大臣が担当。</p>
英国	<p>処分に関する環境許可の発給後、地層処分施設は他の原子力施設に適用される規制プロセスの対象となる。規制プロセスでは、当該施設の供用寿命全体に渡る定期的な許可の見直しと合意された時間間隔で、操業者が環境セーフティケースの更新版を提出する必要がある。</p> <p>（地層処分施設の許可要件に関するガイドダンス）</p>	<p>制度は整備されていない。</p>

高レベル放射性廃棄物等の地層処分に係る諸外国における許認可制度の現状

処分事業の工程	米国 規制機関：NRC、EPA 実施機関：DOE	フランス 規制機関：ASN 実施機関：ANDRA	スウェーデン 規制機関：環境省、SSM 実施機関：SKB 社	フィンランド 規制機関：TEM、YM、STUK 実施機関：ポシヴァ社	スイス 規制機関：連邦評議会、UVEK、BFE、ENSI 実施機関：NAGRA	英国 規制機関：HSE/ONR 等 実施機関：NDA/RWMD	ドイツ 規制機関：BMU、連邦放射性廃棄物処分庁（BfE、2014 年に設置） 実施機関：BfS	カナダ 規制機関：CNSC 実施機関：NWMO	ベルギー 規制機関：FANC 実施機関：ONDRAF/NIRAS
概要調査地区選定 (文献調査)	—	○地下研究所のサイト選定着手に先立ち、DSIN（現 ASN）が、地層処分のサイト選定基準を含む安全基本規則 RFS III.2.f を策定	※SKB 社の研究開発実証計画（RD&D）におけるフィージビリティ調査に相当。 ○SKI(原子力発電検査機関、現放射線安全機関 SSM)及び政府が研究開発実証プログラムを審査及び評価 ●政府は SKB 社のサイト選定基準に同意（SKB 社の RD&D92 補足書に対する審査に対する政府決定として承認） ●SKB 社のフィージビリティ調査計画策定は、SKI 及び SSI(放射線防護機関、現 SSM)と事前協議することを政府決定で要求	※実施主体（当時 TVO 社）によるサイト確定調査に相当 ●KTM(旧貿易産業省、現雇用経済省 TEM)、STUK(放射線・原子力安全センター)、YM(環境省)によるサイト確定調査結果の審査、見解書の提出	○NAGRA(放射性廃棄物管理共同組合)が、サイト選定基準や手続きを定めた特別計画「地層処分場」に示されている安全性及び技術的な実現可能性に関する基準に従い、3カ所の地質学的候補エリアを提案 ○ENSI(連邦原子力安全検査局)等が、NAGRA による地質学的候補エリアの提案を審査 ○連邦評議会が、地質学的候補エリアについて決定（以上、サイト選定の第 1 段階） ○NAGRA が地質学的候補エリアごとに最低で 1カ所の候補サイトを選定し、予備的安全評価を実施し、最低 2カ所のサイトを提案 ○ENSI 等の審査を経て、連邦評議会が候補サイトを承認（以上、サイト選定の第 2 段階）	※英国政府が公表した 2008 年 MRWS 白書（放射性廃棄物の安全管理）で提示された 6 段階からなるサイト選定プロセスの第 4 段階（机上調査）に相当。 ○事業者が候補サイトに対し机上調査を実施 注) 西カンブリア地域のサイト選定プロセスからの撤退を受け、現在、英国政府はサイト選定プロセスを見直し中。	※発熱性放射性廃棄物の処分場サイト選定に関する法律（サイト選定法）で規定された選定手続の地表からの調査地域の選定段階 ○サイト選定法に基づき設置された「高レベル放射性廃棄物処分委員会」が検討し、確定された基準等に基づき、連邦放射線防護庁（BfS）がサイト地域、予備的安全評価の結果、地表からの調査実施サイトを提案 ○BfE は、BfS の提案を審査し、地表からの調査を実施すべきサイトについて BMU に報告。政府が、連邦議会に伝達。 ○連邦議会が法律を策定し、地表からの探査を実施すべきサイトを決定 ○BfS は、地表からの探査計画及び検査基準の提案を作成 ○BfE が、提案を審査し探査計画などを確定	●NWMO（核燃料廃棄物管理機関）によるサイト選定の開始（第 1 段階：NWMO による処分事業及びサイト選定計画についての情報提供等） ●NWMO が詳しく知りたい自治体に対して、初期スクリーニングを実施（第 2 段階） ●NWMO が関心のある自治体に対して、潜在的な適合性の初期評価を実施（第 3 段階）	（法令等で規定された手続きではないが、全国レベルで適地調査を実施し、候補地層としてレファレンスケースでブーム粘土層、代替ケースとしてイプレシアン粘土層を抽出）
立地段階 精密調査地区選定 (概要調査)	○DOE(エネルギー省)は、EPA(環境保護庁)と協議し、NRC(原子力規制委員会)の同意を得て「サイト推薦一般指針」を策定 ○エネルギー長官は 5 サイトについて環境アセスメントを行い、3 サイトをサイト特性調査を実施する処分候補地として大統領に推薦	●ANDRA による地下研究所の建設・操業の許可申請手続きに関する政府への提案（3 地域それぞれに申請書を提出する）について、政府要請に基づき DSIN（現 ASN）が意見提示。 ●ANDRA による地下研究所の建設・操業の許可申請に対して、DSIN（現 ASN）が申請書を技術的観点からレビュー・勧告を実施。	※SKB 社の研究開発実証プログラムにおけるサイト調査に相当。 ○SKI（現 SSM）及び政府による研究開発実証プログラムの審査 ●SKB 社のサイト調査地区選定結果を政府が承認（SKB 社の RD&D98 補足書に対する審査に対する政府決定として承認） ●サイト調査開始前に、サイト調査に関する必要条件について、SKB 社、SKI 及び SSI と協議することを政府決定で要求	※実施主体（TVO 社、後にポシヴァ社）による概略サイト特性調査、及び詳細サイト特性調査に相当。 ●KTM、STUK、YM による概略サイト特性調査結果の審査、見解書の提出 ○KTM、STUK、YM による環境影響評価報告書への見解書の提出 ○ポシヴァ社による政府への原則決定申請書に対し、STUK、YM による見解書の提出 ○安全評価実施 ○政府による原則決定、議会による承認 【最終処分地決定】	○最終処分施設建設地選定のために地球科学的調査（ボーリング調査等）が必要な場合、UVEK（環境・運輸・エネルギー・通信省）が許可申請を審査・許可発給 ○ENSI は地球科学的調査を監督 ○ENSI 等が、NAGRA による、最終処分施設建設地選定のための概要承認申請書を審査 ○連邦評議会は概要承認申請を審査・決定 ○連邦議会は連邦評議会の決定を承認 ○連邦議会の承認は一定数の有権者の請求により国民投票の対象となる（以上、サイト選定の第 3 段階） ○概要承認申請において、環境影響評価（第 1 段階）を実施	※サイト選定プロセスの第 5 段階（地上からの調査）に相当。 ○事業者が机上調査の結果を規制機関等に提出し、地上からの調査（ボーリング調査）実施の許可を得て、地上からの調査を実施	○地表からの探査結果等に基づき、BfS が予備的安全評価を改訂。それぞれのサイトについて評価を実施し、母岩の種類、適切なサイトの選定及び地下探査実施の計画を提案 ○BfE は、予備的安全評価と地下探査実施サイトの選定に関する検討を実施し、BMU に報告。政府が議会に報告し、議会が法律を制定し地下探査実施サイトを確定 ○BfS は、選定されたサイトでの地下探査のための地質学的な探査計画とサイトに関連した検査基準を提案 ○BfE は、地下探査計画と検査基準を確定 ○BfE 地下調査のための各操業計画許可申請書を審査・許可発給(そのうち枠組み操業計画の許可の際には、鉱山法による計画確定手続き*1 が必要) 【環境適合性審査を含む】*2	●NWMO は、関心のある自治体に対して、影響を受ける可能性のある周辺自治体の関与とサイトの調査を実施（第 4 段階）。 ●適合性のあるサイトを有する自治体が処分場の受入可否を決定し、NWMO と正式合意条件などを交渉（第 5 段階） ●NWMO と立地自治体が処分場受入に関して正式合意（第 6 段階）	（法令等で規定された手続きではないが、モルの HADES 地下研究所において候補母岩の特性調査及び研究開発を実施し、処分場建設の実現可能性の評価及び安全評価を行った後、候補母岩の分布する地域の中からサイトが選定（確定）される予定）

処分事業の工程	米国 規制機関：NRC、EPA 実施機関：DOE	フランス 規制機関：ASN 実施機関：ANDRA	スウェーデン 規制機関：環境省、SSM 実施機関：SKB 社	フィンランド 規制機関：TEM、YM、STUK 実施機関：ポシヴァ社	スイス 規制機関：連邦評議会、 UVEK、BFE、ENSI 実施機関：NAGRA	英国 規制機関：HSE/ONR 等 実施機関：NDA/RWMD	ドイツ 規制機関：BMU、連邦放射性 廃棄物処分庁（BfE、2014 年 に設置） 実施機関：BfS	カナダ 規制機関：CNSC 実施機関：NWMO	ベルギー 規制機関：FANC 実施機関： ONDRAF/NIRAS
最終処分施設建設地選定 (精密調査)	<p>○NRCによるサイト特性調査(計画・内容)のレビュー及び立入検査</p> <p>○DOEは、NRCの同意を得て「ユッカマウンテンサイト適合性基準」を策定</p> <p>○NRCによるサイト特性調査の予備的なコメント</p> <p>○NRC及びEPAは、環境影響評価書をレビュー</p> <p>●NRCはDOE(エネルギー省)と重要技術課題(KTD)に関する協議</p>	<p>○ANDRAが15年間にわたる地層処分研究の成果を取りまとめ、政府に提出(地層処分に適した地層を有する地域としてビュール地下研究所周辺250km²を特定)</p> <p>●ASNは、上記を含む3分野の研究報告をレビューし、意見書を提示。</p> <p>○国家評価委員会(CNE)の総括評価等を経て、放射性廃棄物等管理計画法が制定(地層処分サイトは、実質的にビュール地下研究所周辺250km²から選定される計画)</p> <p>○ANDRAが上記250km²の区域から約30km²の候補サイト区域を特定し政府に提案。</p> <p>●ASNは上記提案に対する意見を提示。</p>	<p>【スウェーデンでは、詳細特性調査は処分場建設の一環として実施されるため、「地下施設による調査」に相当する事項は「建設段階」に含めている。】</p> <p>●政府はSKB社の研究開発実証プログラムに対する政府決定において、詳細特性調査は処分場建設の一部であるとの見解を示す。</p>	<p>※実施主体(ポシヴァ社)による地下特性調査に相当。</p> <p>○TEM、STUKによる建設許可申請までの研究開発・設計計画の審査、見解書の提出</p> <p>●STUKによる地下特性調査施設の建設・調査の監督</p> <p>●STUKによるポシヴァ社の報告書に対する評価</p>	<p>【スイスでは、処分場の一部である試験区域で精密調査が実施され、処分場の建設許可に試験区域の建設許可も含まれることから、精密調査の申請の審査は、処分場の建設許可申請の審査に含まれる。】</p>	<p>※サイト選定プロセスの第6段階(地下調査)に相当。</p> <p>○事業者が地上からの調査の結果を規制機関等に提出し、地下調査実施の許可を得て、地下調査及び建設を含む土地利用計画を提出)</p>	<p>○BfSが、地下探査計画等に基づき探査を実施し、操業段階及び閉鎖後段階に関する包括的な予備的安全評価を行う。また、詳細な探査結果等をBfEに提出</p> <p>○BfEは、提出された情報等に基づき環境影響評価を実施</p> <p>○BfEが、処分場建設サイトをBMUに提案。BMUは、連邦議会に対して法案の形でサイトを提案</p> <p>○連邦議会が法律の形でサイトを決定</p>	<p>○NWMOが技術実証のための地上施設の建設を含む地域拠点を設置するとともに、地下特性調査施設の建設・操業(第7段階)。CNSCは、クラスI原子力施設規則によるサイト準備許可、建設許可を発給。</p>	
事業許可段階	<p>○NRCは建設許可に係る許可申請の審査・発給</p> <p>【環境影響評価書を含む】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ユッカマウンテン全体に対する建設認可 ・認可対象 <ul style="list-style-type: none"> 一地上エリア 一地下エリア 地下施設 地下構造物 埋め戻し材 地下構造物に至る開口部(斜坑、立坑、ボーリング孔等で、その他密閉材も含まれる) ・安全評価実施(評価期間10,000年間、100万年間) <p>○修正認可申請の審査・発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・必要な場合 	<p>○ANDRAによる設置許可申請。</p> <p>○ASNは許可発給(デクレ)に先立ち意見提示。</p> <p>○議会科学技術選択評価委員会が上記申請(各所意見書含む)の評価・議会への報告後、議会在可逆性に関する条件を定めた法律を制定。</p> <p>○上記法律の制定後、デクレ(政令)により設置許可発給。同許可では、最低限の可逆性担保期間を規定(100年以上)。</p>	<p>【環境法典に基づく許可と原子力活動法に基づく許可が必要】</p> <p>○SSM(放射線安全機関)及び政府は処分場立地・建設の許可申請書を審査</p> <p>【環境影響評価書を含む】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施(評価期間は100万年) <p>○政府は環境法典に基づき、事業の許容性を判断</p> <p>○政府は許可条件を設定し、原子力活動法に基づく処分場建設の許可を発給</p> <p>○土地・環境裁判所は許可条件を設定し、環境法典による許可を発給</p>	<p>○STUKによる予備的安全評価の審査、見解書の提出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施 <p>○YMによる建設許可申請書への意見書提出</p> <p>○政府による建設許可発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・処分場全体に対する建設許可 ・許可対象 <ul style="list-style-type: none"> 一使用済燃料の封入施設 一地下施設(使用済燃料を処分するための母岩中の場所とそれらに連絡する補助的な場所) 	<p>○UVEKは処分場建設許可申請を審査・許可発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施(評価期間は100万年) <p>○環境影響評価(第2段階)を実施</p>	<p>○規制機関による操業のための放射性廃棄物処分の許可審査、許可発給</p> <p>○規制機関は事業者に対し、セーフティケースを提出することを要求</p>	<p>○サイト選定法に基づき法律によってサイトが決定された場合、BfEが許認可を発給</p>	<p>○CNSCによる処分事業の安全審査と許認可発給(第8段階:環境アセスメントとサイト準備、建設及び操業に関連した許認可を伴う、CNSCによる審査と許認可プロセスが実施)。CNSCは、クラスI原子力施設規則によるサイト準備許可、建設許可を発給。</p>	<p>○放射線防護令に基づき、ベルギー国王が処分場の設置・操業に係る許可を決定(FANCにより通知)。なお、放射線防護令は原子力施設全般の許認可について定めており、処分場に特化した条項は定められていない。</p> <p>【環境影響評価の実施】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施(期間の定めなし)
建設段階	<p>○各種報告の受領</p> <p>○立入検査</p>		<p>○SSMが予備的安全報告書を審査・承認</p> <p>○SSMによる最終処分場のバリア機能を低下させるような不具合情報の徴取</p> <p>○SSM及び政府による研究開発実証計画の審査</p>	<p>○STUKによる安全要件等の確認</p> <p>○STUKによる規制、計画等の遵守管理監督</p> <p>○STUKによる施設変更承認</p>	<p>○建設許可申請者は計画段階及び建設段階のための品質管理プログラムを提出</p> <p>○ENSIは品質管理プログラムの詳細要件に関するガイドラインを策定</p>	-	<p>(上記許認可以外に他の許認可等は不要。)</p>	<p>○NWMOは、処分施設の建設を実施(第9段階)。</p>	<p>(放射線防護令に基づく処分場の許可手続きでは、建設から操業までの許可が行われる。)</p>

処分事業の工程	米国 規制機関：NRC、EPA 実施機関：DOE	フランス 規制機関：ASN 実施機関：ANDRA	スウェーデン 規制機関：環境省、SSM 実施機関：SKB 社	フィンランド 規制機関：TEM、YM、STUK 実施機関：ポシヴァ社	スイス 規制機関：連邦評議会、 UVEK、BFE、ENSI 実施機関：NAGRA	英国 規制機関：HSE/ONR 等 実施機関：NDA/RWMD	ドイツ 規制機関：BMU、連邦放射性 廃棄物処分庁（BfE、2014 年 に設置） 実施機関：BfS	カナダ 規制機関：CNSC 実施機関：NWMO	ベルギー 規制機関：FANC 実施機関： ONDRAF/NIRAS
	<p>○NRC は廃棄物受入許可（操業許可）申請の審査・発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ユッカマウンテン全体の操業を許可（初期の操業の処分スペースの建設が完了したとき） ・許可対象建設認可と同じ。 ・安全評価実施（評価期間 10,000 年間、100 万年間） <p>○修正許可申請の審査・発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・修正が必要な場合回収を困難にする行動構造物の解体設計及び操業手順に対する実質的な変更 <p>○各種報告の受領 ○立入検査</p>	<p>○ANDRA による操業許可申請。</p> <p>○ASN は操業許可を発給。</p>	<p>【操業許可は、試験操業と通常操業の 2 段階】</p> <p>○SSM 及び政府は試験操業許可申請書を審査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施（評価期間は 100 万年） <p>○政府は試験操業の許可を発給</p> <p>○SSM 及び政府は通常操業許可申請書を審査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施（評価期間は 100 万年） <p>○政府は通常操業の許可を発給</p>	<p>○STUK による最終安全評価審査、見解書の提出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施 <p>○YM による操業許可申請書への意見書提出</p> <p>○政府による操業許可発給</p> <p>○STUK による安全要件、核物質防護・緊急時計画、保障措置、原子力損害賠償責任の確認</p> <p>○STUK による作業管理・監督</p> <p>○STUK による操業方法変更承認</p>	<p>○UVEK は処分場操業許可申請を審査・許可発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全評価実施（評価期間は 100 万年） 	<p>○規制機関による定期的な再審査の実施</p>	<p>（上記許認可以外に、他の許認可等は不要）</p>	<p>○CNSC は、クラス 1 原子力施設規則による操業許可を発給。</p> <p>○NWMO は、処分施設の操業（第 9 段階）</p>	<p>（放射線防護令に基づく処分場の許可手続きでは、建設から操業までの許可が行われる。）</p>
操作段階	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー（性能確認プログラム） ・サイト特性調査、建設、定置及び操業段階の全体を通じ、性能評価の遵守に影響を及ぼす可能性のある許認可申請において仮定された条件に重要な変化が起こった場合に、それらを特定するために実施される。 ・レビュー結果の反映 ・NRC の審査が終了するまでは、廃棄物の回収可能性を維持。 	<p>○ANDRA は定期安全レビューを実施し、報告書を ASN に提出。</p> <p>※原則 10 年毎であるが、特殊性があれば設置許可デクレで異なる周期を決定可能。</p> <p>○ASN は上記レビュー報告書の分析後、新たな技術規定を課すことが可能。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー ・施設の安全性に関する統合解析及び総合評価は、少なくとも 10 年に 1 度の実施を義務づけ。当該の施設がその時点で全ての安全要件を満たしているか、また、科学技術の向上を考慮した上で、次回の評価まで施設を安全に操業できる条件がそろっているかを評価する。 ・レビュー結果の反映 ・具体的な反映については不明確 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー ・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的な安全性評価を少なくとも 15 年間に 1 回実施。安全解析報告書とセーフティケースは安全性評価を反映して更新。また、閉鎖時において、許可保有者はセーフティケースを更新。STUK はセーフティケースを含む閉鎖計画を承認。 ・レビュー結果の反映 ・具体的な反映については不明確 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー ・概要承認申請、建設及び操業許可申請、並びに地層処分場の閉鎖の申請とともに、セーフティケースを提出する。処分場の閉鎖についての確認申請時にも、長期安全性に関するセーフティケースを提出する。セーフティケースは、施設の現状と科学技術の水準に合わせて、定期的に補足する。 ・レビュー結果の反映 ・具体的な反映については不明確 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー ・規制機関は事業者に対し、セーフティケースの更新を要求 ・レビュー結果の反映（未定） 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー ・定置作業の期間において操業者は、10 年間隔で最終処分場の安全性を評価する時には、安全性に係わる技術の最新状況の変化をレビューしなければならず、あわせてセーフティケースのレビューと確認も行わなければならない。 ・レビュー結果の反映 ・操業段階におけるセーフティケースのレビュー及び確認によって、定置作業が最適化されていること、並びに全ての参加者が最新の知識をもつことを保証すべきである。 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー（未定） ・レビュー結果の反映（未定） 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全評価のレビュー（未定） ・レビュー結果の反映（未定）
	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・廃棄物定置から 50 年間は回収可能性を維持（閉鎖前） 		<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・回収を容易にする措置、または侵入を困難にする措置が安全性に与える影響を SSM に報告することを義務づけ 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・技術が開発され適切となった場合に最終処分場所を開くことができるように最終処分を設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・操業許可の条件として、廃棄物の回収が閉鎖までに多額の費用をかけずに可能であることを要求（閉鎖前） 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・規制機関としては、廃棄物定置後、回収可能な状態にするよう事業者には求めている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・最終処分の概念は、放射性廃棄物の回収を予め見込んだものであるべきではないとしている。ただし、閉鎖された最終処分場から、場合によって行われる取出しを念頭に、閉鎖後 500 年後も廃棄物パッケージのハンドリング性が備わっていることとしている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・「適応性のある段階的管理（APM）」の第 3 段階（長期閉じ込め、隔離及び監視段階）では、地層処分場に使用済燃料が定置された後、将来世代が処分場をいつ閉鎖するのか、閉鎖後も監視を行うのかについて決定を行うまで、監視を継続し、処分場へのアクセス、回収可能性を維持することとなっている。 	<ul style="list-style-type: none"> ・回収可能性に対する考慮 ・法令等には回収可能性の取扱いは規定されていない。実施主体による予備的安全評価（SAFIR2）では、閉鎖段階までの回収可能性については今後の検討課題としている。

処分事業の工程	米国 規制機関：NRC、EPA 実施機関：DOE	フランス 規制機関：ASN 実施機関：ANDRA	スウェーデン 規制機関：環境省、SSM 実施機関：SKB 社	フィンランド 規制機関：TEM、YM、STUK 実施機関：ポシヴァ社	スイス 規制機関：連邦評議会、 UVEK、BFE、ENSI 実施機関：NAGRA	英国 規制機関：HSE/ONR 等 実施機関：NDA/RWMD	ドイツ 規制機関：BMU、連邦放射性 廃棄物処分庁（BfE、2014 年 に設置） 実施機関：BfS	カナダ 規制機関：CNSC 実施機関：NWMO	ベルギー 規制機関：FANC 実施機関： ONDRAF/NIRAS
閉鎖段階	○NRC は閉鎖の修正許可申請の審査・発給 【環境影響評価書を含む】 ・修正が必要な場合 永久閉鎖 ・安全評価実施（評価期間 10,000 年間、100 万年間） ○各種報告の受領 ○立入検査	○ANDRA による操作停止及び監視段階への移行許可申請（監視段階移行後の維持管理及び監視に関する諸規定を含む）。 ○ASN は許可発給（デクレ）に先立ち意見提示。 ○デクレ（政令）により許可発給。同許可では、監視段階移行後の ANDRA の負担業務を定める（維持管理及び監視等）とともに、デクレ適用における各種条件を定めることもできる（条件に関しては ASN の事前確認を要する）。 ○最終的な閉鎖は、制定される新法によって許可される	○SSM 及び政府は処分場閉鎖許可申請書を審査 【環境影響評価書を含む】 ・安全評価実施（評価期間は 100 万年） ○政府は閉鎖の許可を発給	○STUK による処分終了確認	○連邦評議会はモニタリング終了後の閉鎖作業を指示 ・安全評価実施（評価期間は 100 万年）	○事業者は作業後のセーフティケースを提出、規制機関による閉鎖の許可発給	○作業中に、科学及び技術の水準に対応して 10 年ごとに行われる安全性検査の枠内で、閉鎖措置概念の検討及び閉鎖時期の指定を行う ○廃止措置のための許認可を申請し、BfE が審査を行い許認可を発給 ※原子力法の規定では、処分施設の建設・操業・廃止措置、並びに当該施設又はその操業の大幅な計画変更の場合にあっては、計画確定手続きが必要	○CNSC は、クラス I 原子力施設規則による廃止措置許可を発給。	（法令等の規定はないが、実施主体による予備的安全評価（SAFIR2）では、閉鎖の決定は、監督機関等により処分システムの機能・ロバスト性・受動的安全性が確認されるまで行われたいとしている。）
管理段階	—	（ANDRA が、上記デクレの規定に従い監視活動を実施）	（未定）	—	○連邦評議会は期限付きで追加的な監視を命じることが可能	○規制機関は事業者に対し、放射性物質の排出限度の順守や公衆に対する放射線防護の観点からモニタリング及び評価の実施を要求している。	○安全解析、セーフティケースの検証のために、モニタリングプログラム及び情報保存プログラムを実施	（未定）	（法令等の規定はないが、実施主体による予備的安全評価（SAFIR2）では、モニタリングを実施することとしている。）
事業廃止段階	○NRC は許可終了の修正許可申請の審査・発給 ・修正が必要な場合 永久閉鎖、地表施設の除染・解体後 以後、NRC は関与なし	○ASN は、原子力安全事務大臣に施設の公用廃止決定（認可）を付す。 ※上記デクレで規定された監視活動等（ANDRA の負担業務）の実施を要しなくなった時点	（未定）	○TEM による廃棄物管理義務の消滅命令 【廃棄物所有権の国への移転】	○連邦評議会は、命令に従った閉鎖後、または監視期間の終了後、処分場が原子力施設ではないと確認 ・安全評価実施	（未定）	○安全解析、セーフティケースの検証のために、モニタリングプログラム及び情報保存プログラムを実施	○CNSC は、クラス I 原子力施設規則による事業廃止許可を発給。	（法令等の規定はないが、実施主体による予備的安全評価（SAFIR2）では、モニタリングを実施することとしている。）
事業廃止後	・エネルギー長官はサイト監視を継続 ・監視の終了は予定されていない	○行政機関は、ASN の意見を徴したうえで、施設の公用廃止後または消滅後も当該施設の敷地及び周辺の土地に公用地役を設定することができる。	（未定）	○STUK による土地利用制限、記録の保存	○連邦政府は処分場が原子力施設ではないと確認した後、さらなる措置として、特に環境監視の実施が可能 ・閉鎖した施設に係る責任は、最終的に国に移管される。（特別計画「地層処分場」に明記されている）	（未定）	○安全解析、セーフティケースの検証のために、廃止措置後の一定期間、モニタリングプログラム及び情報保存プログラムを実施	（未定）	（法令等の規定はないが、実施主体による予備的安全評価（SAFIR2）では、モニタリングを実施することとしている（期間は未定）。）

○：法律に基づく規制機関の行為 ●：法律に基づかない規制機関の行為

諸外国における立地段階での規制の関与

	立地地点選定、適正な地層の選定等での規制の関与	立地段階での予備的安全評価等に対する規制の関与	その他の立地段階での規制の関与
スウェーデン 【規制の役割分担】 許可発給：政府（環境省） 規制監督・規則制定：放射線安全機関（SSM）	<p>○実施主体によるサイト選定を含めた研究開発計画を規制機関が審査・評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：「原子力活動法」第 12 条に基づいて、スウェーデン核燃料管理会社（SKB 社）が 3 年毎に策定する研究開発実証（RD&D）プログラムを放射線安全機関（SSM）が審査及び評価。 <p>●実施主体が策定する立地基準を規制機関が同意</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準例：研究開発実証（RD&D）プログラム 92 補足書 ・関与のしかた：スウェーデン核燃料管理会社（SKB 社）の研究開発実証（RD&D）プログラム 92 補足書で示された立地基準について、原子力発電検査機関（SKI、現在の SSM）等が審査。審査結果に対する政府決定として立地基準を承認。 	<p>○予備的安全評価等の規制機関によるレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：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及び一般勧告」第 4 章第 2 条に基づいて、施設が建設される以前に、予備的安全評価書が作成されなければならない。放射線安全機関（SMM）の審査及び承認を受ける。 ・原子力活動法に基づく許可申請以前に作成する予備的安全評価については、SKB 社の研究開発実証（RD&D）プログラムに対する SSM の見解において、予備的安全評価書のレビューを実施することを表明し、政府（環境省）が承認。 ・事前レビューの例： <ul style="list-style-type: none"> －SKI TR 92:24「SKB91（安全評価）のレビュー報告書」（1992 年、原子力発電検査機関（SKI）） －SKI report 2001:04「SKB 社の予備的安全報告書 SR97 に対する SKI/SSI の合同レビュー報告書」（2001 年、SKI） －SKI Report 2008:23「SKB 社の予備的安全報告書 SR-Can に対する SKI/SSI の合同レビュー報告書」（2008 年、SKI） 	<p>●規制機関によるレビュー・技術レポートの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・レポートの例： <ul style="list-style-type: none"> －SKI 報告書「CRYSTAL 地圏移行モデル：技術文書バージョン 2.1」（1995 年） －SKI 報告書「SITE-94 処分場性能評価プロジェクト概要報告書」（1997 年） －SKI 報告書「エスポ岩盤研究所付近のシンペルバルプでの地下水を対象とした地球化学的特性調査」（1999 年） －SSM Report 2009:19「SKB 社の品質保証プログラムのレビュー」（2009 年 6 月（外部委託報告書））
フィンランド	<p>●実施主体が提示した潜在的調査対象地域に対して規制機関が意見を提示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・環境省と放射線・原子力安全センター（STUK）が TVO 社によって示された 101 箇所の潜在的調査対象地域に対して意見を提示。 <p>○規制機関がサイトの要件を含めた規則を策定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・貿易産業省が一般安全規則を策定（使用済燃料処分の安全性に関する政府の決定、(478/1999) 1999 年） 	<p>●サイト選定段階において安全評価を規制機関がレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・TVO-85、TVO-92、TILA-96 の安全評価報告書に対して放射線・原子力安全センター（STUK）がレビューを実施 ・TVO-92、TILA-96 のレビューはデンマーク、フィンランド、アイスランド、ノルウェー、スウェーデンの放射線防護当局による勧告文書（1993 年）に基づき実施 <p>○原則決定申請書に対して規制機関が予備的安全評価を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的位置付け：原則決定においては原子力法第 12 条により雇用経済省が STUK から予備的安全評価を得ることを規定。 ・STUK は 1999 年政府決定（478/1999）に基づきレビューを実施 	<p>●公衆やマスコミを対象として放射線・原子力安全センター（STUK）が情報提供等のリスクコミュニケーション活動を実施。</p>
フランス	<p>○規制機関がサイト選定基準を策定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設安全局（DSIN、現 原子力安全機関（ASN））が、地下研究所のサイト選定着手に先立ち、地層処分のサイト選定基準を含む安全基本規則 RFS III.2.f「放射性廃棄物の地層処分」を策定 <p>●規制機関が政府要請に基づき、実施主体の地下研究所の立地に係る提案に対し意見表明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物管理機関（ANDRA）による地下研究所の建設・操業の許可申請手続きに関する政府への提案（3 地域それぞれに申請書を提出する）について、政府要請に基づき原子力施設安全局（DSIN、現 原子力安全機関（ASN））が意見提示。 <p>●実施主体が提示したサイト候補地に対して規制機関が意見を提示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全機関（ASN）が放射性廃棄物管理機関（ANDRA）によって示された 250km² の候補地に関する意見を提示。 ・原子力安全機関（ASN）が放射性廃棄物管理機関（ANDRA）によって示された 30km² の候補サイト区域に関する意見を提示。 	<p>●地下研究所の建設、操業許可時に規制機関が技術的観点から性能評価をレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物管理機関（ANDRA）による地下研究所の建設・操業の許可申請に対して、規制機関が申請書を技術的観点からレビュー・勧告を実施 <p>●実施主体の技術報告書を規制機関がレビューした結果を政府に提示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全・放射線防護総局（DGSNR、現 原子力安全機関（ASN））が、地層処分の安全評価を含めた Dossier2005 をレビューし、その結果を政府に提示した。 	<p>○政府による「放射性物質及び放射性廃棄物管理国家計画」（PNGMDR）の策定での規制機関による意見表明、策定作業など</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2006 年放射性廃棄物等管理計画法に基づき、政府が、①放射性廃棄物の管理方法の調査、②中間貯蔵所または処分施設におけるニーズの特定、③最終的な処分の解決策が無い放射性廃棄物に関する目標の設定を目的とし、PNGMDR を 3 年ごとに策定する。その際、原子力安全機関（ASN）は関連機関の意見を取りまとめ、策定作業及び調査研究に関し意見表明を行う。 <p>○規制機関による放射性廃棄物管理に関する提言</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2008 年 4 月 16 日付デクレ（政令）に基づき、ASN は旧ウラン鉱山、処理施設及び自然起源の放射性廃棄物の管理改善に関し、大臣に関し提言を行うことを規定 <p>●住民を対象とした、ジャーナル紙、レターの配布</p>

<p>ドイツ※</p>	<p>○規制機関が地上及び地下での探査サイトの提案についてレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 14 条(1)、第 17 条(1)に基づき、実施主体である連邦放射線防護庁 (BfS) が示した、サイト地域や探査サイトの提案を連邦放射性廃棄物処分庁 (BfE) がレビューを実施 <p>○規制機関が地上及び地下での探査のための探査計画及び評価基準を決定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 15 条(2)、第 18 条(2)に基づき、BfS が提案したサイトの探査計画及び評価基準を BfE が確定 <p>○規制機関が地下探査の実施サイトの環境影響評価を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 18 条(4)に基づき、BfS が実施した詳細な地質学的な探査結果などの情報に基づいて、地下からの探査が行われたサイトに対して BfE が環境影響評価を実施 <p>○規制機関が処分場を建設すべきサイトの提案を作成して連邦政府に提出</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 19 条(1)に基づき、環境影響評価結果や BfS が実施した予備的安全評価結果などを考慮に入れ、BfE が処分場サイトの提案を作成 	<p>○予備的安全評価書を含むサイト選定の各段階での提案(探査サイト等)について規制機関がレビューを実施。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 14 条(1)、第 17 条(1)、第 19 条(1)に基づき、実施主体である BfS が提出した予備的安全評価書などを含む各段階での提案を連邦放射性廃棄物処分庁 (BfE) がレビューを実施 	<p>○規制機関がサイト選定における公衆参加を実施。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 9 条(1)に基づき、サイト選定手続の全期間にわたり、インターネットなどを用いた情報提供を連邦放射性廃棄物処分庁 (BfE) が実施 ・サイト選定法第 9 条(3)に基づき、BfE が候補サイトに市民事務所を設置し、市民に対して専門的助言を提供 ・サイト選定法第 10 条に基づき、BfE が市民集会を開催 <p>○規制機関がサイト選定手続の監督を実施。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイト選定法第 7 条(3)などに基づき、BfE がサイト選定の監督を実施 ・サイト選定法第 17 条(4)に基づき、地下での探査サイト検討時点で、サイト選定がサイト選定法やサイト選定法に基づき策定された選定基準、要件などに従い実施されているかの確認を BfE が実施 <p>○規制機関が地下からの探査に関して操業計画を承認</p> <ul style="list-style-type: none"> ・鉱山法第 52 条に基づき、地下での探査のための主操業計画、枠組み操業計画、特別操業計画を BfE が承認
<p>スイス</p>	<p>○規制機関が立地基準を整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準例：連邦エネルギー庁 (BFE) が策定する特別計画「地層処分場」において立地基準を策定。 ・法的根拠：原子力令の第 5 条に基づいて、連邦は、当局のために地層処分場における放射性廃棄物の処分に関する目標及び基準を特別計画の中で定めると規定。 <p>○適正な地層の提案を実施主体が行い、規制機関は審査を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：特別計画に基づき、サイト選定の第 1 段階において、放射性廃棄物管理共同組合 (NAGRA) が地質学的基準に基づいて、処分場を建設する可能性がある地質学的候補エリアを提案。NAGRA の提案について連邦原子力安全検査局 (ENSI) が安全性に関する観点から審査。 <p>○サイト選定第 2 段階以降も規制機関が審査を実施。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：特別計画に基づき、第 2 段階で NAGRA が提案する最低 2 カ所のサイト候補について、ENSI が審査。第 3 段階では、NAGRA が行う地球科学的調査を ENSI が監督。概要承認の申請書を ENSI が審査。 <p>○サイトでの調査の実施に規制機関が許可を発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：原子力法の第 2 章 (第 35 条・第 36 条)、原子力令の第 4 節 (第 58 条～第 61 条) に基づき、ボーリング孔の掘削、地下調査施設の建設には連邦省の許可が必要であると規定。 	<p>○規制機関が予備的安全評価を審査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的位置付け：原子力令の第 5 条により策定された特別計画「地層処分場」に基づいて、サイト選定の第 2 段階において NAGRA が予備的安全評価を実施。ENSI は NAGRA が実施した予備的安全評価を審査。 ・予備的安全評価の内容は、ENSI が「予備的安全評価と安全性の比較に係わる要件 (ENSI 33/075)」で規定 	<p>○環境分野の規制機関が環境影響評価報告書を審査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：原子力令の第 5 条により策定された特別計画「地層処分場」に基づいて、サイト選定の第 2 段階において、NAGRA が環境影響評価第 1 ステップの仕様書を作成、連邦環境庁 (BAFU) が仕様書についての見解を表明。サイト選定の第 3 段階の概要承認手続において、NAGRA が環境影響評価第 1 ステップの報告書を作成、BAFU が審査。なお、環境影響評価第 2 ステップの報告書は建設許可申請の段階で作成される。
<p>英国</p>	<p>○規制機関を含めた専門家が立地基準を策定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準例：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」での初期スクリーニング基準 ・2007 年 5 月、環境・食糧・農村地域省 (Defra) 「基準提案グループ (CPG) 及び基準レビューパネル (CRP) -共同報告書」において、現行のサイト選定プロセスにおける初期スクリーニング基準が示されている。策定メンバーには、専門家として「イングランドとウェールズの環境規制機関」(EA) 	<p>○予備的安全評価を含む環境セーフティケースに規制機関が審査を実施</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：2009 年 2 月に、イングランドとウェールズの環境規制機関 (EA) 等が策定した「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」の中で、実施主体が提示する予備的安全評価を含む環境セーフティケースについての審査を規定。本ガイダンスには、環境セーフティケースに含まれるべき内容が記載されている。 	<p>○規制機関が実施主体の研究開発プログラムを審査</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的位置付け：2008 年 6 月の英国政府白書「放射性廃棄物の安全な管理-地層処分の実施の枠組み」の中で、規制機関等が地層処分を支援するための実施主体の研究開発プログラムへの審査・精査を実施すると記載。

	<p>に所属する者が参加。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2008年6月の英国政府白書「放射性廃棄物の安全な管理-地層処分の実施の枠組み」の中で初期スクリーニング基準を規定。初期スクリーニング基準では、資源採掘のための人間侵入リスクや利用可能な地下水源の保護などが挙げられている。 <p>○調査の実施に当たって規制機関が許可を発給</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：2009年2月に、イングランドとウェールズの環境規制機関（EA）等が策定した「地層処分施設の許可要件に関するガイダンス」の中で、立地段階のボーリング調査等の実施の際にも許可が必要とされ、その裏付けとして環境セーフティケースを提出し、規制機関が審査を実施することが規定されている。また、地下調査施設での調査の際には、英国政府の原子力規制局（ONR）による原子力サイト許可が必要である。 		
<p>米国</p>	<p>○規制機関が立地基準を策定</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会（NRC）10 CFR Part 60「地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」の§ 60.122に「処分地選定基準」を規定。 <p>○実施主体が策定する立地基準を規制機関が同意</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準例：10 CFR Part 960「放射性廃棄物処分場サイト推薦のための一般指針」、10 CFR Part 960「ユッカマウンテン・サイト適合性指針」 ・法的根拠：「1982年放射性廃棄物政策法」の第122条(a)に基づいて、環境保護庁（EPA）と協議し、NRCの同意を得て、エネルギー省（DOE）が立地基準を策定。 <p>○サイト特性調査の計画を規制機関がレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：「1982年放射性廃棄物政策法」の第113条（サイト特性調査）に基づいて、処分候補地でのサイト特性調査の実施に先立って、調査計画をNRCがレビューを実施。 <p>○サイト特性調査の調査活動を規制機関がレビュー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：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」の§ 63.16（サイト特性調査活動のレビュー）に基づいて、NRCは報告を受けるとともに、立入検査・実施状況の観察等を実施。 <p>○実施主体が選定した処分地に係る許認可申請に向けた予備的見解を規制機関が提示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：「1982年放射性廃棄物政策法」の第114条(a)に基づいて、エネルギー省（DOE）が提出する許認可申請書に記述する上で、サイト特性調査等の成果がどの程度十分なものと考えられるかの原子力規制委員会（NRC）の予備的見解を提示。 	<p>○サイト特性調査の段階で実施されるサイト特性調査、性能評価に規制機関が見解を表明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的位置付け：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」の§ 63.16（サイト特性調査活動のレビュー）に基づいて、サイト特性調査または性能評価に関する現在の見解を表明するコメントを書面によって提示。 	<p>○規制機関が環境影響評価書への見解を表明</p> <ul style="list-style-type: none"> ・法的根拠：「1982年放射性廃棄物政策法」の第114条（サイトの承認及び建設認可）に基づいて、処分地として決定する際の環境影響評価書に原子力規制委員会（NRC）及び環境保護庁（EPA）が見解を表明。 <p>●規制機関と実施主体による許認可に向けた非公式協議</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力規制委員会（NRC）とエネルギー省（DOE）とが許認可事項に係る重要技術課題（KTI）を協議。 ・レポートの例：「統合課題解決状況レポート」（2005年、NRC） <p>●規制機関によるレビュー・技術レポートの整備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・レポートの例： <ul style="list-style-type: none"> －「ユッカマウンテン地層処分場の規制遵守期間の定義」（2005年、NRC/放射性廃棄物諮問委員会（ACNW）） －「ユッカマウンテンの火成活動に対する技術的見解」（2007年、NRC/放射性廃棄物諮問委員会（ACNW））

【凡例】 ○：法令に明確に規定されている規制機関の行為、●：法令に明確な規定がないが、組織的なつながり、要請・協定、当然の事項として実施された規制機関の行為
 ※ドイツでは、2014年1月以降に設置される放射性廃棄物処分に関する規制機関である「連邦放射性廃棄物処分庁」（BfE）のサイト選定段階での関与について、主に2013年7月に制定された「発熱性放射性廃棄物の最終処分場のサイト選定に関する法律」（サイト選定法）の規定をもとに記載。

諸外国の制度的管理に関する法規制での規定内容

※下記表において、実施者や実施期間に関する記述が無いものは法規制文書での具体的な記載が無い

	処分概念、線量・リスク基準値	土地利用管理・制限	マーカー（標識）	モニタリング・監視	記録の保存
米国	<p>地層処分</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：使用済燃料、ガラス固化体 ○放射性核種の制限値：なし ○線量基準値：0.15mSv/年（処分後 1 万年までの個人防護基準、人間侵入基準）、1mSv/年（処分後 1 万年以降、地質学的に安定な期間（100 万年）の個人防護基準、人間侵入基準） 	<ul style="list-style-type: none"> ・DOE は土地の所有権を保有し、この他の土地に関するすべての権利は DOE 以外の者が保有しないこと。 	<ul style="list-style-type: none"> ・マーカー（標識）は、実行可能な限り永続的なものとして設計、製造して設置。 	<ul style="list-style-type: none"> ・処分場閉鎖後に、エネルギー長官は、ユッカマウンテン・サイトを監視し続ける。 	<ul style="list-style-type: none"> ・現地、州及び連邦政府機関の公文書館及び土地登記システム、国際的な公文書館における記録の保管。
	<p>地層処分（WIPP）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：直接ハンドリング TRU 廃棄物、遠隔ハンドリング TRU 廃棄物 ○放射性核種の制限値 <ul style="list-style-type: none"> ・核種・半減期の制限：α 放出体の半減期が 20 年以上である TRU 核種を 100nCi/g 以上含有する TRU 廃棄物を処分 ・放射能濃度の制限：23Ci/リットル ・放射エネルギーの制限：510 万 Ci ○線量基準値：0.15mSv/年（処分後 1 万年まで） 	<ul style="list-style-type: none"> ・土地及び権利は収用されており、エネルギー長官が管理している。 	<ul style="list-style-type: none"> ・マーカー（標識）は、実行可能な限り永続的なものとして設計、製造して設置。 	<ul style="list-style-type: none"> ・予測された性能からの重大・有害な逸脱の検知を目的としたモニタリングを実施。 ・重大な懸念は存在しないことを証明した時点で終了。 	<ul style="list-style-type: none"> ・現地、州及び連邦政府機関の公文書館及び土地登記システム、国際的な公文書館における記録の保管。
	<p>中深度処分（GTCC）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：クラス C を超える（GTCC）低レベル放射性廃棄物、GTCC 相当の DOE 廃棄物 ※（規則は未整備） 	<p>（最終環境影響評価書で提示された処分概念に基づいて、地層処分、浅地中処分の考え方が適用される見込みである）</p>	<p>（最終環境影響評価書で提示された処分概念に基づいて、地層処分、浅地中処分の考え方が適用される見込みである）</p>	<p>（最終環境影響評価書で提示された処分概念に基づいて、地層処分、浅地中処分の考え方が適用される見込みである）</p>	<p>（最終環境影響評価書で提示された処分概念に基づいて、地層処分、浅地中処分の考え方が適用される見込みである）</p>
	<p>浅地中処分：</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：クラス A、クラス B、クラス C の低レベル放射性廃棄物 ○放射性核種の制限値*1) <ul style="list-style-type: none"> ・核種・半減期・放射能濃度の制限（クラス C）：長寿命核種の濃度が 10 CFR Part 61.55 の表 1 に示す濃度の 0.1～1 倍の範囲内にあるもの。短寿命核種の濃度が 10 CFR Part 61.55 の表 2 の Column2 以上、Column3 以下の範囲にあるもの。 ・放射エネルギーの制限：処分場毎の許可条件による ○浅地中処分の要件 <ul style="list-style-type: none"> 100 年間の制度的管理を実施 クラス A：サイトでの取扱いを容易にするための最低限の要件を満たすことを要求 クラス B：クラス A の要件に加え、300 年の物理的な安定性の要件を満たすことを要求 クラス C：クラス A・B の要件に加え、500 年の侵入バリアを要求 ○線量基準値：0.25mSv/年（全身）、0.75mSv/年（甲状腺）、0.25mSv/年（他の器官） 	<ul style="list-style-type: none"> ・処分サイトは、州または連邦政府の所有地でなければならない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・侵入に対して警告を与える永久的なモニュメントあるいはマーカー（標識）を設置。 	<ul style="list-style-type: none"> ・浅地中処分サイトを閉鎖後、操業者は 5 年間モニタリングを実施し、処分サイトが安定したことを確認した後、土地の所有者への許認可譲渡のため、申請する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・許可終了時に、自治体の行政長官、州知事及び指名された他の州、連邦政府機関等に記録を譲渡。
フィンランド	<p>地層処分</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：使用済燃料（法規制では、処分概念と対象廃棄物の割り振りを特定していない） ○放射性核種の制限値：個別の許可条件による ○線量基準値：0.1mSv/年（数千年まで）、放射性物質放出量基準値：核種毎の制限値を下回る（数千年以降） 	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物所有権が国に移管し、非原子力施設となる。安全確保上必要な場合には、不動産に関して、規制機関が安全確保に必要な禁止令を発するのための防護区域が設定される。 	<p>（規定無し）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・処分施設の設計、建設及び閉鎖の計画策定において、調査及び追跡測定により長期安全性を確保する必要性の検討を要求（モニタリング）。 	<ul style="list-style-type: none"> ・規制機関に対し、処分場及び廃棄物の情報が永続的に保存されるように手配することを義務付け。
	<p>地下空洞処分（浅地中処分相当）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：使用済燃料以外の廃棄物（法規制では、処分概念と対象廃棄物の割り振りを特定していない） ○放射性核種の制限値：個別の許可条件による ○線量基準値：0.1mSv/年（数千年まで）、放射性物質放出量基準値：核種毎の制限値を下回る（数千年以降） 	<p>（同上）</p>	<p>（規定無し）</p>	<p>（同上）</p>	<p>（同上）</p>
スウェーデン	<p>地層処分</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：SFL 2（使用済燃料）、SFL 3-5（炉内構造物等、使用済燃料中間貯蔵施設及びキャニスタ封入施設からの解体廃棄物、スタズビック研究施設等からの長寿命廃棄物）の 2 つの処分場を想定（法規制では、処分概念と対象廃棄物の割り振りを特定していない） ○放射性核種の制限値：個別の許可条件による ○リスク基準値：10⁻⁶/年 	<p>（規定無し）</p>	<p>（規定無し）</p>	<p>（規定無し）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・業務が廃止される場合、記録を国立公文書館または地域の公文書館に移管。
	<p>地下空洞処分（浅地中処分相当）</p>				

	処分概念、線量・リスク基準値	土地利用管理・制限	マーカー（標識）	モニタリング・監視	記録の保存
	<p>○対象廃棄物名称：SFR 1（原子炉運転廃棄物、使用済燃料中間貯蔵施設及びキャニスタ封入施設からの運転廃棄物、スタズビック研究施設等からの廃棄物）、SFR 3（原子炉解体廃棄物、スタズビック研究施設等からの解体廃棄物）の2つの処分場を想定（法規制では、処分概念と対象廃棄物の割り振りを特定していない）</p> <p>○放射性核種の制限値：個別の許可条件による</p> <p>○リスク基準値：10^{-6}/年</p>				
ドイツ	<p>地層処分（発熱性放射性廃棄物）</p> <p>○対象廃棄物名称：発熱性放射性廃棄物（廃棄物の発熱により処分空洞壁面の温度上昇が平均 3K 以上のもの）</p> <p>○放射性核種の制限値：なし</p> <p>○線量基準値：$10\mu\text{Sv}/\text{年}$（発生確率が高い事象）、$0.1\text{mSv}/\text{年}$（発生確率の低い事象）</p>	（規定無し）	（規定無し）	・閉鎖後 500 年に限り能動的なモニタリングの実施について言及（ただし、これは最終処分場の長期安全性を確保するため措置ではない）。	・記録は処分場付近での活動に係る許認可当局、連邦政府に提出され、500 年間は保持されること、またこの期間を超えても可能な限り永久的に維持されることを規定。
	<p>地層処分（コンラッド）：</p> <p>○対象廃棄物名称：非発熱性放射性廃棄物（廃棄物の発熱により処分空洞壁面の温度上昇が平均 3K 未満のもの）</p> <p>○放射性核種の制限値</p> <p>・放射エネルギーの制限：総 α 放射体 $1.5 \times 10^{17}\text{Bq}$、総 β/γ 放射体 $5.0 \times 10^{18}\text{Bq}$（申請値）</p> <p>○線量基準値：$0.3\text{mSv}/\text{年}$</p>	（規定無し）	・坑外標識は、定期的な環境保護測定及び敷地測量を考慮して不要。	・特別な管理・監視プログラムは不要（定期的に行う一般的環境保護測定及び敷地測量によって、放射線状況及び熱力学的挙動を知ることができる）。	・実施主体が完全な記録文書を適切な場所に保管。
スイス	<p>地層処分（高レベル放射性廃棄物等）</p> <p>○対象廃棄物名称：使用済燃料、ガラス固化体、α 廃棄物、一部の低レベル放射性廃棄物</p> <p>○放射性核種の制限値：α 廃棄物は α 線放射体の含有量が 1g 当たり $20,000\text{Bq}$ を超えるもの。制限値の法令上の規定はなく、高レベル処分場で処分する α 廃棄物と低レベル放射性廃棄物については NAGRA が検討中</p> <p>○線量基準値：$0.1\text{mSv}/\text{年}$（発生確率が高いシナリオ）、リスク基準値：$10^{-6}/\text{年}$（発生確率が低いシナリオ）</p> <p>地層処分（低レベル放射性廃棄物）</p> <p>○対象廃棄物名称：一部の低レベル放射性廃棄物</p> <p>○放射性核種の制限値：法令上の規定はなし</p> <p>○線量基準値：$0.1\text{mSv}/\text{年}$（発生確率が高いシナリオ）、リスク基準値：$10^{-6}/\text{年}$（発生確率が低いシナリオ）</p>	・連邦エネルギー庁（BFE）が、概要承認の交付後に、土地登記事務所において周辺の地所を「地層処分場の暫定的防護区域」として登記し、操業許可の交付後に、「地層処分場の最終防護区域」として登記。環境・エネルギー・運輸・通信省（UVEK）が区域内での影響のある活動について許可を義務付け。暫定的又は最終防護区域の終了に関しては、UVEK が決定。	・連邦評議会が恒久的な標識を定め、事業者（NAGRA）は閉鎖時に標識の長期間の存続を保証する。	・地層処分場の所有者は、放射性廃棄物の処分が完了した場合、モニタリング期間に関する具体的計画、及び将来行われる可能性のある閉鎖についての計画を提出。また、モニタリング期間のために実施されるプロジェクトにおいて、地層処分場のモニタリングのために定置終了後に予定される対策を改訂、その際、モニタリング期間の長さについても提案。UVEK はモニタリングを指示し、モニタリング期間の長さを定める。また UVEK はその期間を必要に応じて延長することが可能。・連邦評議会は閉鎖後に期限付きの追加的な監視を要求可能。連邦は以後、さらに環境監視の実施が可能。	・処分場所有者は文書の長期保管に向けた文書化制度を確立。閉鎖・監視期間の終了後に UVEK に引き渡す。
フランス	<p>地層処分</p> <p>○対象廃棄物名称：</p> <p>・ガラス固化体（使用済燃料の直接処分の可能性も念頭）</p> <p>・長寿命中レベル放射性廃棄物（下記の浅地中・中深度処分場で処分できないもの）</p> <p>・原子炉容器や容器蓋などの大型金属廃棄物を除く次の炉内構造物：ハル、エンドピース等の燃料構成金属、制御棒、バーナブルポイズン、炉心計装等</p> <p>○放射性核種の制限値：なし</p> <p>○線量基準値：$0.25\text{mSv}/\text{年}$</p> <p>中深度処分</p> <p>○対象廃棄物名称：長寿命低レベル放射性廃棄物（黒鉛含有廃棄物及びラジウム含有廃棄物。一部のアスファルト固化廃棄物や医療用放射性物品及び使用済密封線源の一部なども検討中。）</p> <p>○放射性核種の制限値：なし</p> <p>○線量基準値：$0.25\text{mSv}/\text{年}$</p> <p>※（規則は未整備）</p> <p>浅地中処分</p> <p>○対象廃棄物名称：低レベル放射性廃棄物</p> <p>○放射性核種の制限値：あり（半減期 30 年を超えるものについて核種毎に総量</p>	（規定無し）		・措置の実施に関する直接的な規定は無いが、安全指針（安全規則）における安全評価の扱いにおいて、記憶の維持措置による人間侵入阻止期間を 500 年としている。	・実施主体は、監視プログラム実施の必要性を処分システムの設計時から考慮する（閉鎖時点まで実施を要求される施設監視プログラムの一部が、閉鎖後も維持される場合があるため）。
		（未整備）	（未整備：将来の安全指針（安全規則）の一部となる「サイト調査に関する安全性の一般方針」は 2008 年に策定）。		
		・最長 300 年の監視段階後、サイトは無条件開放	（規定無し）	・操業者は監視段階（最長 300 年間）において、特に、表層水、浸透水、排水、地下水等のモニタリングを実	・操業者は、貯蔵される廃棄物の性質や量を示した記録を保管する（保存期間に関する規定は

	処分概念、線量・リスク基準値	土地利用管理・制限	マーカー（標識）	モニタリング・監視	記録の保存
	<p>規制)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・規則で規定：α放射体（750 TBq） ・設置許可条件：トリチウム（4,000 TBq）、Co-60（400,000 TBq）、Sr-90（40,000 TBq）、Cs-137（200,000 TBq）、Ni-63（40,000 TBq） ・ANDRA 技術図書（受け入れ基準）：上記以外についても必要に応じて ANDRA が受け入れ基準として規定。 <p>○浅地中処分の要件</p> <p>隔離システムは、①廃棄物パッケージ、②処分構造物（人工構造物）、③天然バリアから構成され、監視段階まで①②により、放射性物質の環境への移行を防止するような設計を要する。</p> <p>廃棄物：最長 300 年の監視段階後のサイト無条件開放のため長寿命核種を含む廃棄物の総量を規制（外部流出時のあらゆる状況でも低いリスクレベルとする）</p> <p>○線量基準値：0.25mSv/年（規則に数値は規定されておらず、慣用的に適用）</p>			<p>施する。</p>	<p>無いが、最長 300 年の監視段階後、サイトは無条件開放）。</p>
カナダ	<p>地層処分（高）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：使用済燃料 ○放射性核種の制限値：なし ○線量基準値：1mSv/年を超えず、複数の線源を考慮した許容基準を使用することを勧告 <p>地層処分（低中）</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：使用済燃料とウラン鉱山及び精錬所鉱滓を除く、あらゆる放射性廃棄物 ○放射性核種の制限値：なし ○線量基準値：1mSv/年を超えず、複数の線源を考慮した許容基準を使用することを勧告 	<p>・措置の実施に関する直接的な規定は無いが、G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」では、安全評価でのシナリオ設定において、制度的管理が安全機能として信頼できる期間に関する情報（説明）を要求（制度的管理の方法として、モニタリング、監視、メンテナンス、土地利用制限、標識を例示）。</p>			<p>（規定無し）</p>
英国	<p>地層処分</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称： <ul style="list-style-type: none"> ・高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）。 ・中レベル放射性廃棄物（燃料被覆管や原子炉構造物など）。 ・一部の低レベル放射性廃棄物（浅地中施設での処分に適さない、半減期が非常に長いものなど）。 ※現時点では廃棄物として分類されていないが、将来、使用済燃料やプルトニウムなどの核物質が含まれる可能性あり。 ○放射性核種の制限値：なし ○線源の線量拘束値：0.3mSv/年（許可期間（操業・能動的な制度的管理））、サイトの線量拘束値：0.5mSv/年（許可期間（操業・能動的な制度的管理））、リスク基準値：10⁻⁶/年（許可期間終了後） <p>浅地中処分：</p> <ul style="list-style-type: none"> ○対象廃棄物名称：極低レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物、一部の中レベル放射性廃棄物（短寿命で比較的毒性の低いもの） ○放射性核種の制限値： <ul style="list-style-type: none"> ・比較的量の多い極低レベル放射性廃棄物：総放射エネルギーに対し、最大濃度が 1 トン当たり 4MBq、トリチウムに関する濃度限度は、1 トン当たり 40MBq。 ・比較的量の少ない極低レベル放射性廃棄物：廃棄物 0.1m³ 当たりの放射エネルギーの制限値は、C-14 及びトリチウムを合わせて 4000kBq。また、いずれか単一の品目に関する放射エネルギーの制限値は、C-14 及びトリチウムを合わせて 400kBq。 ・低レベル放射性廃棄物：α放射線の場合、1 トン当たり 4GBq 以下、β/γ放射線の場合、1 トン当たり 12GBq 以下。 ○浅地中処分の要件 <ul style="list-style-type: none"> 300 年以内の能動的な制度的管理を実施。 受動的な安全性を、核種の固定化、物理的・化学的に安定なコンテナ、処分場の化学環境による多重バリアで確保。 ○線源の線量拘束値：0.3mSv/年（許可期間（操業・能動的な制度的管理））、サイトの線量拘束値：0.5mSv/年（許可期間（操業・能動的な制度的管理））、リスク基準値：10⁻⁶/年（許可期間終了後） 	<p>（規定なし）</p> <p>ただし、地上からの調査、地下調査施設による調査、地層処分施設の建設については、処分場の安全規制の他に、土地利用計画許可が必要。</p>	<p>・人間侵入に対する措置の一つとして、操業者が地表に標識を設置することを例示。</p>	<p>・操業者は、制度的管理期間（廃棄物定置終了後から最大 300 年を想定）において生じる施設及びサイトの変化を監視するためのプログラムを実施する。</p>	<p>・操業者は許可期間中の記録を保存し、許可期間終了時に、公共の記録保管所で保管することを考慮に入れる。</p>
		<p>（規定なし）</p>	<p>（同上）</p>	<p>（同上）</p>	<p>（同上）</p>

(※) 米国の低レベル放射性廃棄物の区分 (10 CFR Part 61)

区分	区分のクライテリア
クラス A	<ul style="list-style-type: none"> 長寿命核種の濃度が、表 1 に示す値の 0.1 倍を超えないもの。 短寿命核種の濃度が、表 2 のカラム 1 に示す濃度を超えないもの。 表 1 及び表 2 に示す核種以外の放射性核種を含むもの。
クラス B	<ul style="list-style-type: none"> 短寿命核種の濃度が、表 2 のカラム 1 の値以上、カラム 2 の値未満の範囲内にあるもの。
クラス C	<ul style="list-style-type: none"> 長寿命核種の濃度が、表 1 に示す濃度の 0.1~1 倍の範囲内にあるもの。 短寿命核種の濃度が、表 2 のカラム 2 以上、カラム 3 以下の範囲内にあるもの。

- (a) 表 1 及び表 2 に示す放射性核種が混在する場合；
- 長寿命核種の濃度が表 1 の値の 0.1 倍を超えない場合、表 2 によりクラスを決定する。
 - 長寿命核種の濃度が表 1 に示す濃度の 0.1~1 倍の範囲内にある場合には、短寿命核種の濃度が表 2 のカラム 3 以下の値であっても、クラス C とする。
- (b) 表 1 または表 2 に示す放射性核種のうち、同一表内の核種が 2 つ以上含まれる場合、各々の核種ごとに濃度の比率を計算し、その合計によりクラスを決定する。濃度比率を計算する際に規準となる値は、同じ表の値を用いる。このように計算した比率の合計が 1.0 未満であれば、その廃棄物は用いた表のクラスに分類される。
- (例) Sr-90 を 50Ci/m³、Cs-137 を 22 Ci/m³ 含む廃棄物の場合、表 2 のカラム 2 の値を用いて、
- Sr-90 の濃度比率 : 50/150=0.33
 Cs-137 の濃度比率 : 22/44=0.5
 合計比率は 0.33+0.5=0.83 < 1.0 となるため、この廃棄物はクラス B に分類される。
 (10 CFR 61.55 より)

10 CFR 61.55 の表 1 (長寿命放射性核種)

放射性核種	濃度
C-14	8 Ci/m ³
C-14 (放射化金属中)	80 Ci/m ³
Ni-59 (放射化金属中)	220 Ci/m ³
Nb-94 (放射化金属中)	0.2 Ci/m ³
Tc-99	3 Ci/m ³
I-129	0.08 Ci/m ³
半減期 5 年以上の超ウラン α 放出核種	100 nCi/g
Pu-241	3,500 nCi/g
Cm-242	20,000 nCi/g

(a) 表中の値を超える放射性廃棄物の場合、一般的に浅地中処分には適さない。

10 CFR 61.55 の表 2 (短寿命放射性核種)

放射性核種	濃度 (Ci/m ³)		
	カラム 1	カラム 2	カラム 3
半減期 5 年以下の全核種	700	(a)	(a)
H-3	40	(a)	(a)
Co-60	700	(a)	(a)
Ni-63	3.5	70	700
Ni-63 (放射化金属中)	35	700	7,000
Sr-90	0.04	150	7,000
Cs-137	1	44	4,600

- (a) クラス B 及び C 廃棄物については限度なし。
 (b) 表中のカラム 3 の値を超える放射性廃棄物の場合、一般的に浅地中処分には適さない。

【出典】

米国 : 1) 10 CFR Part 63「ネバダ州ユッカマウンテンの地層処分場における高レベル放射性廃棄物の処分」(2009)
 2) 1992 年エネルギー政策法
 3) 1992 年 WIPP 土地収用法
 4) 40 CFR Part 191「使用済燃料、高レベル及び TRU 放射性廃棄物の管理と処分のための環境放射線防護基準」(1994)
 5) 40 CFR Part 194「廃棄物隔離パイロット・プラント(WIPP)の 40 CFR Part 191 処分規制との適合性の承認基準」(2004)
 6) 10 CFR Part 61「放射性廃棄物の陸地処分のための許認可要件」(2003)

フィンランド : 1) 原子力廃棄物の最終処分における安全性に関する政令(736/2008)
 2) 原子力法(990/1987) 最終改正 2008 年 5 月 23 日

スウェーデン : 1) 使用済燃料及び原子力廃棄物の最終管理における人間の健康と環境の保護に関する放射線安全機関の規則 (SSMFS 2008:37)
 2) 原子力施設における文書保存に関する放射線安全機関の規則 (SSMFS 2008:38)

ドイツ : 1) IAEA 使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約「第 3 回ドイツ国別報告書」(2008)
 2) 発熱性放射性廃棄物の最終処分に関する安全要件(草案)(2008)
 3) 非発熱性固体放射性廃棄物もしくは固型化した放射性廃棄物を最終処分するための施設として、コンラッド鉱山(ザルツギッター) 鉱山を設置及び操業するための 2002 年 5 月 22 日付計画確定決定 (2002)
 4) 放射線の危険の防護に関する政令、(1976/2005 改正)
 5) 鉱山における放射性廃棄物の最終処分のための安全基準 (1983)

スイス : 1) ENIS-G03「地層処分場の設計原則とセーフティケースに関する要件」(2009)
 2) 原子力法 (2005)
 3) 原子力令 (2005)

フランス : 1) 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 (2008)
 2) 長寿命低レベル放射性廃棄物処分場のサイト調査等に向けた安全に関する一般方針 (2009)
 3) 安全基本規則 RFS I.2「短・中寿命かつ低・中レベル放射性廃棄物の地表処分に関する安全目標及び基本設計」(1984)
 4) IAEA 使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約「第 3 回フランス国別報告書」(2008)
 5) オープ放射性廃棄物処分施設の設置許可デクレ (1989)
 6) WADRAP 2002、"FROM WASTE PACKAGES ACCEPTANCE CRITERIA TO WASTE PACKAGES ACCEPTANCE PROCESS AT THE CENTRE DE L' AUBE DISPOSAL FACILITY" (2002)、ANDRA

カナダ : 1) G-320「放射性廃棄物管理の長期的な安全性に関する評価」(2006)

英国 : 1) EA 等「放射性固体廃棄物の陸地における地層処分場：許可要件に関するガイダンス」(2009)
 2) EA 等「放射性固体廃棄物の陸地における浅地中処分場：許可要件に関するガイダンス」(2009)