

(1) OPG-DGR プロジェクトの概要

OPG 社が 2011 年 3 月に取りまとめた、同社の低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場 (DGR) プロジェクトの環境影響評価書⁴から、同プロジェクトの概要として、①処分対象廃棄物、②処分場設計、③地質学的な設定条件、④地表環境を表 1.1-1 に整理した。

表 1.1-1 低・中レベル放射性廃棄物地層処分場 (DGR) の概要

処分対象 廃棄物：	処分する予定の低・中レベル放射性廃棄物は、発生量として約 16 万 m ³ であり、処分体積としては 196,000 m ³ となる。これらは、OPG 社の CANDU 炉で発生した運転廃棄物及び CANDU 炉の改修廃棄物 (Reactor Refurbishment Waste) 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は約 16,000 TBq 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。
処分場設計：	処分場が立地される深度は 680 m 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 114,000 m ²) 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 99,000 m ²) 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ぬ。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：	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 200 m の頁岩が、下には 150 m 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 325 m)。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 100~350 gL ⁻¹)、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 100 m) 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：	現在の環境は、比較的平坦な地形で、水流や湿地が含まれ、約 1 km 離れた場所にヒューロン湖がある。年平均気温は約 9 °C であり、年間平均降水量は 0.98 m/年である。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。ヒューロン湖は自治体にとっての比較的大きな水源となっている他、釣り場としても使用されている。

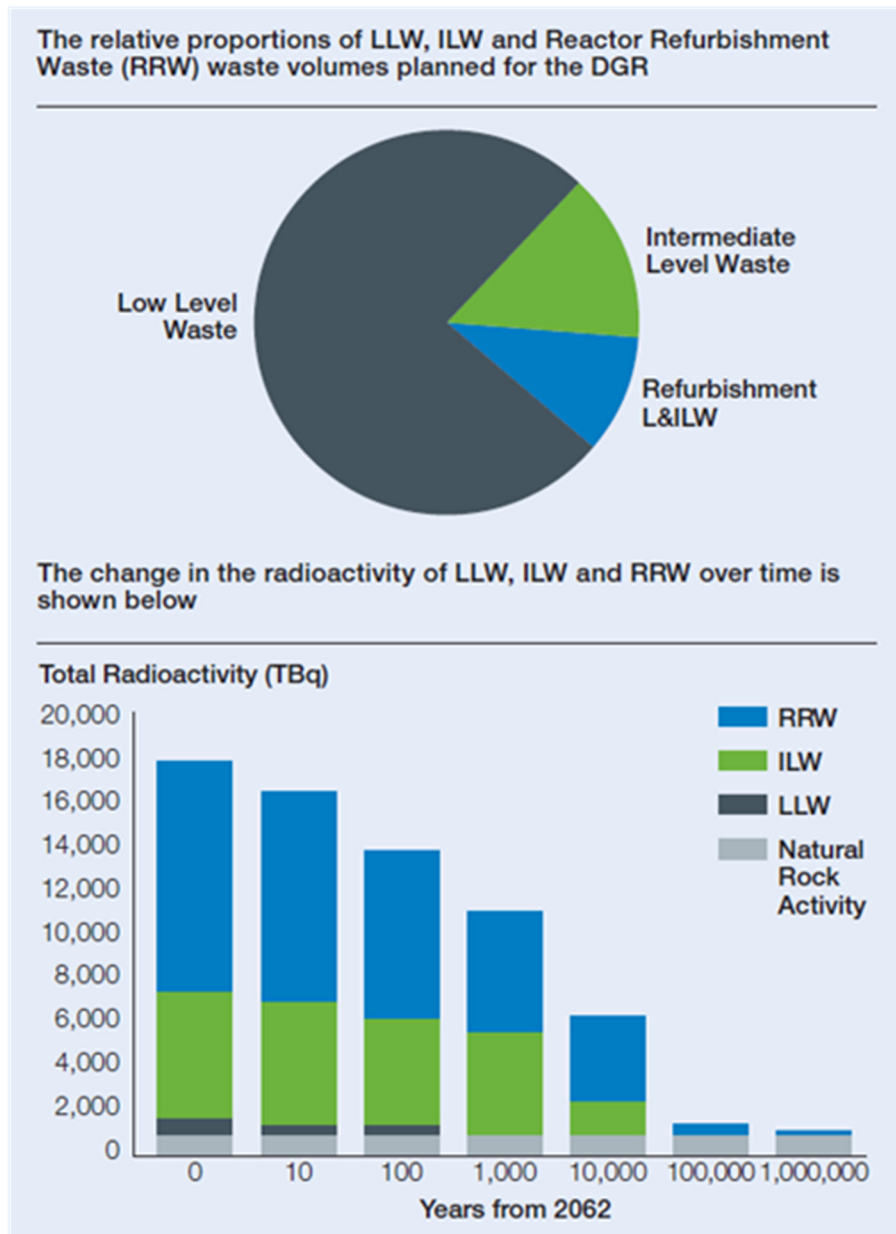
(2) OPG-DGR で処分する放射性廃棄物

OPG 社は、2011 年 3 月に取りまとめた環境影響評価書⁴において、CANDU 炉の廃止措置で発生する廃棄物 (推定 135,000 m³) は、現行の処分計画の対象外としており、廃止措置廃棄物を処分する場合には、別途の環境影響評価 (EA) を行うとしている。

現在の処分計画では、OPG 社が所有する CANDU 炉 20 基から発生する運転廃棄物 (LLW と ILW) のほか、CANDU 炉の運転寿命を 25~30 年延長するために今後行う/既に行っ

た原子炉改修（refurbishment）で生じる改修廃棄物（RRW）である。RRW の処分量は、処分量全体の約 10%に相当する 21,700 m³と推定されており、うち LLW が 8,400 m³、ILW が 12,300 m³である。

OPG 社の EIS 概要版で示されている廃棄物量（体積と放射能）の内訳を図 1.1-5 に示す。



EIS Summary P.11 掲載から引用

図 1.1-5 OPG-DGR に処分される放射性廃棄物の内訳

(3) OPG-DGR の処分場概念（設計）

DGR 施設の主要設計要件

DGR 施設の設計に影響を及ぼす主な要件を表 1.1-2 に示す。これらの要件は「プロジェクト要件」文書（NWMO10b）⁵に詳細が記載されている。

表 1.1-2 DGR 施設の設計に影響を及ぼす主な要件（OPG 社、PSR、6.1.1）

- | |
|--|
| <ul style="list-style-type: none">・ DGRは、OPG社が所有または操作する原子炉の運転および改修から生じるすべての低・中レベル放射性廃棄物（L&ILW）を、現在OPG社の許可を受けた施設において貯蔵されているものを含め、安全に受け入れ、定置できるものとする。・ 閉鎖した処分場（立坑のシールを含む）および周囲の地圏は、環境および人々の健康と安全を守るために放射性廃棄物を受動的に閉じ込め、隔離するものとする。・ 設計収容量は公称200,000 m³のパッケージ化されたL&ILWである。・ 施設は100年間の操作が可能であるものとする（廃棄物の定置、閉鎖前モニタリング、および廃止措置期間を含む）。・ 施設は8時間のシフトにおいてLLWパッケージ24体またはILWパッケージ2体以上の処理能力で操作が可能であるものとする。・ 廃棄物の輸送距離を最短とするため、施設はOPG社のWWMFに近接したブルース原子力発電所内のOPG社が保有する土地に立地するものとする。・ 施設はすべての規制要件を満たすものとする（第1章参照）。・ 定置室の柱の幅は、隣接する定置室の平均有効幅の2倍以上の寸法を有するものとする。・ 地下DGR施設は、いかなる深層ボーリング孔からも最小で100 mの間隔を維持するものとする。 |
|--|

地上施設概要

DGR の地上施設および関連インフラ施設は 3 つの主要エリアに位置する（図 1.1-6）。

- ・ 主立坑エリア— 廃棄物パッケージ、作業員、機器および資材の運搬用に地下処分場への主なアクセス坑道および吸気換気機能を備える（図 1.1-6：Main Shaft Headframe）。
- ・ 換気立坑エリア— 処分場の開発から生じる廃岩が地表に運び出される場所。第二出口の役割を果たし、処分場から発生した空気を放出する（図 1.1-6：Ventiration Shaft Head frame）。
- ・ WRMA – DGRの地下建設工事中に掘削された岩石を貯蔵する場所（図 1.1-6：右下方向）

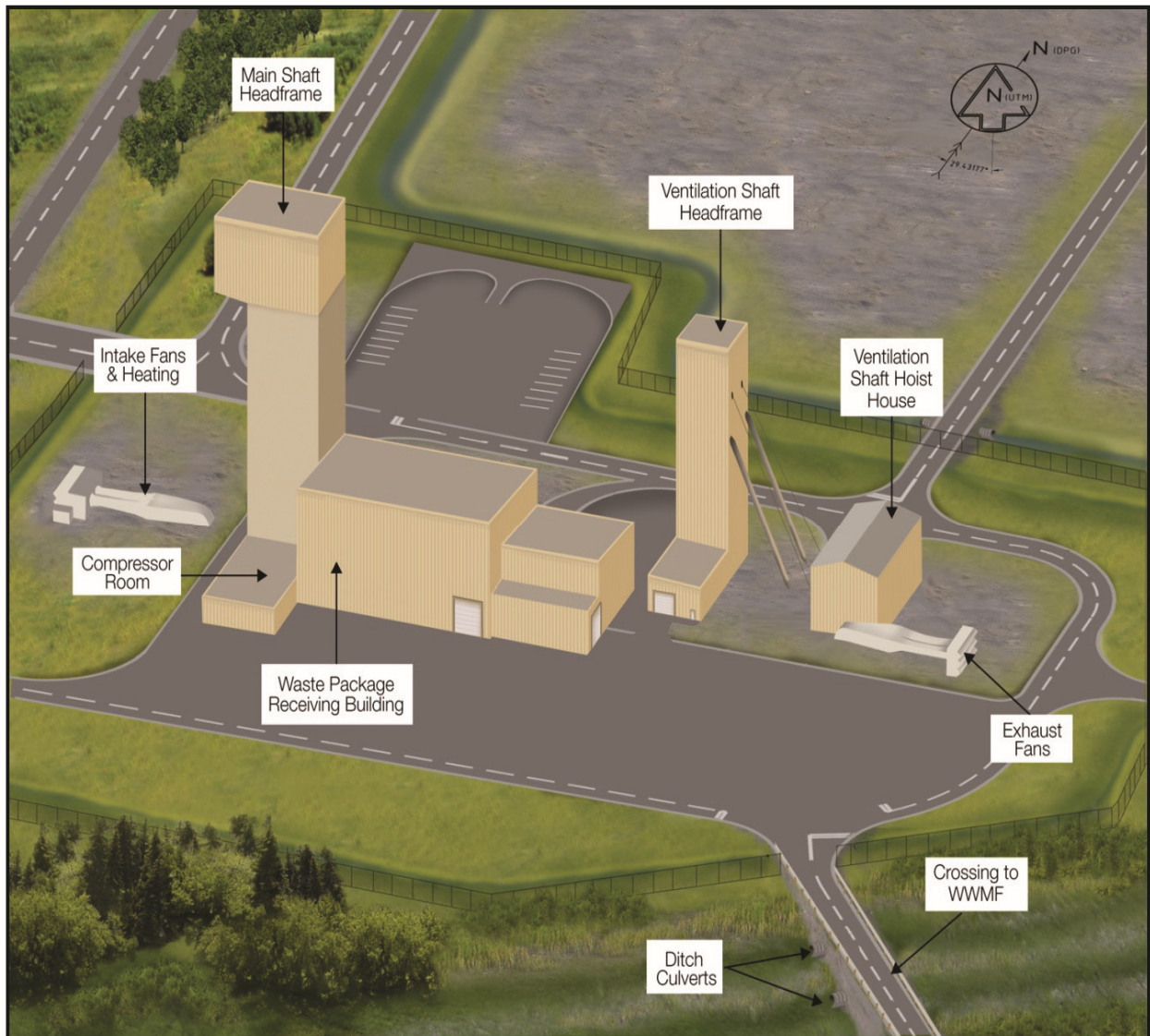


図 1.1-6 DGR 地上施設 (OPG 社、PSR、6.2.1)

地下施設概要

DGR の地下施設の概要を図 1.1-7 に示す。

処分場レベルは、坑口レベルから公称 680 m 下であり、以下のような特徴を持つ。

- ・ 廃棄物定置空間 (Panel 1 Enplacement Rooms, Panel 2 Enplacement Rooms) : の 2 つのパネルは主立坑と換気立坑の東側に位置する。定置空間は長さが公称 250 m で、東北東方向の最大で主要な水平原位置応力の想定方位に並行して配置されている。
- ・ パネル 1 には定置室が 14 室、パネル 2 には 17 室ある。パネルは排気坑道 (Return Air Tunnel) でつながっており、換気用立坑 (Ventiration Shaft) にフロースルー換気を

供給している。パネル 2 は最初に主に LLW が収容され、立坑エリアから最も遠い。次にパネル 1 の遠い方の 9 室が収容先となり、LLW と ILW が混合で収容される。最も近い 5 室は主に ILW が収容され、うち 3 室は線路とガントリークレーンに対応するよう設定されている。

- ・ アクセス坑道および排気坑道 (Access Tunnels, Return Air Tunnel) は、互いに水平に、定置空間とは直角に伸びている。
- ・ 廃棄物定置空間の端壁または遮断壁端壁は定置空間の端の排気坑道と接する位置に建設される。これらの端壁によって換気レギュレーターの設置が可能になり、室内が空の場合は出口用の戸口が設けられる。
- ・ サービスエリア (Services Area) は 2 つの立坑の周囲に建設され、地下での火災や流出など事故発生時に作業員の安全を確保するための避難所を含む。サービスエリアには他にも、衛生施設、食堂、保全用作業場、ディーゼル燃料ベイ、電気および器具類設備、試料分析室と倉庫が設けられる。

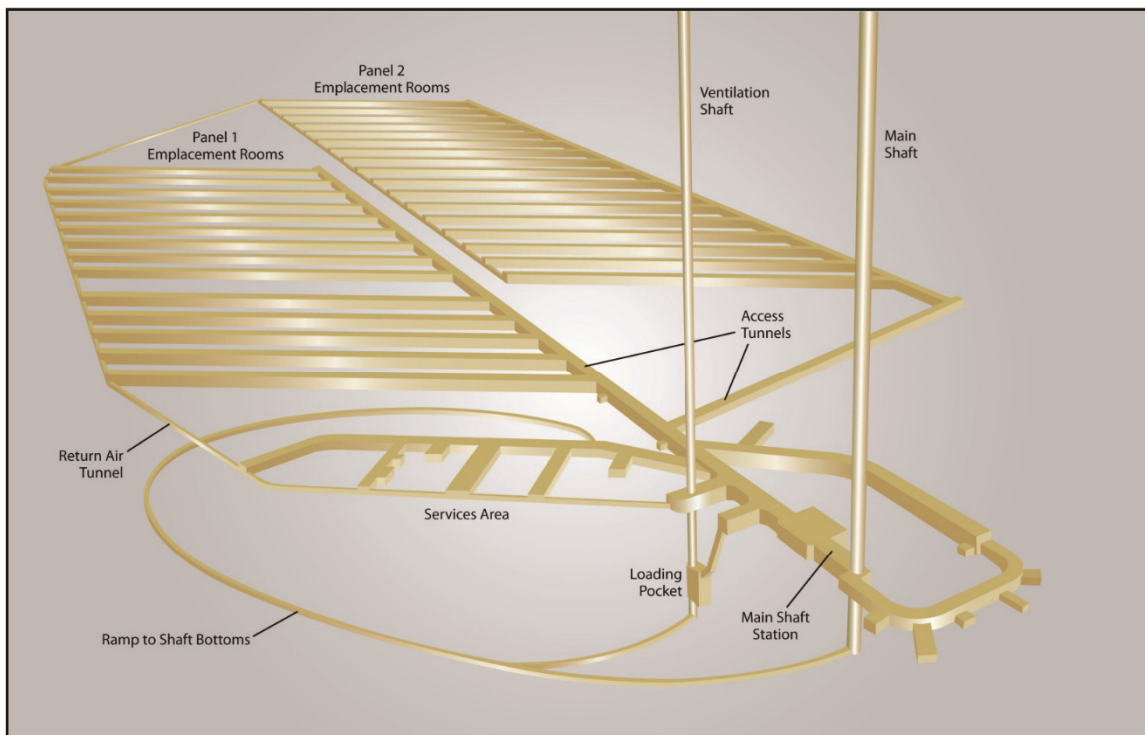


図 1.1-7 DGR の処分場レベルの概要 (等角図) (OPG 社、PSR、6.3)

廃棄物定置空間

図 1.1-8 及び図 1.1-9 に、2 つの典型的な廃棄物定置空間の断面図と寸法を示す。

廃棄物定置空間の寸法は、廃棄物パッケージの定置要件に基づいて決定された。また、以下の要因を検討した上で廃棄物定置空間の最適な長さとして 250 m が選択された。

- ・ 健康および安全性の考慮事項。各部屋からの退出時間の差、放射線防護の考慮、所与の部屋の運用時間帯など
- ・ コーバーグ（Cobourg）層の低層部内への処分場の配置可能性
- ・ 資本コスト
- ・ 運用コスト

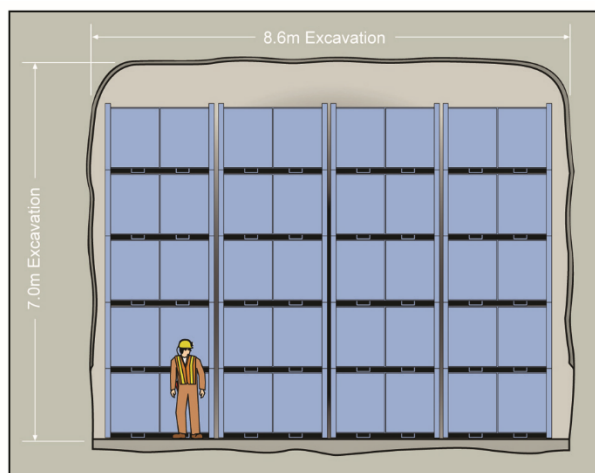


図 1.1-8 廃棄物定置空間断面図 - 容器タイプの廃棄物パッケージ（OPG 社、PSR、6.3.5）

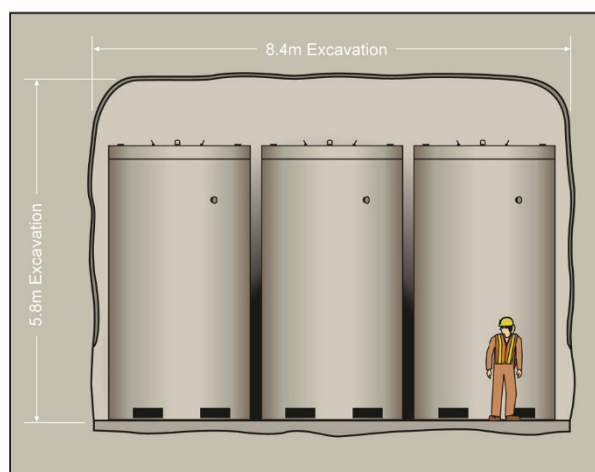


図 1.1-9 廃棄物定置空間断面図 - 樹脂ライナータイプの廃棄物パッケージ（OPG 社、PSR、6.3.5）

1.1.4 OPG-DGR プロジェクトの申請から審査までの経緯

OPG 社の低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場（OPG-DGR）の申請に至るまでの経緯を表に示す。この表では、OPG-DGR の申請及びその安全報告書や環境影響評価書（EIS）の作成に係わる安全規制文書等の発行タイミングを合わせて記載した。

表 1.1-3 OPG-DGR プロジェクトの経緯

西暦	月/日	出来事
1996		カナダ政府、声明書「放射性廃棄物に関する政策枠組み」を公表
2000	5月	原子力安全管理法の発効、カナダ原子力安全委員会（CNSC）発足
2004	7月	CNSC 規制方針 P-290「放射性廃棄物管理」を策定
2005	12/02	<ul style="list-style-type: none"> OPG 社、キンカーディン自治体内のブルース発電所サイトに立地する低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場（OPG-DGR）プロジェクトのサイト準備、建設、操業の規制プロセスを開始したい意思をカナダ原子力安全委員会（CNSC）に通知《EIS サマリ、1.2》
2006	01/30	<ul style="list-style-type: none"> カナダ環境アセスメント法に基づき、OPG-DGR プロジェクトを進めるには CNSC の許認可が必要であることを受け、CNSC が OPG-DGR プロジェクトの事業者提案に関する包括的調査を開始 CNSC が環境アセスメントの範囲（scope）に関する公衆協議及び公聴会を開催した後、包括的調査の報告書を環境大臣に提出し、合同レビューパネルでの審査を提言
	12月	CNSC 規制指針 G-320「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」を策定
2007	06/29	<ul style="list-style-type: none"> カナダ環境大臣、OPG-DGR プロジェクトの審査を合同レビューパネルで行うことを決定
2008	04/04	<ul style="list-style-type: none"> EIS ガイドライン（ドラフト版）の公表と公衆協議（～6/16 迄）。ガイドラインの策定作業は、カナダ環境評価局（Environmental Assessment Agency）と CNSC が他の関係政府機関（天然資源省、環境省、保健省）と共同で実施。
	08/20	<ul style="list-style-type: none"> CNSC Letter from Klassen K. to Nash K.E., “Deep Geologic Repository (DGR) – Proposed Acceptance Criteria for Postclosure Safety Assessment”, 00216-CORR-00531-00051, August 20, 2008. 《PSR の参考文献 CNSC08 に相当》
2009	01/26	<ul style="list-style-type: none"> EIS ガイドライン（最終版）の発行
	08/17	<ul style="list-style-type: none"> CNSC Letter from Klassen K. to King F., “DGR Project for OPG’s LILW - Proposed Acceptance Criteria for Postclosure Safety Assessment of Radiological Impacts on Non-Human Biota and for Non-Radiological Impacts on Human and Non-Human Biota”, CD# DGR-CORR-00531-0021, August 17, 2009. 《PSR の参考文献 CNSC09a に相当》
2010	05/31	<ul style="list-style-type: none"> CNSC Letter from Klassen K. to King F., “DGR Project for OPG’s LILW – Updates to Acceptance Criteria for Postclosure Safety Assessment of Non-Radiological Impacts on Human and Non-Human Biota”, CD# DGR-CORR-00531-0043, May 31 2010. 《PSR の参考文献 CNSC10 に相当》
2011	4月	<ul style="list-style-type: none"> OPG 社、EIS と PSR を合同レビューパネルに提出 ⇒1.3 節と 1.4 節で整理

西暦	月/日	出来事
2012	01/24	• 合同レビューパネル (JRP) 発足 (環境大臣が任命)
	6月	「2012年環境アセスメント法」発効 (旧法下で審査中のプロジェクトは旧法の下で審査継続)
2013	07/19	• 合同レビューパネル (JRP) メンバーである CNSC の環境・放射線防護・評価局長が、OPG-DGR の長期セーフティケースに関する技術情報を公聴会において提供するための文書「PMD 13-P1.3A」を作成 ⇒第2章で整理
		• 合同レビューパネル (JRP) が公聴会を開催 (9/16～10/13) • 合同レビューパネル (JRP) が拡張公聴会を開催 (10/28～10/30)
2014		• 合同レビューパネル (JRP) が公聴会を開催 (9/9～9/18)
2015	05/06	• 合同レビューパネル (JRP) が評価報告書を環境大臣に提出。OPG 社が予定している環境影響の軽減対策に加えて、JRP が勧告する対策を付加することにより、環境に重大な影響が及ぶ可能性は低いと結論
	06/03	• カナダ環境影響評価局が OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価プロセスの最終段階として、パブリックコメントを実施 (6/3～9/1)
2016	02/18	• 環境大臣が OPG 社に対して追加情報と調査を要求 (2017年に更に追加情報を要求)
2018	5月	• CNSC、REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」発行 ⇒第3.4節で整理
2018	12月	• CNSC、REGDOC-2.11「カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み」発行
2019	5月	• CNSC、REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻 第2版「放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケース」ドラフト版発行 ⇒第3.5節で整理
2020	01/31	OPG 社は、先住民による DGR プロジェクトに対する賛否を問う投票の結果を受け、DGR プロジェクトの再検討を行うことを公表

1.1.5 今後の予定

1.1.2 で示したように、カナダでは段階的な許認可プロセスに基づき、処分事業を行っている。OPG 社は、2011年に、EIS と PSR を合同レビューパネルに提出し、その後、サイト準備と建設に関する許可発給のためのセーフティケースを提出する予定となっていたが、2020年1月に、先住民による DGR プロジェクトに対する賛否を問う投票の結果を受けて、DGR プロジェクトの再検討を行うこととなった。そのため、当面の間、カナダにおける低・中レベル放射性廃棄物処分に関するセーフティケースの大きな動きはないと考えられる。

1.2 OPG-DGR のサイト準備・建設の許認可申請書の構成

OPG 社は 2007 年 8 月 13 日付け CNSC 宛て書簡 (letter) において、原子力安全管理法における「クラス 1B 施設」に該当する DGR (低・中レベル廃棄物の地層処分場) の「サイト準備と建設に係る許認可申請」をおこなった。この申請は、処分事業の段階的許認可プロセス (1.1.2 項参照) の最初の段階にあたる (サイト準備と建設の許認可申請は一つとすることが認められている) ものであり、処分場の操業には別途の許認可申請が必要である。

OPG 社の申請を受けて、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) は、OPG-DGR プロジェクトの事業者提案に関する包括的調査を行い、当該事業の実施にはカナダ環境アセスメント法に基づく環境影響報告書 (EIS) の審査が必要であるとともに、原子力安全・管理法に基づく CNSC の許認可 (ライセンス) が必要であることから、環境大臣に対して「合同評価パネル」による審査を行うよう提言した。環境大臣の決定を受けて発足した合同評価パネルは、2009 年 1 月に、OPG 社が提出する環境影響評価書に記載すべき事項を定めた「EIS ガイドライン」を最終化している。

OPG 社は 2011 年 3 月に、EIS ガイドラインに沿った「環境影響評価書」(EIS) 及び付属文書、並びに、原子力安全・管理法に基づき、DSR のサイト準備と建設に係るサイト準備と建設に係る許認可を取得する上で提出を要する「予備的安全報告書」(PSR) 及び付属文書を提出した。これらの申請関連文書の構成を図 1.2-1 に示す。

申請関連文書のトップレベル文書の一つである「環境影響評価書」(EIS) 及び付属文書の一覧を表 1.2-1 に整理した。「予備的安全報告書」(PSR) 及び付属文書の一覧を表 1.2-2 に整理した。

これらの申請関連文書にはタイトルに「セーフティケース」を含むものは存在しないものの、文書内容 (目次) に「長期安全性」を含む報告書には以下のものがある。

- ・ 環境影響評価書 (EIS) 第 9 章 地層処分場の長期安全性
- ・ 予備的安全報告書 (PSR) 8 章 閉鎖後安全評価
- ・ 閉鎖後安全評価報告書 (PSR の付属書の一つ) (Postclosure Safety Assessment)

「閉鎖後安全評価報告書」及び付属文書の一覧を表 1.2-3 に整理した。

1.2.1 環境影響評価書 (EIS) の文書構成

EIS の文書構成 (目次) を表 1.2-4 に整理した。EIS は、DGR プロジェクトに関して、申請者である OPG 社が行った環境アセスメント (EA) の報告書であり、ここでの「EA」は「計画及び意思決定」を裏付けるプロセスを意味する。EIS には「(DGR) プロジェクトの正当化」(第 3 章) の説明が含まれている。

EIS に記載すべき事項は、それを審査する合同評価パネルが定めた「EIS ガイドライン」

(2009年1月)で指定されており(本報告書の3.3.8を参照)、OPG社はこのガイドラインに沿ってEISを作成している。

OPG社は、環境アセスメントの報告体系を図1.2-2のように説明しており、予備的安全報告書(PSR)をインプットの一つと位置づけている。EISにおける長期安全性(第9章)の記述量は13頁分に過ぎず、冒頭において「DGRプロジェクトの長期(閉鎖後)の影響の要約」であり、「評価の方法論と結果の詳細は予備的安全報告書(PSR)に記載」と説明しているに過ぎない。

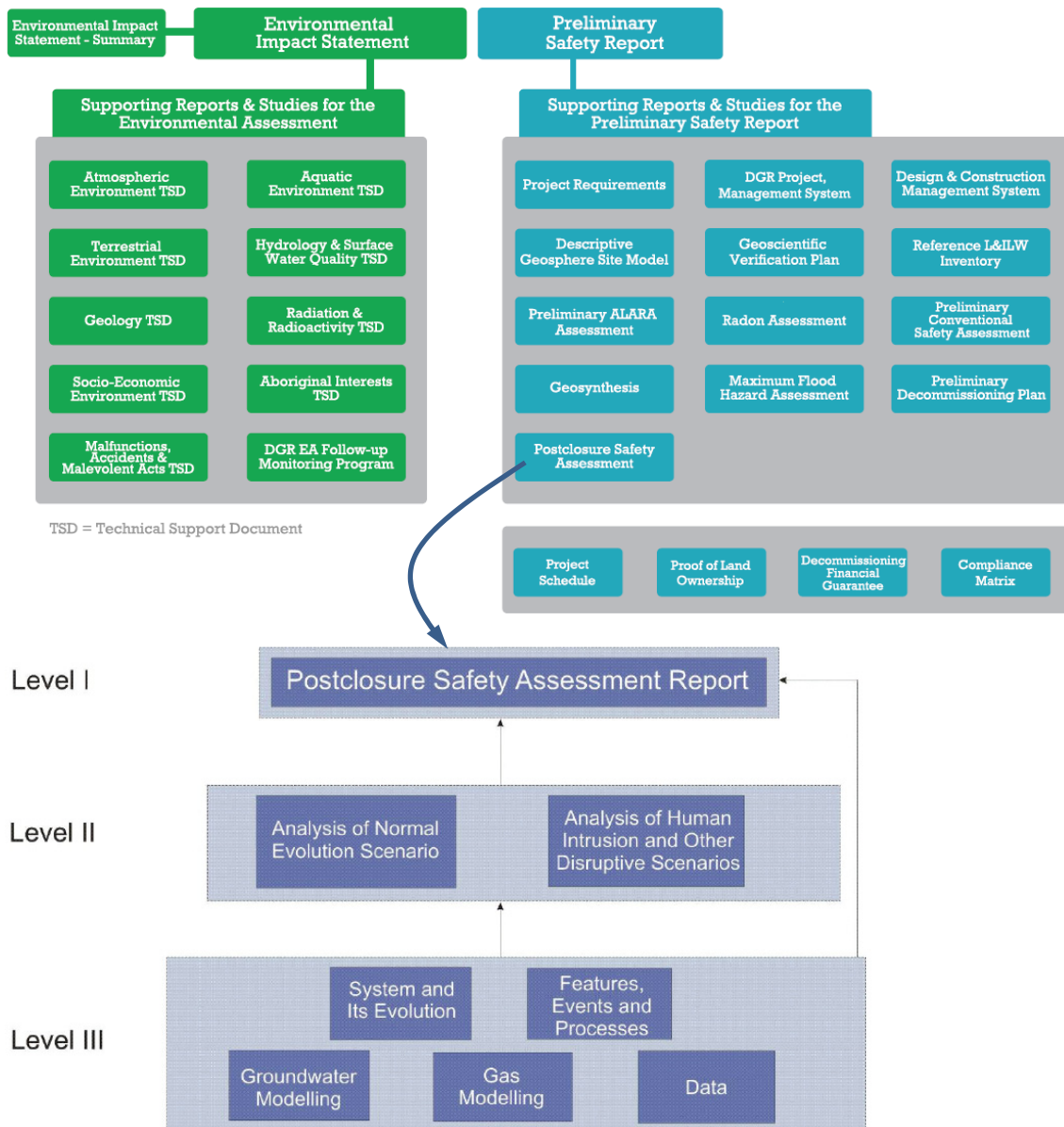


図 1.2-1 DGR 申請書の構成 (OPG 社が 2011 年 3 月に提出)

表 1.2-1 環境影響評価書 (EIS) 及び付属文書の一覧

(図 1.2-1 の左上側 緑色で記載されている文書)

環境影響評価書 第1分冊 本体報告書 第2分冊 付属書集 (1,060 pages / 2,372 pages)	Environmental Impact Statement VOLUME 1: MAIN REPORT VOLUME 2: APPENDICES (00216-REP-07701-00001 R000) 別途、概要版 (Summary) 68 ページがある。
環境影響評価書 (EIS) の付属文書 (計 10 レポート)	
大気環境に関する技術サポート文書 (556 pages)	NWMO DGR-TR-2011-02 Atmospheric Environment Technical Support Document. March 2011. Prepared by: Golder Associates Ltd.
水生環境に関する技術サポート文書 (158 pages)	NWMO DGR-TR-2011-01 Aquatic Environment Technical Support Document. March 2011. Prepared by: Golder Associates Ltd.
陸生環境に関する技術サポート文書 (286 pages)	NWMO DGR-TR-2011-05 Terrestrial Environment Technical Support Document. March 2011. Prepared by: Golder Associates Ltd.
水文学と地表水の品質に関する 技術サポート文書 (194 pages)	NWMO DGR-TR-2011-04 Hydrology and Surface Water Quality Technical Support Document. March 2011. Prepared by: Golder Associates Ltd.
地質に関する技術サポート文書 (358 pages)	NWMO DGR-TR-2011-03 Geology Technical Support Document. March 2011. Prepared by: Golder Associates Ltd.
放射線及び放射能に関する 技術サポート文書 (266 pages)	NWMO DGR-TR-2011-06 Radiation and Radioactivity Technical Support Document. March 2011. Prepared by: AMEC NSS Ltd.
社会経済環境に関する 技術サポート文書 (428 pages)	NWMO DGR-TR-2011-08 Socio-economic Environment Technical Support Document. March 2011. Prepared by: AECOM Canada Ltd.
先住民の利益に関する 技術サポート文書 (162 pages)	NWMO DGR-TR-2011-09 Aboriginal Interests Technical Support Document. March 2011. Prepared by: AECOM Canada Ltd.
故障、事故及び悪意ある行為に関する 技術サポート文書 (98 pages)	NWMO DGR-TR-2011-07 Malfunctions, Accidents and Malevolent Acts Technical Support Document. March 2011. Prepared by: AMEC NSS Ltd.
DGR 環境アセスメント (EA) フォロー アップモニタリングプログラム (78 pages)	NWMO DGR-TR-2011-10 DGR EA Follow-up Monitoring Program. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization

表 1.2-2 予備的安全報告書（PSR）及び付属文書の一覧

（図 1.2-1 の右上側 青緑色で記載されている文書）

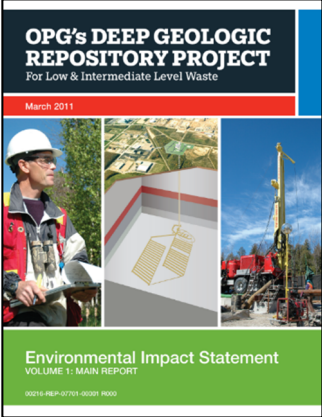
予備的安全報告書 (874 pages)	Preliminary Safety Report. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization (00216-SR-01320-00001)
予備的安全報告書（PSR）の付属文書（計 13 レポート）	
プロジェクト要求事項 (31 pages)	OPG's DEEP GEOLOGIC REPOSITORY FOR L&ILW - PROJECT REQUIREMENTS. Document No.: DGR- PDR-00120-0001 Revision: R002 Date: 22 Sept 2010
OPG 社のプロジェクト・マネジメントシ ステムについて (18 pages)	DEEP GEOLOGIC REPOSITORY PROJECT, MANAGEMENT SYSTEM. Document No.: 00216-CHAR-0001
設計・建設フェーズの マネジメントシステム (18 pages)	DESIGN AND CONSTRUCTION PHASE MANAGEMENT SYSTEM. Document No.: DGR-PD- EN-0001 Revision: R000 Date: Feb. 18, 2011
地圏サイト記述モデル報告書 (457 pages)	NWMO DGR-TR-2011-24 Descriptive Geosphere Site Model. March 2011. Prepared by: Intera Engineering Ltd.
地球科学検証計画書 (35 pages)	NWMO DGR-TR-2011-38 Geoscientific Verification Plan. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization
DGR で処分する低・中レベル廃棄物のレフ ァレンスインベントリ (140 pages)	00216-REP-03902-00003-R003 Reference Low and Intermediate Level Waste Inventory for the Deep Geologic Repository. March 2011. Prepared by: Ontario Power Generation, Inc.
予備的 ALARA 評価 (66 pages)	NWMO DGR-TR-2011-36 Preliminary ALARA Assessment. March 2011. Prepared by: SENES Consultants Ltd.
ラドン評価 (55 pages)	NWMO DGR-TR-2011-34 Radon Assessment. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization
予備的コンベンショナル安全性評価 (48 pages)	NWMO DGR-TR-2011-37 Preliminary Conventional Safety Assessment. March 2011. Prepared by: March Consulting Associates Inc.
地質統合報告書 (448 pages)	NWMO DGR-TR-2011-11 Geosynthesis. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization
最大洪水危険性評価 (158 pages)	NWMO DGR-TR-2011-35 Maximum Flood Hazard Assessment. March 2011. Prepared by: AMEC NSS Ltd.
予備的廃止措置計画書 (88 pages)	NWMO DGR-TR-2011-39 Preliminary Decommissioning Plan. March 2011. Prepared by: Nuclear Waste Management Organization and Candesco
閉鎖後安全評価報告書 (298 pages)	NWMO DGR-TR-2011-25 Postclosure Safety Assessment. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd., Geofirma Engineering Ltd. and SENES Consultants Ltd.

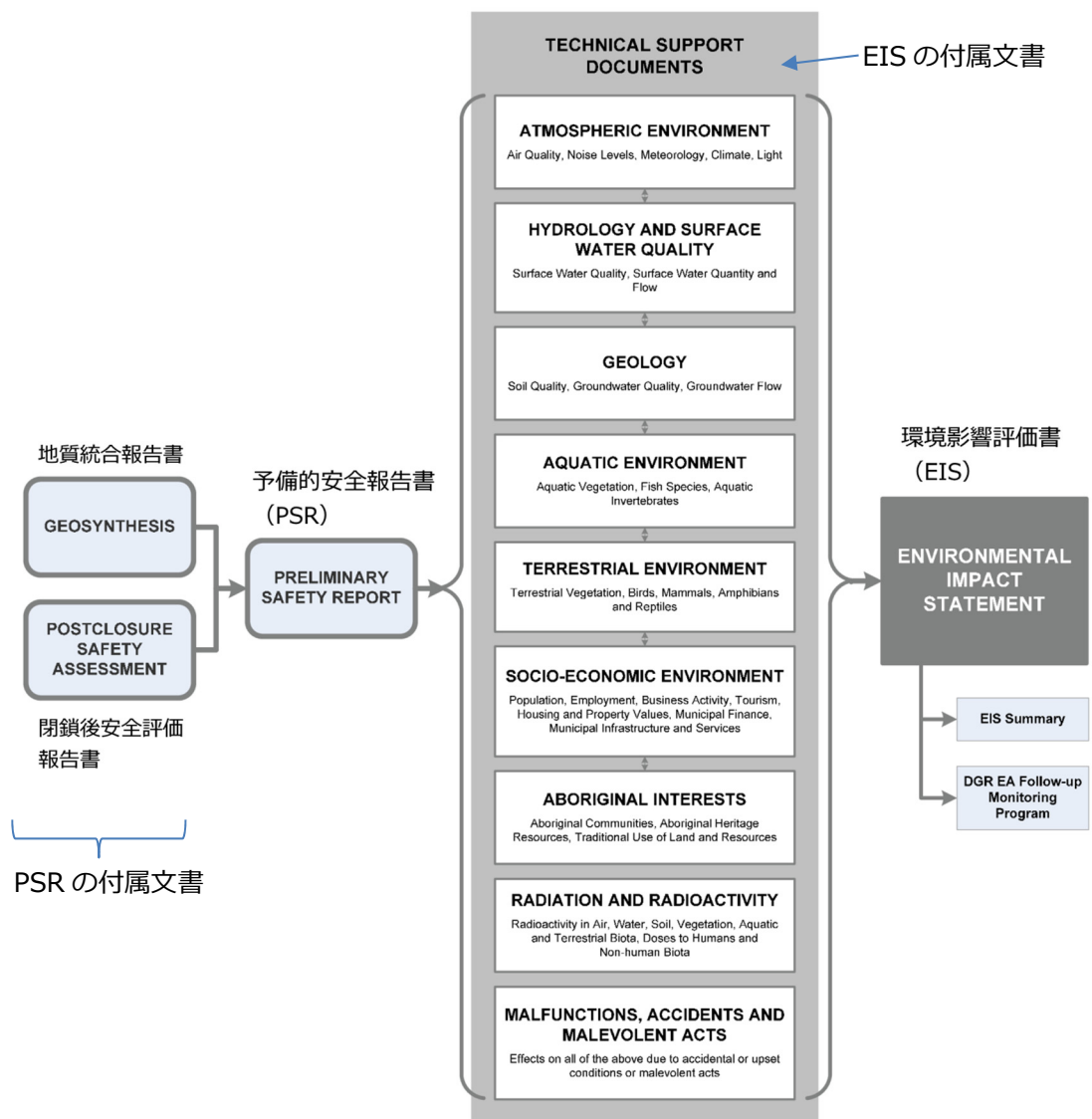
表 1.2-3 閉鎖後安全評価報告書（PSR の付属書の一つ）及び付属文書の一覧

(図 1.2-1 の下側 藍色で記載されている文書)

Level 1 文書 (1 レポート)	
閉鎖後安全評価報告書 (298 pages)	NWMO DGR-TR-2011-25 Postclosure Safety Assessment March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd., Geofirma Engineering Ltd. and SENES Consultants Ltd.
Level 2 文書 (2 レポート)	
通常変遷シナリオ解析報告書 (291 pages)	NWMO DGR-TR-2011-26 Postclosure Safety Assessment: Analysis of the Normal Evolution Scenario. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd.
人間侵入・他の破壊的シナリオの解析報告書 (165 pages)	NWMO DGR-TR-2011-27 Postclosure Safety Assessment: Analysis of Human Intrusion and Other Disruptive Scenarios. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd. and SENES Consultants Ltd.
Level 3 文書 (5 レポート)	
FEP 報告書 (309 pages)	NWMO DGR-TR-2011-29 Postclosure Safety Assessment: Features, Events and Processes. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd., SENES Consultants Ltd. and Geofirma Engineering Ltd.
システム・変遷報告書 (261 pages)	NWMO DGR-TR-2011-28 Postclosure Safety Assessment: System and Its Evolution. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd.
データ報告書 (319 pages)	NWMO DGR-TR-2011-32 Postclosure Safety Assessment: Data. March 2011. Prepared by: Quintessa Ltd. and Geofirma Engineering Ltd.
地下水流動モデル報告書 (188 pages)	NWMO DGR-TR-2011-30 Postclosure Safety Assessment: Groundwater Modelling. March 2011. Prepared by: Geofirma Engineering Ltd.
ガス移行モデル報告書 (303 pages)	NWMO DGR-TR-2011-31 Postclosure Safety Assessment: Gas Modelling. March 2011. Prepared by: Geofirma Engineering Ltd. and Quintessa Ltd.

表 1.2-4 DGR の環境影響評価書 (EIS) の構成

<p>環境影響評価書 (本体) 2011年3月 OPG 社 00216-REP-07701-00001 R000 (1,060 pages / 2,372 pages)</p> <p>■ 第1巻 (1,060 pages)</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 背景 2. 公衆参加と先住民の参画 3. プロジェクトの正当化 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 プロジェクトの目的 3.2 プロジェクトの必要性 3.3 提案プロジェクトの代替策 3.4 プロジェクト実行における代替手段 4. 環境アセスメントの目的でのプロジェクトの説明 5. 環境アセスメントのバウンダリ 6. 既存環境 7. 影響予測、緩和措置、残留効果の意味合い 8. 誤動作、事故、悪意のある行為 9. 地層処分場の長期安全性 <ol style="list-style-type: none"> 9.1 DGR の長期安全性の立証 9.2 評価シナリオの選択 <ol style="list-style-type: none"> 9.2.1 通常変遷シナリオ 9.2.2 破壊的シナリオ(What if) 9.3 数学モデル 9.4 評価の結果と許容基準との比較 <ol style="list-style-type: none"> 9.4.1 通常変遷シナリオの結果 9.4.2 破壊的シナリオの結果 9.4.3 人間以外の生物相への影響、非放射線学的影響 9.4.4 設計への示唆 9.4.6 土地及び資源の従前からの利用 9.4.7 不確実性 9.5 セーフティケースに係わる追加的な論拠 9.6 結論 10. 累積効果 11. 再生可能資源の能力 12. フォローアップ・プログラム 13. アセスメントのまとめと結論 14. 参考文献 15. 用語 16. 索引 <p>■ 第2巻 付属書集 (2,372 pages)</p> <p>別途、概要版 (Summary) 68 ページがある。</p>	 <p>9章の記述量は13頁</p>
---	---



〈出典：EIS Fig1.7.1-1〉

図 1.2-2 環境影響評価書 (EIS) の構造

1.2.2 予備的安全報告書（PSR）の文書構成と規制対応

(1) PSR の文書構成

PSR の文書構成（目次）を表 1.2-5 に整理した。PSR の 1.1 節（PSR の目的と範囲）において OPG 社は、PSR の目的を「セーフティケース構築に必要となる情報を記述」することとしており、PSR の範囲（スコープ）には「セーフティケースの作成に必要な情報の説明、さらに DGR が安全に建設、操業、廃止され、DGR により OPG 社の低・中レベル放射性廃棄物が安全に長期管理されることを明瞭に示すセーフティケースの提示が含まれる」としている。

PSR では処分場の安全評価について、処分場閉鎖前安全評価（7 章、95 頁分）と閉鎖後安全評価（8 章、119 頁分）に分けて記述されている。各章の冒頭において、「…安全評価の概要を示す」と述べられており、詳細は下位の付属文書で報告する形である。

PSR のセクション 1.6 では、OPG 社の「安全目標への遵守提示」アプローチの説明がなされており、安全性を立証する上での考え方を以下のように文章で記述している。

《PSR 1.6 Demonstrating Compliance with the Safety Objective から抜粋》

DGR が“全体的（overall）な**安全目標**”を満たしているか否かについては、DGR の予測されるパフォーマンス（predicted performance）を規制要件に基づく**パフォーマンス基準（performance criteria）**と比較することにより判断できる。

（中略）

…閉鎖後期間中の DGR の長期安全性は、廃止措置後に処分場が以下の**安全機能**をどの程度満たしているかによって判断される。

- ・生物圏からの廃棄物の**隔離**
- ・廃棄物の長期**閉じ込め**

以下を立証できた場合に、全体的（overall）な安全目標が満たされたと結論付けることができる

- ・DGR により長期の隔離と閉じ込めが実現している
- ・閉鎖前および閉鎖後の安全基準が満たされている
- ・DGR システムがロバストである
- ・DGR の安全な建設、操業、廃止措置が可能である

閉鎖前および閉鎖後の安全基準が満たされていることを立証するには、7 章と 8 章にそれぞれ示す閉鎖前および閉鎖後の期間に対して確立されている具体的な安全基準を使用して、詳細な安全評価の結果を判断する。

（中略）

DGR の安全目標が達成されることを立証するための詳細なエビデンスは、PSR 全体で提示され、第 14 章（結論）にまとめられる。

上述した「安全目標への遵守提示」アプローチで述べられているパフォーマンス基準について、OPG社はPSRのセクション1.7の「設計と安全性の基準」において、PSR内で記述しているセクションを案内している。閉鎖前期間の安全性基準はセクション7.1.2、閉鎖後期間についてはセクション8.1で議論している。

OPG社は、処分場の閉鎖後安全評価で使用される基準（acceptance criteria）として、PSRセクション8.1において通常変遷シナリオと破壊的シナリオで使用する放射線学的基準を定義している。OPG社は、『CNSC規制指針G-320』と整合するものであり、事前にCNSCの承認を受けていることが述べられている。

《PSR 8.1 Acceptance criteria から抜粋》

8.1.1 通常変遷シナリオに関する放射線学的基準

…具体的には、公衆が受ける放射線被ばくに関する規準は以下の通りである。

- ・ 決定グループに対する線量拘束値は0.3 mSv/年である。
- ・ 線量拘束値未満での最適化を行う。
- ・ 線量計算は、決定グループの平均的な成人構成員を対象として行う。及び
- ・ 評価の対象期間には、算出された影響が最大となる時点を含める。

8.1.2 破壊的シナリオに関する放射線学的基準

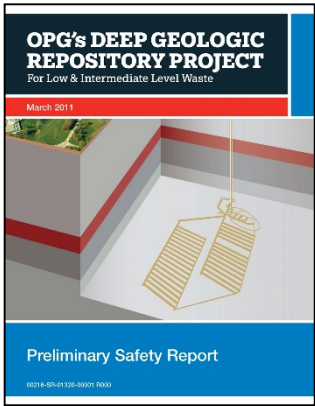
一部の発生する見込みがきわめて低い（very unlikely）シナリオや“What-If”シナリオは、処分場システムのロバスト性を試験するためのものであるという認識を踏まえた上で、1つの階層アプローチ（tiered approach）を採用する。

まず、信憑性を伴う（credible）破壊的シナリオに基づく人間の放射線被ばくに関しては1 mSv/年という線量規準を使用する。

次に、1つのシナリオに関して算出された線量が1 mSv/年を超過する場合、そのような被ばくの起こりやすさ（likelihood）及び性質、評価の不確実性及び線量規準の保守性を考慮に入れつつ、当該シナリオで得られる結果の許容可能性をそれぞれのケースごとに検討する。被ばくの発生確率を過度の不確実性を伴わずに定量化できる場合には、被ばくの発生確率と被ばくが生じた場合の健康面での影響に基づいて、一つのリスクを測る手段を計算できる。これを、 10^{-5} /年というレファレンス健康リスク（IAEA WS-R-4を参照している）と比較する。

人間侵入は、特殊なケースの1つである。CNSC安全指針G-320では、「人間侵入シナリオは別途評価すべきであり、その線量結果の解釈において、シナリオの確率を検討すべきである。大きな結果的影響を伴う侵入シナリオで発生する線量を制限するために、並びに侵入が発生する確率を低下させるために、合理的な努力をすべきである」と述べられている。DGRの基本的な概念、すなわち廃棄物を約680 mの深度に隔離することは、明らかに侵入の発生確率の低減を目的としたものである。

表 1.2-5 DGR の予備的安全報告書 (PSR) の構成

<p>■ 予備的安全報告書 (本体) 2011年3月 OPG 社 00216-SR-01320-00001 (874 pages)</p>	
<ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに (イントロダクション) <ol style="list-style-type: none"> 1.1 PSR の目的と範囲 1.2 DGR プロジェクトの概要 1.3 時間枠 1.4 規制の背景 1.5 安全目標 (safety objective) 1.6 安全目標に沿ったコンプライアンスの遵守 1.7 設計と安全の基準 1.8 環境保護 1.9 DGR プロジェクトで使用される戦略 1.10 PSR の構成 2. サイト記述 3. サイトの評価と特性調査 4. 地球科学 (Geoscience) 5. 廃棄物インベントリ 6. 施設の説明 7. 閉鎖前安全評価 8. 閉鎖後安全評価 <ol style="list-style-type: none"> 8.1 許容基準 (Acceptance criteria) <ol style="list-style-type: none"> 8.8.1 通常変遷シナリオに関する放射線学的基準 8.8.2 破壊的シナリオに関する放射線学的基準 8.8.3 人間以外の生物相に関する放射線学的基準 8.8.4 非放射性の汚染物質に関する基準 8.2 評価アプローチ 8.3 評価のコンテキスト 8.4 システムの記述 8.5 シナリオの特定 8.6 通常変遷シナリオ 8.7 破壊的シナリオ 8.8 評価の不確実性 <ol style="list-style-type: none"> 8.8.1 シナリオの不確実性 8.8.2 モデルとデータの不確実性 8.8.3 モデルの収束性 8.8.4 確率論的計算 8.8.5 処分場及び立坑シール材に関する代替設計 8.9 まとめと結論 9. サイト準備と建設 10. 操業プログラム 11. 品質保証 12. 公衆への情報提供と関与プログラム 13. 予備的な廃止措置計画 14. 結論 15. 参考文献 16. 用語 17. 設計図面リスト <p>付録 A. 閉鎖後安全評価での事故時計算</p>	

(2) 予備的安全報告書 (PSR) の規制対応

OPG 社は、PSR のセクション 1.4 において、DGR プロジェクトに関連する規制文書及び国際的ガイドラインを以下のようにまとめている。

(2-1) DGR に適用されるカナダの法令・規則

OPG 社は、DGR に適用される法令、規則について、以下のように示している。

- ・ 原子力施設としての区分：クラス 1B 原子力施設

根拠法令：原子力安全管理法 (NSCA) 第 2 (g) 項およびクラス I 原子力施設規則 (SOR/2000-204) 第 1 (e) 項

- ・ 原子力安全管理法に基づき CNSC により要求される許可

- サイト準備許可
- 建設許可
- 操業許可
- 廃止措置許可
- 放棄 (abandon) 許可

根拠法令：原子力安全管理法 第 26 (e) 項

- ・ サイト準備および建設許可の取得の詳細な要件：原子力安全管理一般規則 (SOR/2000-202) の第 3 項およびクラス I 原子力施設規則の第 3、4、5 項に規定
- ・ 原子力施設すべてに適用される規則：放射線防護規則 (SOR/2000-203)
- ・ 労働安全基準：オンタリオ州の労働安全衛生法 (OHSA90) 等
- ・ 最大許容 (放射性核種) 濃度 (MACs) の指針：「カナダ飲料水品質に関する指針」、「オンタリオ飲料水基準」(Reg. 169/03) および「土壌、地下水、堆積物基準」(MOE09b) 等
- ・ 直接該当しないが、採鉱プロジェクトとの類似性により考慮される規則：ウラン採鉱・製錬規則 (SOR/2000-206)

また、OPG 社は DGR のサイト準備および建設フェーズに適用される CNSC 規制文書を挙げており、これを表 1.2-6 に示す。これらの規制文書は、規制方針 (P)、規制基準 (S)、規制指針 (G)、規制通知 (N) に分類されているが、これらの位置付けについては、本委託事業報告書の 3.2.1(1)に整理している。

これらの CNSC による規制文書のうち、規制方針 P-290 及び規制指針 G-320 については、その概要を本委託事業報告書の 3.3.1 及び 3.3.2 に整理している。なお、規制指針 G-320 は、その内容が現行の規制文書である REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」(2018 年 5 月) に引き継がれており、規制方針 P-290 については、同 REGDOC の付属文書とされている。なお、同 REGDOC の内容については、本委託事業報告書の 3.4 に整理している。

表 1.2-6 DGR のサイト準備および建設フェーズに適用される CNSC 規制文書 (OPG 社, PSR, 1.4.1)

P-119	人的要因に関する方針 Policy on Human Factors (CNSC00a)
P-211	規制遵守 Compliance (CNSC01a)
P-223	環境保護 Protection of the Environment (CNSC01b)
P-290	放射性廃棄物の管理 Managing Radioactive Waste (CNSC04a)
G-129 Rev.1	放射線被ばくと線量の「合理的に達成可能な限り低く (ALARA)」の保持 Keeping Radiation Exposures and Doses "As Low as Reasonably Achievable (ALARA)" (CNSC04b)
G-206	許認可事業の廃止措置に関する財務保証 Financial Guarantees for the Decommissioning of Licensed Activities (CNSC00b)
G-217	許認可保有者の情報公開プログラム Licensee Public Information Programs (CNSC04c)
G-219	許認可事業の廃止措置計画 Decommissioning Planning for Licensed Activities (CNSC00c)
G-221	ウラン鉱山、製錬所の換気要件の指針 A Guide to Ventilation Requirements for Uranium Mines and Mills (CNSC03a)
G-224	クラスI原子力施設及びウラン鉱山、製錬所の環境モニタリングプログラム Environmental Monitoring Program at Class I Nuclear Facilities and Uranium Mines and Mills (Draft) (CNSC04d)
G-225	クラスI原子力施設及びウラン鉱山、製錬所の緊急計画 Emergency Planning at Class I Nuclear Facilities and Uranium Mines and Mills (CNSC01c)
G-276	人的要因に関する工学プログラム計画 Human Factors Engineering Program Plans (CNSC03b)
G-278	人的要因に関する検証と妥当性確認計画 Human Factors Verification and Validation Plans (CNSC03c)
G-4	ウラン鉱山、製錬所におけるラドン娘核種の航空計測 Measuring Airborne Radon Progeny at Uranium Mines and Mills (CNSC03d)
G-296	クラスI原子力施設及びウラン鉱山、製錬所における環境保護方針、プログラム及び手順の開発 Developing Environmental Protection Policies, Programs and Procedures at Class I Nuclear Facilities and Uranium Mines and Mills (CNSC06b)
S-296	クラスI原子力施設及びウラン鉱山、製錬所における環境保護方針、プログラム及び手順 Environmental Protection Policies, Programs and Procedures at Class I Nuclear Facilities and Uranium Mines and Mills (CNSC06c)
G-320	放射性廃棄物管理の長期安全性の評価 Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management (CNSC06a)

(2-2) DGR プロジェクトに適用可能な国際的ガイダンス

OPG 社は、「DGR プロジェクトでは適用可能な国際的ガイダンスが適宜考慮する」としており、特に DGR の開発と安全性に関連があるものとして、表 1.2-7 に示す文書を列挙している。

OPG 社は、DGR プロジェクトは「IAEA の安全評価手法の改善 (ISAM) プログラム (IAEA04a) において開発された安全評価の構造的アプローチに従っている」ことを言及しており、これが CNSC 規制指針 G-320 において提案されていることを述べている。また、放射線防護基準については、国際放射線防護委員会 (ICRP) による ICRP-81 が CNSC 規制指針 G-320 において考慮されており、OPG 社による「DGR プロジェクトにおいても考慮されている」と述べている。

表 1.2-7 DGR に適用される国際的ガイダンス (OPG 社, PSR, 1.4.2)

文書番号	題名
IAEA SF-1	IAEA 安全原則、No.SF-1、「基本安全原則」、2006 IAEA Safety Fundamentals, No. SF-1, Fundamental Safety Principles, 2006.
IAEA WS-R-4	IAEA 安全要件、No.WS-R-4、「放射性廃棄物の地層処分」、2006 IAEA Safety Requirements, No. WS-R-4, Geological Disposal of Radioactive Waste”, 2006.
IAEA DS-334	IAEA 安全指針ドラフト、DS 334、「放射性廃棄物の地層処分施設」、2007 IAEA Draft Safety Guide DS 334, Geological Disposal of Radioactive Waste”, 2007
IAEA DS-354	IAEA 特定安全要件ドラフト「放射性廃棄物の処分」DS354、2006 IAEA Draft Safety Requirements DS 354, Disposal of Radioactive Waste”, 2006
IAEA DS-355	IAEA 安全指針ドラフト、DS 355、「放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価」、2008 IAEA Draft Safety Guide DS-355, The Safety Case and Safety Assessment for Radioactive Waste Disposal”, 2008
IAEA SS 111-F	IAEA 安全原則 No. 111-F, 放射性廃棄物管理の原則、1995 IAEA Safety Fundamentals, No. 111-F, The Principles of Radioactive Waste Management”, 1995
IAEA SS 111-G-4 1	IAEA 安全指針 No.111-G-4.1, 地層処分施設の立地、1994. IAEA Safety Guide, No. 111-G-4 1, Siting of Geological Disposal Facilities”, 1994
IAEA-ISAM-1	IAEA-ISAM-1, 地表処分施設の安全評価手法—共同研究プロジェクト結果、vol. 2—テストケース、2004 “Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities—Results of a Co-ordinated Research Project, Volume 2—Test Cases”, IAEA-ISAM-1、2004
NEA 3679	地層処分場の閉鎖後セーフティケース(NEA#3679)、2004
ICRP 81	ICRP 81、長寿命放射性固体廃棄物の処分に適用する放射線防護勧告、2000 Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste、2000

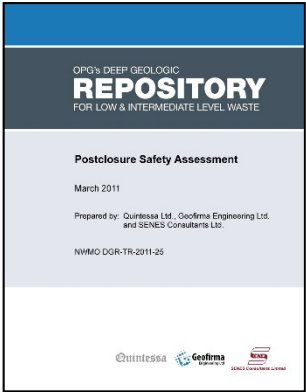
1.2.3 処分場の閉鎖後長期の安全評価の概要

(1) PSR と閉鎖後安全評価報告書の構成面の比較

予備的安全報告書（PSR）の 8 章は、DGR の閉鎖後安全評価の概要について 119 頁を費やして記述している。この概要をまとめる際の元となっている「閉鎖後安全評価報告書」⁶（Level 1）の分量は 298 頁であり、その付属書として Level 2 レポートが 2 冊、Level 3 レポートが 5 冊ある（図 1.2-1 及び表 1.2-3 を参照）。

「閉鎖後安全評価報告書」の文書構成（目次）を表 1.2-8 に整理した。PSR 8 章（表 1.2-5）と比較すると、両者の目次構成はほぼ同じであることがわかる。

表 1.2-8 DGR の閉鎖後安全報告書の構成

閉鎖後安全性評価書 2011 年 3 月 Prepared by: Quintessa Ltd., Geofirma Engineering Ltd. and SENES Consultants Ltd. NWMO DGR-TR-2011-25 (298 pages)	
1. イントロダクション	
2. 評価アプローチ	
3. 評価の位置付け（コンテキスト）	
4. システムの記述	
5. シナリオの特定と説明	
5.1 通常変遷シナリオ	
5.2 破壊的シナリオ	
6. 施設の記述	
7. 結果と議論	
7.1 通常変遷シナリオ：参照ケースと単純化した基本ケース	
7.2 破壊的シナリオ	
7.2.1 人間侵入	
7.2.2 立坑シールの重大な損傷	
7.2.3 ボーリング孔が十分に密封されない場合	
7.2.4 鉛直な亀裂の発生（地震等による）	
7.3 不確実性の評価	
7.4 信頼度を高めるための措置	
8. 結論	
9. 参考文献	
10. 用語と略語	
付属書 A. 使用したソフトウェアツールの概要	
付属書 B. 計算ケース	

(2) 閉鎖後安全評価の背景（コンテキスト）…PSR セクション 8.3

OPG 社は、閉鎖後安全性評価の目的として以下のように示している。

- DGR閉鎖後の放射線学的安全性と非放射線学的安全性を定量的に評価する。
- 処分場システムの長期性能（パフォーマンス）に潜在的に最大の影響を与える不確実性を特定する。
- 環境影響評価書（EIS）と予備的安全報告書（PSR）を裏づける情報を提供する。

評価の背景状況に関する主要な構成要素について、OPG 社は表 1.2-9 のように整理している。

表 1.2-9 閉鎖後安全評価の背景情報のまとめ

〈PSR 8.3 Assessment Context から抜粋〉	
目的：	提案されている DGR の閉鎖後の放射線学的及び非放射線学的な安全性に関する定量評価を行うこと。
背景：	<ul style="list-style-type: none"> ・規制枠組み：PSR セクション 1.4.1 を参照 ・地圏に関する記述：PSR 4 章を参照 ・廃棄物インベントリ：PSR 5 章を参照 ・施設に関する記述：PSR 6 章を参照 ・立坑シール材に関する記述：PSR 13 章を参照
エンドポイント：	<ul style="list-style-type: none"> ・人間が受ける放射線量 ・放射性核種及び非放射性種の環境濃度 ・さまざまな空間領域における汚染物質の量又はフラックス
受け入れ規準：	<ul style="list-style-type: none"> ・人間に関する放射線学的な規準（セクション 8.1.1 及び 8.1.2）と人間以外の生物相に関する放射線学的な規準（セクション 8.1.3） ・人間及び人間以外の生物相に関する非放射線学的な規準（セクション 8.1.4）
不確実性の処理：	<ul style="list-style-type: none"> ・一連のシナリオに関する検討。予想される（発生が見込まれる）シナリオから、「What-If」（発生の見込みがきわめて低い）シナリオまで ・シナリオ、モデル及びデータにおける保守性の利用 ・将来の人為事象及び生物圏変遷の表現のための様式化されたアプローチの採用 ・決定論的計算ケース：モデル及びデータにおける不確実性の調査を目的とする ・レファレンスケース条件に関する確率論的評価
タイムフレーム：	<ul style="list-style-type: none"> ・ベースラインは 100 万年（1 Ma） ・廃棄物に含まれる放射能の大部分が減衰する。対象期間には最大限のリスクが発生することが予想される時期が含まれる ・一部の解析の対象期間は、一部のシナリオにおける最大限の影響を累積するために、100 万年間を超えて延長される

(3) 閉鎖後安全評価で取り扱っている評価シナリオ

「閉鎖後安全評価報告書」の目次構成（表 1.2-8）でわかるように、OPG 社は、DGR の将来の変化を大別して 2 種類のシナリオ— ①閉鎖後の処分場とサイトに予測される長期変化を説明する 1 つの「通常変遷シナリオ」、②バリアの貫通と閉じ込めの異常な劣化及び喪失につながる可能性のある事象を検討する 4 つの「破壊的シナリオ」—で評価している。後者の破壊的シナリオは、DGR システムのロバスト性を試験するための、可能性の低いまたは「what if」ケースであるとしている。将来の変化に関連する不確実性は、これらのシナリオのほか、各シナリオの中で検討する感度解析ケースでも評価している。

これらのシナリオの概要を表 1.2-10 に整理した。

表 1.2-10 閉鎖後安全性の評価シナリオ

通常変遷シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・処分場は、閉鎖後短期間で嫌気性になる。処分場の内部は、立坑と周辺の岩石から染み出る水で徐々に満ちる。廃棄物パッケージの緩慢な嫌気性劣化からガス、特に CH₄ の発生に至る。処分場は大部分が不飽和状態にとどまり、ガス圧は最終的に母岩の定常水圧と平衡化する。 ・廃棄物の劣化に伴い、C-14 とトリチウムの大部分はガスとして放出される。他の汚染物質は処分場の水中に放出される。大部分の汚染物質は透水性の低い母岩によって処分場の内部または付近に閉じ込められ、そこで崩壊する。何千年もの時間スケールで一部の汚染物質は密閉された立坑と地圏を介して徐々に浅部地圏に移動し、その後地表環境に移動する。サイト上または付近に居住する人々は、井戸からくみ出した地下水の使用や農耕または狩猟のための土地の利用、湖での漁獲を通じてこれらの汚染物質に曝される可能性がある。 ・長期の時間スケールで氷河作用が再び起こり、10～12 万年の周期で氷床がサイトを覆う可能性がある。その結果、地表と浅部地圏に大規模な変化が起こる可能性がある。しかし、深部地圏は、過去の氷期のように大部分が変化しない状態にとどまる。 ・ブルース原子力発電所サイトの周辺地域は構造学的に安定している。大規模地震が起こる可能性は非常に低い。母岩は強固で、小規模地震が影響を与える可能性はほとんどない。大規模地震の主な影響は、処分場での落盤を引き起こし、定置ルームと坑道を満たすまで続くことであると考えられる。 ・長期の時間スケールでは、廃棄物の放射能は処分場を直接覆う岩石の自然放射能以下まで崩壊する。 				
破壊的シナリオ （「what if」）	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="453 1637 639 1845">人間侵入</td> <td data-bbox="639 1637 1375 1845"> <ul style="list-style-type: none"> ・将来のある時点での調査用ボーリング孔を経由する処分場への偶発的な人間侵入の影響を検討する。汚染物質が放出され、人間は汚染されたガスや掘削コアに曝される。調査用ボーリング孔の密閉が不十分で加圧されたカンブリア紀の地質を貫通すると、汚染された地下水が浅部地圏に放出され、地下水を使用する人々の被ばくが起こる可能性がある。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="453 1845 639 1971">立坑シール材の大規模破損</td> <td data-bbox="639 1845 1375 1971"> <ul style="list-style-type: none"> ・立坑のシール材の急速かつ完全な劣化、処分場・立坑の掘削影響領域（EDZ）の劣化拡大の影響を検討する。その他は、DGR システムの変化は通常変遷シナリオと同じである。 </td> </tr> </table>	人間侵入	<ul style="list-style-type: none"> ・将来のある時点での調査用ボーリング孔を経由する処分場への偶発的な人間侵入の影響を検討する。汚染物質が放出され、人間は汚染されたガスや掘削コアに曝される。調査用ボーリング孔の密閉が不十分で加圧されたカンブリア紀の地質を貫通すると、汚染された地下水が浅部地圏に放出され、地下水を使用する人々の被ばくが起こる可能性がある。 	立坑シール材の大規模破損	<ul style="list-style-type: none"> ・立坑のシール材の急速かつ完全な劣化、処分場・立坑の掘削影響領域（EDZ）の劣化拡大の影響を検討する。その他は、DGR システムの変化は通常変遷シナリオと同じである。
人間侵入	<ul style="list-style-type: none"> ・将来のある時点での調査用ボーリング孔を経由する処分場への偶発的な人間侵入の影響を検討する。汚染物質が放出され、人間は汚染されたガスや掘削コアに曝される。調査用ボーリング孔の密閉が不十分で加圧されたカンブリア紀の地質を貫通すると、汚染された地下水が浅部地圏に放出され、地下水を使用する人々の被ばくが起こる可能性がある。 				
立坑シール材の大規模破損	<ul style="list-style-type: none"> ・立坑のシール材の急速かつ完全な劣化、処分場・立坑の掘削影響領域（EDZ）の劣化拡大の影響を検討する。その他は、DGR システムの変化は通常変遷シナリオと同じである。 				

ボーリング孔の密閉不足	<ul style="list-style-type: none"> ・ DGR 近辺での深いサイト調査用ボーリング孔の不十分な密閉の影響を検討する。DGR システムと関連する被ばく経路及び集団の変化は、通常変遷シナリオで検討するものに類似している。主な差は、ボーリング孔が処分場レベル、上層の地下水層及び地表環境の間の透水性の関係を強めることである。ボーリング孔は、最も近いボーリング孔と同じく DGR から 100 m と仮定する。
垂直断層	<ul style="list-style-type: none"> ・ 処分場近辺で先カンブリア時代からシルル紀の中間深度の岩石につながる未検出または既存の構造的連続性のずれを代表する垂直断層が存在した場合の仮想の「what if」ケースを検討する。このような断層は、低透水性深部地圏を迂回する高透水性の経路になる可能性がある。断層は、処分場の北西 500 m、すなわちサイト調査プログラムで詳細に検討する区域には届かないと仮定する。これと別に処分場から 100 m 南東の位置も検討する。

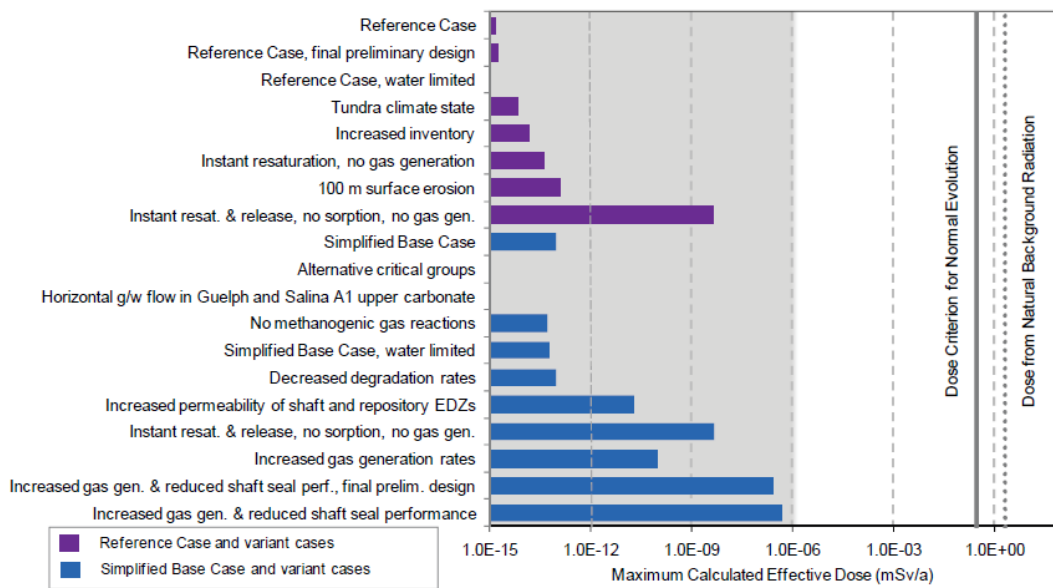
(4) 評価シナリオの結果

通常変遷シナリオと破壊的シナリオの評価結果の概要を以下に整理した。

通常変遷シナリオ

通常変遷シナリオのリファレンスケースは、サイト特性調査と地質環境情報統合手法の結果を利用している。解析には、岩石や立坑からの水の流入、処分場内のガスの発生と蓄積、廃棄物パッケージを劣化させる腐食及び落盤プロセス、処分場を通る地下水とガスの流れ、母岩と立坑のシール材、処分場の上及び周辺の居住者への影響の評価を取り入れている。通常変遷シナリオに関連する不確実性を調べるために異なる計算ケースも評価している。これらのケースの主な結果は以下のとおりである。

- ・ 処分場の水の完全な再冠水は、母岩の低い透水性と処分場のガスの発生により、漸進的で100 万年以上かかる。水の大部分は、立坑ではなく周辺の母岩から処分場に浸透する。
- ・ 汚染物質は処分場と母岩の中に閉じ込められるため、地表環境への放出やその後の影響は限定される。リファレンスケースの計算は、廃棄物の初期放射能の0.1 %未満が処分場周辺の地圏に放出され、それよりはるかに少ない量が立坑に放出されると予想される。
- ・ ガスは処分場と地圏の中に閉じ込められる。ガス圧は7-9 MPaで平衡化する、すなわち処分場の深度でおよそ7.4 MPaの平衡静水圧または幾分それ以上、約17 MPaの静岩圧をはるかに下回ると予想される。
- ・ 透水性の低い地圏と立坑は、汚染物質の放出を弱め、処分場の放射能を減らす放射性崩壊の時間を与える。
- ・ 計算したすべてのケースの最大計算線量は、公衆の0.3 mSv/年の線量基準より5桁小さい(図 1.2-3)。図の斜線部内の計算線量は無視できる程度であり、この領域の値の大きさが例である。一般に、子供や幼児のピーク線量は成人の線量の3分の1以内である。
- ・ これらの結果は、将来サイトに住み、その地域から食料のすべてを得ると仮定される仮想的な家族に当てはまる。潜在的線量はサイトからの距離とともに急速に低下すると考えられる。たとえば、ヒューロン湖の魚や水の消費によって被ばくする「下流」グループへの計算線量は、サイトに居住する家族への線量より3桁小さい。

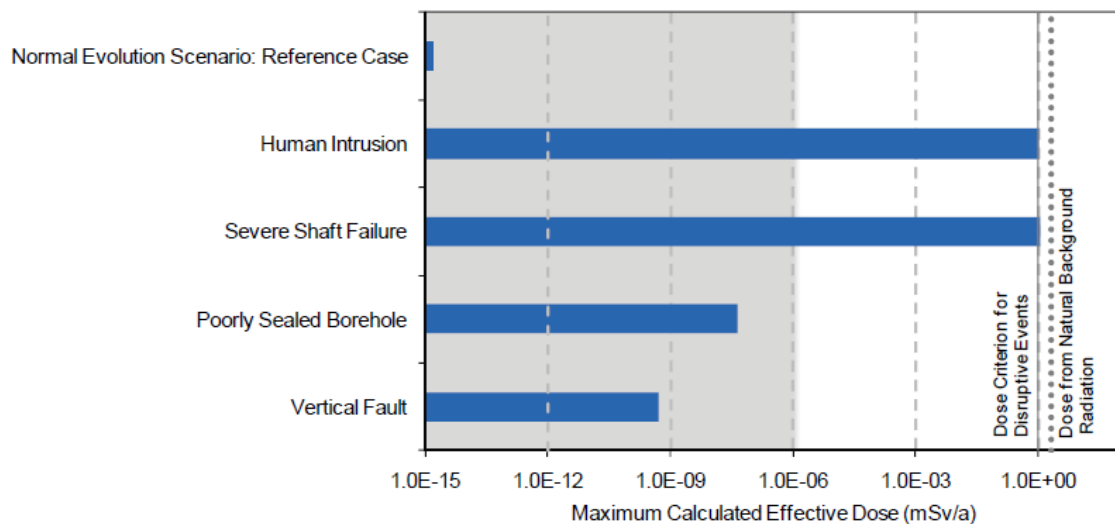


«NWMO DGR-TR-2011-25, Figure E1»

図 1.2-3 通常変遷シナリオ：全計算ケースの最大計算線量のまとめ

破壊的シナリオ

各々の破壊的シナリオにおいてもリファレンス計算を行っている。通常変遷シナリオのリファレンスケースとの曖昧さを避けるために、各々の破壊的シナリオのリファレンス計算を“ベースケース計算”と呼んでいる。各々の破壊的シナリオにはベースケース計算に加えてバリエーション計算も行っている。これらのケースの主な結果を図 1.2-4 にまとめる。



«NWMO DGR-TR-2011-25, Figure E2»

図 1.2-4 破壊的シナリオ：ベースケース計算の最大計算線量のまとめ

(図 1.2-4に示されている4つベースケースの解説)

- “人間侵入シナリオ”では、処分場にボーリング孔が掘削され、処分場からのガスや物質が適切に閉じ込められない場合、計算した線量は掘削作業員と閉鎖後約1万年間汚染されたサイトで農業を営む将来の人間に対して約1 mSvになると考えられる。鉱物資源がなく、処分場の小さい面積と深度により、ある年に処分場を掘削する確率は非常に低く、標準の深層掘削行為を用いる場合汚染物質の大規模放出の可能性は小さい。したがって、重大な健康影響は少なく、 10^{-5} /年の基準健康リスクをはるかに下回る。
- “立坑シール材の大規模破損シナリオ”では、計算した最大線量は500 mの透水性の低い(透水係数 10^{-9} m/sまで)立坑シール材の即時破損、立坑の収着の低下、立坑と処分場のEDZの劣化の拡大に基づき、立坑の真上で農業を営んでいる家族(主坑道上の家屋を含む)を仮定する場合、約1 mSv/年である。このシナリオの可能性は非常に小さい。したがって、立坑シール材の大規模破損シナリオからのリスクは小さい。
- “ボーリング孔の密閉不足シナリオ”と“垂直断層シナリオ”について計算した年間ピーク線量は、線量基準をはるかに下回る。
- 破壊的シナリオのベースケースから起こる影響よりも更に大きな影響に至るような条件を特定するために、追加的ケースを評価している。“人間侵入シナリオ”の場合には、水が処分場を通してボーリング孔と浅い地下水系に流れ込むよう、ボーリング孔をカンブリア紀の地層まで延長し、不十分な密閉を施す必要がある。“立坑シール材の大規模破損シナリオ”の場合には、すべての立坑シール材の透水係数は設計基準を超えて 10^{-7} m/sまで4~5桁下げ、細かいシルトまたは砂と同等にする必要がある。これらのケースでは、処分場サイト上の居住者へのピーク線量は数十ミリシーベルトになる可能性がある。
- 破壊的シナリオの主なリスクは、C-14を含む処分場からの大量のガス放出に起因している。C-14の崩壊により、その潜在的影響は約6万年後に線量基準の十分下まで減少する。DGRサイトでの氷河作用はその時点より前に起こる可能性は低いため、氷河作用が破壊的シナリオに大きな影響を引き起こすリスクはほとんどない。

(5) 閉鎖後安全評価の結論

DGRの閉鎖後安全評価の結論(PSR セクション 8.9.7)は、以下の通りである。

- DGRのEISを作成するための指針や放射性廃棄物管理の長期安全性を評価するための規制指針(G-320)に合わせて、閉鎖後安全評価では“予測される変遷シナリオ”と多数の“破壊的(「what if」)シナリオ”について、DGRが定置した廃棄物から人間の健康と環境を保護するやり方で機能を果たす能力を評価した。
- 通常変遷シナリオの評価計算から、DGRシステムが定置した汚染物質を有効に閉じ込めることが示されている。大部分の放射性核種は処分場または深部地圏内で崩壊してしまう(放射性ではない核種に変わる)。地表に到達する汚染物質の量は非常に少なく、通常変遷シナリオで計算した最大影響は、すべての計算ケースで公衆の線量基準である0.3 mSv/年をはるかに下回っている。さらに、生物相に対する放射性核種の潜在的影響や人間及び人間以外の生物相に対する非放射性汚染物質の潜在的影響は当該基準を十分下回っている。
- DGRの位置と設計により実現される隔離によって、自然のバリアを迂回する可能性のある破壊的事象の確率は非常に確率の低い少数の状況に限定される。これらの事象が起こったとしても、廃棄物中の汚染物質はDGRシステムによって引き続き効果的に閉じ込められるため、解析結果で判明したようにリスク基準は満足される。

1.3 OPG 社の PSR におけるセーフティケース

本節では、OPG 社が PSR の結論において提示した論拠と証拠を整理し、OPG 社のセーフティケースの捉え方を考察する。

1.3.1 OPG 社によるセーフティケースの説明

OPG 社は、PSR セクション 14.3 において、長期廃棄物管理施設のセーフティケースを構成するものは何か (what constitutes the safety case for a long-term waste management facility) についての国および国際のガイダンスを短く紹介している。以下に、PSR セクション 14.3 で OPG 社が述べているセーフティケースの説明を抜粋して記載するが、注目箇所を示すため下線を付記している。

[PSR 14.3 Safety Case から抜粋]

CNSC 規制指針 G-320 によると、「長期安全性の立証は、廃棄物管理が人間の健康と環境を防護する形で実施されることを合理的に保証することによって行われる。このことは、セーフティケースの開発によって達成されるものであり、セーフティケースは、以下に示す事柄に基づいた様々な追加的な論拠によって補完された安全評価を含むものである。

- 1 評価戦略の適切な選定と適用
- 2 システムの頑健性の立証
- 3 安全性の補完的指標の使用
- 4 放射性廃棄物管理の長期安全性を保証するために使用可能なあらゆる他の証拠

本節で (訳補足 : OPG 社が) 提示するセーフティケースは、DGR が長期の安全目標を達成するだろうという合理的な保証を提供する構成要素である。これは前述の CNSC ガイド G-320 の見解と一致しており、以下の ICRP (ICRP00) ⁷ の立場を考慮している : 「処分システムが基準を満たしているという証明は絶対的なものではありません。なぜなら、そこには長期にわたる地質環境、生物圏、人工バリアの変遷に対する理解など、避けがたい不確実性がついてまわるからである。…処分システムの受け入れに関する決断は、遵守を絶対的に立証することよりも、合理的に保証することに基づくべきである」

さらに、本節で (訳補足 : OPG 社が) 提示するセーフティケースは、DGR 安全目標を今後の短い期間について達成する方法も立証するものである。 このアプローチは IAEA 安全基準 WS-R-4 段落 3.46 (IAEA06b) ⁸ に従ったものであり、「地層施設のセーフティケースは、操業中の安全性と閉鎖後の安全性の両方を取り扱うべきである」とされている。

異なるプログラムからの新たな情報が利用可能となるので、反復的アプローチは、セーフ

ディケースを漸進的に強化する優れた基礎となっている。また、第 1 章で前述した通り、OPG 社が行ってきた反復的アプローチを表 1.3-1 に記載する。

表 1.3-1 セーフティケース開発のための反復的アプローチ

Table 14-2: Iterative Approach for Development of the Safety Case

Site Characterization	Inventory	Design	Safety Assessment	Safety Case
Generic Data (non-site)	Reference Inventory Report (draft)	Early Conceptual Design	V0 "Dry Run"	Early Draft Preliminary Safety Case
Phase I Geosynthesis	Reference Inventory Report (2008)	Conceptual Design	V1 Peer Review	Draft Preliminary Safety Case
Phase II a & b Geosynthesis	Reference Inventory Report (2010)	Preliminary Design	V2 Site Preparation and Construction Licence	Preliminary Safety Case

上記の引用箇所 (Table 14-2) において、OPG 社は、審査対象となる PSR の作成までに、3 サイクルの反復的アプローチを実施して開発してきたことを述べている。

1.3.2 地層処分場（DGR）プロジェクトの安全目標と安全論拠

(1) 安全目標（Safety Objective）

OPG 社は、DGR の全体的（overall）な安全目標は「環境または人々の健康および安全に非合理的なリスクを呈することなく、低レベルおよび中レベル放射性廃棄物の安全な長期管理を提供することである」としている（PSR 1.5）。また、OPG 社は、「DGR が全体的な安全目標に合致しているか否かは、DGR の予測されるパフォーマンスを規制要件に基づくパフォーマンス基準と比較することによって判断できる」（PSR 1.6）としている。OPG 社は、下記の 4 項目が立証された場合に、DGR プロジェクトの全体的な安全目標が満たされるとしており、それぞれ以下の方法で立証すると説明している。

①DGR により長期の隔離と閉じ込めが実現している

→DGR の地下施設の立地条件（地質や深度など）を示すことで立証される。

②閉鎖前及び閉鎖後の安全基準が満たされている

→閉鎖前及び閉鎖後の期間に対して、確立されている具体的な安全基準を使用して、詳細な安全評価の結果から判断する。

③DGR システムが頑健（ロバスト）である

→立証するために、以下を示す：

- ・DGR の安全性及び関連する不確実性を評価するために実施される、様々な解析の結果により、DGR システムの安全性が高いことを示す。
- ・不確実性解析及び感度解析の結果を示すことによって、閉鎖後安全評価に対する信頼レベルを合理的に高める。

④DGR の安全な建設、操業、廃止措置が可能である

→立証するために、以下を示す：

- ・DGR が安全な建設、操業及び廃止措置が可能となるよう設計され、適切な工学技法が組み込まれ、既知の技術が使用されていることを示す。
- ・DGR と類似した施設における実例を挙げて、優れた運用記録が達成（demonstrate）されていることを示す。

さらに OPG 社は、「地圏が極めて長期間にわたってガスを保持できる」ことを示すナチュラルアナログの使い方について言及している。

(2) 安全論拠 (Safety arguments)

OPG 社は PSR では、DGR の安全性に関する論拠と証拠を詳細に示したものを表の形で提示している (添付資料 1 参照)。添付資料 1 で示された安全目標に関連する論拠と証拠から導き出された結論を要約したものを表 1.3-2 に示す。OPG 社は、これらの論拠により、(1)の①～④の安全目標が達成されている、としている。

表 1.3-2 DGR 安全論拠の要約

«PSR Table 14-4 Summary of Arguments for DGR Safety»

安全目標への合致条件	論拠の概要
1. DGRは長期の隔離と閉じ込めを提供する	1-1 DGRは地下深くに設置される
	1-2 DGRは天然バリアによって取り囲まれている
	1-3 DGRは安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される
	1-4 DGRは地震の少ない地域に位置している
	1-5 DGRの開口部は岩盤力学的に安定である
	1-6 天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い
	1-7 処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される
	1-8 地下水による処分場の再冠水は極めて緩慢となる。
	1-9 立坑の設計は長期の隔離とDGRの健全性をもたらす
	1-10 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する
	1-11 耐食性のある中レベル放射性廃棄物の劣化は極めて緩慢である
2. DGRの閉鎖前及び閉鎖後の安全基準を満たしている	2-1 処分場閉鎖前の期間 (操業期間) における人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る
	2-2 通常変遷シナリオでは、人間及び生物相への将来影響 (閉鎖後) は有意ではない
3. DGRシステムは頑健である	3-1 地質は頑健である
	3-2 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい
	3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される
	3-4 ガスによって生じる圧力は、自然の定常状態の地下水圧と均衡するようになる
	3-5 安全評価に大きな裕度がある
4. DGRを安全に建設し、操業し、廃止措置することは可能である	4-1 母岩の強度と岩盤力学的特性は、地下施設の建設及び操業に好ましい
	4-2 DGRを安全に建設し、操業し、廃止措置できるように、工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている
	4-3 DGRに類似した施設での力強い操業経験記録がある
	4-4 (廃棄物の) 定置活動を安全に実施する上で、十分に確立された操業プログラムと統括体制がある

〔参考〕表 1.3-2 DGR 安全論拠の要約（原典 転載）

Summary of Arguments for DGR Safety

«PSR Table 14-4»

Compliance Conditions for the Safety Objective	Summary of Arguments
1. The DGR provides long-term isolation and containment	1-1 The DGR is situated deep underground.
	1-2 The DGR is enclosed by multiple natural barriers.
	1-3 The DGR is positioned within a stable deep diffusion dominant groundwater system.
	1-4 The DGR is situated in a seismically quiet region.
	1-5 DGR openings are geomechanically stable.
	1-6 Natural resource potential is low, reducing potential for human intrusion.
	1-7 Chemical and hydrogeologic conditions limit contaminant mobility at the repository depth.
	1-8 Resaturation of the repository with groundwater will be very slow.
	1-9 Shaft design provides long-term isolation and DGR integrity.
	1-10 Radioactivity of waste will decrease with time due to radioactive decay.
	1-11 Corrosion resistant ILW degrades very slowly.
2. Preclosure and postclosure safety criteria are met.	2-1 Potential impacts to humans and non-human biota during the preclosure period (operations) will be below the acceptance criteria.
	2-2 Under the normal evolution scenario, future impacts (postclosure) to humans and non-human biota will be insignificant.
3. The DGR system is robust.	3-1 The geology is robust.
	3-2 There is low risk of impacts even under disruptive postclosure scenarios.
	3-3 Natural features would act to delay contaminant release.
	3-4 Gas pressure tends towards the natural steady-state hydraulic pressure
	3-5 Large safety assessment margin exists.
4. The DGR can be constructed, operated and decommissioned safely.	4-1 Strength and geomechanical properties of the host rock are favourable for construction and operation of underground facilities
	4-2 The DGR has been designed for safe construction, operation and decommissioning, incorporating good engineering practices and use of known technologies.
	4-3 Experience with facilities similar to the DGR demonstrate a strong operational record.
	4-4 Well established operational programs and controls ensure that emplacement activities can be safely performed.

1.3.3 OPG 社のセーフティケースの捉え方

本項では、OPG 社が PSR において提示した安全論拠の内容及び提示方法（プレゼンテーション）から、OPG 社のセーフティケースの捉え方について考察する。

OPG 社の安全論拠の要約（表 1.3-2）の構造を見ると、様々な安全論拠（同表の右列）をそれらが証明しようとする 4 つの主張（同表の左列）と対応させて提示する形式をとっていることがわかる。これら 4 つの主張は「DGR が“全体的（overall）な安全目標”を満たしているか否か」を判断する理由であり、OPG 社のセーフティケースの「立証趣旨」(matters to be examined)と見なすことができる。ここで、「立証趣旨」という用語は、裁判審理において「証拠と、証拠により証明しようとする事実との関係」を意味する用語である。

CNSC 安全指針 G-320 では、「安全評価はセーフティケースの中核をなすもの」(G-320, 5.1) とし、「長期安全性の評価をセーフティケースで示す追加的な論拠によって裏付けるべき」(G-320, 5.1.1) と述べている。これを字面どおりに解釈すれば、セーフティケースは“閉鎖後安全評価（＝中核）＋ α ”であり、セーフティケースで述べられる論拠には、“閉鎖後安全評価から導出される論拠”と“ α 部分から導出される追加的な論拠”がある構図となると考えられる。これを図式化すると以下ようになる。

セーフティケース = 閉鎖後安全評価(＝中核) + α

安全論拠 =

(閉鎖後安全評価から導出される論拠) \cup (α 部分から導出される論拠)

OPG 社が提示した安全論拠（要約、表 1.3-2）の右列のうち、「閉鎖後安全評価」から導出されていると見なせる論拠は、それらの立証趣旨との関係で見ると、立証趣旨の②と③に区分されていると考えられる。このように仮定した場合、それ以外の立証趣旨である①と④に区分されている論拠は、セーフティケースの中核である閉鎖後安全評価ではない部分（ α ）から導出されている論拠と見なすことができる。以下に立証趣旨①と④の内容（1.3.2(1)から再掲）を示す。

〔立証趣旨①〕 DGR により長期の隔離と閉じ込めが実現している

→DGR の地下施設の立地条件（地質や深度など）を示すことで立証される。

〔立証趣旨④〕 DGR の安全な建設、操業、廃止措置が可能である

→立証するために、以下を示す：

- ・ DGR が安全な建設、操業及び廃止措置が可能となるよう設計され、適切な工学技法が組み込まれ、既知の技術が使用されていることを示す。
- ・ DGR と類似した施設における実例を挙げて、優れた運用記録が達成（deminstrate）されていることを示す。

立証趣旨①と④に表出する「処分場の立地条件」や「適切な工学技法」等は、安全評価における地層処分場の初期条件の設定と係わるものであるため、閉鎖後安全評価と全く無関係であるとは言えないと指摘することができる。しかし、このことは、CSNC が規制指針 G-320 において、「安全評価はセーフティケースの中核をなすもの」と述べていることと対応していると考えられる。

立証趣旨①を裏付ける安全論拠（1-1 から 1-11）の多くは、PSR の 4 章（地球科学）の記述を参照先としているが、一部は 5 章（廃棄物インベントリ）、8 章（閉鎖後安全評価）、13 章（予備的な廃止措置計画の立案）の記述を参照先としているものがある。PSR 4 章の内容は、処分場サイトの地球科学的特性調査の結果（この結果は、DGSM＝記述的地圏サイトモデル報告書で報告されている）だけを記述したのではなく、①複数年にわたる段階的な地球科学的調査をどのように進めてきたか、②DGR の性能と安全性を理解するために実施した、サイトの過去、現在、将来の変遷を精査するジオシンセシス（Geosynthesis）の開発一に関する説明を含めている。

立証趣旨④を裏付ける安全論拠（4-1 から 4-4）は、PSR の 4 章（地球科学）、5 章（廃棄物インベントリ）、6 章（施設の記述）、10 章（操業プログラム）、11 章（品質保証）、14 章（結論）を参照先としており、多岐にわたっている。立証趣旨④と関係する安全論拠には、安全評価（7 章＝閉鎖前安全評価、8 章＝閉鎖後安全評価）を参照先としたものは含まれていない。したがって、立証趣旨④を裏付ける安全論拠は、（閉鎖後安全評価以外の） α 部分から導出されていると考えられる。OPG 社は、セーフティケースを提示する上では、地層処分場の操業プログラムや品質保証についても説明する必要があると認識していた、と推察される。

OPG 社のセーフティケースの捉え方に関して注目すべきこととして、「DGR が“全体的（overall）な安全目標”を満たしている」ことを立証する考え方（立証趣旨）を明確に示していることが指摘できる。セーフティケースを提示する PSR は、事実関係のみを記載した「客観的文書」と見るより、読み手（この場合は、審査側である CNSC 及び合同評価パネル）を意識した「説得的文書」の性質をもっている。読み手は、PSR において提示されている証拠との関連性を意識して PSR の文章を読むと想定されるため、立証趣旨を明確化して説得性を高めようと工夫していると推察される。

1.4 セーフティケース／予備的安全報告書（PSR）の体系比較

本節では、カナダ OPG 社の予備的安全報告書（PSR）と国際機関が示すセーフティケースの体系（構成要素及びそれらの関係）を比較することにより、セーフティケースの構成要素に関する考察を行う。さらに、セーフティケースの目的やコンテキストが異なる諸外国のセーフティケース文書の代表例として、英国での高レベル放射性廃棄物の処分システムのセーフティケースを取り上げ、PSR と比較することにより、セーフティケースの提示に関する考察を行う。

1.4.1 PSR と国際機関の構成要素の比較

OECD/NEA の文書『地層処分場の閉鎖後セーフティケースの性質と目的』（2013 年）⁹ で説明されているセーフティケースの構成要素を図 1.4-1 の左図に示す。この図は、NEA が 2004 年に取りまとめた報告書『地層処分場の閉鎖後セーフティケース』（NEA 3679）¹⁰ で使用された図を修正したものである。

また、IAEA の特定安全指針 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）¹¹ で説明されているセーフティケースの構成要素を図 1.4-1 の右図に示す。SSG-23 も、上述した NEA の 2004 年報告書を参考文献としている。NEA 文書と IAEA SSG-23 で説明されているセーフティケースの構成要素は、図 1.4-1 に示すように類似性が高い。

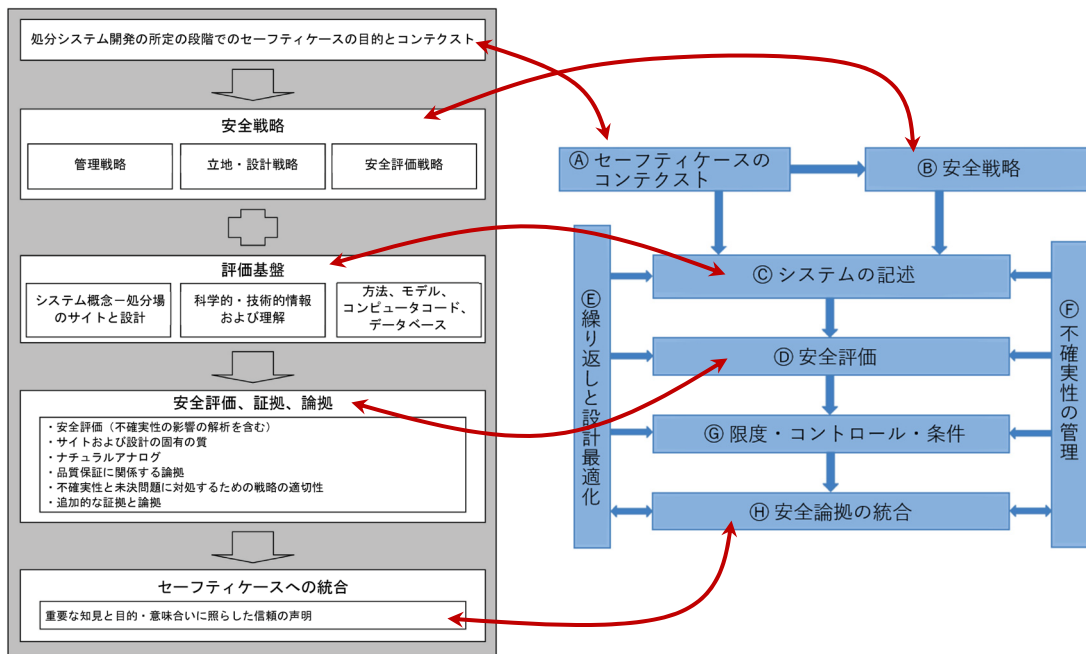


図 1.4-1 NEA 文書及び IAEA SSG-23 で説明されているセーフティケースの構成要素

左：NEA 『地層処分場の閉鎖後セーフティケースの性質と目的』（2013 年）

右：IAEA 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）

以下では、NEAの2013年文書で説明されているセーフティケースの構成要素について、カナダ OPG 社の予備的安全報告書 (PSR) の構成を表 1.4-1 にまとめた。NEA(2013)の構成要素については、図 1.4-1 の左図に示された構成要素を対象とし、各構成要素の意味については NEA(2013)の本文中の説明を参照した。この整理結果に基づき、幾つかの考察を行った。

(1) PSR はセーフティケース文書と見なせるか

本調査では、OPG 社の予備的安全報告書 (PSR) をセーフティケース文書であるという前提の元で PSR の記載情報の整理を行ってきた。表 1.4-1 の整理結果からわかるように、実際に、PSR の構成 (目次) は、NEA 文書や IAEA SSG-23 で説明されているセーフティケースの構成要素をカバーしており、文書名に「セーフティケース」を冠していなくとも、PSR はセーフティケース文書であるという当初の認識は正しかった (少なくとも誤りではない) と言える。

OPG 社は、PSR (セクション 1.4.2 国際的指針) において、地層処分場 (DGR) に適用可能な国際的指針の一つとして、NEA の 2004 年文書『地層処分場の閉鎖後セーフティケース』(NEA 3679) を挙げている。PSR セクション 14.3 (セーフティケース) では、NEA の 2004 年文書で述べられている「セーフティケース」の定義「深地層処分システムの安全性と、安全性への信頼性のレベルを表現し、定量化し、具体化する論拠と証拠を統合したもの」を引用して記載し、「DGR の安全性の論拠と証拠」(添付資料 1) を示すとともに、その要約 (表 1.3-2) を示している。

また、OPG 社は、PSR セクション 1.6 (安全目標への遵守提示) において、「DGR の安全目標が達成されることを立証するための詳細なエビデンスは、PSR 全体で提示され、第 14 章にまとめられている」と述べ、添付資料 1 として示した表に「PSR 全体で提示されるエビデンスの記述箇所を示している。なお、添付資料 1 には、これらのエビデンスとなる記述を併せて示した。

さらに、OPG 社は PSR セクション 14.3 (セーフティケース) において、「ここで (訳補足: OPG 社が) 提示するセーフティケースは、DGR が長期の安全目標を達成するだろうという合理的な保証を提供する構成要素である (The safety case presented here has been constituted to provide reasonable assurance that the DGR will meet its safety objective in the long term.)」という説明も述べている。この引用文に現れる「ここ (here)」が PSR 全体を示すのか、PSR のセクション 14.3 のみを示すのかは判別できない。しかしながら、セクション 1.6 において「詳細なエビデンスは、PSR 全体で提示」されているとしているため、「ここ」はセクション 14.3 (セーフティケース) だけではなく、PSR 全体を指すと解釈するのが自然であると考えられる。

(2) 国際機関が示すセーフティケース構成要素以外に PSR に含まれている事項

PSR では、NEA の 2013 年文書で説明されているセーフティケースの構成要素について、カナダ OPG 社の予備的安全報告書 (PSR) の構成をまとめた表 1.4-1 でカバーされなかった章もある。それらは、8 章の「閉鎖後安全評価」以降に置かれており、具体的には、9 章 (サイト準備と建設)、10 章 (操業プログラム)、12 章 (公衆への情報提供と関与) である。これらの事項 (公衆への情報提供と関与を含めて) は、原子力安全管理法の下で定められている「クラス I 原子力施設規則」(SOR/2000-204、第 3 条から第 5 条) において、サイト準備・建設の許認可申請で要求されている情報である。

OPG 社は、PSR の目的を「原子力安全管理法 (NSCA97) および関連規則において DGR のサイト準備および建設許可を取得するために必要な情報を提供すること」(PSR セクション 1.1) と述べており、その範囲には「セーフティケースの作成に必要な情報の説明、さらに DGR が安全に建設、操業、廃止され、DGR により OPG 社の L&ILW が安全に長期管理されることを明白に示すセーフティケースの提示が含まれる」としている。セーフティケースの「範囲」と「許認可取得に必要な情報」は必ずしも一致するとは言えないものの、それらが一つの文書に盛り込まれて読み手に説明されることになっている。セーフティケースの範囲は、各国の法制度や許認可の段階等を反映して、ある程度の幅を有するものであると認識しておくのがセーフティケースに理解に役立つと考えられる。

表 1.4-1 NEA(2013)が示すセーフティケースの構成要素とそれに対応する PSR の該当項目

NEA(2013)が示す構成要素	PSR の該当項目
④セーフティケースのコンテキスト	<p>1.1 予備的安全報告書の目的と範囲 「PSR の範囲には、セーフティケースの作成に必要な情報の説明、さらに DGR が安全に建設、操業、廃止され、DGR により OPG 社の L&ILW が安全に長期管理されることを明確に示すセーフティケースの提示が含まれる。」</p> <p>1.2DGR プロジェクトの概要： 「DGR プロジェクトは、OPG 社の L&ILW の長期管理のための地上および地下施設のサイト準備、建設、操業によって構成される。」</p>
⑥安全戦略 ・マネジメント戦略	<p>1.9DGR プロジェクトに使用される戦略 「国際的指針 (NEA04) に従い、本項では DGR プロジェクトのプロジェクト管理、サイト特性調査、設計および評価の分野で使用される戦略について説明する。」</p> <p>1.9.1 マネジメント戦略 「マネジメント戦略は、OPG 社内および NWMO 内の両方において、ガバナンスのシステムと作業管理によって DGR の開発を指揮管理するものであり、OPG 社が契約したサイト準備と建設の許可を取得するための活動の管理および実施、さらに DGR の設計と建設を対象とする。」</p>

<ul style="list-style-type: none"> ・ 立地・設計戦略 ・ 安全評価戦略 	<p>1.9.2 サイト特性調査戦略 「サイト特性調査の戦略は以下の主要要素に基づいて策定される。」、「サイト特性調査の作業は、以下のような包括的な記述的地圏モデルの開発に必要な情報を提供することを目的としていた。」</p> <p>1.9.3 処分場設計戦略 「設計戦略の主要要素は以下のとおり。」</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計の段階的な発展 ・ 定評ある技術の使用 ・ 安全な建設可能性と操業可能性 ・ 設計の最適化 <p>1.9.4 評価戦略 「評価戦略の目的は詳細な分析を実施することであり、複数の理論的根拠に裏付けられ、必要に応じてさらに詳細な評価と分析によって促進される、確固とした論拠の形成が可能になる。」、「評価戦略には以下の構成要素がある。」</p>
<p>◎評価基盤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ システム概念 — 処分場と設計 ・ 科学及び技術的情報 及び理解 ・ 解析手法 (方法、モデル、コンピューターコード、データベース) 	<p>4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 「以下のいくつかのセクションにおいて、ブルース原子力サイトの地質学的条件に関する概略的な記述を行う。(略)その上で、この層序サクセッションに関して予測可能な性質についてのより詳細な検討を、主として DGSM (NWMO11k) で記述されているサイト特性評価活動で得られた結果に基づいて行う。」</p> <p>6.1.1 DGR の要件 「DGR 施設の要件は「プロジェクト要件」文書 (NWMO10b) に詳細が記載されている。設計に影響を及ぼす主要要件を下記に示す。」 ※後続の節にて、施設の設計を提示</p> <p>※4 地球科学、6 施設の記述、7 閉鎖前安全評価、8 閉鎖後安全評価の中に記載が点在している。</p> <p>例：4.4.2 モデリング戦略 「処分場の母岩として提案される粘土質岩に特化した FEP のカタログが開発されている。」</p> <p>8.6.2 モデル、実装及びデータ</p> <ul style="list-style-type: none"> 8.6.2.1～8.6.2.6 概念モデル 8.6.2.7 計算ケース 8.6.2.8 数学的モデルとソフトウェアの実行 8.6.2.9 データ
<p>①安全評価、証拠、論拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全評価 (不確実性の影響解析を含む) ・ サイト及び設計の固有の質 ・ ナチュラルアナログ 	<p>8. 閉鎖後安全評価 「本章では、「地層処分場」(DGR) による、処分場閉鎖後の期間における人間及び人間以外の生物相に関する放射線学的及び非放射線学的な安全評価についての概要を示す。」</p> <p>8.8 評価の不確実性 「不確実性は「シナリオ」、「モデル」、「データ」という 3つのカテゴリに分けて検討することができる。レファレンス/基本計算ケース及びバリエーション計算ケースで得られた結果により、さまざまな不確実性の発生源の重要性について評価するための情報がもたらされる。これらの結果について、以下の部分でまとめる。」</p> <p>14.4 まとめと結論 「表 14-5、2.システムの頑健性の立証：システムの頑健性は、チャプター 4 および 8 に記載した解析に基づく関連の証拠とともに、表 14-3 の 3-1～3-5 の論拠を通して立証されている。」</p> <p>1.6 安全目標への遵守提示 「ナチュラルアナログの存在によって DGR の安全性についての信頼性が得られることを立証するには、地圏が極めて長期間にわたってガスを保持できることを示すようにする。」</p> <p>8.6.2.9 データ</p>

<ul style="list-style-type: none"> ・ 品質保証に関する論拠 ・ 不確実性と未解決問題に対処するための戦略の適切性 ・ 追加的な証拠と論拠 	<p>「DGR サイトの塩分濃度の高い Na-Ca-Cl サイト地下水条件のもとでベントナイトがどのような安定性を示すかに関する直接的なデータはないものの、塩分を伴う NaCl 水 (海水) に数百万年間さらされたナチュラルアナログの例がスペインのベントナイトの例を初めとして存在しており、それらにおいては有意の鉱物変質は起こっていないことが示されている (LAINE10、SAVAGE05)。」</p> <p>11 品質保証</p> <p>「11.1 はじめに：本章では、「規制当局の承認 (規制承認)」フェーズにある DGR プロジェクト活動が適切な品質保証枠組みのもとでどのように実行されたかについて、特にこの枠組みが作業員及び公衆の安全や環境保護にかかわるプロジェクト活動にどのように適用されたかについて述べる。」</p> <p>8.9.6 不確実性</p> <p>「検討対象となる時間スケールが長いことにより、当該システムがどのように変遷するかに関してさまざまな不確実性が存在することになる。現行評価において、これらの不確実性は、さまざまな範囲のシナリオ、モデル及びデータの評価に加えて、保守的なシナリオ、モデル及びデータの採用を通じて取り扱われている。生じうる影響の重大性から見て鍵となる不確実性を以下に列記する。」</p> <p>14.3 セーフティケース</p> <p>「セクション 14.3 に示す通り、CNSC ガイダンス G-320 は、長期安全性の立証は廃棄物の管理が人間の健康と環境を防護する形で実施されることを合理的に保証することによって構成されるとしている。さらに、これはセーフティケースの作成によって達成され、その中には、表 14-5 の左側の列に記載された要素に基づく、様々な追加の論拠によって補完される安全評価を含むとしている。」</p> <p>※4 地球科学、6 施設の記述、7 閉鎖前安全評価、8 閉鎖後安全評価及び 11 品質保証の中に記載が点在している。</p>
<p>④ セーフティケースへの統合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 重要な知見と目的・意味合いに照らした信頼の声明 	<p>14.4 まとめと結論</p> <p>「このセクションは、表 14-3 に示したセーフティケースより導かれる結論を述べる。以下の表 14-4 では、表 14-3 の論拠について、セクション 1.6 で提示した安全目標の遵守状況に照らして検討する。」</p>

1.4.2 PSR と英国のセーフティケースの文書構成の比較

本項では、カナダ OPG 社が 2011 年に取りまとめた低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場プロジェクトの予備的安全報告書 (PSR) におけるセーフティケースの提示 (プレゼンテーション) に関する理解を深めることを目的として、NEA が 2004 年に取りまとめた報告書『地層処分場の閉鎖後セーフティケース』(NEA 3679) に倣ったセーフティケース文書として、英国における高レベル放射性廃棄物とした地層処分事業の実施主体 (原子力廃止措置機関 NDA 及びその完全子会社である RWM 社) が 2010 年に取りまとめた文書「ジェネリック地層処分システムセーフティケース」との比較を行う。英国のセーフティケースに着目した理由として、両国が規制要件においてセーフティケースの提示を求めていることに加え、以下のようなセーフティケースのコンテキストに差異があるためである。

- ・ 英国のセーフティケースは、サイトを特定しない段階でのセーフティケースであり、特定サイトでの処分場立地を対象としたカナダ PSR と事業段階が異なること。
- ・ 処分対象廃棄物が異なること。

(1) PSR と比較すべき英国のセーフティケース文書の検討

カナダの OPG 社の予備的安全報告書 (PSR) では、前節 1.3 で整理したように、セーフティケースを構成する安全性の論拠と証拠を報告書の結論部分 (14.3) で要約し、PSR 全体でそのエビデンスを示している。一方、英国の文書には文書タイトルに「セーフティケース」を冠した文書があり、RWM 社が、2010 年と 2016 年に地層処分の安全性に関連する事項を説明した一連の文書群「処分システムセーフティケース」(DSSC) が公表されている。英国では、地層処分施設サイトが未選定であるため、DSSC は (特定のサイトを対象としない) 「ジェネリック」なセーフティケースとして、取りまとめられている。

この DSSC は、「輸送」「(建設を含む) 操業」「環境」の 3 つのセーフティケースとそれを支援するための裏付け資料から構成されている。

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

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

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

英国において放射性廃棄物の処分を行う場合、「環境許可」と「原子力サイト許可」の両方を取得する必要がある。許可申請の際には、それぞれ「環境セーフティケース」と「原子力セーフティケース」の両方が必要となる。環境への放射性物質及び非放射性物質の排出及

び処分については「環境セーフティケース」、地層処分施設を含む原子力施設に関する安全、セキュリティ面及び放射性物質の輸送については「原子力セーフティケース」で取り扱われる。そのため、英国では、「輸送」「(建設を含む) 操業」「環境」の3つのセーフティケースが必要となっている。

英国の環境セーフティケースは、地層処分施設の操業期と閉鎖後長期の環境安全性を取り扱うものである。このため、カナダのPSRとの比較対象として、以下に示す「ジェネリック環境セーフティケース」(gESC) 文書に注目する。

- **Generic Environmental Safety Case. main report.**
NDA Report no. NDA/RWMD/021. December 2010 (gESC2010 年版)
- **Generic Environmental Safety Case. main report.**
NDA Report no. DSSC/203/01. December 2016 (gESC2016 年版)

なお、2010年12月に公表された最初のバージョンであるgESC2010年版は、地層処分施設の受け入れ可能性に関心をもつステークホルダーを対象として開発され、公衆を向いた文書として、地層処分の概念やセーフティケースに関するメッセージを送る性格を与えられていた。一方、その更新版であるgESC2016年版は、主として、規制組織、RWM社のスタッフ及びその他の関心を有する組織及び個人を対象として作成された文書として作成されたものである。

(2) PSR と英国 gESC の目次構成の比較

PSR と英国 gESC (2010 年版と 2016 年版) の目次構成の表 1.4-2 と表 1.4-3 に示す。カナダと英国のセーフティケース文書を比較すると、当然のことながら、地層処分事業の進捗状況、特にサイトスペシフィックかジェネリックかの違いによって、「評価基盤」や「安全評価・証拠・論拠」の記述内容には違いが見られる。一方で、「安全戦略」と「セーフティケースへの統合」に関係する部分は、比較的似通った内容を持っている。特に、セーフティケース文書の前段で「目標」を設定し、後段の結論において「達成度」を述べるという構成に類似性が見られる。

NEA 文書において (安全評価との関係で) 説明されているセーフティケースの構成要素では特に取り上げられていない構成要素として、図 1.4-1 を参照しつつ、表 1.4-2 及び表 1.4-3 を見ると、実際のセーフティケース文書では事業者側は、安全評価では仮定せざるを得なかった事項を今後のサイト特性調査で裏付けていく目論見 (戦略) やセーフティケースでの主張を実現していく上での今後のプログラム (許認可取得後の活動、サイト特性調査や科学技術計画) の記述を追加している点が注目される。カナダの PSR では第 9 章 (サイト準備と建設)、英国 gESC 2010 年版では 6.3 節 (ESC 更新をサポートする将来に向けたプログラム)、英国 gESC 2016 年版では 11.2 節 (環境セーフティケースの今後の開発) が該当する。

表 1.4-2 カナダ PSR と英国ジェネリック環境セーフティケース（2010年版）の目次構成

カナダ OPG 社予備的安全報告書 (PSR) 00216-SR-01320-00001 (2011年3月) 874 ページ	英国 ジェネリック環境セーフティケース 2010年版 gESC メインレポート NDA/RWMD/021 (2010年12月) 275 ページ
1. はじめに (イントロダクション) 19 ページ	1. はじめに
1.1 PSR の目的と範囲	1.1 環境セーフティケース (ESC) の論理的根拠と利用方法
1.2 DGR プロジェクトの概要	1.2 ジェネリック ESC の開発アプローチ
1.3 時間枠	1.3 ESC の文書化の構成
1.4 規制の背景	1.4 本報告書のアウトライン
1.5 安全目標 (safety objective)	2. 環境セーフティケース(ESC)の背景と目標
1.6 安全目標に沿ったコンプライアンスの遵守	
1.7 設計と安全の基準	2.1 MRWS サイト選定プロセスと ESC の漸進的な更新
1.8 環境保護	2.2 ESC の目標 (objective)
1.9 DGR プロジェクトで使用される戦略	2.2.1 許可要件ガイダンス (GRA) の遵守を明示するための ESC 利用
1.10 PSR の構成	2.2.2 以降の開発段階での ESC の目標
	2.3 規制の背景状況
	2.4 ESC に関する広範な対話
	2.5 関連する国際的及び国内の法律、ガイダンス及び義務
	3. 我々の安全戦略
	3.1 設計戦略と立地戦略
	3.2 評価戦略
	3.3 マネジメント戦略
2. サイト記述	4. 評価基盤
3. サイトの評価と特性調査	
4. 地球科学 (Geoscience)	
5. 廃棄物インベントリ	
6. 施設の説明	
7. 閉鎖前安全評価	
8. 閉鎖後安全評価	5. 環境安全解析
9.. サイト準備と建設	5.1 操業時の環境安全評価
10. 操業プログラム	5.2 閉鎖後安全評価
11. 品質保証	5.3 有意な不確実性の一覧表
12. 公衆への情報提供と関与プログラム	6. 総括及び今後のプログラム
13. 予備的な廃止措置計画	
14. 結論	
14.1 概要	6.1 総括 (Synthesis)
14.2 海外の LILW 地層処分場	6.2 ジェネリックな ESC の目標を満たすこと
14.3 セーフティケース	6.3 ESC 更新をサポートする将来に向けたプログラム
14.4 まとめと結論	付属書 A 硬岩での例証的処分概念
15. 参考文献	付属書 B 軟岩での例証的処分概念
16. 用語	付属書 C 蒸発岩での例証的処分概念
17. 設計図面リスト	付属書 D 関連する国際法及び国内法、ガイダンスと義務
付録 A. 閉鎖後安全評価での事故時計算	付属書 E 許可要件ガイダンス (GRA) の一般説明
	付属書 F 環境セーフティケースの精査

表 1.4-3 カナダ PSR と英国ジェネリック環境セーフティケース（2016 年版）の目次構成

カナダ OPG 社予備的安全報告書 (PSR) 00216-SR-01320-00001 (2011 年 3 月) 874 ページ	英国 ジェネリック環境セーフティケース 2016 年版 gESC メインレポート DSSC/203/01 (2016 年 12 月) 185 ページ
1. はじめに (イントロダクション)	1. はじめに
1.1 PSR の目的と範囲	2. 環境セーフティケース(ESC)の戦略
1.2 DGR プロジェクトの概要	2.1 ESC の維持
1.3 時間枠	2.2 マネジメント戦略
1.4 規制の背景	2.3 立地戦略と GDF 設計戦略
1.5 安全目標 (safety objective)	2.4 評価戦略
1.6 安全目標に沿った コンプライアンスの遵守	2.5 処分可能性評価の戦略
1.7 設計と安全の基準	2.6 操業安全性との関係
1.8 環境保護	3. 閉鎖後安全性の立証
1.9 DGR プロジェクトで 使用される戦略	3.1 安全理念 (safety concept)
1.10 PSR の構成	3.2 環境安全機能
	3.3 具体例となる処分概念の環境安全機能
2. サイト記述	4. 硬岩での発熱性廃棄物の処分
3. サイトの評価と特性調査	5. 硬岩での非発熱性廃棄物の処分
4. 地球科学 (Geoscience)	6. 軟岩での発熱性廃棄物の処分
5. 廃棄物インベントリ	7. 軟岩での非発熱性廃棄物の処分
6. 施設の説明	8. 蒸発岩での発熱性廃棄物の処分
	9. 蒸発岩での非発熱性廃棄物の処分
7. 閉鎖前安全評価	10. 閉鎖後安全性のエバリュエーション
8. 閉鎖後安全評価	10.1 廃棄物インベントリシナリオ
	10.2 放射線学的ハザード
	10.3 放射線学的評価：地下水中の核種
	10.4 放射線学的評価：ガス中の核種
	10.5 人間侵入
	10.6 臨界評価
	10.7 人間以外への放射線学的インパクト
	10.8 非放射性の汚染評価
	10.9 代替インベントリシナリオの評価
	10.10 閉鎖後安全エバリュエーションの結論
9. サイト準備と建設	11. まとめ及びキーメッセージ
10. 操業プログラム	11.1 要約 (サマリ)
11. 品質保証	11.2 環境セーフティケースの今後の開発
12. 公衆への情報提供と関与プログラム	・サイト特性調査に使用するアプローチ
13. 予備的な廃止措置計画	→ 『サイト特性調査状況報告書』
	・安全性の論拠及び解析の反復開発
	→ 『科学技術計画』
	11.3 キーメッセージ
14. 結論	
15. 参考文献	
16. 用語	
17. 設計図面リスト	
付録 A. 閉鎖後安全評価での事故時計算	付属書 A 許可要件ガイダンス (GRA) への適合

IAEA SSG-23 (2012年9月)では、このような「未解決な問題の取り扱い計画」について、「セーフティケースにはそれらの将来の段階で処理するための明確な計画を含めるべきである」(SSG-23 4.88)という勧告が述べられている。カナダのPSRと英国gESC 2010年版は、IAEA SSG-23が策定される以前に取りまとめられたセーフティケースであるが、安全評価を行う能力の立証(デモンストレーション)に加えて、将来の事業展開活動をセーフティケースの提示(プレゼンテーション)と共に説明することにより、プロジェクト前進の正当性を裏付ける形式をとっているように推察される。

(3) セーフティケースの提示に関する考察

同じくセーフティケースを表現する文書でありつつも、特に、特定サイト(カナダ)とジェネリックなサイト(英国)という条件の違いがあることに着目し、「セーフティケース」の立証アプローチ(狙いや文書構成)に見られる相違点を考察した。

- ▶ カナダPSR本体は874ページあるが、英国gESCは275ページ(2010年版)と185ページ(2016年版)と大幅に少ない。特に、PSRでは、地質に関連する記載が全体の3割を占めている。この理由としては、以下のような事業段階の違いと処分対象とする廃棄物の違いによるものと考えられる。
 - カナダPSRは特定サイトにおけるセーフティケースであり、サイト準備と建設に向けて作成されたものである。そのため、地質に関する十分な情報を記載する必要がある。
 - カナダPSRと英国gESCでは、地層処分対象とする放射性廃棄物が、カナダDGRプロジェクトでは低・中レベル放射性廃棄物、英国GDFでは、高レベル放射性廃棄物等である。カナダの低・中レベル放射性廃棄物の地層処分概念では、廃棄物が定置される空間は埋め戻されず、廃棄体(定置のためのコンテナやオーバーパックを含む)には長期の健全性を求めている(Waste packages are not designed for long-term integrity., PSR 8.4節)。このことは、廃棄体周辺に人工バリアを設置する(HLWに関する英国gESCなどの)処分概念に比べ、閉じ込めや移行遅延の機能を、立坑のシールと天然バリアに相対的に大きく依存していることを示していると考えられる。なお、英国gESCでは人工バリアに関する記載が2、3割を占めている。
- ▶ 英国とカナダのセーフティケース文書は、いずれも2004年のNEAが提案した文書構造を参考として開発されている。事業段階の違いにより、当然ながら得られるデータの質や量の違いから、入力情報(input)の詳細度を反映してセーフティケースの着地点(範囲や目標)も異なっている。本項で比較したセーフティケース文書の目的と範囲を簡潔に整理すると以下のようになっている。
 - カナダPSR:セーフティケースの作成に必要な情報の説明、さらにDGRが安全に建設、操業、廃止され、DGRによりOPG社の低・中レベル放射性廃棄物

が安全に長期管理されることを明瞭に示すセーフティケースの提示

- 英国 gESC2010 年版：現段階での地層処分施設に関する環境安全性が、規制機関が示すセーフティケースに関する要件を満足する、確かな理由を説明し、この確からしさ (confidence) を立証するために必要なセーフティケースの開発方法の説明
- 英国 gESC2016 年版：地層処分施設の建設への信頼性を高めること、サイト固有の評価を行う際の基礎となるものの作成

参考文献（第 1 章）

- 1 Government of Canada, Radioactive Waste Policy Framework, 1996
- 2 CNSC, “Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management”, October 2017
- 3 The Act to establish the Canadian Nuclear Safety Commission and to make consequential amendments to other Acts (The Nuclear Safety and Control Act) (Chap.9(Bill C-23)/1997.3.20)
- 4 Ontario Power Generation “Deep Geologic Repository for Low and Intermediate Level Waste –Environmental Impact Statement”, 00216-REP-07701-00001 R000, March 2011.
- 5 Nuclear Waste Management Organization “Ontario Power Generation’s Deep Geologic Repository for Low and Intermediate-Level Waste Project Requirements”, DGR-PDR-00120-0001, September 2010.
- 6 Nuclear Waste Management Organization, “Postclosure Safety Assessment Report”, NWMO DGR-TR-2011-25 R000, March 2011.
- 7 International Commission on Radiological Protection “Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste”, ICRP Publication 81, 2000.
- 8 International Atomic Energy Agency, “IAEA Safety Requirements: Geological Disposal of Radioactive Waste”, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, May 2006.
- 9 OECD/NEA, “The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories”, NEA/RWM/R(2013)1, March 2013
- 10 OECD/NEA, “Post-closure Safety Case for Geological Repositories: Nature and Purpose”, NEA No.3679, 2004
- 11 International Atomic Energy Agency, “The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste”, Specific Safety Guide, No.SSG-23, September 2012

第2章 規制機関によるセーフティケースに対するレビューの整理

規制機関であるカナダ原子力安全委員会（以下「CNSC」という。）は OPG 社の EIS に対するレビューを行い、その報告書をまとめているが、その添付文書として、セーフティケースのレビューを示している。このセーフティケースのレビュー報告書の概要を取りまとめ【→2.1 節】、OPG 社のセーフティケースの記載事項とレビューとの対応関係を整理する【→2.4 節】。

OPG 社は、オンタリオ州キンカーディン自治体のブルース原子力発電所サイトで、地下約 680m の石灰岩層に地層処分場（OPG-DGR）を建設し、同社の原子力発電所から発生する約 20 万 m³ の低・中レベル放射性廃棄物を処分する計画である。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、OPG 社が 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を審査した。合同評価パネルは 2015 年 5 月に評価報告書¹を環境大臣に提出しており、その評価報告書において、OPG 社が予定している環境影響の軽減対策に加え、合同評価パネルが勧告している対策を付加することにより、環境に重大な影響が及ぶ可能性は低いと結論した。

合同評価パネルは、その評価報告書の環境大臣への提出に先がけて、2013 年 9 月から 10 月にかけて、公衆、先住民グループ、OPG 社及び他のステークホルダーから意見聴取するために公聴会（public hearing）を開催した。

この公聴会に向けて、合同評価パネルのメンバーである CNSC の環境・放射線防護・評価局長 Patsy Thompson 博士は、2013 年 7 月 19 日付けの文書『PMD 13-P1.3A』²（PMD は“パネルメンバー文書”を意味する）の形式で、OPG-DGR の長期セーフティケースに関する技術情報の提供を行った。なお、この文書『PMD 13-P1.3A』には、CNSC スタッフが OPG 社の長期セーフティケースを評価した結果についての概要を紹介する目的で作成されたものであることが明記されており、この文書自体が審査報告書ではない。

本章では、CNSC スタッフが OPG 社の長期セーフティケースを評価した結果の概要を紹介する目的で作成された文書『PMD 13-P1.3A』の概要を取りまとめるとともに、OPG 社のセーフティケースの記載事項とレビューとの対応関係を整理する。

2.1 OPG 社のセーフティケースに関するレビュー報告書の概要

OPG 社の低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場（OPG-DGR）プロジェクトの申請書に対する審査をおこなっていた合同評価パネルは、その評価報告書の環境大臣への提出に先がけて、2013年9月から10月にかけて、公衆、先住民グループ、OPG社及び他のステークホルダーから意見聴取するために公聴会（public hearing）を開催した。公聴会では、CNSC スタッフより、OPG-DGR の長期セーフティケースに関する技術情報の説明が行われており、PMD 文書（PMD は“パネルメンバー文書”を意味する）として公聴会に提示されている。長期セーフティケースと関連する技術情報文書には以下のものがある。

- **PMD 13-P1.2**「OPG-DGR プロジェクトのサイト準備と建設」³
2013年7月23日付け 署名 Peter Elder 氏 原子力サイクル・施設規制局長
(英文 352 頁)
- **PMD 13-P1.3**「OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書」⁴
2013年7月19日付け 署名 Pasty Thompthon 氏 環境・放射線防護評価局長
(英文 189 頁)
- **PMD 13-P1.3A**「OPG-DGR プロジェクトの長期セーフティケース」²
2013年7月19日付け 署名 Pasty Thompthon 氏 環境・放射線防護評価局長
(英文 58 頁)

これら3文書の構成（目次）をそれぞれ表 2.1-1、表 2.1-2、表 2.1-3 に示す。

(1) OPG-DGR プロジェクトのサイト準備と建設（PMD 13-P1.2）

『PMD 13-P1.2』は、規制の関心事項を説明した文書であり、原子力安全管理法の下で適用される規制要件、申請者である OPG 社が提供した情報の概要、CNSC スタッフによる評価と結論が記述した文書である。冒頭のサマリーでは、合同評価パネルに対し、「環境アセスメントに係る大臣の意思決定に向けた検討事項を議論している別文書『PMD 13-1.3』をレビューすること」「OPG 社のサイト準備と建設の許認可の発行に関する決定を行う」ことを求めている。

『PMD 13-P1.2』では、「3 プロジェクト評価」（3.1.3 項と 3.2.3 項）と「4.4 安全解析」のセクションにおいて、別文書「OPG-DGR の長期セーフティケース」（PMD 13-P1.3A）への参照がなされている。

(2) OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書（PMD 13-P1.3）

『PMD 13-P1.3』は、OPG 社の環境影響評価書（EIS）に対する CNSC スタッフによる評価結果を説明した文書であり、別文書「OPG-DGR の長期セーフティケース」（PMD 13-P1.3A）が添付されていることが明記されており、主として「長期安全性」と題した 2.20 節において PMD 13-P1.3A への参照がなされている。

表 2.1-1 PMD 13-P1.2 「OPG-DGR プロジェクトのサイト準備と建設」の構成

PMD 13-P1.2 「OPG-DGR プロジェクトのサイト準備と建設」(英文 352 頁)	
2013 年 7 月 23 日付け 署名 Peter Elder 氏 原子力サイクル・施設規制局長	
エグゼクティブ・サマリー	
パート 1	
1 概要	5. 規制に係わるその他の問題
1.1 背景	5.1 環境アセスメント
1.2 特別の問題または情報	5.2 先住民との協議
1.3 全体結論	5.3 コスト・リカバリ
1.4 全体的な勧告	5.4 財務保証
2 検討事項	5.5 改善計画と重要な将来活動
2.1 プロジェクトの評価 (evaluation)	5.6 申請者の公衆情報提供プログラム
2.2 関係する安全と監督エリア (SACs)	
2.3 規制に係わるその他の問題	6. 全体的な結論と勧告
2.4 規制根拠と技術的根拠	6.1 全体結論
	6.2 全体的な勧告
3. プロジェクトの評価 (evaluation)	
3.1 サイトの評価 (evaluation)	参考文献・略語
3.1.1 はじめに	A. Risk Ranking
3.1.2 生物圏/ニアサーフェス特性との関係	B. Rating Level
3.1.3 地圏/サブサーフェス特性との関係	C. 勧告を行う根拠
3.1.4 自然の外部事象との関係	D. 安全と監督エリアの枠組み
3.1.5 土地利用と他の外部事象との関係	E. OPG 提出物と CNSC 規制文書の関係マップ
3.1.6 プロジェクトサイトに関する結論	
3.2 DGR 設計の評価 (evaluation)	
3.2.1 はじめに	
3.2.2 施設設計の評価－操業	
3.2.2 施設の評価－設計と廃止措置／閉鎖	パート 2
3.2.3 施設の評価－DGR 設計と建設	7. ライセンス文書案
3.3 プロジェクト評価のまとめと結論	(Proposed Licence)
	8. ライセンス条件ハンドブック案
	(Proposed Licence Condition Handbook)
4. 安全と監督エリア (SACs) の一般アセスメント	
4.1 マネジメントシステム	
4.2 人間能力のマネジメント	
4.3 操業パフォーマンス	
4.4 安全解析	
4.4.1 原子力安全管理法下で適用される規制要件	
4.4.2 申請者からの提示情報	
4.4.3 CNSC スタッフによる評価	
4.4.3 CNSC スタッフの結論	
4.4.4 CNSC スタッフによる勧告	
4.5 フィジカル設計	※別文書「OPG-DGR の長期セーフティケース」
4.6 サービスへの適応度	(PMD 13-P1.3A) への参照を含む項を赤字で
4.7 放射線防護	示している。
4.8 コンベンショナルな健康と安全性	
4.9 環境の防護	
4.10 危機管理と防消火対策	
4.11 廃棄物管理	
4.12 セキュリティ	
4.13 安全保障と核不拡散	
4.14 廃棄物のパッケージングと輸送	

表 2.1-2 PMD 13-P1.3 「OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書」の構成

PMD 13-P1.3 「OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書」(英文 189 頁)	
2013 年 7 月 19 日付け 署名 Pasty Thomphton 氏 環境・放射線防護評価局長	
エグゼクティブ・サマリー	
1 概要	
1.1 背景	
1.2 特別の問題または情報	
1.3 全体結論	
1.4 全体的な勧告	
2 検討事項	
2.1 公衆参加	
2.2 先住民の参加	
2.3 持続可能な開発	
2.4 代替案	
2.4.1 プロジェクトの代替案	
2.4.2 代替手段	
2.5 プロジェクト説明－ライフサイクルと長期	※別文書「OPG-DGR の長期セーフティケース」(PMD 13-P1.3A) への参照を含む項を赤字で示している。
2.6 プロジェクト説明－廃棄物インベントリ	
2.7 影響の予測、空間的・時間的バウンダリ、 価値ある生態系の構成要素	
2.8 地質学	
2.9 水理と地表水	
2.10 地上環境	
2.11 水生環境	
2.12 自然放射能－人間以外への線量	
2.12 自然放射能－人間への線量	
2.14 大気環境	
2.15 DGR プロジェクトによる環境への影響	
2.16 (先住民の) 伝統的な知識	
2.17 人間の健康	
2.18 社会経済環境	
2.19 故障、事故及び悪意ある行為	
2.20 DGR プロジェクトの長期安全性	〔※2.20 節の分量は約 16 頁〕
2.20.1 提案者による評価	
2.20.1.1 安全評価	
2.20.1.2 地圏の属性	
2.20.2 CNSC スタッフによる評価	
2.20.2.1 安全評価	
2.20.2.2 地圏の属性	
2.20.2.3 処分場システム設計の属性	
2.20.3 CNSC スタッフの結論、不確実性の 議論と勧告	
2.20.3.1 不確実性の議論と勧告	
2.20.3.2 地圏の不確実性	
2.20.3.3 処分場の設計と属性の不確実性	
2.22 EA フォローアップモニタリングプログラム	
参考文献・略語	
付録 A 勧告を行う根拠	
付録 B 合同評価パネルに向けた勧告の概要	
付録 C 先住民との協議の概要	

表 2.1-3 PMD 13-P1.3A「OPG-DGR プロジェクトの長期セーフティケース」の構成

PMD 13-P1.3A「OPG-DGR プロジェクトの長期セーフティケース」(英文 58 頁)
 2013 年 7 月 19 日付け 署名 Pasty Thomphton 氏 環境・放射線防護評価局長

エグゼクティブ・サマリー

1 概要	4 CNSC スタッフによる評価
1.1 背景	4.1 安全評価
1.2 全体結論	4.1.1 人間侵入の評価
2 レビューの根拠	4.1.2 立坑損傷シナリオの評価
2.1 要件及びガイドライン	4.1.3 密閉度の低いポアホール及び垂直断層の評価
2.2 長期安全性の立証に向けた主要な考察	4.1.4 評価における不確実性
2.2.1 時間枠	4.2 地圏の属性
2.2.2 セーフティケース	4.2.1 地層の安定性、予測可能性、縦方向と横方向への十分な拡がり
2.3 CNSC レビュープロセス	4.2.2 DGR プロジェクトの上下にある十分な厚みの低透水性の岩盤
2.3.1 CNSC スタッフによる研究	4.2.3 母岩とキャップロックにおける汚染物質の移行は主として拡散によるもの
3 事業提案者が行った評価	4.2.4 プロジェクトサイトは地震活動が活発でない
3.1 安全評価	4.2.5 地下空洞の岩盤力学的安定性
3.1.1 通常変遷シナリオ	4.2.6 天然資源の見込みが低い
3.1.2 破壊的シナリオ	4.2.7 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている
3.1.3 安全評価における保守性	4.3 処分場システムの設計と属性
3.1.4 数値モデルの信頼性	4.3.1 放射性廃棄物インベントリ (ソースターム)
3.2 地圏の属性	4.3.2 処分場の深度
3.2.1 地球科学的サイト特性調査プログラム	4.3.3 実証された建設技術
3.2.2 地球科学的サイト特性調査プログラムの結果	4.3.4 処分場の定置空間 (rooms) は埋戻されない
3.3 処分場システムの設計と属性	4.3.5 立坑のシール
3.3.1 処分場の設計	4.3.6 設計の適用
3.3.2 廃棄物インベントリ	4.3.7 マネジメントシステム
3.3.3 処分場の設計と特性に関する事業提案者の結論	5 CNSC スタッフによる結論
	5.1 不確実性に関する議論
	5.1.1 地圏における不確実性
	5.1.2 処分場の設計と属性の不確実性

参考文献・略語

(3) OPG-DGR プロジェクトの長期セーフティケース (PMD 13-P1.3A)

文書の構造についての考察

『PMD 13-P1.3A』は、OPG 社の環境影響評価書 (EIS) に対する CNSC スタッフによる評価結果を説明した親文書『PMD 13-P1.3』の添付文書である。これら 2 つの文書の目次構造を比較すると、『PMD 13-P1.3』の 2.20 節 (DGR プロジェクトの長期安全性、表 2.1-2 参照) の内容は、(2.20.1)提案者による評価、(2.20.2)CNSC スタッフによる評価、(2.20.3)CNSC スタッフの結論、不確実性の議論と勧告—となっており、その添付文書

『PMD 13-P1.3A』(表 2.1-3 参照)の3章(事業者が行った評価)、4章(CNSC スタッフによる評価)、5章(CNSC スタッフの結論)と対応している。このことから、親文書『PMD 13-P1.3』の2.20節「長期安全性」(約16頁)の内容を充実させたものが『PMD 13-P1.3A』(58頁)となっていると推察される。

親文書『PMD 13-P1.3A』のタイトルが「OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書」であることから、形式的ではあるが、CNSC スタッフによる「長期セーフティケースのレビュー」は、環境影響評価書(EIS)のレビューの一部となっている点が注目される。

レビューの対象文書について

『PMD 13-P1.3A』の3章の冒頭において、CNSC は「OPG 社は、許認可申請の一環として提出した予備的安全報告書(PSR)及び補足文書、ならびに EIS に記載するかたちで、長期セーフティケースの論拠を提示している」と述べている。また、「長期セーフティケースの主たる裏付けとして」OPG 社が提出した文書を表 2.1-4 のように列挙しているが、この中には、環境影響評価書(EIS)が(明示的には)含まれていない点に注目される。

表 2.1-4 CNSC スタッフによる長期セーフティケースのレビュー対象文書

◎閉鎖後安全評価 (Postclosure Safety Assessment)	NWMO-DGR-TR-2011-25
付属文書	
・ 通常変遷シナリオの解析	NWMO-DGR-TR-2011-26
・ 人間侵入/その他破壊的シナリオの解析	NWMO-DGR-TR-2011-27
・ 地下水モデリング	NWMO-DGR-TR-2011-30
・ ガスモデリング	NWMO-DGR-TR-2011-31
・ システムとその変遷	NWMO-DGR-TR-2011-28
・ FEP (特性・事象・プロセス)	NWMO-DGR-TR-2011-29
・ データ	NWMO-DGR-TR-2011-32
◎ジオシンセシス (Geosynthesis)	NWMO-DGR-TR-2011-11
付属文書	
・ 広域の地質学 (Regional Geology)	NWMO-DGR-TR-2011-15
・ 広域の岩盤力学 (Regional Geomechanics)	NWMO-DGR-TR-2011-13
・ 広域の水理地球化学 (Regional Hydrogeochemistry)	NWMO-DGR-TR-2011-12
・ 地震ハザード評価	NWMO-DGR-TR-2011-20
・ 三次元地質枠組みモデル	NWMO-DGR-TR-2011-42
・ 長期岩盤力学的安定性解析	NWMO-DGR-TR-2011-17
・ 氷河侵食評価	NWMO-DGR-TR-2011-18
・ カルスト評価	NWMO-DGR-TR-2011-22
・ 水理地質モデリング	NWMO-DGR-TR-2011-16
・ 掘削影響領域 (EDZ) の評価	NWMO-DGR-TR-2011-21
・ 頁岩キャップロックバリアの健全性に関するアナログ研究	NWMO-DGR-TR-2011-23
・ ネオテクトニック特性/地形評価	NWMO-DGR-TR-2011-19
・ 露頭亀裂マッピング	NWMO-DGR-TR-2011-43
◎記述的地圏サイトモデル (Descriptive Geosphere Site Model)	NWMO-DGR-TR-2011-24
◎予備的安全報告書 (施設の説明と設計)	OPG 00216-SR-01320-00001
◎低・中レベル放射性廃棄物の基準インベントリ	OPG 00216-REP-03902-00003

2.2 レビューの根拠

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の第2章は「レビューの根拠」と題されており、OPG社が提出した地質環境及び長期セーフティケースのレビューの根拠（basis）を簡潔に説明した部分である。以下の3つのサブセクションに分けられている。

- ①要件及びガイドライン
- ②長期安全性の立証に向けた主要な論点
- ③CNSC レビュープロセス

2.2.1 要件及びガイドライン

〈『PMD 13-P1.3A』 2.1 節〉

レビューの根拠を成す要件及びガイドラインは以下の通りである。

- ・ CNSC 規制方針 P-290: 放射性廃棄物の管理⁵
- ・ CNSC 規制指針 G-320: 放射性廃棄物管理の長期安全性の評価⁶
- ・ 低・中レベル放射性廃棄物の深地層処分場に関する環境影響評価書（EIS）の作成ガイドライン⁷（CNSC, 2009年1月）
- ・ 国際原子力機関（IAEA）安全基準 No. SSG-23: 放射性廃棄物処分に関するセーフティケース及び安全評価⁸（IAEA 2012年）
- ・ 原子力機関（NEA）報告書: 深地層処分場の長期安全性への信頼性: その開発とコミュニケーション⁹（OECD/NEA, 1999年）

上記のうち上から3つはカナダ原子力安全委員会（CNSC）の規制文書である。なお、本報告書の3.2節において、それら規制文書の概要を整理している。

2.2.2 長期安全性の立証に向けた主要な論点

〈『PMD 13-P1.3A』 2.2 節〉

レビューの根拠を成す要件及びガイドラインの文書に基づき、長期安全性を保証する上での主要な論点として CNSC スタッフは以下の2項目を特定している。

- ①安全評価を行う時間枠の選定
- ②セーフティケースの開発（「目的」と「構成要素」のサブ項目に分けられている）

以下の(1)～(3)に、技術情報文書『PMD 13-P1.3A』2.2節の内容を翻訳して記載する。

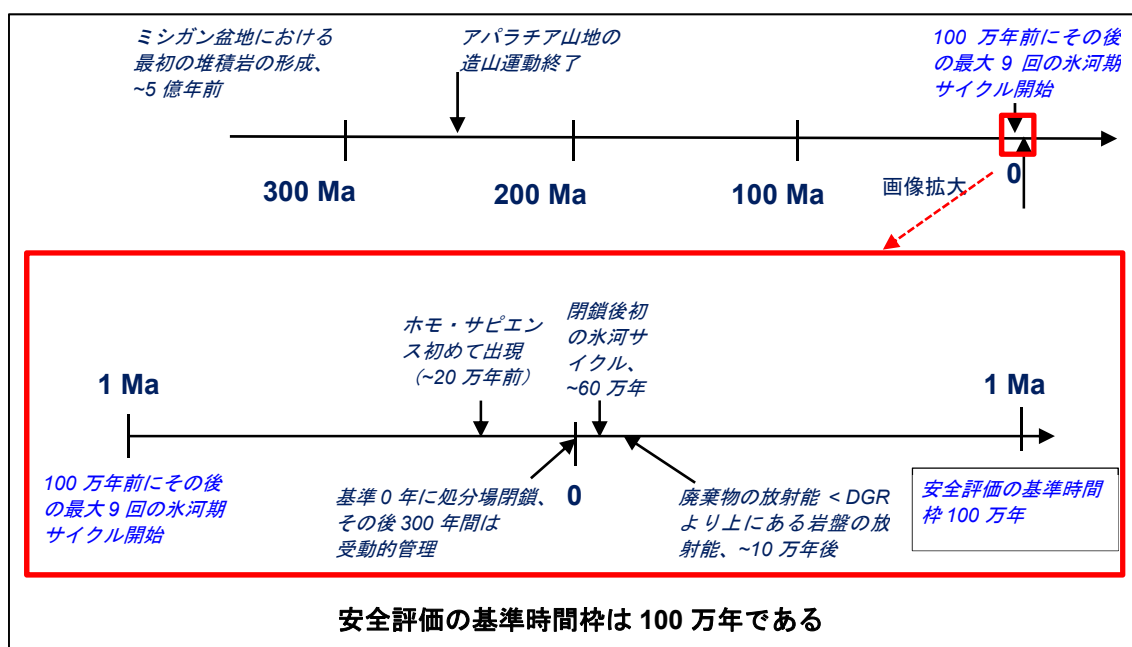
(1) 安全評価を行う時間枠の選定

長期安全性を評価する時間枠は、予想される影響のピークを包含すべきである。そのような要件は、将来世代と環境が現在と同レベルで防護されるべきとする放射性廃棄物管理で一般的に採用される倫理原則によるものである。このため、DGR プロジェクトがもたらす最大影響を計算した上で、それが今日の許容基準に合致していることを合理的信頼性をもって示すことが必

須である。

図 2.2-1 に、セーフティケースの 100 万年というレファレンス時間枠に対する視点 (perspective) を示す。100 万年という評価の時間枠は、現在人間が計画するどの事業よりもはるかに長く、人類の歴史よりも長くさえあるが、DGR プロジェクト立地に検討されている岩層の地質史に比べれば短いのである。

DGR プロジェクトの開発が計画されているミシガン盆地は、少なくとも約 2 億 5000 万年の間、地質学的に安定しており、今後数百年の間もこのままの状態であると考えられている。現在の国際的コンセンサス (NEA の 1999 年の文書、要件及びガイドラインで列挙されている文書の一つである) は、地質条件が安定しており、きわめて長期にわたってその状態が維持されると期待できる時間枠において、安全評価の結果には高い信頼性があるというものである。



[技術情報文書「PMD 13-P1.3A」図 2.1-1 を翻訳したもの]

図 2.2-1 タイムスケールの見通し

(2) セーフティケースの目的

セーフティケースは、処分場開発の次の段階へと進む決定を裏付ける安全論拠 (safety arguments) を示すものである。DGR 施設の主な段階は、概念開発、サイト選定、建設 (サイト準備を含む)、操業、廃止措置、閉鎖/廃棄である。OPG 社は現在、CNSC にサイト準備・建設許可を申請している。この許可では OPG 社は廃棄物を定置することはできない。しかし、CNSC 規制指針 G-320 及び国際的なベストプラクティスに沿って、EIS ガイドラインにおいて、OPG 社に閉鎖後セーフティケース (長期安全性を検討した) の開発が要求されている。セーフティケースでは、建設を進める決定を裏付けるために、長期安全性が達成可能であることを現時

点で合理的に信頼できることを立証することが追求される。セーフティケースでは不確実性も特定し、施設を閉鎖する前にこれらの不確実性をいかに取り扱うかその方策も示される。

(3) セーフティケースの構成要素

セーフティケースは、「閉じ込め」と「隔離」という2つの主要機能が達成されることを裏付ける論拠の統合から成る。閉じ込めは廃棄物から生物圏への放出を遅らせるか最小限にとどめ、隔離は人間と環境が廃棄物から分離された状態を維持する。図 2.2-2 に、OPG 社が計画中の DGR プロジェクトに関するセーフティケースの構成要素とそれらの相互関係を示す。安全評価は、セーフティケースを構成する重要な要素である。安全評価には、施設のパフォーマンス、人間の健康やヒューロン湖などの環境への影響の定量的な解析が含まれる。この図は、技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 2.1 節に挙げた文書に示されている〔セーフティケースの〕定義と指針におおむね対応している。

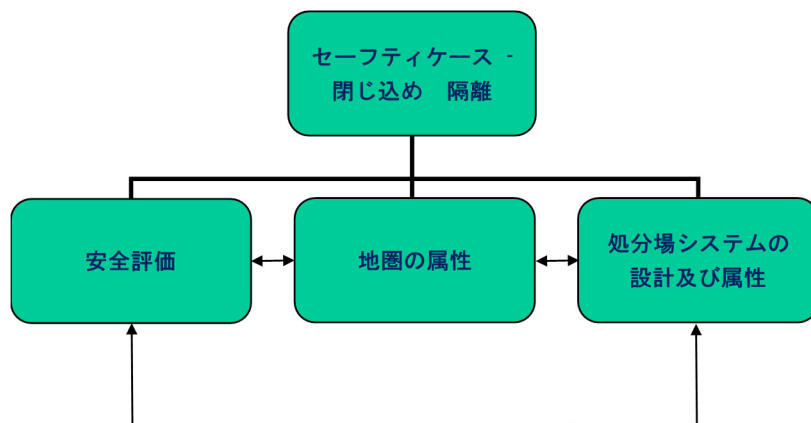


図 2.2-2 計画中の DGR プロジェクトに関する長期セーフティケースの主要構成要素

OPG 社が計画している DGR プロジェクトの安全論拠 (safety arguments) は、次の 3 つのクラスに分類できる。

- ①安全評価に係わるもの
- ②プロジェクト立地に検討されている地圏の特性と関連するもの
- ③処分場と関連するもの

DGR の 2 つの主要機能である隔離と閉じ込めが達成されることへの信頼を裏付けるとともに、人間やヒューロン湖などの環境が防護されることを合理的に保証するために、複数の論拠が統合される。3 クラスの論拠はそれぞれ独立したものではない。特に、安全評価には、生物圏への影響を定量的に評価するために、地圏や処分場の特性からの入力データが必要である。

2.2.3 CNSC レビュープロセス

〈『PMD 13-P1.3A』 2.3 節〉

OPG 社から提供された情報を CNSC スタッフが評価 (evaluate) する際に使用したプロセスとメカニズムは、以下の通りである。

- 提出書類の検証作業：
 - 使用されているデータの正確さ
 - データの収集または作成手法の妥当性
 - データの整理、操作、解釈の適切性
 - 計算の基本となる概念 (理論) モデルの適切さ
 - 計算の追跡を可能にするために採用された仮定と簡素化が適切であり、矛盾がなく、または相互に排他的でないか
 - 行われた計算の正確さ
 - 計算結果の不確実性
 - 計算結果の解釈、計算及び結果の不確実性について用いられた仮定と制限を考慮しているか
- 提出書類の情報を関連する規格や基準と批評的に比較すること
- 提出書類に示されている安全論拠を確認するため、独立した研究と計算を実施すること (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 2.3.1 「CNSC スタッフによる研究」参照)
- 提出書類の結論にとって最も重要なテーマや問題を特定するために、提出書類におけるデータと情報に対して別の解釈を試みること

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』は公聴会への情報提供を意図していることから、「CNSC スタッフによる研究」と題したサブセクションにおいて“レビューを行う力量”を以下のよう

に説明している。

2008 年以来、CNSC スタッフが行っている研究では、母岩に焦点を当てており、具体的には汚染物質の移行を阻止するバリアとしての堆積岩の性能に重点を置いてきた。下記に関する 4 つのプロジェクトが実施された。

- 天然トレーサー
- ガス移行
- 過去及び将来的な氷河期の影響
- 掘削による母岩の損傷

これらのプロジェクトは、カナダの大学数校と、ドイツ地質調査所 (BGR)、フランスの放射線防護・原子力安全研究所 (IRSN) 及びカナダ鉱物・エネルギー技術センター (CANMET) と共同で実施された。CNSC スタッフは、BGR、IRSN 及び CANMET の協力を得て、ラボ施設や屋外試験で得られた貴重な実験データを入手できた。これらの研究プロジェクトに基づいて、研究報告書、学術誌の論文、会議資料及びワークショップのプレゼンテーションが発行されている。

2.3 レビューを行った CNSC スタッフによる結論

OPG 社が提出した地質環境及び長期セーフティケースのレビューの結論は、技術情報文書『PMD 13-P1.3A』のエグゼクティブ・サマリー、1.2 節と第 5 章で述べられている。

1.2 節の内容（全文）を以下に示し、注目ポイントに下線を引いた。下線部より、セーフティケースは「EA の決定」と原子力安全管理法に基づく「許認可の決定」の双方を裏付けるものであるという認識が読み取れる。

1.2 全体結論（Overall Conclusions）

CNSC スタッフは、現段階において、[OPG 社が] 提案する DGR プロジェクトの長期安全性について、その環境アセスメント（EA）の決定を裏付け、許認可の決定を裏付ける長期セーフティケースに関するリスクの科学に基づいた評価の根拠を形成する十分な証拠があると結論する。CNSC スタッフは、提案されている DGR プロジェクトは、その閉鎖後において、人間やヒューロン湖などの環境を適切に防護するであろう十分な証拠を提示していることを確認した。ただし、一定の不確実性も特定された。CNSC スタッフは、これらの不確実性を地層科学的検証プログラム（Geoscientific Verification Program）によって低減し、セーフティケースの仮定を検証するとともに、工学的決定事項及び DGR プロジェクトの設計をサポートするよう勧告する。

DGR プロジェクトの寿命期間を通して不確実性を低減するための勧告を含め、不確実性に関する説明と CNSC スタッフによる評価については、本パネルメンバー文書（PMD）のセクション 5.1 に示す。

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の第 5 章は、その冒頭において 1.2 節で述べた全体結論を再掲した上で、サブセクション 5.1 節において、DGR プロジェクトの長期セーフティケースに残された不確実性について議論している。

エグゼクティブ・サマリー

1 概要

1.2 全体的結論

5 CNSC スタッフによる結論

5.1 不確実性に関する議論

5.1.1 地圏の不確実性

5.1.1.1 準垂直断層

5.1.1.2 地質学的予測可能性

5.1.1.3 母岩／キャップロック層の十分な横方向への拡がり

5.1.1.4 天然資源の見込み

5.1.1.5 地球化学データの不確実性

5.1.2 処分場の設計と属性の不確実性

5.1.2.1 立坑シールの寿命

5.1.2.2 掘削影響領域（EDZ）

5.1.2.3 廃棄物の特性評価

5.1.2.4 発生するガス圧の不確実性

2.4 CNSCによるセーフティケースのレビュー

2.4.1 レビューの概観

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』のレビュー部分の目次構成（表 2.4-1 を参照）に注目すると、3章においてOPG社が提出した長期セーフティケースの内容を整理し、その結果に沿って4章においてCNSCとしてのレビュー内容を取りまとめている。3章と4章は、いずれも①安全評価、②地圏の属性、③処分場システムの設計と属性一のサブ見出しをもつ構成となっており、このことは『PMD 13-P1.3A』2.2節において「OPG社が計画しているDGRプロジェクトの安全論拠は、次の3つのクラスに分類できる」と述べられていることと対応している（表 2.1-3、図 2.2-2 を参照）。

- ①安全評価に係わるもの
- ②プロジェクト立地に検討されている地圏の属性と関連するもの
- ③処分場と関連するもの

表 2.4-1 セーフティケースのレビュー文書（PMD 13-P1.3A）の本体部分の目次構成

3 事業提案者が行った評価	4 CNSC スタッフによる評価
3.1 安全評価	4.1 安全評価
3.1.1 通常変遷シナリオ	4.1.1 人間侵入の評価
3.1.2 破壊的シナリオ	4.1.2 立坑損傷シナリオの評価
3.1.2.1 人間侵入シナリオ	4.1.3 密閉度の低いボアホール及び垂直断層の評価
3.1.2.2 立坑シール材の大規模損傷シナリオ	4.1.4 評価における不確実性
3.1.2.3 ボーリング孔の密閉不足シナリオ	
3.1.2.4 垂直断層シナリオ	
3.1.3 安全評価における保守性	
3.1.4 数値モデルの信頼性	
3.2 地圏の属性	4.2 地圏の属性
3.2.1 地球科学的サイト特性調査プログラム	4.2.1 地層の安定性、予測可能性、縦方向と横方向への十分な拡がり
3.2.2 地球科学的サイト特性調査プログラムの結果	4.2.2 DGRプロジェクトの上下にある十分な厚みの低透水性の岩盤
3.2.2.1 地層の予測可能な形状と横方向への拡がり	4.2.3 母岩とキャップロックにおける汚染物質の移行は主として拡散によるもの
3.2.2.2 岩石の品質	4.2.4 プロジェクトサイトは地震活動が活発でない
3.2.2.3 地下水の特性化（浅い／中間／深い）	4.2.5 地下空洞の岩盤力学的安定性
3.2.2.4 岩盤力学的特性	4.2.6 天然資源の見込みが低い
	4.2.7 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている
3.3 処分場システムの設計と属性	4.3 処分場システムの設計と属性
3.3.1 処分場の設計	4.3.1 放射性廃棄物インベントリ（ソースターム）
3.3.2 廃棄物インベントリ	4.3.2 処分場の深度
3.3.3 処分場の設計と特性に関する事業提案者の結論	4.3.3 実証された建設技術
	4.3.4 処分場の定置空間（rooms）は埋戻されない
	4.3.5 立坑のシール
	4.3.6 設計の適用
	4.3.7 マネジメントシステム

『PMD 13-P1.3A』の3章（事業提案者が行った評価）において、CNSCが安全論拠を3クラスに整理した結果を表2.4-2に示す。各論拠の識別を容易にするために、表2.4-2では例えば「①-1」のように番号を付している。

表 2.4-2 レビュー文書（PMD 13-P1.3A）で整理された安全論拠

CNSCによる「事業者が提示した安全論拠」の整理 (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)	計 19 項目
3.1 安全評価	4 項目
①-1. 「通常変遷シナリオ」では大きな安全裕度がある。 …計算による人間及び人間以外の生物相への閉鎖後の影響は取るに足りない。	
①-2. DGR システムは破壊的事象に対しても頑健である。 …破壊的シナリオ（人間侵入、立坑損傷、処分場から様々な距離において未検出／再活性化する断層帯、密閉度の低いポアホール）による影響を計算した結果、リスクは許容範囲内である。	
①-3. 安全評価では安全側に立った保守的な仮定を採用している。 …安全評価では、入力パラメータや DGR プロジェクトで対象となるシステムの変遷において、多数の保守的な仮定が採用されている。	
①-4. 数値モデルの信頼性を構築するために体系的手順を使用した。 …安全評価は、汚染物質の放出、地圏での移行、生物圏での分散、人体（receptor）への影響の原因となるメカニズムについて説明する数学モデルで立てられた方程式を数値的に解く一連のコンピュータコードを用いて実施された。これらのメカニズムは、処分場システム（廃棄物、処分場の設計、母岩を含む）の初期特性だけでなく、評価の時間枠におけるそれらの変遷にも左右される。	
3.2 地圏の属性	7 項目
②-1. 地層に安定性、予測可能性、十分な厚みと横方向への拡がりがある。	
②-2. DGR の上下に十分な厚みの低透水性の岩盤がある。	
②-3. 母岩とキャップロックにおける汚染物質の移行は主に拡散である。	
②-4. サイトは地震活動が活発でない。	
②-5. 地下空洞に岩盤力学的安定性がある。	
②-6. 天然資源の見込みが低い。	
②-7. 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている。	
3.3 処分場システムの設計と属性	8 項目
③-1. 処分場は地下 680m の名目深さに立地される。 …国際的には、これほどの深さはたいいてい、高レベル廃棄物処分に関連する深さである。低・中レベル放射性廃棄物には、これよりもかなり浅い深さが検討されている。	
③-2. 閉鎖時の廃棄物の放射能は、サスカチュワン州のマッカーサー川ウラン鉱山で取り出されている既知の高品位鉱体の自然放射能より低く、放射能は減衰によってさらに低減する。	
③-3. 発生するガス圧は上載岩圧の応力より低く静水圧よりもおそらく低くなる。 …これにより、ガスの移行が長期的にきわめて遅いペースで、主として拡散プロセスによって発生することが確かになる。	
③-4. 処分場は 100 年以内に完全に飽和する可能性は低い。 …従って、廃棄物から放射性核種を溶解するのに必要な水の利用可能性は制限される。	
③-5. 建設工事や将来の摂動（perturbations）による岩盤力学的ダメージは、頁岩のキャップロックにまで拡大することはない。	
③-6. 立坑シールは主に、化学的に安定した材料（ペントナイト／砂）で構成される。	
③-7. 立坑シールは、掘削影響領域（EDZ）に沿った透水性の高い地層における潜在的な流れを最小限にするよう設計され建設される。	
③-8. 母岩の損傷を最小限にするため、実証済みの建設技術が採用される。	

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の第3章と第4章の記述の対応関係を対比表1～3に整理した。

第3章で示されている安全論拠のクラス（①安全評価、②地圏、③処分場設計）に対応する4章の記述を見ると、②地圏（4.2節）については、個々の安全論拠（表2.4-2の②-1～7）ごとにCNSCスタッフによる評価を記載する構成になっている。

一方、①安全評価（4.1.1～1.1.4項）と③処分場設計（4.3.1～4.3.7）の構成は、それぞれの安全論拠と1対1に対応したサブセクション構成とはなっていない。

こうした違いがある理由は、技術情報文書『PMD 13-P1.3A』では述べられていない。しかしながら、②地圏に係わる安全論拠が自然を対象としたものであり、①安全評価と③処分場設計は人間の思考の営みを対象とするものであることに起因する可能性も考えられる。

(1) 対比表1 安全評価に係わる安全論拠について

(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の3.1節と4.1節の記述の対応関係)

対比表1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の3.1節と4.1節の記述)	
OPG社が提出したPSRに対するCNSCの整理	CNSCによるPSRのレビュー
<p>3.1 安全評価</p> <p>安全評価では、処分場システムが閉鎖後に人間の健康と環境に与える影響を定量化する。この影響を、G-320 [5]に示す指針に従って提案されている防護基準と比較した。DGRプロジェクトで対象となるシステムの将来的変遷については、「通常の変遷シナリオ」と「破壊的シナリオ」を用いて評価した。</p> <p>上述の安全評価の結果と後続の説明に基づいて、OPG社はDGRプロジェクトの長期安全性について以下の論拠を提示した:</p> <ol style="list-style-type: none"> 「通常の変遷シナリオ」では大きな安全裕度がある 計算による人間及び人間以外の生物相への閉鎖後の影響は取るに足らない。 DGRシステムは破壊的事象に対しても頑健である 破壊的シナリオ(人間侵入、立坑損傷、処分場から様々な距離において未検出/再活性化する断層帯、密閉度の低いポアホール)による影響を計算した結果、リスクは許容範囲内である。 安全評価で安全側に立った保守的な仮定が採用されている 安全評価では、入力パラメータやDGRプロジェクトで対象となるシステムの変遷において、多数の保守的な仮定が採用されている。 数値モデルの信頼性を構築するために体系的手順が使用された 安全評価は、汚染物質の放出、地圏での移行、生物圏での分散、受容体への影響の原因となるメカニズムについて説明する数学モデルで立てられた方程式を数 	<p>4.1 安全評価</p> <p>総合的に、CNSCスタッフのレビューにより、OPG社が安全評価で信頼できる論拠を提示したことは明らかである。特に、「通常の変遷シナリオ」とその多くのバリエーションから計算した線量は全て、許容基準より少なくとも5桁分低くなっている。</p> <p>「破壊的シナリオ」(人間侵入、立坑シールの損傷、未検出の垂直断層、密閉度の低いポアホール)では、2つあるバリエーション(地圏または立坑シール)のいずれかが損傷するケースを考察している。CNSCスタッフは、提示された4つのシナリオはバウンディングシナリオとみなせるため、リスクを評価する上では十分であると結論付けた。これらのシナリオから計算された線量は、結果的には許容可能なリスクであり、CNSCの規制指針G-320 [5]及びEISガイドライン[6]に合致すると結論付けた。</p> <p>安全評価に保守的な仮定、代替モデル、サイト固有のデータ、感度解析、検証/確認及びQA/QC(品質保証/品質管理)の手順が適用され、計算された影響は多くのケースで過大に予測されがちであることを裏付けている。安全評価は、G-320 [5]及び本PMDのセクション2に示すその他の国際的基準の総合的ガイドラインに基づいて実施されている。</p> <p>G-320[5]に勧告されている通り、OPG社の安全評価については、国際的専門家によるピアレビューが実施されている。CNSCスタッフは、安全評価でOPG社が使用しているプロセスは許容可能であると判断する。</p> <p>「破壊的シナリオ」によるリスクが以下に説明する通り結果的に許容可能であることから、DGRプロジェクトで対象となるシステムも頑健とみなすことができる。</p>

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>值的に解く一連のコンピュータコードを用いて実施された。これらのメカニズムは、処分場システム（廃棄物、処分場の設計、母岩を含む）の初期特性だけでなく、評価の時間枠におけるそれらの変遷にも左右される。</p> <p>基準</p> <p>許認可に先立つ書簡[38-43]で、CNSC スタッフは、G-320 の指針[5]に従って OPG 社が提案する防護基準を容認した。公衆放射線被ばくの基準は以下の通り：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・決定グループに対する年間線量拘束値 0.3 mSv ・線量拘束値未滿で最適化する ・決定グループの平均的な成人の人数に対して線量を計算する ・評価には計算された影響が最大となる時間を包含する <p>CNSC スタッフによるこうした容認は、G-320 [5]、2007 年の国際放射線防護委員会の勧告[44]、そして IAEA 安全要件放射性廃棄物の地層処分 No. WS-R-4 [45] をベースに決定された。</p> <p>CNSC スタッフは、人間侵入などの「破壊的シナリオ」に対して、以下の公衆放射線被ばく基準を容認した：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・想定シナリオ (= credible scenarios) での線量基準は年間 1 mSv (CNSC の認可施設における公衆に対する現行の線量限度) ・計算された線量が年間 1 mSv を超えるシナリオについては、被ばくの可能性と性質、評価の不確実性、線量基準の保守性を考慮に入れて、個別に検討する <p>2009 年 6 月[42]に、人間以外の生物相に対する放射性物質の基準が次のように定められた：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準は、原子力施設からの放射性核種の放出に関連する優先物質を評価するために開発された線量ベンチマークに基づくこと <p>2010 年 3 月[43]に、人間と人間以外の生物相に対する非放射性物質の基準が次のように定められた：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非放射性汚染物質- 基準は、人間の健康と環境の防護に関連する環境媒体の濃度としてカナダのガイドラインに示される値に基づき、必要に応じて補足すること 	
<p>3.1.1 「通常の変遷シナリオ」</p> <p>閉鎖後、「通常の変遷シナリオ」では、処分場は急速に嫌気性（酸欠状態）を帯びる。処分場には、立坑や周辺の岩盤からしみ込む水がきわめて緩慢に溜まり始める。廃棄物と廃棄物パッケージでゆっくりと嫌気性分解が進む結果、主にメタン（CH₄）を始めとするガスが発生する。処分場は大部分で不飽和が維持されるであろうが、最終的にはガス圧が、施設周辺の間隙水によって加わる圧力と平衡する。廃棄物が劣化すると、炭素 14 とトリチウムがほとんどガスとして放出される。この他の汚染物質は、処分場の底に溜まった水の中へと放出される。汚染物質の大半は、低透水性の母岩と立坑のシールによって処分場内部かその近くに閉じ込められ、時の経過とともに減</p>	

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>衰する。</p> <p>一部の汚染物質は、数千年のタイムスケールで、密封された立坑と地圏を介して浅い地圏へと、その後は表層環境へと、きわめてゆっくり移行すると考えられる。サイト近くの住人は、井戸から汲み上げる地下水の利用、農業や狩猟目的での地元の土地利用、湖での漁業を通じて、これらの汚染物質にさらされる可能性がある。長いタイムスケールの間には、氷河期が再来し、約 100,000～120,000 年の周期で氷床がサイトを覆う可能性もある。その結果、表層と浅い地圏では顕著な変化が起きるかもしれない。しかし、地下深い地圏は、過去の氷期でもそうであったように、ほとんど影響を受けない。ブルース原子力発電所周辺地域は構造的にも安定している。大きな地震が起こる可能性も極めて低い。母岩は頑強で、弱い地震ならば影響はないだろう。大地震による主な影響としては処分場内の落石が考えられるが、これは建物とトンネルが岩石で詰まりきるまで続く。長い時間枠のうちに、廃棄物の放射能は、処分場を直接覆っている岩盤の自然放射能より低い値にまで減衰する。</p> <p>OPG 社は「通常の変遷シナリオ」のバリエーションを提供している。これらのバリエーションで、そのシミュレーション結果への影響を調査するための代替の条件とパラメータ、測定の不確実性、解釈の選択肢、生物圏の進化の不確実性、シミュレーションをコンピュータで追跡可能にするために採用された簡素化／仮定について検討している。「通常の変遷シナリオ」のバリエーションすべてで、人間に対する年間ピーク線量を計算したところ、設計目標である年間 0.3 mSv より少なくとも 5 桁分小さくなる。これら計算された線量は、ブルース原子力発電所近くの典型的な自然バックグラウンド放射線の年間 2.02 mSv よりはるかに低い。「通常の変遷シナリオ」のバリエーションのほとんどにおいて、ピーク線量に達するのは閉鎖後 100 万年以上経過してからである。すべてのバリエーションにおいて、放射性核種の濃度及び表面媒体にある放射性核種以外の汚染物質は、関連する環境防護基準よりはるかに低い。本 PMD に引用してはいないが、この評価については、閉鎖後の安全性評価：「通常の変遷シナリオ」の解析[15]の図 E.1 に図解してある。</p>	
<p>3.1.2 破壊シナリオ (Disruptive Scenarios)</p> <p>3.1.2.1 人間侵入シナリオ</p> <p>このシナリオでは、将来ある時点での探査用ボアホールによる処分場への意図的でない人間侵入の影響について考察する。汚染物質が放出され、人間は汚染されたガスやボーリングコアにさらされる。このシナリオのバリエーションでは、もし探査用ボアホールの密閉度が低く、DGR プロジェクトの層位より低い位置で圧力のかかったカンブリア紀の地層へと浸透すれば(セクション 3.2.2 の図 3.2-1 参照)、汚染された地下水は浅い地圏へと放出され、結果として地下水を利用する人々が被ばくすることになり得る。</p> <p>「人間侵入シナリオ」では、計算されたピーク線量は掘削要員で約 1 mSv、さらに、汚染が検出されず見落とされるか改善対策がとられない場合、汚染サイトで恒久的に農業を営む後世の人で年間約 1 mSv になると考えら</p>	<p>4.1.1 人間侵入の評価</p> <p>300 年後の人間侵入に対して計算された線量は、自然バックグラウンド放射線の線量率と同程度であり、ヒューロン湖などの環境と人間の健康には特に影響はないと考えられる。このシナリオが発生する可能性は低いとみなされ、DGR プロジェクトのリスク基準である年間 1 mSv に合致する。このシナリオにはまた、「ボーリングコアで表層へと回収される廃棄物は、処分場の平均的な廃棄物より汚染物質の濃度が高い」「汚染地域で自給自足の生活を送れるほど広大な面積が使用できるほど十分に大量の廃棄物の浄化は完了していない」など、いくつかの追加的な保守的仮定も含まれている。これらの保守的仮定を考慮に入れば、このシナリオで評価されるリスクはさらに低下する。従ってこのシナリオが、人間の健康やヒューロン湖などの環境に著しい悪影響を与えるこ</p>

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>れる。線量がこのように推定されるのは、侵入事象が閉鎖から 300 年後に発生すると想定され、制度的管理が終了したと想定される場合である。年月が経てば、特に炭素 14 とニオブ 94 (Nb-94) は減衰して 60,000 年後には、意図的でない人間侵入で被ばくすると思われる線量は低くなるであろう。</p> <p>探査用ボアホールがカンブリア紀の地層へ達し、そのボアホールが適切に密閉されていないとする「人間侵入シナリオ」のバリエーションでは、立坑の真上に住んでいる地域住民に対するピーク線量は、年間 30 mSv と計算された。処分場にまで達し、その結果放射性物質を回収するための探査用ボアホールが、さらに深くカンブリア紀の地層まで掘り進められる可能性は低い。さらに、カンブリア紀の地層に達するボアホールは過加圧となり、被圧状態になると考えられる。探査要員がサイトを去った後にそのようなボアホールの密閉が不十分になるとは考えにくい。個々のどの事象も透水性が低いため、そのような事象を組み合わせたシナリオの確率は、条件付き確率の定理に従ってさらに低くなる。</p>	<p>とはない。</p>
<p>3.1.2.2 過酷な立坑シール損傷シナリオ</p> <p>このシナリオでは、主立坑と換気立坑でシールが急激かつ完全に劣化した場合の影響について考察する。これ以外については、このシナリオにおいて DGR プロジェクトの対象となるシステムの変遷は、「通常の変遷シナリオ」と同じである。</p> <p>「過酷な立坑シール損傷シナリオ」では、立坑の全長にわたる全てのシール材が、予想外に設計値から約 2-3 桁外れて損傷する(例えば透水係数が約 10^{-9} m/s になる)と仮定された。このシナリオでは、処分場の立坑の真上に住んでいる人に対して計算された線量が、公衆被ばく線量基準である年間約 1 mSv に達する。このシナリオの主要な被ばく経路は、立坑の上に建設された家屋内部の空気に含まれる炭素 14 の吸入である。処分場立坑の真上に家を建てる確率は評価できないが、極めて低い。立坑のシール材が想定範囲まで劣化する可能性も極めて低い。立坑シール材が過酷に劣化する可能性については、立坑シールの長期的な寿命に関して CNSC と NWMO によって、そして国際的にも実施されている研究で洞察できるはずである。DGR の設計では立坑が 2 カ所あるが、当該シナリオに対して実施されている安全評価では、計算を追跡しやすくするため、単一の同じ立坑について安全側に立って考察する。ボルトから漏れ出る汚染物質はいずれも、2 カ所の立坑に分かれるのではなく、それに匹敵する 1 つの立坑にまで移行すると仮定した場合、濃度とそれに伴う影響を過大評価する傾向となる。</p> <p>「過酷な立坑シール損傷シナリオ」のバリエーションは、立坑の全長にわたる全てのシール材が損傷して透水係数が 10,000 (4 桁変化) に上昇し、砂岩シルト材に匹敵するに至る極端な破損のケースである。このケースのピーク線量は年間 80 mSv に達するが、このように極端な劣化が発生する可能性は極めて低いと考えられる。</p>	<p>4.1.2 立坑損傷シナリオの評価</p> <p>「立坑損傷のシナリオ」もまた、ピーク線量は最大実効線量基準である年間 1 mSv 辺りとなり、自然バックグラウンド放射線より低く、ヒューロン湖などの環境と人間の健康には特に影響はないと考えられる。このシナリオで主要な被ばく経路は、立坑上に建設された家屋内部の空気に含まれる炭素 14 の吸入である。立坑の損傷は、閉鎖時に全長にわたって発生すると保守的に仮定され、損傷がかなり後世に発生する場合は、炭素 14 の減衰によって線量計算値はもっと低くなる。処分場立坑の真上に家を建てる確率は評価できないが、制度的管理が実施される閉鎖時には特に、その可能性は極めて低い。立坑のシール材が想定範囲まで劣化する可能性も極めて低い。立坑シールで確認される材料(主にベントナイト)は一般的で、自然界でも安定性が知られている自然発生の材料であり、長い間工学的用途で使用されてきた実績がある。立坑シール材が過酷に劣化する可能性については、立坑シールの長期的な寿命について CNSC と NWMO によって、そして国際的にも実施されている研究で、洞察できるはずである。さらには、単一の類似の立坑の保守的な仮定は、炭素 14 を表層へと案内し得る立坑が 2 カ所計画されているため、計算された線量が安全側に立っていることを意味している。従ってこのシナリオが環境に著しい悪影響を与えることはない。</p>
<p>3.1.2.3 密閉度の低いボアホールのシナリオ</p> <p>このシナリオでは、DGR プロジェクト近くで地下深く</p>	<p>4.1.3 密閉度の低いボアホール及び垂直断層の評価</p> <p>密閉度の低いボアホールと「垂直断層シナリオ」はい</p>

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>のサイト調査用ボアホールの密閉度が低い場合の影響について考察する。DGR プロジェクトで対象となるシステム及び関連する被ばく経路とグループの変遷は、「通常の変遷シナリオ」で考察されているものに類似する。重要な相違点は、当該ボアホールが処分場の高さ、覆っている地下水層、そして表層環境の間で透水の接続性を高める点である。当該ボアホールは、既存で最寄りのボアホールと同じく、DGR プロジェクトから 100 m 地点にあると仮定される。</p> <p>「密閉度の低いボアホールのシナリオ」で、ピーク線量は年間 4×10^{-8} mSv となり、これは許容基準である年間 1 mSv より 7 桁分も低い。</p>	<p>ずれも、ピーク線量が許容基準である年間 1 mSv より数桁分低くなる。しかし、「垂直断層シナリオ」に関しては、処分場を基準に想定される場所と距離に不確実性がある。不確実性についてはセクション 5.1.2 に説明する。ただし、線量は非常に低いため、ヒューロン湖などの環境と人間の健康への影響が有意となる可能性はないと考えられる。</p>
<p>3.1.2.4 垂直断層シナリオ</p> <p>「垂直断層シナリオ」では、未検出または現存する構造上の不連続のずれを示す透水性のある垂直断層が存在し、先カンブリア時代の岩盤から処分場近くの中深度にあるシルル紀の岩盤へ伝播するとすれば「どうなるか?」という仮説について考察する。このような断層は、地下深い低透水性の地圏を迂回する透水性の高い経路を生み出す可能性がある。この断層は処分場から北東へ 500 m の地点にあると仮定され、サイト調査プログラムで詳細に検討される範囲を超えている。これとは別に、処分場から南東 100 m の地点も検討されている。</p> <p>「垂直断層シナリオ」のピーク線量は年間 5×10^{-10} mSv となり、これは許容基準である年間 1 mSv より 9 桁分も低い。</p>	<p>(4.1.3 項を参照)</p>
<p>3.1.3 安全評価における保守性</p> <p>安全評価は、次ページの表 3.1-1 に示すように入力パラメータや DGR プロジェクトで対象となるシステムの変遷に不確実性がある場合は特に、安全側に立った仮定を多く使用する。</p>	<p>4.1.4 評価における不確実性</p> <p>他の安全評価の場合と同様に、不確実性は存在するものである。これらの不確実性は OPG 社によって特定され、許容可能な方法で考察された。不確実性の取り扱いについてはセクション 5.1 (不確実性の考察) に説明する。</p>
<p>3.1.4 数値モデルの信頼性</p> <p>長期セーフティケースに対する安全評価では、多くの数値モデルが使用された。そのモデルの高度化には差があるが、数値モデリングの結果の総合的信頼性は、以下に要約する数連の証拠から引き出すことができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同じシナリオを、代替の概念モデルと、モデル境界条件に関する代替の説明を用いて調査している ・ピアレビューされた会誌の論文、会議論文、書籍のなかの章で公開され、広く受け入れられているコードを使用している ・カナダ規格協会などの標準の概念/数学モデルを使用している ・サイト特性化プログラムから導出された入力データを使用している ・結果をフィールド及び研究室で得られたデータと比較している ・保守的な仮定とパラメータを使用している ・感度解析で、各パラメータで考えられる値域を調査し 	

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>ている</p> <ul style="list-style-type: none"> ・正式な品質保証 (QA) システムに基づいてモデルを開発し、中間及び最終段階においてピアレビューを実施している ・国際ベンチマーキング演習に参加し、標準シナリオ (既知のソリューションがあるシナリオ) で確認している ・結果に大きな安全裕度がある <p>これら数連の証拠を総合して、数値モデルとコードの信頼性を裏付けている。</p> <p>DGR プロジェクトで OPG が使用した長期セーフティケースに関連する主要な数値モデルを、その主要機能とともに、以下に列挙する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・3DGF_M—岩盤層序の概念的三次元 (3-D) モデル (“3DGF モデル” とも呼ばれる) ・FRAC3DVS-OPG— OPG QA が管理しているバージョンの FRAC3DVS コード。様々な飽和状態の多孔質媒体における密度依存フローと溶質移動を 3-D でシミュレーションする。DGR プロジェクトの安全性の解説に関連して浅い/中間/深い地点の地下水システムの長期的特性と挙動の知見を確立しテストする目的で、様々な規模で水理地質学的解析を実施するために使用される。 ・TOUGH2-MP—多孔質破碎媒体における多層多成分フローについて説明するための計算モデル。地下深い岩盤堆積物で観察される地層の負圧が低透水性の岩盤に不混和気相が存在することで説明できるとの仮説をテストするために使用される。 ・MIN3P—地下水中の移行/反応プロセスをシミュレーションするための数値有限体積モデル。天然環境トレーサーのプロファイルをモデル化するために使用される。 ・FLAC3D—地質工学、土木、石油及び鉱山工学における土壌、岩盤、構造応答と設計の高度な地質工学的解析のための、広く使用されている明示的な有限差分 3-D コード。立坑のシール及び EDZ の解析に使用された。 ・T2GGM—TOUGH2 と GGM の組み合わせ。TOUGH2 は二相 (気液) 流の業界標準数値コードで、GGM はガス発生量と水消費量を計算するための DGR プロジェクト固有のコードである。処分場内でのガスの発生と消費反応、ならびに岩盤内の実際の地中環境におけるガスと地下水のフローをモデル化するために使用される。 ・AMBER—コンパートメントのモデリング法に基づくコード。DGR プロジェクトによる閉鎖後の汚染物質の放出、軽減及び影響を計算するために使用される。 ・GMS—「氷河系モデル (Glacial Systems Model)」の略語。氷河事象の変遷を計算するために使用された。 ・UDECC—「普遍的で明白な要素コード (Universal Distinct Element Code)」の略語。DGR プロジェクトの定置室の空洞の長期安定性を解析するために使用さ 	

対比表 1 安全評価に係わる安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.1 節と 4.1 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>れた。</p> <ul style="list-style-type: none"> • ORIGEN-S は、改修廃棄物に含まれる放射性核種を一般的に 3 倍以内に、アクチニドはさらにはるかに正確に、そしてジルコニウム (Zr) とニオブ (Nb) は特定の照射履歴で 30%以内で計算する。 <p>これらのコードの大半 (FRAC3DVS、TOUGH2-MP、MIN3P、FLAC3D、AMBER、UDEC、ORIGEN-S) は、国際コミュニティで使用されている。その他の OPG 社が使用しているコード (FRAC3DVS-OPG、3DGFM、T2GGM、GMS) は、広範にピアレビューされたコードである。</p>	

(2) 対比表 2 地圏の属性と関連する安全論拠について

(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述の対応関係)

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>3.2 地圏の属性</p> <p>OPG 社は、地域のデータと地球科学的サイト特性化プログラム (GSCP) のレビューを通して、DGR プロジェクトのサイトは、長期セーフティケースを裏付けるための安全評価から導出されたものに追加的かつ補完的な論証を与える下記の有利な地圏特性を備えている、と結論付けた。この有利な地圏特性とは次の通りと確認されている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 地層に安定性、予測可能性、十分な厚みと横方向への拡がりがある 2. DGR プロジェクトの上下に十分な厚みの低透水性の岩盤がある 3. 母岩と帽岩における汚染物質の移行は主として拡散によるもの 4. サイトは地震活動が活発でない 5. 地下空洞に岩盤力学的安定性がある 6. 天然資源の見込みが低い 7. 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている <p>放射性廃棄物を計画中の DGR プロジェクト内に閉じ込めて隔離することを意図する堆積層は、3 つの明確な出来事があった約 5 億年から 3 億年前に、ミシガン盆地に 2 億年かけて堆積した。その堆積層に関して現存する地域の地質、地球化学、岩盤力学及び水理地質学の知見は、OPG 社が編集したものである。DGR プロジェクトを受け入れるのに有利な特性の存在に関して仮説を立てるために、その現存する地域のデータが使用された。また、仮説を確認し DGR プロジェクトの設計と安全評価に inputs する必要がある情報を得るために、GSCP が設計、実施された。</p>	<p>4.2 地圏の属性</p> <p>セクション 3.2 に記述の通り、OPG 社は提出書類のなかで、DGR プロジェクトのサイトは、長期セーフティケースを裏付けるために安全評価から導出されたものに追加的かつ補完的な論証を与える以下の有利な地圏特性を備えている、と結論付けた。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 地層に安定性、予測可能性、十分な厚みと横方向への拡がりがある。 2. プロジェクトの上下に十分な厚みの低透水性の岩盤がある 3. 母岩と帽岩における汚染物質の移行は主として拡散によるもの 4. サイトは地震活動が活発でない 5. 地下空洞の岩盤力学的安定性 6. 天然資源の見込みが低い 7. 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている <p>以降 7 つのセクションに、これらの地圏の特性に対する CNSC スタッフによる評価を示す。</p>
<p>3.2.1 地球科学的サイト特性調査プログラム</p> <p>地球科学的サイト特性調査プログラム (GSCP) は、掘削、試験、反射法地震探査によって地下を特性化する目的で実施された。地下の特性調査が表層から実施され、これまで大規模な発掘経験がないことを証明した。サイト特性調査において収集された地層科学データの大半は、地下深い 4 つの垂直ボアホール (DGR-1、DGR-2、DGR-3、DGR-4)、地下深く岩層を貫通した 2 つの傾斜ボアホール (DGR-5、DGR-6)、そしてサイトの地下 200 m までの浅い 3 つのボアホール (US-3、US-7、US-8) から得られた。US-8 を除いて、ボアホールから継続的にコアが採取され記録され、ボアホールの地球物理学的な検層が行われた。全てのボアホールでストラドルバックの油圧試験が実施された。垂直ボアホールにマルチレベル地下水監視システムを設置し長期の圧力監視と地下水サンプリングを可能にした。</p> <p>GSCP に関する統計資料の一部を下に示す:</p>	

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<ul style="list-style-type: none"> • 4,962 m のコアが掘削された • 3,804 m の連続コアが収集され検層が記録された • 6,276 m のボアホールの検層が地球物理学的に記録された • 2,425 m のボアホールを対象に、89 回のストラドルパッカーテストで詳細な油圧試験が実施された • フィールドでの岩盤力学的試験（点負荷試験、スレイク耐久性試験、P/S 波速度試験）が 707 のコアサンプルで実施された • 1,214 のサンプルが地質学、石油物理学 (petrophysical) 及び水理地球化学的試験によって検討された • 二次元反射法地震探査が 19.7 km にわたり実施された (サイト合計) 	
<p>3.2.2 地球科学的サイト特性調査プログラムの結果</p> <p>地球科学的サイト特性調査プログラム (GSCP) の結果は「記述的地圏サイトモデル (DGSM)」の報告書[36]に編集された。図 3.2-1 に、DGSM の一部結果 (DGR プロジェクトサイトにおける層序と水理地質の状況) を示す。これらの結果は、サイトの将来的状況を予測するため、地域の情報とともに地質学的に長いタイムスケールと最近の人間のタイムスケール両方で、サイトと地域両方の地層科学的特性の記録を取り入れたジオシンセシス・レポート[22]で使用された。要約すれば、OPG が提出した報告書では以下の地球科学的特性が考察された。</p>	
<p>3.2.2.1 地層の予測可能な形状と横方向への拡がり</p> <p>34 の明確に区別できる堆積岩の岩盤層、部層、ユニットがあり (先カンブリア時代の基盤岩と第四紀の上載岩は含まない)、それらはサイトで深さ 860 m 地点に達する。DGSM には、最長 1318 m にわたって「著しく」均一と書かれている。平均して、サイトでの単層の向きは、地域調査エリア (RSA) での向きに一致する (走向/傾斜が南西方向に 160° /0.6°)。</p>	<p>4.2.1 地層の安定性、予測可能性、縦方向と横方向への十分な拡がり</p> <p>安定性</p> <p>計画中の母岩で最後の大きな地殻変動が起きたと記録されているのは、約 2 億 5000 万年前である。</p> <p>地質の安定性は、長期の閉じ込めと隔離に信頼性を与える最も重要な属性の一つである。CNSC スタッフは以下に基づいて、サイトが地質学的に安定しているとの結論を裏付ける十分な証拠があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 最後の地殻変動プロセスは、アパラチア山地が出来上がった約 2 億 5000 万年前に終わった (図 2.1-1 参照)。最近の数百年の間における主要で活発な地質学的プロセスは、氷河作用に関係している。この間に約 9 回の氷期サイクルが起こり、それぞれ約 12 万年続く。古水理地質学的証拠により、500 m を超える深さにある温度・水理・力学・化学 (THMC) 領域はこれらのサイクルの影響をほとんど受けていないことが分かっている。500 m より深い岩層の THMC 安定性は、過去及び将来の氷河期サイクルの影響に関連して、CNSC の研究プログラム[11]を通して個別に実施された数学モデリングによって確認された。特に、その数学モデリングにより、氷河によって力学的負荷と動水勾配が大きくなっても、その深い太古からの地下水はそれよりも浅い地点の水から隔離された状態を維持し、数百メートル以上の深さにある岩盤は構造的に安定した状態を維持することが明らかとなっている。これらの所見は、OPG 社がサイトで実施した地球化学/岩盤力学的調

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
	<p>査によって確認されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サイトは地震活動が活発でないエリアにある。 ・ 深い地下水系は氷河による擾乱から隔離され、浅い地下水領域と混じり合う経験をしていないことから、深い地下水は太古のものであるとされる。 <p>予測可能性</p> <p>地域のボアホール情報からサイトの層序を予測できれば、地質相のほぼ水平方向の層形成が垂直断層によって相殺されていないことの信頼性がより裏付けられるであろう。3DGFМ は、RSA (35,000 km²) エリア内にある地層の横方向の連続性、深さ、厚さ及び構成における予測可能性を立証するために使用される実用的ツールである。このモデルには、これまでの石油の試掘井と採掘井からの情報、デジタルで利用できる母岩マップとオンタリオ州立地質調査所 (OGS) の公開ファイル報告書 6191 からの情報が取り込まれている。3 種類のモデル妥当性確認試験が実施された。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Sherman Fall 層と交差する井戸の 67% を使用して、その他の 33% を除外した地層面を作り、除外された井戸の実際のデータを試験で予測されたデータと比較して実施される統計的分析。実際のデータと予測されたデータ間のトレンドにより出された R² 乗値は 0.99 であった。 2. 掘削前に DGR-4 の地質を予測するために、ブライントテストが採用された。 3. 3DGFМ 建設後に掘削されたボアホール DGR-7 と DGR-8 に基づいて記録された層序がモデルと一致しており、モデルの正確さに関する追加情報となっている。 <p>セクション 5.1 で説明する通り、地域的規模での地質学的予測可能性に対する OPG 社の評価をめぐっては依然として不確実性と矛盾が存在するが、CNSC スタッフは、サイトの予測可能性に対する OPG 社の評価に同意するだけの十分な情報をもっている。ただし、この不確実性は、ヒューロン湖などの環境や人間の健康に著しい悪影響は与えないであろうとの結論を排除する性質のものではない。</p>
<p>3.2.2.2 岩石の品質</p> <p>デボン紀およびシルル紀後期の最上部の苦灰岩（地下 169 m までの深さ、図 3.2-1 参照）は中程度から高度に割れがあり、岩石品質指定 (RQD) の値は「劣悪」から「適正」となっている。地下深くのシルル紀の累層 (Salina G より下)、計画中の DGR プロジェクトを覆うオールドビス紀のユニット、オールドビス紀の母岩（コーバーク層）と母岩の下の石灰岩は割れがわずかで、RQD 値で「優れている」に匹敵すると言われている。</p>	
<p>3.2.2.3 地下水の特性化（浅い／中間／深い）</p> <p>OPG は、特性の類似性に基づいて、地下のプロファイルを 9 つの水理層序群へと概念化した。群ごとに、垂直方向と水平方向の透水性係数、比貯留率、全間隙率、動水勾配、垂直方向／水平方向の有効拡散係数、拡散間隙率、</p>	<p>4.2.2 DGR プロジェクトの上下にある十分な厚みの低透水性の岩盤</p> <p>計画中の処分場の層位地点、その上、その下には低透水性の岩盤層が複数あり、それがガスと地下水の移動を</p>

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>及び地下水／間隙水の主要イオン／同位体化学が、全ての水理層序ユニットに対して示された。この情報は、浅い地下水系が深い地下水系から隔離され、地質学的に長期にわたりその状態を維持すると予想されることを証明するべく、DGSM にまとめられている。</p> <p>ブルース原子力発電所サイト下の層序ユニットは水理地質システムに直接関係する。それらは、異なる化学と透水係数を特徴とする 3 つの明確に区別できる領域を形成している。一番浅いユニットにおける透水係数 (図 3.2-1 参照) は高いが、計画中の処分場の層位地点、その上とその下に位置するオルドビス紀の岩盤の透水係数は非常に低い。さらに、「帽岩」(オルドビス紀後期の層)と言われるもののすぐ上に位置する Salina 層の動水勾配は、垂直流を上回る水平流が支配的である。地下水と間隙水の化学はまちまちで、浅い領域では淡水だが、深くなるほど塩分が高くなる。ブルース原子力発電所サイト下の岩盤における間隙水によって維持されている地球化学的プロファイルは、数億年もの間いかなる擾乱にも耐えてきた太古の状態を反映していると考えられる。その中間帯は、その 2 つが混ざり合ったゾーンと解釈される。地下水領域の特質は下記の通り。</p> <p>浅い岩盤にある地下水層</p> <p>このゾーンには、デボン紀およびシルル紀後期の苦灰岩のシーケンスである Lucas, Amherstburg, Bois Blanc 及び Bass Islands の各層が含まれる。地下水流の向きは、ヒューロン湖沿岸の流出地点に向かって西方向である。</p> <p>中間の岩盤にある地下水層</p> <p>このゾーンには、苦灰岩と頁岩のシーケンスである Salina, Guelph, Goat Island, Gasport, Lions Head, Fossil Hill, Cabot Head 及び Manitoulin の各層が含まれる。これらの層は圧倒的に低透水性で、間隙水の移動は非常に遅く、物質の移行は難透水性ゆえに主として拡散によるものと考えられる。流れは低い動水勾配により制限されるが、Guelph と Salina の A1 Upper 炭酸塩は比較的透水性が高い。完全溶解固体物質 (TDS) は一般的に、このゾーンを通過して地下深くなるほど増える。</p> <p>深い岩盤にある地下水層</p> <p>このゾーンは、低透水性のオルドビス紀の頁岩と石灰岩、その下にあるカンブリア紀の砂岩、そして先カンブリア時代の花崗岩片麻岩に関係する。オルドビス紀の堆積岩内部では、間隙水の移動は非常に遅く、物質の移行は岩盤が難透水性ゆえに主として拡散によるものと考えられる。カンブリア紀の岩盤は比較的透水性が高いが、ここでも流れは低い動水勾配により制限される。計画中の処分場は、コーバーク層の泥質石灰岩内の地下約 680 m 付近の深い岩盤にある地下水層に立地される予定である。</p>	<p>制限するバリアに冗長性をもたせる。</p> <p>CNSC スタッフは、OPG 社がこの論拠を裏付ける十分な証拠を提示していると考ええる。フィールドパッカーテストによるデータの解釈は、母岩 (コーバーク石灰岩) の水平方向の透水係数が 10^{-14} m/s 程度で、水平方向の透水係数が同じ桁数の範囲にあるブルーマウンテン、ジョージア湾、クイーンズトン頁岩の各層に覆われていることを示唆している。シルル紀のいくつかの累層も、水平方向の透水係数が 10^{-13} m/s 程度である。オルドビス紀の母岩と帽岩層の低透水性は、地下水とガスの大量移動を制限し、汚染物質が移動する主なメカニズムが分子拡散であることも保証する。従って、主として拡散による移動の論拠は、この必然的結果である。低透水性の岩盤が複数の層存在することで、G-320 [5] で要求されている多重バリアの概念に従って、自然に存在するバリアという観点から冗長性が備わると考えられる。</p> <p>4.2.3 母岩とキャップロックにおける汚染物質の移行は主として拡散によるもの</p> <p>DGR プロジェクトの母岩とそれを覆うキャップロックを通過する汚染物質の移動は極めて速度が遅い。</p> <p>サイト特性化において測定された非常に低い透水係数と間隙率 (セクション 3.2.2 参照) は、汚染物質の移動速度が遅く、処分場を受け入れて取り囲むオルドビス紀の頁岩と石灰岩においては主に拡散によって制御されていることを示唆する。オルドビス紀の頁岩と石灰岩から採取したコアサンプルを用いて研究所で測定されたヨウ化物の有効拡散 (De) 係数は、頁岩では約 1×10^{-12} m²/s、石灰岩では 4×10^{-13} m²/s と低いことが確認された。DGR プロジェクトのコアに基づく透水係数、間隙率及び拡散データを、同等の泥質岩の 9 つの欧州の各サイトから成る国際的データセット [46] と比較した。DGR プロジェクトのコアの De 係数は、欧州のサイト特性化プログラムで得られた De 値より、全般的に低い。</p> <p>CNSC スタッフは、オルドビス紀及び隣接する層内の地下水に関するその組成と空間分布を含む水理地球化学的特性と同位体特性は、深い地下水領域が DGR プロジェクトの安全性立証に関連するタイムスケールにおいて主として拡散による状態を維持することを強く裏付けていると判断した。中程度から深い地下水系は、シルル紀 G ユニット (TDS 約 10,000 mg/L) で観察された硫酸カルシウム (CaSO₄) に富む汽水から、シルル紀 C ユニットからカンブリア紀のベース (地下 244.6~860.7m (mBGS)) へと、徐々に高濃度になる塩化ナトリウム (NaCl) タイプの (塩分に富む) 塩水まで遷移することを特徴とする。地域の水理地球化学的データとともに、地下水化学を解釈した結果、海水の蒸発によって塩が形成され、それがその後、水-岩石相互作用によって変化したことが明らかとなっている。深い地下水系のなかの高い塩分濃度 (200,000~400,000 mg/L TDS) そして累層の明確に区別できる化学組成と同位体特性は、長い滞留時間 (例えばその間隙水は何百万年もその系統に滞留していたこと) を示唆する。</p> <p>塩化物 (Cl) と臭化物 (Br) の間隙水濃度の深度プロ</p>

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について

(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)

OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
	<p>ファイルからも、プロファイルにかなりばらつきがあるものの、浅い地下水系と中間の地下水系間がほとんど、あるいは全く混ざり合っていないことがわかる (図 4.2-1 参照)。データのばらつきの原因の一つは、溶質濃度を推定するために用いる手順によりもたらされる不確実性である (セクション 5.2 の「不確実性の考察」を参照)。しかし、深度プロファイルのトレンドは他の溶質と、特に水の活量の深度プロファイルと一致する (相対湿度として直接測定されるため、測定の不確実性がかなり低い)。加えて、間隙水の質量を推定する際の不確実性が相殺されることから、不確実性が小さくなる Cl/Br 比のプロファイルも、浅い地下水系と中間の地下水系間がほとんど、あるいは全く混ざり合っていないことを裏付ける補強な証拠となる。</p> <p>泥質 (粘土質) 岩層に含まれる天然トレーサーのプロファイル (塩化物、臭化物、酸素と水素の安定同位体など) は、移行特性が制限される大規模で長期的な自然実験と考えられる。OPG 社は、^{18}O と塩分の自然環境トレーサーのプロファイルを、初期/境界条件を制約する目的でサイト固有の古水理地質情報を用いてモデル化した。オルドビス紀の頁岩の下における Cl と Br の濃度低下、^{18}O の枯渇、そして ^2H の若干の濃縮は、その上にある塩分の高い間隙水が 3 億年かけて下方向へと拡散した結果であると説明できる。CNSC の委嘱によりクイーンズ大学が実施した独自のモデリングで、サイトと研究室両方の測定値、その領域の初期条件、そして最上部とその下のバウンダリにおける一定の境界濃度を含む OPG 社の入力パラメータが、観察される天然トレーサーの分布 [9] について適切に物語っていると考えられる。暫定的な結果によると、その領域の上下各部分における溶質移動は、移流成分を取り入れることにより一層説明しやすくなるのが分かる。このため、これらの堆積岩層でこれまで発生した流体侵入の時期にさらなる信頼性を持たせる目的で、現在、CNSC の委託による研究をクイーンズ大学が実施している。これと同じような研究は、現在 NWMO も実施している。</p> <p>地下水とコアから採取した CH_4、CO_2 及びヘリウム (He) のガス特性は、拡散が移行の主流となっている停滞域の存在をさらに裏付ける。オルドビス紀後期の頁岩中の生物起源 CH_4 とオルドビス紀中期の炭酸塩中の熱分解 CH_4 との分離、そしてオルドビス紀後期の頁岩とオルドビス紀中期の炭酸塩とで $^3\text{He}/^4\text{He}$ 比が異なる He の分離は、移流による混合が発生しておらず、拡散による移行速度が極めて遅いことを示唆する。</p> <p>従って、地下水に含まれる低溶存酸素と第一鉄とともに、コアに硫化鉱物と有機炭素 (主に CH_4) が存在していることは、長期にわたって還元状態が続いてきた証拠である。現時点で、地下深くの地球化学的条件は還元状態にあり、酸素を含む地下水が損傷を受けていない地圏を貫通して処分場の深度にまで達したことはないとの結論に反論できる証拠は存在しない。</p> <p>低透水性、高濃度停滞地下水/間隙水、同位体プロファイル、拡散測定値、滞留時間の計算はすべて、移流の存在しない拡散を主流とするシステムであり、過去の</p>

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
	氷河作用による負荷と除荷による擾乱も経験していないことを示唆している。
	<p>4.2.4 プロジェクトサイトは地震活動が活発でない</p> <p>DGR プロジェクトはこれまでもこれからも、大地震を経験するとは予想されない。</p> <p>地震ハザード評価報告書[26]は、DGR プロジェクトにおける確率論的地震ハザード評価を示し、ブルース原子力発電所サイトの地殻変動（構造の）安定性評価に寄与する。DGR プロジェクトの設計/供用寿命の間に発生する可能性のある地震動について評価した。</p> <p>この評価では、以下に示す地域/地元の震源域について考察した:</p> <p>地域の震源域:</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ グレンビル ・ セントラル・クラトン ・ セントローレンス地溝 ・ Iapetan 地溝周縁 ・ 拡張された大陸地殻 ・ アパラチア山地北部 ・ グレートメンター・ホットスポット <p>地元の震源域:</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ グレンビル前部構造帯 ・ ジョージア湾線形ゾーン ・ ナイアガラ-ピッカリング線形ゾーン ・ ウィルソンポート・ホームリニアメント ・ ハミルトン・プレスキル・リニアメント ・ クラレンドン・リンデン断層システム ・ ミシサガ磁区 (magnetic domain) <p>CNSC スタッフは、計画中のサイトは地震活動が活発でない場所にあり、DGR プロジェクトの安全に何らかの影響を与え得る地震活動の発生確率が極めて低いことに同意する。</p>
<p>3.2.2.4 岩盤力学的特性</p> <p>OPG 社は、類似する岩盤特性に基づいて、層序を 5 つの層に分類した。岩石物質の岩盤力学的特性は、損傷を受けていないボーリングコアを試験して決定された。測定の対象となった特性は、短長期の一軸圧縮強度、三軸圧縮強度、間接引張強度、直接せん断強度、スレーキング耐性、自由膨張挙動、摩損性、弾性特性（弾性/せん断係数、ポアソン比）など。決定された岩盤の岩盤力学的特性は、動的弾性/せん断係数、RQD、自然破壊頻度、及びバルクロック特性などである。この岩盤力学的特性化の結果、計画中の DGR プロジェクトサイトの岩質はその地域の同じ岩盤で推測されていたより優良であることが判明した（これまでのボーリングコアに基づいて）。ブルース原子力発電所サイトの岩盤の質は安定した地下空洞の建設を可能にし、その状態は施設の操業期間中もずっと維持され、また、閉鎖後に EDZ が頁岩の「帽岩」内へと変遷しないことも確実であろう。</p>	<p>4.2.5 地下空洞の岩盤力学的安定性</p> <p>DGR プロジェクトの母岩は適格であり、掘削によるダメージも短期的には小さく、長期的にも上を覆うキャップブロックにまでは達しないと考えられる。</p> <p>計画中の処分場はコーバーク石灰岩に建設が予定されている。コーバークの一軸圧縮強度は平均 110 メガパスカル (MPa) になると研究室で判断された。これだけの強度があれば、OPG 社のモデリングで予測され、CNSC 独自の研究プログラム[12]でも確認されている通り、ギャラリーと立坑の掘削による短期的ダメージは軽微であるはずである。ただし、長期的には、岩盤の強度は低下するであろう。</p> <p>硬くて脆い岩盤の場合、長期にわたる強度低下は、亀裂や微小亀裂 (cracks and microcracks) が発生して進展することが原因だと一般的に認識されている。これらの亀裂は、亀裂発生応力とも呼ばれる岩盤のピーク強度の 30~40% にほぼ等しい応力で発生し始める。応力が亀裂発生応力を超えると亀裂が進展し始め、ピーク強度の約</p>

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
	<p>60～70 %で亀裂の進展が不安定になり、破損に至る。</p> <p>OPG 社は、その根拠である岩盤力学的評価において、長期的強度は亀裂発生強度（例えば研究室でのピーク強度の 30～40 %）に等しいと仮定した。CNSC スタッフは、その仮定が保守的であると判断した。バウンディング値がこのように低くても、最初は掘削によって、その後 100 万年の間に複数回の氷河期サイクルと 100 万年に一度の地震事象を経験した後、処分場で発生するガス圧によって引き起こされるダメージが、その上を覆う頁岩のキャップロックまでは達さないことが、OPG 社の計算で証明された。さらに、安全評価では、閉鎖直後に処分場内へ 8 m の落石が発生し、EDZ が部屋周辺と立坑全長にわたり周囲半径分で 8 m 拡張されると仮定している。</p> <p>こうした保守的な仮定でさえ、「通常の変遷シナリオ」における線量は許容基準より何桁分も低くなり、CNSC スタッフも許可可能と判断する。しかし、CNSC スタッフは、原位置応力の大きさと方向に関して、そして、一部の時間依存の強度特性に関しては不確実性を確認しており、地層科学的検証プログラムにより建設時に解決を図る必要があるだろう。これらの不確実性については、セクション 5.1.2.2.で詳細に考察する。</p>
	<p>4.2.6 天然資源の見込みが低い</p> <p>OPG 社が記述している通り、DGR プロジェクトで天然資源の見込みが低いことから、将来的な人間侵入の確率が大幅に低減すると考えられる。</p> <p>この属性は、将来の侵入リスクを最小限化することにより、長期セーフティケースの隔離要素をサポートする。調査対象エリアで特に関心のある岩盤内に存在している天然資源の候補はおそらく 2 つある。調査対象エリアにおけるその将来性を見込みについては、人間侵入のリスクにもなるため、評価する必要がある。この 2 つの候補とは、MVT（ミシシッピバレー型）鉱化作用（炭酸塩内の鉛垂鉛鉱床）と炭化水素ポテンシャルである。</p> <p>炭化水素資源ポテンシャルの定量化を求める情報請求（IR）に対し、OPG 社は、要求・提案されているような統計的検証は可能ではなく意味もなく、従来からの取り組み原則で炭化水素ポテンシャルを評価することはできない、と回答した。現状の知見に基づいて、ブルース原子力発電所サイトに商業利用できる（現在価値で）炭化水素の蓄積は存在しないという OPG 社の主張を、CNSC スタッフも許容可能とみなす。</p> <p>将来世代の炭化水素の探査による意図的でない侵入の可能性に完全に対応することは難しい。例えば、破碎技術など最近の技術開発によって、もし利益追求のために取り出すことができれば、資源は経済価値が高まる可能性があることが明らかとなっている。短期的には制度的管理（土地使用区分など）によってこの種の擾乱が防止される可能性は高いが、このような管理が数百年後にどうなっているか、存続しているか、予測は困難である。</p> <p>「人間侵入シナリオ」は意図的でない侵入の影響について計算し、そのリスクレベルは許容範囲であると示唆し、OPG 社はこの属性について地質学的観点から定性的には記述しているが、定量的な評価は示していない。炭</p>

対比表 2 地圏の特性と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.2 節と 4.2 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
	<p>化水素資源の定量化は将来、変わりゆく技術に基づいて、課題として浮上するであろう。石油やガスの探査によって将来侵入が発生するかもしれないリスクを解析する準備を整えておくことは、既に提示されている定性的知見を裏付けるとともに、計画中の処分場のセーフティケースに信頼性を付与することになる。</p> <p>CNSC スタッフは、現時点においてこの属性について提示されている情報量は十分であると考えます。</p>
	<p>4.2.7 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている</p> <p>深い地下水系（処分場の層位の上下）は過去数百年間、浅い地下水から隔離された状態を維持してきたため、これから数百年間も同じような状態を維持すると予測される</p> <p>CNSC スタッフは、浅い地下水層に比べて、DGR プロジェクト周辺の母岩は難透水性であり、汚染物質の処分場からの移行は主として拡散によるものという OPG 社の評価に同意する。下の図（図 4.2-2）に、簡素化された基準ケースで OPG 社が計算した移流地下水の流速を示す。それによると、浅い地下水層の真下で計算された地下水流速は 1 年で約 0.001 mm（事実上ゼロ）となっている。従って、浅い地下水を深い地下水から隔離してきたのは、実際にこのゾーンである。</p> <p>OPG 社による地下水と溶質移行の結果に関する 3-D 数値モデルは、処分場の層位から表層までの平均寿命（MLE）が一般的に数百年より長いことを示唆した。MLE とは、移流と分散による移行プロセス両方を考慮した上で、地下水系の特定の位置にある水粒子が潜在的な流出地点に到達するのに要する時間である。この結果はさらに、オルドビス紀の岩盤においては拡散が主たる移行メカニズムである証拠となる。</p>

(3) 対比表 3 処分場の設計と属性に関連する安全論拠について

(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.3 節と 4.3 節の記述の対応関係)

対比表 3 処分場の設計と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 3.3 節と 4.3 節の記述)	
OPG 社が提出した PSR に対する CNSC の整理	CNSC による PSR のレビュー
<p>3.3 処分場システムの設計と属性</p> <p>3.3.1 処分場の設計</p> <p>処分場は、実証された建設技術を用いて、泥質石灰岩の地下 680 m に開発される計画である。定置空間は、建設時に周辺岩盤への応力成長を最小限にする方法で、原位置応力の方向を基準に方向が決定される 2 枚のパネルのなかに設けられる。この処分場に処分される廃棄物は、OPG 社が所有するカナダ型重水炉 (CANDU) の原子力プラントで発生する低・中レベル放射性廃棄物である。定置空間と立坑は、既知で実証済の採掘技術を用いて建設される。</p> <p>定置空間は、アクセスドアと換気制御を備えた壁によって、排気換気トンネルと分離される。定置空間への立ち入りは、その空間が廃棄物で満杯になった後、空間と立入トンネルの間に部分壁を建設して、必要に応じて制限できる。発生するガス圧の影響を最小限にするため、定置空間は完全には密閉されず、埋戻しもされない。パネルは、ある程度の圧力に耐えるよう設計された壁によって主アクセストンネル及び換気トンネルから閉鎖される。放射性核種の長期閉じ込め機能は、多数の層から成る低透水性の岩盤と立坑シールによってもたらされる。</p>	<p>4.3 処分場システムの設計と属性</p> <p>CNSC スタッフは、総合的に OPG 社は、廃棄物インベントリ、設計機能及び建設技術に関連する安全性論証を適切に提示したと判断する。</p>
<p>3.3.2 廃棄物インベントリ</p> <p>計画されている定置総量は、OPG 社が所有する原子炉の運転と改修で発生する低・中レベル放射性廃棄物パッケージ約 200,000 m³となる。これは、170,000 m³の放射性廃棄物を収容したコンテナ約 53,000 体に相当する。定置される廃棄物の約 84 %が低レベル廃棄物である。</p> <p>低・中レベル放射性廃棄物に含まれる総放射性核種インベントリは、処分場閉鎖時点(2062年の予定)で17,000 テラベクレル (TBq) と推定される。この総量のほとんどが、リチウム、炭素 14、コバルト 60、ニオブ 94、ニッケル 63 による。</p> <p>放射性核種インベントリに関連してある程度の不確実性はあるが、OPG 社は、将来のどの時点においても放射線量基準を超えることはないことが評価で合理的に保証されていると述べている。この結論は、不確実性を適切に考慮に入れた多くの保守性に基づいている。放射性核種インベントリの不確実性は、「通常の変遷シナリオ」評価時に廃棄物が 10 倍増加した場合の潜在的影響を評価することによって、別途考慮される。不確実性については、本 PMD のセクション 5.1.2.3 で考察する。</p>	<p>4.3.1 放射性廃棄物インベントリ (ソースターム)</p> <p>低・中レベル放射性廃棄物の予想インベントリを 680mBGS に計画中の DGR プロジェクトに定置しても、「通常の変遷シナリオ」で推定線量が軽微であるように、人間とヒューロン湖などの環境には安全であると評価された。「過酷な立坑シール損傷シナリオ」と「人間侵入シナリオ」では、予測されるピーク線量は年間 1 mSv 程度と考えられる。極端な「立坑損傷のシナリオ」では、ピーク線量は年間 80 mSv に達する。しかしながら、既往の通り、これらのバリエーションに関連する確率はきわめて低いと考えられる。処分場の深度と岩層の有利な特性によって高い安全裕度が保たれる結果、そして立坑シールが期待通り機能すると仮定した場合、長期安全性に重要な放射性核種の特性化における不確実性は無視できる程度である。</p> <p>CNSC の規制方針 P-290[4]に従い、放射性廃棄物の管理は人と環境の健全性と安全性に対する放射線、化学及び生物学的ハザードに見合ったものとなっており、現在及び将来の世代を放射性廃棄物の危険性による不当なリスクから護るために必要な対策が合理的に実行可能な限り速やかに策定され、出資され、実施される。これらの政策綱領を念頭に置き、CNSC スタッフは、OPG 社による放射性廃棄物の特性評価の取り組みは、EIS 及び予備的セーフティケースを目指し、十分かつ適切な範囲を対象にしていると判断する。CNSC スタッフは、廃棄物のインベントリと特性評価における一切の不確実性は、地圏、処分場の設計、計画されている深度によって補償されると結論付ける。今後 OPG 社が操業許可を申請する場合は、CNSC スタッフは、年月の経過と新規廃棄物の発生に合わせて、更新された長期セーフティケースに向</p>

対比表3 処分場の設計と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の3.3節と4.3節の記述)	
OPG社が提出したPSRに対するCNSCの整理	CNSCによるPSRのレビュー
	<p>け改訂された特性評価プログラムを要求するであろう。</p> <p>OPG社は、ウェスタン廃棄物管理施設(WWMF)に貯蔵されているコンテナ内の放射性核種を直接測定する回数が少ないため、作業員の被ばく量は抑えられるはずだと指摘した。CNSCスタッフは、OPG社の現在の廃棄物特性評価プログラム[47]を評価するため、独立した専門家と委託契約を交わした。この独立したコンサルタントは、廃棄物特性評価の取り組みは、他の諸国で行われている慣行に比べると平均に達していないと結論付けた。他の諸国では廃棄物は原子力発電所ごとに特性評価されている、というのがコンサルタントの見解であった。ウェスタン廃棄物管理施設(WWMF)に現在貯蔵されている廃棄物は、OPG社所有の原子炉全20基からのものであり、特性が類似していると仮定されているが、それについて適切な測定プログラムによる検証はまだ行われていない。</p> <p>OPG社は、独自の廃棄物特性評価プログラムを継続して、インベントリをP-290及び国際基準に合致させることを確約した。PMD 13-P1.3のセクション2.6.3に記述の通り、CNSCスタッフは、廃棄物がDGRプロジェクトに定置される前に、さらに詳細な廃棄物特性評価を実施するよう勧告した(勧告#2)。</p> <p>CNSCスタッフは、OPG社の廃棄物特性評価プログラムが国際的なベストプラクティスに沿うよう、放射性インベントリに関してもさらに詳細な廃棄物特性評価を勧告する。しかし、長期安全評価には、廃棄物インベントリの不確実性が原因で人間やヒューロン湖などの環境に著しい悪影響を与える結果となる可能性は低いとCNSCスタッフが結論付けるだけの十分な保守性はある。</p>
<p>3.3.3 処分場の設計と特性に関する事業提案者の結論</p> <p>上述の処分場の設計と特性に基づいて、OPG社は以下の安全論拠を示している。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 処分場は地下680mの名目深さに立地される。 <ul style="list-style-type: none"> ○国際的には、これほどの深さはたいへい、高レベル廃棄物処分に関連する深さである。低・中レベル放射性廃棄物には、これよりもかなり浅い深度が検討される。 2. 閉鎖時の廃棄物の放射能は、サスカチュワン州のマッカーサー川ウラン鉱山で取り出されている既知の高品位鉱体の自然放射能より低く、放射能は減衰によってさらに低減する。 3. 発生するガス圧は上載岩圧の応力より低く静水圧よりもおそらく低くなる。 <ul style="list-style-type: none"> ○これにより、ガスの移行が長期的にきわめて遅いペースで、主として拡散プロセスによって発生することが確かになる。 4. 処分場は100年以内に完全に飽和する可能性は低い。 <ul style="list-style-type: none"> ○従って、廃棄物から放射性核種を溶解するのに必要な水の利用可能性は制限される。 	<p>4.3.2 処分場の深度</p> <p>CNSCスタッフは、680mという処分場の名目深さが将来の人間侵入の確率を著しく下げて隔離に寄与する主要因であることに同意する。加えて、その深度は結果的に約18MPaの上載岩圧をもたらす、これは処分場の寿命期間通して発生すると予測されるガス圧より高い。これで、処分場の層位内の潜在的ガス圧による損傷は制限され、上部のキャップロックへの進展も最小限化されると考えられる。</p> <p>4.3.3 実証された建設技術</p> <p>実証された建設技術を採用するには、立坑掘削が必要となる。産業界の経験により、適切に設計し管理された削岩と発破掘削は母岩へのダメージ(余掘や過度のEDZ)を最小限に抑えられることが実証された。立坑に沿ったEDZは、地下水流と汚染物質移行の潜在的優先流路となる。このEDZは、適切な削岩/発破設計、例えば適切な爆薬、正しい原単位、適正なボーリング孔の構成、爆発及び発破孔の点火遅延シーケンスを使用することにより最小限化される。EDZが最小限になると、この区域に沿って地下水流と汚染物質が移行するリスクが低下</p>

対比表3 処分場の設計と関連する安全論拠について (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の3.3節と4.3節の記述)	
OPG社が提出したPSRに対するCNSCの整理	CNSCによるPSRのレビュー
<p>5. 建設工事や将来の摂動(パータベーション)による岩盤力学的ダメージは、頁岩のキャップロックにまで拡大することはない。</p> <p>6. 立坑シールは主に、化学的に安定した材料(ベントナイト/砂)で構成される。</p> <p>7. 立坑シールは、EDZに沿った透水性の高い地層における潜在的な流れを最小限にするよう設計され建設される。</p> <p>8. 母岩の損傷を最小限にするため、実証済みの建設技術が採用される。</p>	<p>し、DGRプロジェクトの長期安全性は高まると考えられる。しかし、同プロジェクトの現段階において、詳細な削岩/発破設計はまだ開発されていない。</p> <p>OPG社によって示された最新情報は、EIS及びLPSCいずれの申請にも適している。CNSCスタッフは今後、掘削に使用される技術が母岩に過度のダメージを与えないことを確認するため、詳細に管理された削岩/発破設計の適切性についてレビューする。</p> <p>4.3.5 立坑のシール</p> <p>立坑のシールは、EDZに沿う区域と高透水性の累層における潜在的フローを最小限にするよう設計され建設される。立坑のカラムが周辺の低透水性母岩に対して完全に密閉されるよう、立坑の支持構造物とコンクリートライナー、損傷の激しい岩は、閉鎖時に除去される。立坑のシールは、様々に異なる材料を用いて多重のバリア層を備える設計となっている。コンクリート隔壁は特定の場所を対象に設計され、周辺の母岩に固定され、その上の材料を構造的に支えて、EDZに沿う区域と高透水性の累層における潜在的フローを最小限にする。主なシール材(主としてベントナイト)は地球化学的に安定しているため、その長期劣化の可能性は低下する。CNSCスタッフは、EIS及びLPSCを審査する目的でこの評価に満足している。</p>
	<p>4.3.4 処分場の各部屋は埋戻されない</p> <p>DGRプロジェクトの処分場の各部屋は、埋戻されない設計となっている。埋戻しをしない利点は、作業員の被ばく線量が下がる、操業中の回収可能性が上がる、ガス用空間が増えることで閉鎖後期間のガス圧が下がることである。理論的には、DGR処分場の各部屋が埋戻されれば、操業時に処分場を構造的に支え、短期的及び閉鎖後の段階において処分場の安定性を高めると考えられる。しかし、岩盤は強く、処分場は操業期間に埋戻ししなくても安定すると考えられる。さらに、廃棄物の劣化と減衰により、埋戻ししても処分場を構造的に長期間支えることはできない。OPG社の評価は長期の間に処分場のダメージが上を覆う頁岩のキャップロックにまで達することはないと示唆しており、CNSCスタッフはこの評価に同意する。</p>
	<p>4.3.6 設計の適用</p> <p>処分の安全要件を満たすために、適応設計アプローチが維持される。処分場建設時に地球科学的検証計画書(Geoscientific Verification Plan) [48]を通して、処分場操業時には新規/継続監視プログラムを通してさらに詳細な情報が収集されれば、DGRプロジェクトの設計とセーフティケースが更新され、長期安全性の不確実性は低下する。</p>
	<p>4.3.7 マネジメントシステム</p> <p>設計/建設管理システムは、DGRプロジェクトが設計通り建設されていることを確実にする適切なQA/QCプログラムを運用するための規制要件である。</p>

2.4.2 CNSC の安全論拠と OPG 社の安全論拠の関係

OPG 社が予備的安全報告書 (PSR) において採用した安全論拠の提示方法は、表 1.3-2 及び添付資料 1 に整理したように、DGR の全体的な安全目標「環境または人々の健康および安全に非合理的なリスクを呈することなく、低レベルおよび中レベル放射性廃棄物の安全な長期管理を提供すること」を立証するための 4 つの条件 (立証趣旨) と対応させて、第 14 章において計 22 項目の安全論拠の要約 (summary of arguments) を提示する格好であった (表 1.3-2 を参照)。詳細な証拠 (エビデンス) は「PSR 全体で提示」されるとしていた (PSR 1.6)。以下では、簡単のために「OPG 社が PSR において提示した安全論拠 (の要約)」を「OPG 社の安全論拠」と言う。

これに対して、CNSC スタッフによる長期セーフティケースのレビュー結果を説明する技術情報文書『PMD 13-P1.3A』では、CNSC は安全論拠を 3 クラス (①安全評価、②地圏の属性、③処分場システムの設計と属性) に分類して計 19 項目に整理している (表 2.4-2 を参照)。以下では、簡単のために「CNSC スタッフが整理した安全論拠」を「CNSC の安全論拠」と言う。

なお、PSR には処分場の閉鎖前安全評価 (PSR 7 章) が含まれているものの、『PMD 13-P1.3A』では閉鎖前 (操業中) の安全に関しては議論の主な対象とされていない旨を指摘しておく。閉鎖前の安全に関しては、『PMD 13-P1.3A』の関連文書である『PMD 13-P1.2, OPG-DGR プロジェクトのサイト準備と建設』³の「4. 安全と監督エリア (SACs) の一般アセスメント」や、『PMD 13-P1.3, OPG-DGR プロジェクトの環境影響評価書』⁴の「2.19 故障、事故及び悪意ある行為」等においてレビューが行われている。

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』では、「OPG 社の安全論拠」と「CNSC の安全論拠」の対応関係に関する説明は明示的に記述されていない。このため、本調査では、安全論拠の内容や表現の類似性を分析することによって双方の安全論拠の対応関係の整理を試みた。なお、「CNSC の安全論拠」と対応する「OPG 社の安全論拠 (の要約)」が見つからない場合には、PSR 全体から対応する記述を探すようにした。整理結果を表 2.4-3 に示す。

1) CNSC の安全論拠の一部 (①-4、③-5、③-7) は、OPG 社の安全論拠と直接対応するものがないが、PSR 内に関係する記述が見つかる。CNSC が安全論拠の一つとして「数値モデルの信頼性」を取り上げている点に注目される。

- ①-4. 数値モデルの信頼性を構築するために体系的手順を使用した。
- ③-5. 建設工事や将来の摂動 (perturbations) による岩盤力学的ダメージは、頁岩のキャップロックにまで拡大することはない。
- ③-7. 立坑シールは、掘削影響領域 (EDZ) に沿った透水性の高い地層における潜在的な流れを最小限にするよう設計され建設される。

2) 以下に示す OPG 社の安全論拠は、CNSC の安全論拠では取り上げられていなかった。

[1. 地層処分場は長期の隔離と閉じ込めを提供する]

- 1-7 処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される
- 1-11 耐食性のある中レベル廃棄物の劣化は極めて緩慢である

[2. 地層処分場の閉鎖前及び閉鎖後の安全基準を満たしている]

- 2-1 処分場閉鎖前の期間（操業期間）における人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る
- 2-2 通常変遷シナリオでは、人間及び生物相への将来影響（閉鎖後）は有意ではない

[3. 地層処分場システムは頑健である]

- 3-1 地質は頑健である
- 3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される

[4. 地層処分場を安全に建設し、操業し、廃止措置することは可能である]

- 4-1 母岩の強度と力学的特性は、地下施設の建設及び操業に好ましい
- 4-3 地層処分場に類似した施設での力強い操業経験記録がある
- 4-4 （廃棄物の）定置活動を安全に実施する上で、十分に確立された操業プログラムと統括体制がある

OPG 社は「安全目標への合致条件」として「2. 地層処分場の閉鎖前及び閉鎖後の安全基準を満たしている」を設定しており、それに対応する安全論拠を 2 つ提示していたが、これらはいずれも CNSC の安全論拠では取り上げられていない。このことは、CNSC の規制機関の立場としては、セーフティケースを裏付ける論拠として「安全基準を満たしている」ことを使用するのに適当ではないと考えているように推察される。

また、OPG 社が提示した論拠 4-4 について、CNSC は『PMD 13-P1.3A』のセクション 4.3.7 [マネジメントシステム] において、「設計／建設管理システムは、DGR プロジェクトが設計通り建設されていることを確実にする適切な QA/QC プログラムを運用するための規制要件である」と指摘している。CNSC の規制機関としての立場としては、規制要件の遵守自体を安全論拠として使用することを避けているように推察される。

表 2.4-3 レビュー文書 (PMD 13-P1.3A) で整理された安全論拠

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理 (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)	PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係 (表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)
<p>3.1 安全評価</p> <p>CNSC スタッフが「OPG 社が提示した」と述べている安全論拠</p> <p>①-1. 「通常変遷シナリオ」では大きな安全裕度がある。 …計算による人間及び人間以外の生物相への閉鎖後の影響は取るに足らない。</p> <p>①-2. DGR システムは破壊的事象に対しても頑健である。 …破壊的シナリオ (人間侵入、立坑損傷、処分場から様々な距離において未検出/再活性化する断層帯、密閉度の低いポアホール) による影響を計算した結果、リスクは許容範囲内である。</p>	<p>3-5: 安全評価に大きな裕度がある。</p> <p>①すべての通常変遷シナリオケースの計算上の線量は、線量基準を何桁も下回る。ピーク線量は数十万年から数百万年の間生じない。</p> <p>②不確実性は広い範囲の計算ケースによって対処されている。その結果の線量影響は、線量基準より桁違いに低いままである。</p> <p>3-2: 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい。</p> <p><u>人間侵入シナリオ</u></p> <p>①将来ボーリング孔が不注意で処分場内へと掘削され、処分場から気体や物質が地表へ流出し、適切に閉じ込められなかった (一般的な慣行と矛盾して) 場合、計算上の線量は、掘削作業員が約 1mSv、汚染されたサイトで将来農耕する人が約 1mSv/年になる。これらは自然バックグラウンド放射線量率に近い。何ら影響は予想されない。しかしながら、このシナリオの発生確率は低く、またこのシナリオは DGR リスク基準を満たしている。</p> <p><u>立坑シールの重大な損傷</u></p> <p>③立坑シール全体が設計値 (つまり透水係数が約 10^{-9}m/s) より 2~3 桁、想定外に損傷した場合、処分場立坑の上に住む人の計算上の線量は約 1mSv/年に達すると考えられるが、これは許容可能な公衆線量基準である。</p> <p><u>垂直断層</u></p> <p>⑦仮に処分場から 100m の場所に垂直断層が存在した場合、処分場サイトもしくはその周辺に住む人への計算上のピーク線量は非常に小さく、公衆線量基準の 1mSv/年より数桁少ない。</p> <p><u>シーリングが不十分なボーリング孔</u></p> <p>⑥処分場周辺でサイト特性調査のために行われた深層ボーリング孔が適切にシーリングされていない場合、処分場サイトに住む人の計算上のピーク線量は非常に小さく、公衆線量基準の 1mSv/年より数桁少ない。</p>

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理 (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)	PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係 (表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)
<p>①-3. 安全評価では安全側に立った保守的な仮定を採用している。 …安全評価では、入力パラメータや DGR プロジェクトで対象となるシステムの変遷において、多数の保守的な仮定が採用されている。</p>	<p>3-5：安全評価に大きな裕度がある。 ③安全評価モデルは以下のような幅広い保守性を含んでいる：</p> <ul style="list-style-type: none"> a. コンテナは、汚染物質の放出に対するいかなるバリアも提供しない b. 廃棄物が水に接触すると即時に大半の放射性核種が放出される c. 水がほぼない場合でもトリチウムと C-14 は気体として放出される d. 化学反応による水の消費は、処分場の水の収支には含まない e. 溶解度と収着は無視されるか、保守的な値が想定されている f. 廃棄物が完全に劣化し、最大量の気体が発生する g. 立坑 EDZ は、地質力学モデリングによって算出された立坑 EDZ の最大面積に基づく h. EDZ は、クリーブや沈殿のプロセスによる経時的な自己シールはない i. カンブリア紀の過圧は計算を通して一定とする一方、多くの計算ではオルドビス紀が被る圧力は無視する j. ゲルフおよびサライナ A1 上部炭酸塩層には水平方向の地下水流はない k. 自給自足の農家が処分場の真上に住んでおり、処分場の下流に位置する地下水の井戸から水を引いている l. - 閉鎖時には破損や劣化が発生する。例：落盤、コンテナの破損、コンクリートの劣化、立坑シールの劣化
<p>①-4. 数値モデルの信頼性を構築するために体系的手順を使用した。 …安全評価は、汚染物質の放出、地圏での移行、生物圏での分散、人体 (receptor) への影響の原因となるメカニズムについて説明する数学モデルで立てられた方程式を数値的に解く一連のコンピュータコードを用いて実施された。これらのメカニズムは、処分場システム (廃棄物、処分場の設計、母岩を含む) の初期特性だけでなく、評価の時間枠におけるそれらの変遷にも左右される。</p>	<p>PSR にて OPG 社が提示した安全論拠には直接対応する記述は見られないが、PSR 中の下記の箇所の記述等が対応するものと考えられる。</p> <p>PSR セクション 8.2： 評価アプローチ 安全評価は系統立った方法により、また CNSC ガイダンス (CNSC06a の第 7.0 章) 及び国際的な良好事例に適合した形で行われており、(略)</p> <p>以下の部分において、これらのステップに関する記述を次に示す作業ごとに行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 評価の背景状況を定義し、高水準の仮定及び制約の文書化を行う。その例として特に、規制要件及び評価のタイムフレームが挙げられる (セクション 8.3)。 2. システムに関する記述を、閉鎖後安全性にかかわる廃棄物、処分場、地質学的条件及び地表環境に関する現時点で得られている情報を用いて行う (セクション 8.4)。 3. 将来起こりうる一連の変遷 (シナリオ) を系統立った方法によって確認する。

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理
(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)

PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係
(表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)

- その範囲は、発生が見込まれるもの(「予想される」もの)から、発生の見込みがきわめて低いもの(「What-If」)までとなる(セクション 8.5)。
4. これらのシナリオに関する概念モデル及び数学モデルの開発を行う(セクション 8.6 では通常変遷シナリオに関するものを、セクション 8.7 では破壊的シナリオに関するものを取り扱う)。
 5. これらのシナリオの解析を行った上で、得られた結果に関する評価を、システム性能、その全体的なロバスト性、さらには鍵となる不確実性の性質及び役割の面から行う(セクション 8.6 では「通常変遷シナリオ」を、セクション 8.7 では「破壊的シナリオ」を、セクション 8.8 では「不確実性」を取り扱う)。

安全評価は、サイト特性調査、廃棄物特性調査、及び施設設計と併せて、反復的なプロセスの一環として行われる。品質マネジメント(ソフトウェア及びデータ管理を含む)については、セクション 8.6.2.8 で記述する。

不確実性の取り扱いは、主として決定論的な計算ケースを通じて行う。これらのケースには、DGR システムに関する最も正確な表現をもたらすレファレンスケースに加えて、全般的に見てプロセス又はパラメータ値により保守的な仮定を採用した一連のケースが含まれる。計算ケース・セットについてはセクション 8.6.2.7 で、また評価に伴う不確実性の評価についてはセクション 8.8 で取り扱う。

3.2 地圏の属性

CNSC スタッフが、「追加的かつ補完的な論拠を与える」として OPG 社が特定したと述べている「有利な地圏特性」

②-1. 地層に安定性、予測可能性、十分な厚みと横方向への拡がりがある。

1-2 : DGR は天然バリアによって取り囲まれている。

②ブルース原子力サイトの下に見られる岩盤層の厚さと方向には高い一貫性があり、予測可能である。処分場の設置範囲を取り囲む約 1.5km²の領域内で、深層ボーリングおよびコアリングプログラムから得た情報により、オルドビス紀層の厚さのばらつきは数 m ほどであり、5%を超えないことが確認されている。地層の傾斜はミシガン盆地 (Michigan Basin) に向かって南西に均一に 0.59°+/-0.08° (≈10m/km) である。

②-2. DGR の上下に十分な厚みの低透水性の岩盤がある。

1-2 : DGR は天然バリアによって取り囲まれている。

④提案されている DGR を受け入れ、取り囲むオルドビス紀の堆積層の中には、きわめて低い岩盤透水性を持つ難透水層によって特徴づけられるユニットが多数存在する。母岩層であるコーバーク層は水平方向の透水係数 (hydraulic conductivity)

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理
(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)

PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係
(表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)

②-3. 母岩とキャップロックにおける汚染物質の移行は主に拡散である。

(KH) が非常に低く、 $\approx 10^{-14}$ m/s である。オルドビス紀頁岩 (3 層) の >200 m 上には水平方向の透水係数が $< 10^{-13}$ m/s の岩盤がある。オルドビス紀炭酸塩岩 (5 層) の 150 m 下に広がる層は KH の値が $\approx 10^{-15} \sim 10^{-10}$ m/s である。オルドビス紀の堆積層の上にはシルル紀の堆積層があり、KH の値は $< 10^{-11}$ m/s ほどである。

1-3 : DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。

①コーバーグ層 (Cobourg Formation、DGR の母岩)、その上にあるオルドビス紀頁岩 (ジョージアンベイ (Georgian Bay)、ブルーマウンテン、クイーンストーン (Queenston) の層、コリングウッド部層 (Collingwood Member))、下にあるオルドビス紀石灰岩 (limestone) と苦灰岩 (dolostone) 内 (シャーマンフォールズ (Sherman Fall)、カークフィールド (Kirkfield)、コボコンク (Coboconk)、ガルリバー (Gull River)、シャドウレイク (Shadow Lake) の層) 水平方向の透水係数 (KH) は、きわめて低い ($\approx 10^{-15} \sim 10^{-10}$ m/s)。同じ層の垂直方向の透水係数 (KV) はより低い。このような状況は拡散が支配的な形態と一致する。

②-4. サイトは地震活動が活発でない。

1-4 : DGR は地震の少ない地域に位置している。

(以下は多数の論拠からの抜粋)

- ①ブルース原子力サイトは、地震頻度が低いことを特徴とする北米大陸内の構造的に安定した場所にある。この地域モニタリングエリアでは 180 年間の記録において、マグニチュード 5 を超える地震は観測されていない。半径 150 km の調査区域内で最大の地震は、サイトから 99 km、震源深さ 11 km で発生した M4.3 の地震である。これはカナダの建築基準法 (2005 年版) の地震ハザード情報に一致する。
- ②ブルース原子力サイトのために行った確率的地震ハザード評価に基づくと、遠隔地/地域の震源が地表レベルのサイトの地震ハザードの支配的な要因である。推定される岩盤表面の最大地震動は 18.7%g および 60.1%g、それぞれの年間発生確率は 10^{-5} および 10^{-6} である。世界的な地下構造による歴史的根拠から、強い地震動は表面効果により、深さで減衰されることが示されている。

②-5. 地下空洞に岩盤力学的安定性がある。

1-5 : DGR の開口部は岩盤力学的に安定である。

(以下は多数の論拠からの抜粋)

- ①以前に行ったオルドビス紀の堆積層の地下開口部掘削の工事経験から、オルドビス紀頁岩またはオルドビス紀石灰岩 (limestone) のどちらでも、掘削された開口部は実質的に乾燥しており安定している傾向があることが示されている。
- ②コーバーグ層の岩石コアサンプルは研究所での試験により、平均一軸圧縮強度

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理 (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)	PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係 (表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)
<p>②-6. 天然資源の見込みが低い。</p>	<p>(UCS : Uniaxial Compressive Strength) 値が 113MPa という強度の高い粘土質石灰岩 (argillaceous limestone) であることがわかっている。これらの岩石強度の状態は、放射性廃棄物の長期管理の目的で国際的に考慮されている他の堆積層と比較しても好ましいものである。</p> <p>1-6 : 天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い。 (以下は多数の論拠からの抜粋)</p> <p>②地表近くの地下水系 (0~100BGS) は飲用可能で、透水性がある。深くなるほど地下水の性質としては塩分の含有量が増し、層の比浸出量も低くなる。これらの長く続く自然状態 (きわめて高い塩分濃度と低い透水係数) は、地下水資源を得るための深層ボーリングの動機を弱める。</p> <p>④ブルーマウンテン (Blue Mountain) 層およびコリングウッド部層で将来シェールガスが見つかる可能性は、サイト固有の情報に基づくときわめて低い：</p> <p>a. 頁岩の含む全有機炭素 (TOC : Total Organic Carbon) の平均は<1%と低く、最大値でも 2.5%である。</p> <p>b. - これらの層は埋没作用や続成作用の間も、ガス発生ウィンドウを通過しなかった。堆積物は、天然ガスの発生に必要なケロジェンの熱分解を起こすだけの高温が得られる深さまで達しなかった。</p>
<p>②-7. 浅い地点の地下水資源は処分場深くの地下水と隔離されている。</p>	<p>1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>④深層の塩水の化学特性は、これらの塩水が海水の蒸発によって発生し、その後は流体と岩石の相互作用プロセスによって変化したことを示している。Cl/Br 比と Na/Cl 比は水の安定同位体のデータと同様に、深層地下水システムには古代の堆積層中の塩水が岩塩の飽和まで、もしくはその寸前まで変遷したものが含まれることを示唆している。塩水の性質、特に間隙水中の高い塩分濃度と濃縮 $\delta^{18}\text{O}$ 値 (GMWL : Global Meteoric Water Line に関して ^{18}O で濃縮) は、この深層システムが浅層地下水システムから隔離され、間隙水が地質年代の間、このシステム内に存在してきたことを示している。</p> <p>⑤母岩層やそれを取り囲む岩盤層 (Host and enclosing bedrock formation) の鉱物学的性質は、地下水の地球化学的環境が還元状態であり、酸化地下水が地質年代にわたって処分場深度まで侵入していないことを強く示唆している。</p>
<p>3.3 処分場システムの設計と属性</p>	
<p>CNSC スタッフが「OPG 社が提示した」と述べている安全論拠</p>	
<p>③-1. 処分場は地下 680 m の名目深さに立地される。 …国際的には、これほどの深さはたいてい、高レベル廃棄物処分に関</p>	<p>1-1 : DGR は地下深くに設置される。</p> <p>①処分場は、コーバーク層の粘土質石灰岩 (argillaceous limestone) 内の地下約 680m</p>

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理 (技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)	PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係 (表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)
連する深さである。低・中レベル放射性廃棄物には、これよりもかなり浅い深さが検討されている。	(mBGS) の深さにある。 ※m BGS (metres below ground surface)
③-2. 閉鎖時の廃棄物の放射能は、サスカチュワン州のマッカーサー川ウラン鉱山で取り出されている既知の高品位鉱体の自然放射能より低く、放射能は減衰によってさらに低減する。	1-10: 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する。 ①体積割合で DGR に設置される廃棄物の約 80%が LLW である。LLW には、主に半減期が 30 年以下の短命の放射性核種が含まれている。 ②インベントリ総量と可動性の観点から閉鎖時に重要となる放射性核種は、トリチウムと C-14 である。トリチウムは数百年以内に崩壊し、C-14 は多くが 6 万年以内に崩壊するだろう。これらの崩壊後に残っている放射性核種は、多くが地下水を移行するだけで、そのプロセスは DGR サイトでは非常に緩慢である。
③-3. 発生するガス圧は上載岩圧の応力より低く静水圧よりもおそらく低くなる。 …これにより、ガスの移行が長期的にきわめて遅いペースで、主として拡散プロセスによって発生することが確かになる。	2-2: 通常変遷シナリオでは、人間及び生物相への将来影響(閉鎖後)は有意ではない。 ①通常変遷シナリオにおける人間への計算上のピーク年間線量は公衆線量基準の 0.3mSv/年や通常の自然のバックグラウンド放射線量(2mSv/年)より 5 桁以上小さい。
③-4. 処分場は 100 年以内に完全に飽和する可能性は低い。 …従って、廃棄物から放射性核種を溶解するのに必要な水の利用可能性は制限される。	3-4: ガスによって生じる圧力は自然の定常状態の地下水圧と均衡するようになる。 ①広い範囲で計算を行った詳細モデリングの結果は、処分場内の長期的ガス圧は、自然な定常状態である水圧 7~8MPa から若干上回る 7~9MPa に向かう傾向があることを示している。圧力がより高くなると気体と水は処分場から外部に漏れ出す一方、圧力が下がると処分場内に流入する。 ②サイトにある頁岩のキャップロックは数百万年間、天然のガス圧を地盤圧力の 70% に保持することができる。このサイトでは、地盤圧力の 70%は 12MPa である。
③-5. 建設工事や将来の摂動 (perturbations) による岩盤力学的ダメージは、頁岩のキャップロックにまで拡大することはない。	1-8: 地下水による処分場の再冠水はきわめて緩慢となる。 ①処分場の完全な再冠水は段階的であり、母岩と立坑シールの低い透水性と処分場内のガスの発生のため、100 万年以上かかる。再冠水の遅延により、廃棄物から処分場内の地下水への放出や、それに続く地圏の間隙水への移行を制限する。 PSR にて OPG 社が提示した安全論拠には直接対応する記述は見られないが、摂動による地下水流動への影響がないことは、下記の安全論拠にて示されている。
	1-2: DGR は天然バリアによって取り囲まれている。 ⑦氷期もしくは最近の急激な涵養水のオルドビス紀母岩層もしくは境界層 (the Ordovician host or bounding formations) への浸透を示す地球化学的根拠は確認されていない。水の安定同位体 (^{18}O と ^2H) は、サリーナ A1 炭酸塩帯水層内の氷

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理
(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)

PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係
(表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)

期融解水の浸潤の最大深度が 328.5m (DGR-1/2 の基準深度)であることを示している。さらに、数値シミュレーション(古水理地質学)の結果から、長期の地下水システムのパフォーマンスに関する知見が得られ、以下が示される: 1)氷期の摂動は、深層地下水システム内の溶質輸送を支配するメカニズムを変えることはない。2)単数または複数の氷河作用シナリオは、地域またはサイト固有のパラメータを使用してモデル化した場合、氷期の融水が深層地下水システムに浸透する結果にはならない。

また、PSR 中の下記の箇所の記述等が直接対応するものと考えられる。

PSR セクション 4.5.5 将来の変遷に関する概要

現在までに一連の包括的な分析が行われており、その目的は、処分場設計及びコーバーク累層の試験を、応力、物質強度の劣化、亀裂発生、地震による負荷、間隙圧の効果、さらには 1 Ma の期間に生じる複数の氷期サイクルによって課されるさまざまな課題とのかわりにおいて行うことにある。得られた結論について、以下にまとめる。

(略)

- ・3D パネルスケール分析により、コーバーク累層に関して 45 MPa (40% UCS) という長期強度の下限を想定した場合、起こりうるピラーの全面崩壊に起因するキャップロックの変形によって、キャップ層を構成する岩盤(ブルーマウンテン頁岩を含む)にいかなる損傷も引き起こされないか、取るに足らない損傷しか引き起こされないことが示されている。したがって処分場によって誘発される損傷は、あらゆる負荷条件のもとで、コーバーク累層内にとどまることになる。

③-6. 立坑シールは主に、化学的に安定した材料(ベントナイト/砂)で構成される。

1-9: 立坑の設計は長期の隔離と DGR の健全性をもたらす。

②主要なシール素材はベントナイトと砂の混合物である。ベントナイトは天然の粘土であり、水にさらされると膨張し、自己シールする性能がある。十分な粘土を使用して、DGR の塩分条件下での膨潤を確保する。

③ベントナイトと砂は耐久性の高い天然素材であり、一般的に数百万年前のものである。ベントナイト-砂の厚いシールは、水の流量が少なく低温であることから、DGR の条件下では実質的に変化しないことが予想される。

③-7. 立坑シールは、掘削損傷領域(EDZ)に沿った透水性の高い地層における潜在的な流れを最小限にするよう設計され建設される。

PSR にて OPG 社が提示した安全論拠には直接対応する記述は見られないが、PSR 中の下記の箇所の記述等が対応するものと考えられる。

CNSC による「事業者が提示した安全論拠」の整理
(技術情報文書『PMD 13-P1.3A』第3章)

PSR で OPG 社が提示した安全論拠と対応関係
(表 1.3-2 及び添付資料 1 を参照)

PSR セクション 8.6.2.4 概念モデル：地圏及び立坑を通じた汚染物質の移動

処分場及びその立坑の建設期間に、掘削が行われる岩盤の力学的擾乱や緩みによって損傷領域が形成される。この損傷領域はその周囲の岩盤よりも浸透率が高く、経路の 1 つとなる。岩盤力学的なモデル化 (NWM011c のセクション 6.4.3 を参照) により、損傷領域の大部分が掘削後早い時期に形成されることが示されている。処分場閉鎖に伴い、中間部及び深部地下水域における立坑ライナー及び損傷領域の一部が取り除かれる (セクション 13.6.3.1)。立坑シール材を用いた埋め戻しが行われると損傷領域は支持される形となり、それ以降は顕著な拡大が起きることはない。

③-8. 母岩の損傷を最小限にするため、実証済みの建設技術が採用される。

4-2 : DGR を安全に建設し、操業し、廃止措置できるように、工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。

②既存の鉱山での事例や技術の利用

- 落盤防止のためのライナーと岩盤支保

2.5 CNSC スタッフによる不確実性に関する議論

本節では、技術情報文書『PMD 13-P1.3A』の 5.1 節「不確実性に関する議論」の内容を整理する。

-
- 5 CNSC スタッフによる結論
 - 5.1 不確実性に関する議論
 - 5.1.1 地圏の不確実性
 - 5.1.1.1 準垂直断層
 - 5.1.1.2 地質学的予測可能性
 - 5.1.1.3 母岩／キャップロック層の十分な横方向への拡がり
 - 5.1.1.4 天然資源の見込み
 - 5.1.1.5 地球化学データの不確実性
 - 5.1.2 処分場の設計と属性の不確実性
 - 5.1.2.1 立坑シールの寿命
 - 5.1.2.2 掘削影響領域 (EDZ)
 - 5.1.2.3 廃棄物の特性評価
 - 5.1.2.4 発生するガス圧の不確実性
-

CNSC は、「地圏の不確実性が原因で長期セーフティケースに不確実性が存在し、それが処分場の設計、ひいては安全評価にも不確実性をもたらす」と述べている。OPG 社が将来、「立坑掘削時には、セーフティケースで行われた仮定を検証する目的で、主要立坑の重要地点において地球科学的検証活動 (geoscientific verification activities)」を実施する予定であることを前提としたうえで、CNSC は「地圏」と「処分場の設計と属性」に係る不確実性の議論を行っている。

なお、「安全評価」の不確実性については、CNSC は技術情報文書『PMD 13-P1.3A』に「4.1.4 評価における不確実性」を設けているが、「他の安全評価の場合と同様に、不確実性は存在するものである。これらの不確実性は OPG 社によって特定され、許容可能な方法で考察された。不確実性の取り扱いについてはセクション 5.1 (不確実性の考察) に説明する」と記述しているに過ぎない。

2.5.1 地圏の不確実性

CNSC は、地圏の不確実性について 5 つのサブセクション〔下記(1)～(5)を参照〕を設けて、どのような不確実性があるか、そしてそれらがどのように考慮されているかを説明している。

(1) 準垂直断層 (subvertical faulting)

CNSC は、OPG 社が行ったサイト調査 (地上からのボーリング調査) では「計画中の処分場の層位地点とその下に、準垂直断層があることを検知できなかった」ことに言及した上で、不確実性が残る理由として「表層から垂直断層を検出するために実施できる物理探査が

限られていること」、「1つのボアホール（DGR 4）内で破碎頻度が不規則に高い場合があったこと」、「ボアホールの数が少ないこと」を指摘している。

CNSC は、不確実性に対して OPG 社が行った以下の対応を述べており、「垂直断層の潜在的存在に関連する不確実性に対する…扱い方法は許容できる」という CNSC の判断を述べている。

- ・ 安全解析で「破壊的シナリオ」を計算している（DGR プロジェクトの占有面積から様々な距離における未検出断層の存在を仮定した計算）。
- ・ 「通常変遷シナリオ」の他の仮定を変更せず、様々な異なる地点、特に DGR プロジェクトの北西方向に位置する垂直断層からの線量影響について、追加の数値モデリングを行っている。
- ・ 地球科学的検証計画書（Geoscience Verification Plan）において、地下の地質学的／地質工学的状態を確認するために建設時に追加情報を収集する OPG 社の計画を記述している。
- ・ 「地球科学的検証計画書で示されている」プログラムは今後、工学的決定と DGR プロジェクトの設計を裏付けるものになる。また、長期セーフティケースの裏付けともなる。計画されている活動は、地質学的特性評価、地球物理学的探査、原位置応力測定、EDZ 特性評価、掘削に対する母岩の反応の特性評価などである。

(2) 地質学的予測可能性（geological predictability）

CNSC は、「比較的シンプルで広範な地域にわたる準水平堆積層のある場所では、サイト内及びサイトを越えて層序を予測できるため、そのような準水平堆積層の存在は、その地圏の挙動をシミュレーションする数学モデルにさらなる信頼性を付与するものとなっている」と述べている。

OPG 社が構築した 3DGFМ（同名の解析コード場に構築したモデル）について、そのモデルに取り入れている井戸データの分布が一樣ではなく、「約 100 km にわたる知識の空白がある」と指摘している。また CNSC は、OPG 社が基盤岩に達する断層（basement-seated faults）の重要性を認識しつつも、同社が行った調査（航空磁気によるリニアメント測量など）から、そうした断層を 3DGFМ に含めることに対抗する論拠を述べていることを指摘している。

結論として、CNSC は「3DGFМ が広域シミュレーションに役立つ概念上の層序モデルを構築する目的を果たすという点には同意する」と述べており、OPG 社の提出書類において「DGR プロジェクトを実施しても人間やヒューロン湖などの環境に著しい悪影響を与えないと CNSC スタッフが結論付けるのに十分な情報が提示されている」と結んでいる。

(3) 母岩／キャップロック層の十分な横方向への拡がり (sufficient lateral extent)

CNSC は、OPG 社が行ったサイト調査でのボーリングにより、閉じ込めバリアとなる母岩及びキャップロック層が垂直方向に十分に拡がっている（厚みがある）という認識をしつつも、「横方向への拡がりには、特にその地層を分断するかもしれない垂直断層の可能性に関して、不確実性がある」と指摘している。

OPG 社のサイト調査結果（地震探査）では、サイト近くに有意な垂直断層や割れ目系は検出できていない。え、「処分場が設置される層位の下にある深い層序ユニットに太古からの地下水領域が維持されている（浅い地下水と深い地下水の混ざり合う状態が検出されていない）こと」、「過加圧が持続されていること」は、有意な垂直断層や割れ目系がないことの裏付けとなる点を指摘している。

CNSC は、「地表から実施される地震探査によって、地下深くの断層を検出する能力には不確実性がある」としつつも、結論として「地球科学検証プログラムにおいて説明されている諸活動が、このような建設を開始しなければ確認できない潜在的な構造的特徴を特定することを目的としていることから、CNSC スタッフは許容可能と考える」と述べている。

(4) 天然資源の見込み (potential for natural resources)

CNSC は、「OPG 社が意図的でない侵入リスクを抑えるために十分な対策を備えている」ことから、天然資源の獲得を意図した将来世代による意図的でない侵入の不確実性は「現時点で解決する必要はないと結論付ける」と述べている。その最も重要な対策は「処分場を地下 680 m の深さに立地すること」であると指摘している。

OPG 社で示した安全評価の結果について、「極端なシナリオにおいて将来人間侵入が発生しても、その結果もたらされるピーク線量はバックグラウンドより低い年間 1 mSv 程度となる」ことが判明しており、CNSC はそれを許容できると判断している。また、人間侵入シナリオのバリエーションには「推定ピーク線量が年間 30 mSv」となるものがあるが、「その発生確率が非常に低い」ことから、CNSC スタッフは許容できると判断している。

(5) 地球化学データの不確実性 (geochemical data)

CNSC は、「地球化学データは主に、母岩及びキャップロックの拡散による移行特性の証拠を示すために、そして処分場深度にある地下水が浅い地下水系から隔離されている証拠を示すために使用されている」と述べている。CNSC は、地下深くで採取した間隙水サンプルの分析において、分析手法（減圧蒸留と浸出技術を使用する方法）に起因する不確実性がある点を指摘している。OPG 社が地球化学データの信頼性を総合的に低から中程度であると考察していることを指摘した上で、CNSC は「これらの不確実性を精査した結果、地球化学データの信頼性に関する結論は正当化できると判断する」と結論している。

2.5.2 処分場の設計と属性の不確実性

CNSC は、地圏の不確実性が処分場の設計にも不確実性をもたらすと指摘したうえで、4つのサブセクション〔下記(1)～(4)を参照〕を設けて、どのような不確実性があるか、そしてそれらがどのように考慮されているかを説明している。

(1) 立坑シールの寿命 (longevity of shaft seals)

OPG 社は、70/30 ベントナイト・砂混合土で立坑をシールする予定である。CNSC は、シール敷設作業において「適切な QA/QC (品質保証/品質管理) 行うことにより、目標とする透水係数を達成できるはず」であるという認識を示す一方、シールされた立坑の安定性について「前例となる実績がない」と指摘している。

CNSC は、OPG 社がセーフティケースにおいて、立坑シールの寿命に係る不確実性に対して以下の取り扱いをしており、OPG 社の対応は許容可能であると判断している。

- ・ 調査対象エリアで「立坑損傷シナリオ」を検討し、リスクがまだ許容できることを証明している。
- ・ 建設時（最終的には操業時）に原位置で行う地下検証プログラムを提案している。

CNSC は、OPG 社に対して、サイト準備・建設許可期間に立坑シールの寿命に関する研究開発プログラムを実施すべきと勧告していることを述べている。

(2) 掘削影響領域 (excavation damaged zone)

CNSC は、掘削影響領域 (EDZ) の性質と範囲に関して、①原位置応力が測定されていない、②母岩及びキャップロック層の時間依存性をもつ力学特性 (クリープ、一定応力下で破壊するまでの時間) が未決定であることによる不確実性があると指摘している。

OPG 社は、EDZ の評価において保守的な仮定 (母岩の長期強度が短期強度の 30～40% にほぼ等しいと仮定するなど) を用いて不確実性を取り扱っており、立坑の掘削時に原位置での応力測定と EDZ の特性評価を行う計画を織り込んでいることに言及した上で、CNSC は、OPG 社の不確実性を取り扱う方法は許容可能であると判断している。

CNSC は、OPG 社に対して、①母岩及びキャップロック層の時間依存性をもつ力学特性を評価するための実験プログラムを開発すること、②立坑掘削の完了後、横方向への建設を開始する前に、①の実験プログラムの結果に基づいて、岩盤力学モデル及び安全評価の結論を更新することを勧告していることを述べている。

(3) 廃棄物の特性評価 (waste characteristics)

CNSC は、「通常変遷シナリオ」と「立坑シール材の大規模損傷シナリオ」で主な線量起

因となる炭素 14 及びヨウ素 129 へのスケールファクタの使用に関連して、不確実性が存在すると指摘している。

CNSC は、OPG 社に対して、廃棄物特性評価プログラムをレビューして改訂するよう勧告していることを述べている。また、改訂された廃棄物特性評価プログラムは、将来、処分場の操業許認可申請時に提出することになる（更新された）長期セーフティケースに向けて、統計的に正しいデータ（statistically valid data）を提供するものになるよう要求する考えを明らかにしている。

(4) 発生するガス圧の不確実性（generated gas pressure）

CNSC は、処分された放射性廃棄物に起因して発生するガス圧の大きさを判断するには、合理的に確実な詳細なインベントリが必要であるとの認識を述べている。ガス圧の不確実性についての OPG 社の取り扱い方は、複数の代替シナリオにおいて保守的な仮定を用いる方法によるものと指摘している。

ガス圧による核種移行への影響について、CNSC は、炭素 14 などの重要な長寿命の移動性放射性核種が最終的に生物圏へ移行するのに要する正確な経時変化の予測は不確かであるが、保守的なモデリングを通して適切に対処されていると指摘している。この予測は、金属の腐食に関わる物理的／化学的プロセスと、コンテナ内での微生物による廃棄物の劣化に左右されるが、CNSC は「微生物プロセスの各モデルの妥当性を確認できる実世界での例はほとんどない」と指摘している。

CNSC スタッフは、OPG 社が提示した長期セーフティケースの審査過程において、ガス発生モデリングと重要パラメータの選択に OPG 社がとった概念的アプローチを明確にするために、CNSC から OPG 社への情報請求とそれに対する OPG 社の回答が何度か繰り返されたことを述べている。CNSC は、「OPG 社は既存情報を最大限活用し、セーフティケースを裏付けるための各モデルには十分な保守性が取り入れられたとスタッフが結論付けるのに十分な詳細情報を提示した」と述べている。

CNSC は、OPG 社がガス発生プロセスの研究を行うことを確約していることを言及した上で、その研究は OPG 社が提示している地球科学的検証計画の重要なテーマになるとする考えを述べている。

2.6 まとめ：CNSC のセーフティケースの考え方

カナダ原子力安全委員会（CNSC）の環境・放射線防護・評価局長 Patsy Thompson 博士は、OPG 社の長期セーフティケースを評価した結果の概要を紹介する目的で作成した 2013 年 7 月 19 日付け技術情報文書『PMD 13-P1.3A』には、CNSC の「セーフティケースの考え方」を述べている表現が見られる。

2.2.2 セーフティケース

2.2.2.1 目的

セーフティケースは、処分場開発の次の段階へと進む決定を裏付ける安全論拠（safety arguments）を示すものである。…（中略）… セーフティケースでは、建設を進める決定を裏付けるために、長期安全性が達成可能であることを現時点で合理的に信頼できることを立証することが追求される。セーフティケースでは不確実性も特定し、施設を閉鎖する前にこれらの不確実性をいかに取り扱うかその方策も示される。

2.2.2.1 構成要素

セーフティケースは、“閉じ込め”と“隔離”という 2 つの主要機能が達成されることを裏付ける論拠の統合から成る。…（中略）… 安全評価は、セーフティケースを構成する重要な要素である。安全評価には、施設のパフォーマンス、人間の健康や…（中略）…環境への影響の定量的な解析が含まれる。

…プロジェクトの安全論拠（safety arguments）は次の 3 つのクラスに分類できる。

- ・ 安全評価に係わるもの
- ・ 地圏の特性に関連するもの
- ・ 処分場に関連するもの

DGR の 2 つの主要機能である隔離と閉じ込めが達成されることへの信頼を裏付けるとともに、人間や…（中略）…環境が防護されることを合理的に保証するために、複数の論拠が統合される。3 クラスの安全論拠はそれぞれ独立したものではない。特に、安全評価には、生物圏への影響を定量的に評価するために、地圏や処分場の特性からの入力データが必要である。

技術情報文書『PMD 13-P1.3A』は、公衆、先住民グループ、OPG 社及び他のステークホルダーから意見聴取するための公聴会（public hearing）に向けて CNSC が情報提供することを意図した作成されたものである。この技術情報文書において CNSC は、OPG 社が提出した長期セーフティケースに対するレビューでは、DGR プロジェクトに存在する不確実性の説明と評価に注力していることを強調しており、レビューの中で DGR プロジェクトの継続期間（life）を通じて不確実性を低減していくのに寄与する勧告を行っている。

参考文献 (第 2 章)

- 1 Joint Review Panel. 2015. Environmental Assessment Report. Deep Geologic Repository for Low and Intermediate Level Radioactive Waste Project. CEAA Reference No. 17520. May 6, 2015
- 2 CNSC, Long-term Safety Case for the Deep Geological Repository (DGR) Project for Low and Intermediate Level Waste, July 19, 2013 (PMD: 13-P1.3A)
- 3 CNSC, Site Preparation and Construction of the Ontario Power Generation Inc. (OPG) Deep Geologic Geologic Repository (DGR) Project for Low and Intermediate Level Waste, July 23, 2013 (PMD: 13-P1.2)
- 4 CNSC, Proposed Environmental Impact Statement for OPG's Deep Geological Repository (DGR) Project for Low and Intermediate Level Waste, July 2013 (PMD: 13-P1.3)
- 5 CNSC. 2004. CNSC Regulatory Policy P-290: Managing Radioactive Waste, July 2004.
- 6 CNSC. 2006. CNSC Regulatory Guide G-320: Assessing the Long-term Safety of Radioactive Waste Management. December 2006
- 7 CNSC. 2009. Guidelines for the Preparation of the Environmental Impact Statement for the Deep Geologic Repository for Low- and Intermediate-level Radioactive Wastes. January 2009
- 8 IAEA. 2012. International Atomic Energy Agency (IAEA) Safety Standards Series No. SSG-23: The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste. September 2012
- 9 NEA. 1999. Confidence in Long-term Safety of Deep Geological Repositories: Its Development and Communication.

第3章 長期安全評価及びセーフティケースに関する 規制文書の整理

2018年に CNSC は放射性廃棄物処分施設の長期安全評価に関する規制文書として、過去の関連文書（P-290, Managing Radioactive Waste 及び G-320, Assessing the Long term Safety of Radioactive Waste Management）を統合し、REGDOC-2.11.1, Volume III: Assessing the Long-Term Safety of Radioactive Waste Management を制定した。本文書は改定中であり、現在パブリックコメント版が公開されている。また、2009年に DGR に関する EIS 作成のためのガイド（以下「EIS ガイド」という。）も公表している。

そこで、上記の規制文書について、以下の観点から調査する。

- ・ REGDOC への再編前後でのカナダの放射性廃棄物処分施設に関する規制文書体系【→3.2.1 項】
- ・ P-290【→3.3.2 項】、G-320【→3.3.3 項】、REGDOC-2.11.1【→3.3.5 項、3.3.6 項、3.3.7 項、3.3.8 項】及び EIS ガイドそれぞれの概要（法的拘束力の有無を含む。）【→3.3.9 項】
- ・ REGDOC-2.11.1 vol. 3 の現行版の内容【→3.4 節】
- ・ REGDOC-2.11.1 vol. 3 の現行版とパブリックコメント版（第2版ドラフト版）の変更点の整理及びそれら変更点【→3.5.1 項】と CNSC のレビュー経験との関連性【→3.5.2 項】

付加的な提案事項

- ・ 規制文書の概要を把握するためには、まず、カナダの低・中レベル放射性廃棄物処分に関する規制機関の位置付けを理解することが重要である。そのため、CNSC の法的位置付けや役割についても整理する。【→3.1 節】

3.1 CNSC について

カナダにおける放射性廃棄物処分の規制機関は、カナダ原子力安全委員会（CNSC）である。CNSC は、1997 年にカナダ議会（国会）によって制定され、2000 年 5 月に発効した「原子力安全管理法」（Nuclear Safety and Control Act, NSCA¹）に基づき、カナダ総督によって設置されたカナダの原子力規制組織である。

原子力安全管理法の第 8 条では、CNSC が法人（body corporate）であり「女王陛下の代理人」とされている。国家元首の代理人として一定の権限を付与された法人であるため、「行政法人」に相当する組織であると考えられる。原子力安全管理法に規定された CNSC の位置付け、目的、委員の構成及び権限を表 3.1-1 に示す。

また、「放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書、2017 年」²では CNSC の位置付けについて以下のように述べている。

- ・ 連邦の行政機構としては、CNSC は「行政法人」（departmental corporation）として設置されている。CNSC は独立した機関である行政法人であるため、政府省庁には属していない。（Annex3, 3.3）。
- ・ CNSC は、天然資源大臣を通じてカナダ議会の監督下にある（E.8.1）。原子力安全管理法第 19 条に基づき、カナダ総督は、CNSC に対して広域な政策問題一般に適用される指令を発行できるが、具体的な許認可問題については指示できない（E.9.1）。
- ・ CNSC は、原子力安全管理法の第 9 条(b)及び第 21 条(1)(e)の権限に基づき、規制文書を作成する（E.3.3）。

上記の国別報告書²では、CNSC の組織について以下のように述べている。

CNSC の組織は「委員会」（Commission）と職員組織で構成されている（E3.1）。

委員会は CNSC としてのライセンスの裁決を行う機関であり（E3.1）、原子力安全管理法第 10 条において、カナダ総督が任命する 7 名までの常任委員で構成され、総督が必要と認めた場合、非常任委員を任命できると定められている。常任委員の 1 名が委員長となる（E3.1）。

なお、2020 年 3 月時点での常任委員は 5 名³である。

「原子力安全条約に基づく第 7 回カナダ国別報告書、2016 年」⁴では、下記のように、CNSC が議会に説明責任を持つことに加え、委員会による規制上の決定は、連邦裁判所のみが審査（review）できることを述べている（8.1 (a)）。

- ・ 議会への説明責任：委員会は議会に年次報告書、計画と優先事項に関する報告書、

および部門業績報告書 (Departmental Performance Report) を議会に提出する。委員会の長である CNSC の委員長は、議会委員会において、規制制度の運営に関連する事項について詳述する。

- ・ 法的説明責任：委員会による規制上の決定は、連邦裁判所のみが審査 (review) できる。

2012 年カナダ環境アセスメント法⁵ (CEAA) において、CNSC は環境アセスメントの実施に責任をもつ機関 (responsible authority) の一つとして特定されていたが、(文献 5、8.1 (a))、2019 年に、影響評価法⁶が制定されたため、2012 年カナダ環境アセスメント法が廃止された。影響評価法では、本法により設置されたカナダ影響評価庁 (Impact Assessment Agency of Canada : IAAC) の主導により、環境影響に限定せず、経済や社会、健康の面での影響を評価するとしており、CNSC は、原子力安全管理法で規制されている活動が含まれる場合に IAAC とともに評価を実施することになっている。

CNSC の職員は、委員会への勧告を作成し、委任されたライセンスおよび許可 (licensing and authorization) の権限を行使し、原子力安全管理法および関連する規制とライセンス条件に対する許認可取得者の適合性に関する評価を行う (文献 5、E3.1)。

CNSC の職員組織 (図 3.1-1 下部) は、表 3.1-2 に示す 4 部門より構成されている (文献 5、8.1 (b))。職員は 854 名 (2017 年～2018 年の 1 年間のフルタイム等量)⁷である。

表 3.1-1 原子力安全管理法における CNSC の位置付けと目的及び委員会の構成及び権限

<p>原子力安全管理法 第 8 条 (1) カナダ原子力安全委員会として知られる法人 (a body corporate) が本法によって設立される。 (2) 委員会は、すべての目的に関して女王陛下の代理人であり、女王陛下の代理人としてのみ権限を行使できる。</p>
<p>第 9 条 委員会の目的は、以下のとおりである。 (a) 原子力の開発、生産、利用、並びに核物質、所定の装置、所定の情報の生産、所有、利用を規制する。 i) 上記の開発、生産、所有、または利用に関連する、環境、個人の健康および安全に対する不当なリスクを防止する。 ii) 上記の開発、生産、所有、または利用に関連する国家安全保障に対する不当なリスクを防止する。 iii) カナダが同意した管理および国際的義務の方策の遵守を達成する。 (b) 委員会の活動、並びに(a)に規定する開発、生産、所有、利用の環境、個人の健康及び安全に対する影響に関して、客観的な科学・技術・規制情報を公衆に普及する。</p>
<p>第 10 条 (1) 委員会は、総督によって任命される 7 人までの常任委員から成る。 (2) 第 1 項にかかわらず、総督は、必要と考える時に、非常任委員を任命できる。 (3) 総督は、常任委員のうちの 1 名を委員長に指名する。 (4) 委員長は委員会の常任メンバーであり、他のメンバーは常任または非常任の委員として任命できる。 (5) 各常任委員は、不都合な行為のない限り 5 年を越えない期間の任期を務め、不都合な行為を理由に総督によっていつでも解任される。 (6) 各非常任委員は、不都合な行為のない限り 6 ヶ月を越えない期間の任期を務める。 (7) 委員は、同じまたは別の資格で委員会に再任される資格を有する。</p>
<p>第 21 条 (1) 委員会は、目的を達成するために、以下のことを行うことができる。 (a) 個人、カナダ政府または州の省、機関、外国政府または国際機関の規制機関または省に訓練を提供する取り決めを含めて、取り決めを結ぶ。 (b) 科学的、技術的、その他の助言と情報を委員会に提供するプログラムを設定し、維持する。 (c) 諮問、常任、およびその他の委員会の参照用語を設定し、決定する。 (d) 事務所および実験室を設け、維持する。 (e) 委員会の活動、原子力の開発、生産、利用、核物質、所定の装置、所定の情報の生産、所有、利用の環境、人間の健康または安全に対する影響に関する客観的な科学的・技術的・規制情報を公衆に広める。 (f) 安全保障上の適切な分類の下で、カナダまたは委員会が情報提供の取り決めを結んでいる外国政府機関または国際機関に、商業利益を保護するために必要だと考える保証を入手した後で、保護される商業情報を含めた原子力の開発、生産、利用、核物質、所定の装置、所定の情報の生産、所有、利用に関する情報を提供する。 (g) 本法に基づいて提供する情報、製品、サービスに対して規定できる料金を課す。 (h) 本法の目的のために所定の設備を認証し、および認証を取り消す。 (i) 本法に基づく任務、または事情に応じて雇用の任務を実行するのに適格であると第 44 条第 1 項 (k)号に言及される者を認証し、および認証を取り消す。 (j) 放射線量が所定の線量限度を越えた、または、越えた可能性のある者の作業への復帰を認める。 (2) 委員会は、所定の状況下で第 1 項(g)号に言及された料金のすべてまたは一部を払い戻すことができる。</p>

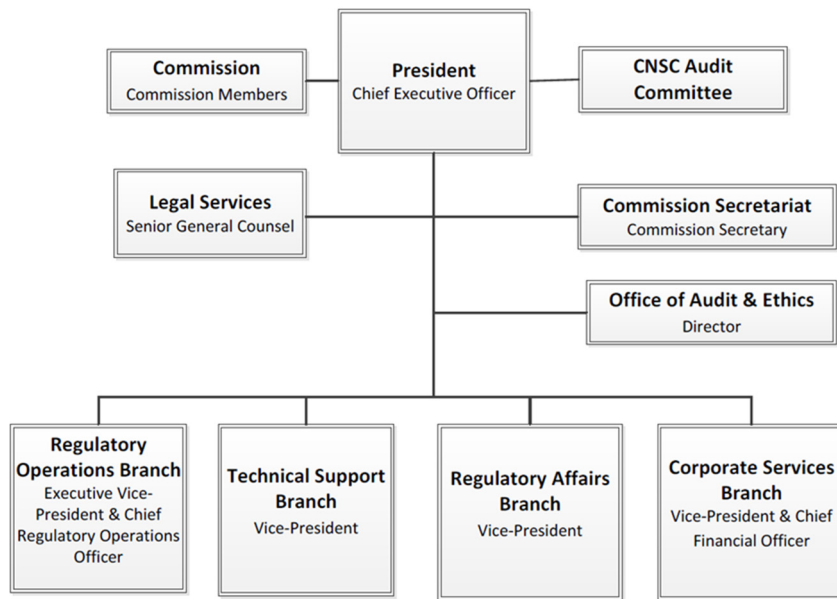


図 3.1-1 カナダ原子力委員会（CNSC）の組織図（文献 4, 8.1 (b)）

表 3.1-2 CNSC の職員組織（文献 4, 8.1 (b) より作表）

部門 (Branch)	役割	下部組織 (局 : Directorate)
規制運営部門 (Regulatory Operations Branch)	ライセンス、規制適合性の検証と執行等の規制活動を管理する責任を持つ。	<ul style="list-style-type: none"> 発電炉規制局 (Directorate of Power Reactor Regulation) 核サイクル・施設規制局 (Directorate of Nuclear Cycle and Facilities Regulation) 核物質規制局 (Directorate of Nuclear Substance Regulation) 規制改善・主要プロジェクト管理局 (Directorate of Regulatory Improvement and Major Projects Management)
技術支援部門 (Technical Support Branch)	規制運営部門及び規制部門に技術支援を提供。規制プログラムに専門的なアドバイスを提供し、原子力発電所等の許認可保持者の提出物を審査し、査察に参加し、規制の枠組み文書の作成を支援。	<ul style="list-style-type: none"> 評価・解析局 (Directorate of Assessment and Analysis) 安全管理局 (Directorate of Safety Management) 環境・放射線防護評価局 (Directorate of Environmental and Radiation Protection and Assessment) セキュリティ・保障措置局 (Directorate of Security and Safeguards)
規制部門 (Regulatory Affairs Branch)	規制の枠組みの管理、コミュニケーションとステークホルダー関連の業務において中心的な役割を果たす。	<ul style="list-style-type: none"> 規制政策局 (Regulatory Policy Directorate) 戦略計画局 (Strategic Planning Directorate) 戦略コミュニケーション局 (Strategic Communications Directorate)
コーポレートサービス部門 (Corporate Services Branch)	組織全体に関する人事、財務、情報技術、購買等に関する業務を行う。	(記載なし)

3.2 長期安全評価に関する規制文書の整理

3.2.1 放射性廃棄物処分施設に関する規制文書の体系

放射性廃棄物を含め、原子力活動及び核物質の利用を包括する規制体系（枠組み）が、原子力安全管理法（NSCA）を頂点として構成されている（図 3.2-1）。2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書²では、規制体系を構成する法規制文書は大きく二つに大別される。一つは、「要件を規定する文書」（図の灰色部分）であり、法的拘束力を有し、NSCA に基づいて制定される規則（Regulations）のほか、個別の許認可（Licences）及びそれに設定される許認可条件が含まれる。

もう一つの「要件に関するガイダンスを提供する文書」（図の緑色部分）は、前者の許認可で言及がなされている場合には、法的拘束力を有するものとなる（原文：Regulatory documents also become legally binding requirements once they are referenced in licences. 文献 2、E.3）とされているが、今回の調査の結果、文書の種類や発行時期により状況が異なることが示唆されている。

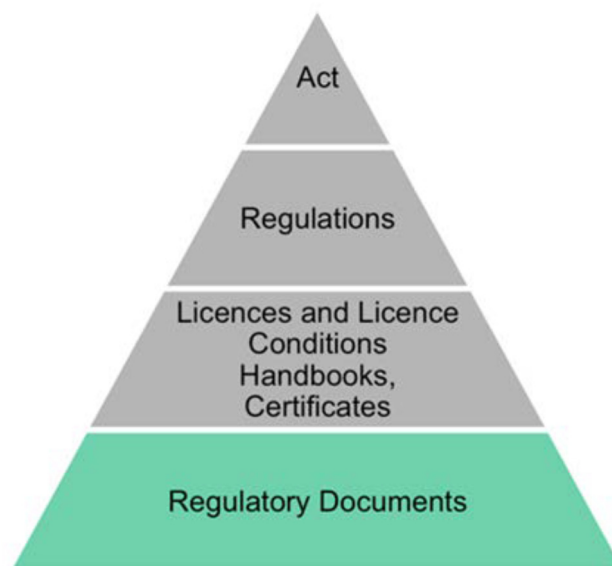


図 3.2-1 カナダの原子力規制体系を構成する文書（文献 2、E.3）

(1) REGDOC への再編前の規制文書

図 3.2-1 における「要件に関するガイダンスを提供する文書」（図の緑色部分）である CNSC の規制文書（Regulatory documents）については、REGDOC へ再編する以前は、「規制方針」、「規制基準」、「規制指針」、「規制通知」の 4 種類から成り、それぞれ「P」、「S」、「G」、「N」で示されていた。『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）⁸には、各規制文書の位置付けを解説しているセクション「規制文書

の種類」が収録されており、この記載内容を表 3.2-1 に示す。

4 種類の文書のうち「規制基準 (S)」については、「規制基準は、許認可所有者が行うべきであると CNSC が期待していることを明確にするための規制文書であり、許認可または他の法的強制力をもつ手段によって参照される場合に法的要件となる」(原文: The regulatory standard clarifies CNSC expectations of what the licensee should do, and becomes a legal requirement when it is referenced in a licence or other legally enforceable instrument.) 旨の説明があり、前述の「放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書」における法的拘束力に関する説明に整合している。一方で、他の「規制方針 (P)」、「規制指針 (G)」及び「規制通知 (N)」については、法的拘束力に関する言及は見られない。

これらのことから、国別報告書での CNSC の規制文書 (regulatory documents) の法的拘束力に関する記述は「規制基準 (S)」には当てはまるものの、他の「規制方針 (P)」、「規制指針 (G)」及び「規制通知 (N)」には当てはまらないと考えられる。

表 3.2-1 REGDOC へ再編する以前の CNSC の規制文書の種類と位置付け
(規制指針 G-320、規制文書の種類)⁸

諸規制文書により、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) の規制の枠組みが維持される。原子力安全管理法及び同法に関連する諸規則において、一般論として提示される期待を完全な形にすることによって、諸規制文書は、その立法化された義務を果たすために、CNSC が依拠する一つの中核となる管理ツールを提供する。

CNSC が最も普通に公布している諸規制文書は、「規制方針」、「規制基準」、及び「規制指針」である。最高位にある規制方針は、規制基準と規制指針の方向性を与えるものであり、規制基準と規制指針はその方針の「道具」として機能する。第 4 の規制文書である規制通知は、その正当な理由が発生した際に発行されるものである。規制通知の情報は比較的緊急で伝達されねばならないので、その作成プロセスはその他の規制文書におけるものより速い。

規制方針 (P) : 規制方針は、特定の項目または関心の領域に関連付けられた規制活動の根拠となる、理念、原則または基本要素について記述する規制文書である。規制方針には、規制行為に権限が付与される理由が記述される。従って、それにより規制要件の解釈の整合性が促進される。

規制基準 (S) : 規制基準は、許認可所有者が行うべきであると CNSC が期待していることを明確にするための規制文書であり、許認可ライセンス、または他の法的強制力をもつ手段によって参照される場合に法的要件となる。規制基準には、CNSC が許認可所有者に達成することを期待する結果の詳細な説明が規定される。

規制指針 (G) : 規制指針は、許認可所有者が如何にして CNSC の期待と要件を満たすことができるかについて、許認可所有者に情報を与えるための規制文書である。それにより、許認可所有者のそれぞれの許認可後の活動に関連する要件と期待の特定の局面を満たすために推奨される方法が許認可所有者に提供される。

規制通知 (N) : 規制通知は、適時の行為が正当であるような重大な問題について、許認可所有者及びその他のステークホルダーに通知するための規制文書である。

カナダの原子力規制体系における REGDOC への再編前の放射性廃棄物処分に関する法令及び規制文書を表 3.2-2 に示す (平成 29 年度安全規制及び安全基準に係る内外の動向調査⁹、1.6.2、を基に一部改編)。

表 3.2-2 REGDOC への再編前の放射性廃棄物処分に関する法令、規制文書等
(文献 9、1.6.2)

名称	安全規制面の概要
要件を規定する文書（法的拘束力を有する）	
「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） ¹⁰	・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。
原子力安全管理一般規則（SOR/2000-202）（2000年） ¹¹	・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。
クラス I 原子力施設規則（SOR/2000-204）（2000年発効／2017年改正） ¹²	・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。
CNSC による規制文書（Regulatory documents）	
CNSC、規制指針 G-219「許認可事業の廃止措置計画」（2000年） ¹³	・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。
CNSC、規制方針 P-290「放射性廃棄物の管理」（2004年） ¹⁴	・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。規制指針の方向性を与える文書。
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） ⁸	・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) REGDOC への再編後の規制文書

2011年3月11日の東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて、CNSCは、カナダの原子力発電所に対する運用、技術、および規制に関する影響を評価するためにCNSC福島タスクフォース（「タスクフォース」）を設立し、事故と同様の条件に耐えるカナダの原子力発電所の能力やCNSCの規制の枠組みの有効性などについてレビューした。レビューの結果、一般的な原子力安全管理規則に対する変更は確認されなかったが、タスクフォースは、原子力施設の安全性をさらに高めるために、クラス I 原子力施設規制と放射線防護規制の変更を勧告した（文献4、7.2(i)(a)）。また、タスクフォースは、規制文書に関しても、文書はその目的に適合しているとしたが、特定の規制文書を更新する必要があるとした。これに伴い、CNSCは、それぞれ「P」、「S」、「G」、または「N」で示されていた従来の規制方針、規制基準、規制指針および規制通知を「REGDOC」に置き換えた（文献4、7.2(i)(b)）。

REGDOC への置き換えは、2013年に開始された（文献15、前書き）。

REGDOC への再編により、規制文書には、規制要件（許認可取得者と申請者が規制要件を満たすために達成しなければならないこと）、ガイダンス（要件を満たす方法に関する許認可取得者と申請者への助言）を含む、また場合によりCNSCの履行とプロセスに関する一般情報を含む単一の文書で提示することとし（文献4、Annex7.2(i)(a)）以下のカテゴリに整理している（文献4、7.2(i)(b)）。

1. 規制された施設と活動
2. 安全および管理区域
3. その他の規制分野

各カテゴリに含まれる項目は表 3.2-3 のとおり（CNSC ウェブサイト¹⁶）であり、現在、各項目に該当する複数の規制文書の整備が進められている。

このうち、地層処分場を含むクラス IB 施設に関する規制文書は、2文書から構成されている（表 3.2-4）。また、廃棄物管理と廃止措置に関する規制文書は、廃棄物管理と廃止措置の枠組みを示す上位の1文書、廃棄物管理のみに関する下位の3文書、廃止措置のみに関する下位の1文書で構成されている（表 3.2-5）。

廃棄物管理と廃止措置に関する規制文書では、各文書の「前書き」に於いて、当該文書が規制対象である施設または活動の許認可基準の一部となる条件や、「shall（しなければならない）」等の単語を用いた文章の位置付けが記載されているが、その内容は文書の発行時期により異なっている。表 3.2-6 に時系列に沿って示す。

表 3.2-3 REGDOC への再編後の規制文書のカテゴリと項目（文献 16）

カテゴリ	項目
1.0 規制された施設と活動	1.1 原子炉施設 1.2 クラス IB 施設 1.3 ウラン鉱山 1.4 クラス II 施設 1.5 所定の機器の認証 1.6 核物質と放射線機器
2.0 安全および管理区域	2.1 管理システム 2.2 ヒューマンパフォーマンスマネジメント 2.3 動作性能 2.4 安全解析 2.5 物理設計 2.6 サービスのための適性 2.7 放射線防護 2.8 従来健康と安全 2.9 環境保護 2.10 緊急管理と防火 2.11 廃棄物管理 2.12 セキュリティ 2.13 保障措置と不拡散 2.14 パッケージングと輸送
3.0 その他の規制分野	3.1 報告要件 3.2 公衆および先住民の関与 3.3 財務保証 3.4 委員会手続 3.5 CNSC のプロセスと履行 3.6 CNSC 用語集

表 3.2-4 REGDOC への再編後のクラス IB 施設に関する規制文書（文献 16）

文書名	策定状況	置換元
REGDOC-1.2.1 クラス IB 施設 地層処分場のサイト特性調査のガイダンス ¹⁷	2018 年 10 月、ドラフト版	従来の「R-72、高レベル放射性廃棄物の地層処分立地に関する地質学的考慮事項」 ¹⁸ を置き換え
REGDOC-1.2.2, 処理施設 (Processing Facilities) の許可申請ガイド	未策定	

表 3.2-5 REGDOC への再編後の廃棄物管理及び廃止措置に関する規制文書（文献 16）

文書名	策定状況	置換元
REGDOC-2.11 カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み ¹⁹	2018年12月発行	
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第1巻：放射性廃棄物の管理 ²⁰	2019年3月、ドラフト版	
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第2巻：ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理 ²¹	2018年11月発行	従来の「RD/GD-370 ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」 ²² 及び「規制方針 P-290 放射性廃棄物の管理」を置き換え
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻：放射性廃棄物管理の長期安全性の評価 ²³	2018年5月発行	従来の「規制指針 G-320 放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」及び「規制方針 P-290 放射性廃棄物の管理」を置き換え
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻第2版：放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケース ²⁴	2019年5月、ドラフト版（2018年5月の版の改訂版）	
REGDOC-2.11.2 廃止措置 ²⁵	2019年7月、ドラフト版	従来の「規制指針 G-219 許認可事業の廃止措置計画」を置き換え

表 3.2-6 REGDOC への再編後の廃棄物管理及び廃止措置に関する規制文書における要件等に関する記述

文書名	発行時期	許認可基準の一部となる条件、「shall」等の位置付け
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻：放射性廃棄物管理の長期安全性の評価 ²³	2018年5月	<p>直接または間接的に（許認可取得者が参照した文書などを通じて）許認可で参照されている場合、この文書は規制された施設または活動の許認可基準の一部である。</p> <p>許認可基準は、規制された施設または活動における許容可能なパフォーマンスの境界条件を設定し、その規制された施設または活動に対する CNSC のコンプライアンスプログラムの基礎を確立する。</p> <p>この文書が許認可基準の一部である場合、「shall（しなければならない）」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。「should（すべきである）」は、指針または助言であることを表すために使用している。「may（してもよい）」は、本規制文書の制限内で選択肢または助言あるいは許認可を表すために使用している。「can（できる）」は可能性や能力を表すために使用している。</p> <p>Where referenced in a licence either directly or indirectly (such as through licensee-referenced documents), this document is part of the licensing basis for a regulated facility or activity. The licensing basis sets the boundary conditions for acceptable performance at a regulated facility or activity, and establishes the basis for the CNSC's compliance program for that regulated facility or activity. Where this document is part of the licensing basis, the word "shall" is used to express a requirement to be satisfied by the licensee or licence applicant. "Should" is used to express guidance or that which is advised. "May" is used to express an option or that which is advised or permissible</p>
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第2巻：ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理 ²¹	2018年11月	<p>本文書に於いて、「shall（しなければならない）」は要件、即ち、許認可取得者または許認可申請者がこの規制文書を遵守するために満たす義務がある要件を表現するため使用している。「should（すべきである）」は、指針または助言であることを表</p>

		<p>すために使用している。「may (してもよい)」は、本規制文書の制限内で選択肢または許認可を表すために使用している。「can (できる)」は可能性や能力を表すために使用している。</p> <p>In this document, “shall” is used to express a requirement; i.e., a provision that a licensee or licence applicant is obliged to satisfy in order to comply with this regulatory document. “Should” is used to express guidance, or that which is advised. “May” is used to express an option or that which is permissible within the limits of this regulatory document. “Can” is used to express possibility or capability.</p>
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第2巻:ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理 ²¹	2018年12月	<p><u>「shall (しなければならない)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。「should (すべきである)」は、指針または助言であることを表すために使用している。「may (してもよい)」は、本規制文書の制限内で選択肢または助言あるいは許認可を表すために使用している。「can (できる)」は可能性や能力を表すために使用している。</u></p> <p>The word “shall” is used to express a requirement to be satisfied by the licensee or licence applicant. “Should” is used to express guidance or that which is advised. “May” is used to express an option or that which is advised or permissible within the limits of this regulatory document. “Can” is used to express possibility or capability.</p>
REGDOC-2.11 カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み ¹⁹	2019年3月 ドラフト版	<p><u>「shall (しなければならない)」および「must (する必要がある)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。「should (すべきである)」は、指針または助言であることを表すために使用している。</u></p>
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第1巻:放射性廃棄物の管理 ²⁰	2019年5月 ドラフト版	<p>「may (してもよい)」は、本規制文書の制限内で選択肢または助言あるいは許認可を表すために使用している。「can (できる)」は可能性や能力を表すために使用している。</p>
REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第3巻、第2版:放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケース ²⁴	2019年7月 ドラフト版	<p>The words “shall” and “must” are used to express requirements to be satisfied by the licensee or licence applicant. “Should” is used to express guidance or that which is advised. “May” is used to express an option or that which is advised or permissible within the limits of this regulatory document. “Can” is used to express possibility or capability.</p>

3.3 各規制文書の概要

本項では、以下の CNSC による規制文書について、目的、構成、法的拘束力の有無等の概要を記載する。

- ・ クラスI原子力施設規則（SOR/2000-204）（2000年5月発行、2017年9月改正）¹²
Class I Nuclear Facilities Regulations（SOR/2000-204）
- ・ 規制方針P-290「放射性廃棄物の管理」（2004年7月）¹⁴
Regulatory Policy P-290: Managing Radioactive Waste
- ・ 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）⁸
Regulatory Guide G-320: Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management
- ・ REGDOC-1.2.1、クラスIB施設「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」（2018年10月、ドラフト版）¹⁶
REGDOC-1.2.1, Guidance on Deep Geological Repository Site Characterization, October 2018 (Draft)
- ・ REGDOC-2.11、カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み（2018年12月）¹⁹
- ・ REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第I巻「放射性廃棄物の管理」（2019年3月、ドラフト版）²⁰
REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume I: Management of Radioactive Waste
- ・ REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第II巻「ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」（2018年11月）²¹
REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume II: Management of Uranium Mine Waste Rock and Mill Tailings
- ・ REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第III巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」（2018年5月）²³
REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume III: Assessing the Long-Term Safety of Radioactive Waste Management
- ・ DGRの環境影響評価書の準備のためのガイドライン（2009年1月）²⁶
Guidelines for the Preparation of the Environmental Impact Statement for DGR

3.3.1 クラス I 原子力施設規則 (SOR/2000-204) (2000 年 5 月発行、2017 年 9 月改正)

目的・位置付け

原子力安全管理法 (NSCA) に基づいて制定された規則。クラス I 施設のうち、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。

法的拘束力

2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書²では、原子力安全管理法に基づいて制定される規則 (Regulations) は法的拘束力を有するとされている (文献 2、E.3)。

構成

表 3.3-1 にクラス I 原子力施設規則の構成を示す。

表 3.3-1 クラス I 原子力施設規則の構成 (文献 12)

クラス I 原子力施設規則 (SOR/2000-204)
定義及び適用範囲
第 1 条 定義
第 2 条 適用範囲
許可申請
第 3 条 一般要件
第 4 条 サイト準備許可 (Licence to Prepare Site)
第 5 条 建設許可 (Licence to Construct)
第 6 条 操業許可 (Licence to Operate)
第 7 条 廃止措置許可 (Licence to Decommission)
第 8 条 放棄許可 (Licence to Abandon)
TimeLines: Application for Licence to Prepare Site
第 8.1 条 遵守の検証 (Compliance Verification)
第 8.2 条 申請書のレビュー期間 (Time Period - Review of Application)
第 8.3 条
人の認証
第 9 条 認証申請
第 10 条 審査申請
第 11 条 認証の拒絶
第 12 条 認証取り消し
第 13 条 ヒアリングを受ける機会
保存及び保持すべき記録
第 14 条
発効
15 条
付則 (RELATED PROVISIONS)

サイト準備及び建設許可申請

表 3.3-2 にクラス I 原子力施設規則のうちサイト準備及び建設許可申請に関連する条項を示す。

表 3.3-2 クラス I 原子力施設規則、サイト準備及び建設許可申請関連条項 (文献 12)

<p>許可申請</p> <p>第 3 条 一般要件</p> <p>クラス I 原子力施設に関する許可の申請書は、放棄する際の許可を除き、「原子力安全管理一般規則」の第 3 条によって要求される情報に加えて次の情報を含んでいなければならない。</p> <p>(a) あらゆる立ち入り禁止区域及びその区域内のあらゆる構造物の位置を含む、許可を受けるべき活動サイトの説明。</p> <p>(b) 原子力施設の位置、周辺、区域、構造物及びシステムを示す図面。</p> <p>(c) 申請者がサイトの所有者であること、又は、許可されるべき活動を実施するための権限をサイトの所有者から受けていることを示す証拠。</p> <p>(d) 許可されるべき活動に関する品質保証プログラム案。</p> <p>(e) 許可されるべき活動が実施されるとき、サイト上に存在する可能性のあるあらゆる有害物質の名称、形態、特性及び量。</p> <p>(f) 従事者の健康及び安全に関する方針及び手順案。</p> <p>(g) 環境保護の方針及び手順案。</p> <p>(h) 流出物及び環境モニタリング・プログラム案。</p> <p>(i) 申請が核保安規則の第 2(b)号において言及されている原子力施設に関するものである場合、その規則の第 3 条によって要求される情報。</p> <p>(j) 許可されるべき活動から発生する恐れのある、環境並びに人の健康及び安全への予想される影響の一般的な性質及び特性をサイトの近傍に住む人に知らせるためのプログラム案。そして</p> <p>(k) 原子力施設又はサイトの廃止措置についての計画案。</p>
<p>第 4 条 サイト準備許可 (Licence to Prepare Site)</p> <p>クラス I 原子力施設用のサイトを準備する許可のための申請書は、第 3 条によって要求される情報に加えて次の情報を含まなければならない。</p> <p>(a) サイト評価プロセスの説明、並びにサイト上及び周辺区域において実施された、及び、実施される予定の調査及び準備作業の説明。</p> <p>(b) 人の活動並びに地震事象、竜巻及び洪水を含む自然現象で、サイトが影響をうける可能性の程度に関する説明。</p> <p>(c) サイト及び周辺区域の環境ベースライン特性を求めるためのプログラム案。</p> <p>(d) 原子力施設設計のための品質保証プログラム案。そして</p> <p>(e) 許可されるべき活動から発生する恐れのある、環境並びに人の健康及び安全への影響、並びにこれらの影響を防止又は緩和するために講じられる措置。</p>
<p>第 5 条 建設許可 (Licence to Construct)</p> <p>クラス I 原子力施設を建設する許可のための申請書は、第 3 条によって要求される情報に加えて次の情報を含まなければならない。</p> <p>(a) サイトの物理的及び環境的特性が設計に取り入れられる方法を含む、原子力施設の設計案の説明。</p> <p>(b) サイト及び周辺区域の環境に関する基本的特性の説明。</p> <p>(c) 建設スケジュールを含む建設計画案。</p> <p>(d) 設計及び設計特性を含む、原子力施設の一部として建設が予定される構造物の説明。</p> <p>(e) 設計及び設計操作条件を含む、原子力施設に設置が予定されるシステム及び設備の説明。</p> <p>(f) 原子力施設の設計の妥当性を証明する予備的安全解析報告書。</p> <p>(g) 原子力施設の設計について提案される品質保証プログラム。</p> <p>(h) 適用されるあらゆる保障措置協定をカナダが容易に遵守できるようにするために提案される措置。</p> <p>(i) 原子力施設の建設、操業及び廃止措置から発生する恐れのある、環境並びに人の健康及び安全</p>

への影響、並びにこれらの影響を防止又は緩和するために講じられる措置。

- (j) 物理的、化学的及び放射線学的特性を含む、核物質及び有害物質の環境への放出点の位置、放出最大量及び濃度案、並びに予想される容積及び流量。
- (k) 核物質及び有害物質の環境への放出を管理するための措置案。
- (l) 原子力施設の操業及び保全に関し従事者を採用、訓練及び資格認定するためのプログラム及びスケジュールの案。そして
- (m) 原子力施設についてのあらゆる全範囲の訓練シミュレータ案の説明。

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

目的・位置付け

CNSC による規制方針は、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 の職員は方向性を与えられ、ステークホルダーは情報を得ることができる (文献 14、「規制文書の種類」)。

規制方針 P-290 は、許認可活動から生じる放射性廃棄物の安全な長期管理の必要性 (文献 14、4.0 背景) を規制文書として明文化したものである。この方針では、放射性廃棄物の定義を行うとともに (文献 14、「3.0 定義」)、放射性廃棄物管理に関する規制上の決定に際し、CNSC の規制方針として、以下の原則に対する廃棄物の所有者による対応の程度を考慮に入れるものとしている (文献 14、「5.0 方針」)。これらの原則を表 3.3-3 に示す。

表 3.3-3 放射性廃棄物管理に関する規制上の決定で考慮される原則
(POLICY STATEMENT) (文献 14、5.0 方針)

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none">・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。・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。・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。・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。・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。・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影響は、カナダで経験される当該影響を上回るものとはならない。 |
|---|

法的拘束力

2017年10月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第6回国別報告書²では、CNSCによる規制文書(Regulatory documents)は、許認可(licence)にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる(文献2、E.3)とされている。

一方で、規制方針P-290の「規制文書の種類(Regulatory documents)」の記述では、CNSCによる規制文書のうち「規制基準(S)」については、「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。」として、上述の国別報告書と同様の説明がなされているが、規制方針P-290を含む規制方針(P)については、「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の職員は方向性を与えられ、ステークホルダーは情報を得ることができる。」と説明され、法的拘束力に関する言及はない。

また、REGDOCへの再編後には、規制方針P-290の規定は「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第III巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」(2018年5月)²³の付属書とされており、同REGDOCでは表3.2-6に示したように、「この文書が許認可基準の一部である場合、「shall(しなければならない)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」とされている。しかし、規制方針P-290には、「shall(なければならない)」という単語や、一般に必要性を表す「must(する必要がある)」という単語は用いられていない。

以上のことから、規制方針P-290は法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないものと推定される。

構成

規制方針P-290「放射性廃棄物の管理」の構成を表3.3-4に示す。本文書は全8ページからなるが、このうち本文は2ページである。

表 3.3-4 規制方針P-290「放射性廃棄物の管理」¹⁴の構成

CNSC P-290「放射性廃棄物の管理」(2004年7月)(英文8頁)
1.0 目的
2.0 適用範囲
3.0 定義
4.0 背景
5.0 方針(Policy Statement)
6.0 規制方針の根拠(Policy Authority)

3.3.3 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)

目的・位置付け

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方法を示すものである。これは許認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（文献 8、「規制文書」）。

規制指針 G-320 の目的は、放射性廃棄物管理の長期安全性の評価に際し、新しい許認可（ライセンス）の申請者、及び許認可の更新申請者を支援することである（文献 8、「1.0 目的」）。

本指針は、許認可申請書を裏付けるために長期安全性の評価を扱うものであり、評価の方法論、体系及びアプローチに関する議論を含んでいる。本指針では、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（文献 8、「2.0 適用範囲」）。

1. 長期の管理維持に関する検討事項
2. 廃止措置後の基本方針の設定
3. 評価基準の確立
4. 評価方策、及びその詳細さのレベル
5. 時間枠の選択と評価シナリオの定義
6. 受容体と決定グループの特定
7. 評価結果の解釈

なお、本指針では、廃棄物特性の評価、施設の操業の評価、廃棄物の輸送など許認可プロセスにおいて考慮される他の課題、及び長期放射性廃棄物管理方法の社会受容性や経済的実現可能性については扱っていない（文献、「2.0 適用範囲」）。

法的拘束力

2017年10月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第6回国別報告書²では、CNSCによる規制文書（Regulatory documents）は、許認可（licence）にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる（文献 2、E.3）とされている。

一方で、規制指針 G-320 の「規制文書の種類（Regulatory documents）」の記述では、CNSCによる規制文書のうち「規制基準（S）」については、「規制基準は、許認可所有者が行うべきであると CNSC が期待していることを明確にするための規制文書であり、許認可または他の法的強制力をもつ手段によって参照される場合に法的要件となる。」として、上述の国別報告書と同様の説明がなされているが、規制指針 G-320 を含む規制指針（G）については、「規制指針は、許認可所有者が如何にして CNSC の期待と要件を満たすことができるかについて、許認可所有者に情報を与えるための規制文書である。それにより、許認可所

有者のそれぞれの許認可後の活動に関連する要件と期待の特定の局面を満たすために推奨される方法が許認可所有者に提供される。」と説明され、法的拘束力に関する言及はない。

また、REGDOC への再編後には、規制指針 G-320 の規定は「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 卷「放射性廃棄物管理の長期安全評価」(2018 年 5 月)」²³ に引き継がれており、同 REGDOC では表 3.2-6 に示したように、「この文書が許認可基準の一部である場合、「shall (しなければならない)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」とされている。しかし、規制指針 G-320 には、一般に必要性を表す「must (する必要がある)」という単語の使用は見られるものの、「shall (しなければならない)」という単語は、「3.2 法定要件」における関係法令の引用部分以外には用いられていない。

以上のことから、規制指針 G-320 は法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないものと推定される。

構成

規制指針 G-320 の構成を表 3.3-5 に示す。本指針は全 48 ページの文書である。

表 3.3-5 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」⁸ の構成

CNSC G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」(2006年12月)(英文48頁)	
1.0 目的	7.0 長期評価の実施
2.0 適用範囲	7.1 適切な方法の選択
3.0 関連する法令	7.1.1 カナダ環境アセスメント法
3.1 概要	7.1.2 カナダ環境省
3.2 法定要件	7.1.3 カナダ保健省
4.0 背景情報	7.1.4 カナダ環境関係閣僚会議
4.1 長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム	7.1.5 国際原子力機関
4.2 長期管理の概念	7.2 評価の考え方 (Assessment Context)
4.3 長期管理のための許認可審査 (Licensing Consideration)	7.2.1 背景情報 (Terms of Reference)
4.3.1 方法の決定	7.2.2 満たされるべき規制要件
4.3.2 設計の最適化	7.2.3 満たされるべき基準
4.3.3 評価の審査 (Assessment Evaluation)	7.2.4 安全性の立証に使用する方法
5.0 長期セーフティケース	7.3 システム記述
5.1 安全評価	7.3.1 サイト特性
5.1.1 追加的な論拠	7.3.2 廃棄物管理システム
5.2 様々な評価方法の使用	7.4 評価時間枠(Assessment Time Frames)
5.2.1 スコーピング評価とバウンディング評価	7.5 評価シナリオ
5.2.2 現実的最適評価と保守的過大評価について	7.5.1 通常変遷シナリオ (Normal Evolution Scenario)
5.2.3 決定論的予測と確率論的予測	7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ
5.3 頑健性とナチュラル・アナログ	7.5.3 制度的管理
5.4 安全性の補完的指標の使用	7.5.4 決定グループと環境の受容体の特定
6.0 許容基準の定義	7.6 評価モデルの開発とその使用
6.1 概要	7.6.1 評価モデルの開発
6.2 人間と環境の保護基準	7.6.2 数値計算ツールの信頼性 (Confidence in Computing Tools)
6.2.1 人間の放射線防護	7.6.3 評価モデルの信頼性 (Confidence in Assessment Models)
6.2.2 有害物質からの人間の保護	
6.2.3 環境の放射線防護	
6.2.4 有害物質からの環境の保護	
	8.0 結果の解釈
	8.1 評価結果と許容基準の対比
	8.2 不確実性の解析
	用語
	関連文書

3.3.4 REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設 「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018 年 10 月、ドラフト版)

目的・位置付け

REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設 「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018 年 10 月、ドラフト版) は、地層処分場 (DGR) のサイト特性調査段階 (site characterization stage) 及び立地プロセス (siting process) に関し、サイト特性調査で得られた情報を後続の許認可申請に用いることができるようにするガイダンスを定めている (前書き)。

REGDOC-1.2.1 は、1987 年に刊行された「R-72、高レベル放射性廃棄物の地層処分場立地に関する地質学的考慮事項」²⁷を置き換えるものであるが (前書き)、REGDOC-1.2.1 では、対象とする放射性廃棄物の種類を指定していない。なお、REGDOC-1.2.1 は現在はドラフト版となっている。

法的拘束力

2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書²では、CNSC による規制文書 (Regulatory documents) は、許認可 (licence) にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる (文献 2、E.3) とされている。

一方で、本 REGDOC では「shall (しなければならない)」等の単語の意味は定義されていないものの、表 3.2-6 に示された他の REGDOC にて要件を表すために用いるとされている「shall (しなければならない)」や「must (する必要がある)」という単語は用いられていない。

これらの事項と、本 REGDOC の「目的・位置付け」を併せて考慮すると、国別報告書の記述は REGDOC に関する一般的事項に過ぎず、REGDOC-1.2.1 は、法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないものと推定される。

構成

表 3.3-6 に REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設 「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018 年 10 月、ドラフト版)¹⁷の構成を示す。本文書は全 22 ページから成る。

表 3.3-6 REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設
「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018年10月、ドラフト版)¹⁷の構成

CNSC REGDOC-1.2.1 クラス 1B 施設

「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018年10月ドラフト版) (英文 22 頁)

前書き

1. 序章

- 1.1 目的
- 1.2 適用範囲
- 1.3 関連する法令
- 1.4 早期規制関与

2. サイト選定プロセスの概観

- 2.1 概念及び計画段階
- 2.2 調査段階
(Survey stage)
- 2.3 サイト特性調査段階
(Site characterization stage)
- 2.4 サイト確認段階
(Site confirmation stage)

3. サイト特性調査プログラム

- 3.1 サイト特性 I: 地質環境
(geological environment)
 - 3.1.1 地質学的環境 (Geological setting)
 - 3.1.2 水理地質学的環境
 - 3.1.3 地球化学
 - 3.1.4 地質学的安定性
 - 3.1.5 岩盤工学的特性
(Geomechanical characteristics)
- 3.2 サイト特性 II: 地表環境
 - 3.2.1 天候
 - 3.2.2 水域及び陸域環境
(Aquatic and terrestrial environment)
 - 3.2.3 地形 (Topography)、水文学及び洪水
 - 3.2.4 地形学的特性調査
(Geomorphology characterization)
 - 3.2.5 表層堆積物 (surficial deposits) の
地質工学的特性調査
(Geotechnical characterization)

4. 人間活動と土地利用

5. データの収集及び検証活動

- 5.1 マネジメントシステム
- 5.2 データマネジメントプログラム
- 5.3 サンプリング及び試験手順
- 5.4 統合と解釈

6. 検証と特性調査のための施設

用語

関連文書

3.3.5 REGDOC-2.11 廃棄物管理、カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み（2018年12月）

目的・位置付け

REGDOC-2.11、廃棄物管理、カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組みは、カナダの放射性廃棄物管理と廃炉のガバナンスと規制の枠組みに関する概要情報を示している。この規制文書は、廃棄物管理及び廃止措置に関する下記の文書の基礎を提供している（文献 19、前書き）。

- ・ REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 1 巻：放射性廃棄物の管理（ドラフト版）
- ・ REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 2 巻：ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理
- ・ REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 3 巻：放射性廃棄物管理の長期安全性の評価
（REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 3 巻 第 2 版：放射性廃棄物の長期管理のための
セーフティケース（ドラフト版）に置き換えの予定）
- ・ G-219、認可された活動の廃止措置計画
（REGDOC-2.11.2 廃止措置（ドラフト版）に置き換えの予定）

本文書は、放射性廃棄物の管理と施設の廃止措置を規制する CNSC のアプローチの根底にある哲学について説明し、CNSC の規制決定で考慮される原則を説明している。本文書では、以下の CNSC の規制方針についても詳しく説明している（文献 19、「1.1 目的」）。

- ・ 以下を目的とする放射性廃棄物管理のための措置の実施を要求する：
 - ・ 人間の健康及び安全、ならびに環境の保護
 - ・ 国家安全保障の維持
 - ・ 規制措置とカナダが合意している国際的義務との整合性の実現
- ・ 廃止措置と放射性廃棄物の管理と規制に関する国の基準及び実務と、国際的な基準及び実務との整合性の実現を促進する

上記の CNSC の規制方針は、「規制方針 P-290、放射性廃棄物の管理、2004年7月」及びこれを置き換えた「REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 3 巻：放射性廃棄物管理の長期安全性の評価、2018年5月」の付属書 A に示された指針と比較すると、放射性廃棄物の管理に加え、廃止措置が対象となっている部分が異なるものの、それ以外は同様のものとなっている。また、後述する「放射性廃棄物管理に関する規制上の決定で考慮される原則」においても規制方針 P-290 及び REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 3 巻の付属書 A と同一の内容が示されている。

なお、本規制文書は、放射性廃棄物の発生、取り扱い、処理、保管、輸送、処分を含む、カナダのすべての廃止措置および廃棄物管理施設と活動に関連している（文献 19、「1.2 範囲」）。

法的拘束力

2017年10月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第6回国別報告書²では、CNSCによる規制文書（Regulatory documents）は、許認可（licence）にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる（文献2、E.3）とされている。

一方で、表3.2-6に示したように「REGDOC-2.11、廃棄物管理、カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み」（2018年12月）の前書きでは、許認可での言及などの前提なしに、「shall（しなければならない）」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している」との記述が見られる。

しかし、REGDOC-2.11中には許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表す「shall（しなければならない）」という単語の使用は見られない。

以上のことから、国別報告書の記述はREGDOCに関する一般的事項であり、REGDOC-2.11は、法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないものと推定される。

構成

本文書の構成を表3.3-8に示す。本文書は全13ページから成る。

表 3.3-7 REGDOC-2.11、カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み¹⁹の構成

CNSC REGDOC-2.11 カナダにおける放射性廃棄物管理及び廃止措置の枠組み (2018年12月) (英文13頁)
前書き
1. 序章
1.1 目的
1.2 適用範囲
1.3 関連する法令
2. カナダの放射性廃棄物管理の国家枠組み
3. CNSCによる放射性廃棄物及び廃止措置の 規制枠組みと監視 (Oversight)
4. 国際的な義務
用語
関連文書
追加情報

放射性廃棄物管理に関する規制上の決定で考慮される原則

REGDOC-2.11の第3章(CNSCによる放射性廃棄物及び廃止措置の規制枠組みと監視)において、CNSCは「放射性廃棄物の監視 (oversight)」に係る規制方針として、6つの原則 (principles) を述べている。これら6原則の文言の表現を、規制方針P-290「放射性廃棄物の管理」で示されていた「放射性廃棄物管理に関する規制上の決定で考慮される原則 (POLICY STATEMENT)」(6項の箇条書き、表3.3-3を参照)と比較すると、英語の文

法表現にわずかな差（関係代名詞 **its** を **waste's** に置換、あるいは、接続詞 **when** を **during** **which** に置換）が見られるものの、実質的に同じである。

このことから、規制方針 **P-290** の内容は、**REGDOC-2.11** の第 3 章に取り込まれていると考えられる。

3.3.6 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 I 巻「放射性廃棄物の管理」 (2019 年 3 月、ドラフト版)

目的・位置付け

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 I 巻「放射性廃棄物の管理」は、放射性廃棄物を管理するための要件と指針を定めている（文献 20、「前書き」）。

本文書の目的は以下に関する要件と指針を示すことである（文献 20、「1.1 目的」）。

- ・ CNSC より各種の許認可取得者（licensees）に適用可能な放射性廃棄物管理について
- ・ 放射性廃棄物管理に適用される CSA グループ規格（CSA Group standards）の関連事項
- ・ 放射性廃棄物管理基準の特定の主題の補足

なお、CSA グループ（旧称 CSA : Canadian Standards Association）は、50 を超える技術分野で規格を開発しており、安全に関する規制がなされている多くの分野を含む標準化活動について、カナダ標準評議会（Standards Council of Canada）および同様の米国の組織から認定されている。CSA グループの原子力関連規格に関する委員会には、CNSC の職員が専門性を持ったステークホルダー（expert stakeholder）として参加している²⁸。

本文書は REGDOC への再編後に新たに作成されており、再編以前には、直接対応する文書はない。また、本文書は 2019 年 3 月発行のドラフト版である。

法的拘束力

2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書²では、CNSC による規制文書（Regulatory documents）は、許認可（licence）にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる（文献 2、E.3）とされている。

一方で、表 3.2-6 に示したように「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 I 巻、放射性廃棄物の管理」（2019 年 3 月、ドラフト版）の前書きでは、許認可での言及などの前提なしに、「shall（しなければならない）」および「must（する必要がある）」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」との記述が見られる。同 REGDOC では「shall（しなければならない）」が、前書きでの用語説明を除き、78 カ所にわたって用いられている。

以上のことから、同 REGDOC は、正式版の発効後には、「許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件」を含む文書となるものと推定される。

構成

本文書の構成を表 3.3-8 に示す。本文書は全 21 ページから成る。

表 3.3-8 3.3.4 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 I 巻「放射性廃棄物の管理」²⁰ の構成

CNSC REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 I 巻 放射性廃棄物管理

(2019 年 3 月ドラフト版) (英文 21 頁)

前書き

1. 序章

1.1 目的

1.2 適用範囲

1.3 関連する法令

2. CNSC による放射性廃棄物管理に関する方針と指針
(Policy and Guiding Principles)

3. 背景

4. 一般要件

5. 廃棄物管理プログラム

6. 放射性廃棄物の分類、廃棄物の特性調査、廃棄物受入基準

6.1 廃棄物の分類

6.2 廃棄物の特性評価

6.3 廃棄物受入基準

7. 放射性廃棄物管理の諸段階

7.1 発生

7.2 ハンドリング

7.3 処理 (Processing)

7.4 輸送

7.5 貯蔵

7.6 処分

8. 廃棄物パッケージ

9. 廃棄物管理貯蔵施設 (Waste Management Storage Facility)

9.1 廃棄物管理貯蔵施設の一般要件

9.2 廃棄物管理貯蔵施設のサイト特性評価

9.3 廃棄物管理貯蔵施設の設計

9.4 廃棄物管理貯蔵施設の建設と試験操業 (commissioning)

9.5 廃棄物管理貯蔵施設の操業

9.6 廃棄物管理貯蔵施設の廃止措置

10. 廃棄物管理処分施設 (Waste Management Disposal Facility)

10.1 廃棄物管理処分施設の一般要件

10.2 廃棄物管理処分施設のサイト特性評価

10.3 廃棄物管理処分施設の設計

10.4 廃棄物管理処分施設の建設と試験操業 (commissioning)

10.5 廃棄物管理処分施設の操業

10.6 支援施設の廃止措置と廃棄物管理処分施設の閉鎖

10.7 廃棄物管理処分施設のモニタリングとサーベイランス

10.8 廃棄物管理処分施設の閉鎖後期間

用語

関連文書

追加情報

3.3.7 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 II 巻「ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」(2018 年 11 月)

目的・位置付け

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 II 巻「ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」は、環境の保護及び人々の健康と安全の保護を保証するため、カナダにおける新規のウラン鉱山または選鉱・製錬 (mill) プロジェクト、及び／または、既存のウラン鉱山または選鉱場・製錬所 (mill) に於いて、サイトの準備、建設、操業及び廃止措置における、鉱山の廃石及び製錬鉱さい(mill tailings)の安全な管理のための CNSC の要件を提示するものである (文献 21、1.1 目的)。

本文書は、規制基準／規制指針 RD/GD-370²²および規制方針 P-290¹⁴を置き換えるものである。また、この規制文書は、REGDOC-2.9.1、環境保護：環境原則、評価および保護対策、第 1.1 版²⁹と併せて適用する必要がある (文献 21、「前書き」)。

法的拘束力

2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書 2 では、CNSC による規制文書 (Regulatory documents) は、許認可 (licence) にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる (文献、E.3) とされている。

一方で、表 3.2-6 に示したように「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 II 巻「ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」の前書きでは、許認可での言及などの前提なしに、「本文書に於いて、「shall (しなければならない)」は要件、即ち、許認可取得者または許認可申請者がこの規制文書を遵守するために満たす義務がある規定を表現するため使用している。」と記載されている。同 REGDOC では、前書きでの用語説明と法文の引用を除き、「shall (しなければならない)」が「2. 鉱山廃棄物に関する要件 (Requirements)」にて 4 カ所で用いられている。

以上のことから、同 REGDOC は、「許認可取得者または許認可申請者がこの規制文書を遵守するために満たす義務がある要件」を含む文書と推定される。

構成

本文書は、規制基準／規制指針 RD/GD-370²²および規制方針 P-290¹⁴を置き換えるものであり、本文の構成は RD/GD-370 と同様となっている。また、「付属書 A：放射性廃棄物管理の原則」は、規制方針 P-290 のうち第 1 章～第 5 章と同様の構成となっている。なお、本文書の本文と規制基準／規制指針 RD/GD-370 の内容を比較すると、引用される法令等に更新が見られる。本文書の構成を表 3.3-9 に示す。本文書は全 16 ページから成る。

表 3.3-9 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、
第 II 巻「ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理」²¹の構成

CNSC REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第 II 巻 ウラン鉱山の廃石及び製錬鉱さいの管理
(2018 年 11 月) (英文 16 頁)

1. 序章
 - 1.1 目的
 - 1.2 適用範囲
 - 1.3 関連する法令
 - 1.4 国内及び国際基準
2. 鉱山廃棄物に関する要件
3. 鉱山廃棄物管理の指針
 - 3.1 鉱山廃棄物管理の選択肢 (alternative) の選定に関する指針
 - 3.2 選択肢の評価
 - 3.3 モニタリング
4. 性能測定 (Performance Measurement)

付属書 A：放射性廃棄物管理の原則

- A.1 目的
- A.2 適用範囲
- A.3 定義
- A.4 背景
- A.5 方針 (Policy Statement)

用語

関連文書

3.3.8 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」（2018 年 5 月）

目的・位置付け

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」は、放射性廃棄物管理の長期的な安全性を評価する際に、新規の許認可及び許認可更新の申請者を支援することを目的としている。この文書では、放射性廃棄物の保管および廃棄の方法が環境および人々の健康と安全に及ぼす可能性のある長期的影響を評価するためのアプローチについて説明している。また、この規制文書は、規制対象となる施設や活動の許認可の基盤（licensing basis）の一部を形成することを目的としている。

本文書は、2006 年 12 月に発行された規制指針 G-320 および 2004 年 7 月に発行された規制方針 P-290 を置き換えるものである（文献 23、「前書き」）。

法的拘束力

2017 年 10 月に発行された放射性廃棄物等安全条約に基づくカナダ第 6 回国別報告書²では、CNSC による規制文書（Regulatory documents）は、許認可（licence）にて言及されている場合、法的拘束力のある要件となる（文献、E.3）とされている。

一方で、表 3.2-6 に示したように「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」の前書きでは、以下のような記述が見られる。

「直接または間接的に（許認可取得者が参照した文書などを通じて）許認可で参照されている場合、この文書は規制された施設または活動の許認可基準の一部である。（略）この文書が許認可基準の一部である場合、「shall（しなければならない）」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」

しかし、同 REGDOC では、前書きでの用語説明と法文の引用を除き「shall（しなければならない）」という単語は使用されていない。

以上のことから、同 REGDOC は法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないと推定される。

構成

本文書は、規制指針 G-320⁸ および規制方針 P-290¹⁴ を置き換えるものであり、本文の構成は規制指針 G-320 と同様となっている。また、「付属書 A：放射性廃棄物管理の原則」は、規制方針 P-290 のうち第 1 章～第 5 章と同様の構成となっている。本文書にはこれらに加えて、「付属書 B：放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管」及び「付属

書 C：放射性廃棄物の特性評価手法」が追加されている。

表 3.3-10 に REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」の構成を示す。本指針は全 55 ページの文書である。

表 3.3-10 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、
第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」²³の構成

CNSC REGDOC-2.11.1 廃棄物管理 第III巻 放射性廃棄物管理の長期安全評価 (2018年5月)(英文55頁)
前書き (Preface)
1. 目的
2. 適用範囲
3. 関連する法令
3.1 概要
3.2 法定要件
4. 背景情報
4.1 長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム
4.2 長期管理の概念
4.3 長期管理のための許認可審査 (Licensing Consideration)
4.3.1 方法の決定
4.3.2 設計の最適化
4.3.3 評価の審査 (Assessment Evaluation)
5. 長期セーフティケースの開発
5.1 安全評価
5.1.1 追加的な論拠
5.2 様々な評価方策の使用
5.2.1 スコーピング評価とバウンディング評価
5.2.2 現実的最適評価と保守的過大評価について
5.2.3 決定論的予測と確率論的予測
5.3 頑健性とナチュラル・アナログ
5.4 安全性の補完的指標の使用
6. 許容基準の定義
6.1 概要
6.2 人間と環境の保護基準
6.2.1 人間の放射線防護
6.2.2 有害物質からの人間の保護
6.2.3 環境の放射線防護
6.2.4 有害物質からの環境の保護
7. 長期評価の実施
7.1 適切な方法の選択
7.1.1 カナダ環境アセスメント法
7.1.2 カナダ環境省
7.1.3 カナダ保健省
7.1.4 カナダ環境関係閣僚会議
7.1.5 国際原子力機関
7.2 評価の考え方 (Assessment Context)
7.2.1 背景情報 (Terms of Reference)
7.2.2 満たされるべき規制要件
7.2.3 満たされるべき基準

-
- 7.2.4 安全性の立証に使用する方法
 - 7.3 システム記述
 - 7.3.1 サイト特性
 - 7.3.2 廃棄物管理システム
 - 7.4 評価時間枠 (Assessment Time Frames)
 - 7.5 評価シナリオ
 - 7.5.1 通常変遷シナリオ
(Normal Evolution Scenario)
 - 7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ
 - 7.5.3 制度的管理
 - 7.5.4 決定グループと環境の受容体の特定
 - 7.6 評価モデルの開発とその使用
 - 7.6.1 評価モデルの開発
 - 7.6.2 数値計算ツールの信頼性
(Confidence in Computing Tools)
 - 7.6.3 評価モデルの信頼性
(Confidence in Assessment Models)

8. 結果の解釈

- 8.1 評価結果と許容基準の対比
- 8.2 不確実性の解析

付属書 A：放射性廃棄物管理の原則

- A.1 目的
- A.2 適用範囲
- A.3 定義
- A.4 背景
- A.5 方針 (Policy Statement)

付属書 B：放射性廃棄物管理の分類、規制免除、 クリアランス、減衰保管

- B.1 一般
- B.2 免除とクリアランス
- B.3 減衰保管
- B.4 分類システム－構成
- B.5 低レベル放射性廃棄物
- B.6 中レベル放射性廃棄物
- B.7 高レベル放射性廃棄物
- B.8 ウラン鉱山及び製錬の鉱さい
(Uranium mine and mill tailings)

付属書 C：放射性廃棄物の特性評価方法 (characterization)

- C.1 概要
- C.2 物理的特性の評価
- C.3 放射線学的特性の評価
- C.4 化学的及び生物学的特性の評価
- C.5 安定化された廃棄物形態の特性評価

用語

関連文書

3.3.9 DGR の環境影響評価書 (EIS) の準備のためのガイドライン (2009 年 1 月)

目的・位置付け

この文書 (ガイドライン) の目的は、提案者 (proponent) である OPG 社に対して、低レベルおよび中レベルの放射性廃棄物を処分 (store) する地層処分場 (DGR) の環境影響評価書 (EIS) の準備で対処しなければならない (must) 情報の性質、範囲、範囲を特定することである。提案者は、プロジェクトのサイト準備、建設、操業、廃止措置、および放棄 (decommissioning and abandonment) の累積効果を含む潜在的な環境影響を調査し、その重要性を評価する EIS を準備および提出する。さらに、提案者は、本文書の付属書 2 (関連する規制文書) に詳述されているサイトの準備および建設許可 (licence) のすべての要件 (requirements) に対処する。この情報は、カナダの環境評価法と原子力安全管理法に基づいて設立された合同評価パネルによって、公開審査の基礎として使用される。

EIS ガイドラインは、完全でアクセス可能な EIS を準備するためのフレームワークを提供するが、合同評価パネル、一般、技術および規制当局 (agencies) による適切な評価を可能にするために、潜在的な環境影響に関する十分なデータと分析を提供することは提案者の責任である。EIS ガイドラインは、最小限の情報に関する要件 (requirements) の概要を示しながら、提案者に EIS 用のデータをコンパイルする方法を選択する柔軟性を提供する。

EIS がこれらのガイドラインに適切に対応することを保証するために、提案者その他の政府機関、先住民、および利害関係者の間の交流が、適切な場合に奨励される。(文献 26、「1.1 ガイドラインの目的」)。

法的拘束力

本文書の「1.1 ガイドラインの目的」では、提案者 (proponent) である OPG 社が対処するサイトの準備および建設許可の要件 (requirements) を付属書 2 にて提示していることを述べているが、付属書 2 はクラス I 原子力施設に関する規則を示したものである。

一方で、本文書では「shall (しなければならない)」等の単語の意味は定義されていないものの、「shall (なければならない)」は、他の法令の遵守について述べた文、及び関連する規制文書を示した付属書 2 にしか用いられていない。

これらのことから、本文書は、法的拘束力を持つ要件を示すための文書ではないと推定される。

構成

「DGR の環境影響評価書の準備のためのガイドライン」の構成を表 3.3-11 に示す。本文書は 115 ページから成る。

表 3.3-11 「DGR の環境影響評価書の準備のためのガイドライン」²⁶ の構成

DGR の環境影響評価書の準備のためのガイドライン (2009年1月) (英文 115 頁) カナダ環境アセスメント局と CNSC が合同で準備した文書	
第 1 部 序論	
1. 背景	9. 環境アセスメントの境界 (boundary)
1.1 ガイドラインの目的	9.1 空間的境界と規模
1.2 環境アセスメントと規制プロセス	9.2 時間的境界
1.3 EIS の準備とレビュー	9.3 貴重な生態系構成要素 (Valued Ecosystem Components)
2. 指導原則 (Guiding Principles)	10. 現在の環境
2.1 計画のツールとしての環境アセスメント	10.1 生物物理学的環境 (Biophysical Environment)
2.2 公衆参加と先住民の関与	10.2 社会経済的状況
2.3 伝統的な知識	11. 影響予測、緩和策及び残存影響の重要性
2.4 持続可能な開発	11.1 影響予測 (Effects Prediction)
2.5 予防的アプローチ	11.2 緩和策 (Mitigation Measures)
2.6 調査の戦略と方法論	11.3 残存影響の重要性 (Significance of Residual Effects)
2.7 既存情報の利用	11.4 生物物理学的環境
3. EIS の提示	11.5 社会経済的影響
3.1 環境影響評価書の要約	12. 事故、機能不全及び悪意ある行為
4. 適用範囲	13. DGR の長期安全性
4.1 プロジェクトの範囲	13.1 DGR の長期安全性の立証
4.2 EIS にて考慮すべき要素	13.2 評価シナリオの選択
	13.3 セーフティケースにおける追加的議論
	13.4 数学モデルの信頼性 (Confidence in Mathematical Models)
	13.5 評価結果の解釈及び承認基準との比較 (Comparison with Acceptance Criteria)
第 2 部 EIS の内容	14. 累積影響
5. 背景	15. 再生可能資源の容量 (Capacity)
5.1 セットティング	16. 追跡調査プログラム (Follow-up Program)
5.2 プロジェクトの概要と目的	17. 評価の要約と結論
5.3 提案者 (Proponent)	18. 参考文献
5.4 環境アセスメントと規制プロセス及び許認可	付属書 1-用語と略語
5.5 国際協定	付属書 2-クラス I 原子力施設に関する 一般原子力安全管理規制、 及び原子力安全管理法
6. 公衆参加	
6.1 先住民	
6.2 政府機関	
6.3 ステークホルダー	
6.4 他の公衆参加	
7. プロジェクトの正当化	
7.1 プロジェクトの目的と必要性	
7.2 プロジェクトの代替案 (Alternatives)	
7.3 プロジェクト実施の代替手法 (Alternative Means)	
8. プロジェクトの記述	
8.1 一般情報と設計の記述	
8.2 サイトの準備と建設	
8.3 操業	
8.4 変更	
8.5 廃止措置 (Decommissioning)	
8.6 放棄 (Abandonment)	
8.7 機能不全、事故及び悪意ある行為	
8.8 環境保護の方針と手続き	

EIS ガイダンス「第 13 章 DGR の長期安全性」の概要

本文書の第 13 章では地層処分場の長期安全性について約 3 ページの分量にて簡潔に述べている。また、ここでの記述内容の「追加情報及び説明は以下の文献に見つかる」としている (13.1)。

- CNSC 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」
- CNSC 規制方針 P-290 「放射性廃棄物の管理」
- IAEA 安全基準シリーズ No.WS-R-4 「放射性廃棄物の地層処分」、安全要件

第 13 章全体の記述を調査すると、ここでの記述内容の殆どは、CNSC 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」の第 5 章～第 8 章の記述内容との対応が見られる。

以上のことから、第 13 章は規制指針 G-320 に示された長期安全性の評価に関する概要を中心として簡易に記述したものと考えられる。表 3.3-12 に本文書の第 13 章の記述の概要と規制指針 G-320 における対応箇所を示す。

表 3.3-12 「DGR の環境影響評価書の準備のためのガイドライン」の
「第 13 章 DGR の長期安全性」の記述概要と規制指針 G-320 における対応箇所

節	記述内容	規制指針 G-320 における対応箇所
13.1 DGR の長期的安全性の立証	<ul style="list-style-type: none"> ・ 長期安全性の立証は、 <ul style="list-style-type: none"> - 提案された DGR が人の健康と環境を保護する方法で機能するという合理的保証を用意することから成る。 - セーフティケースの開発を通して達成される。 ・ セーフティケースには、施設の長期的な安全性に対する信頼を提供するために、追加の議論と証拠によって補完された安全評価が含まれている。 	5.0 長期セーフティケースの開発
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全評価は、 <ul style="list-style-type: none"> - セーフティケースの中核をなすものである。 - 施設の全体性能、ならびにそれが人間の健康と環境に及ぼす施設の影響を評価する解析を含む ・ 長期安全性の評価は、一般に、汚染物質の放出、汚染物質の移行、レセプタへの曝露、および処分施設とサイトの予想される変遷のシナリオに基づく潜在的な影響の経路分析に基づいている。 	5.1 安全評価
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 追加情報及び説明は以下の文献に見つかる。 <ul style="list-style-type: none"> - CNSC 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」 - CNSC 規制方針 P-290 「放射性廃棄物の管理」 - IAEA 安全基準シリーズ No.WS-R-4「放射性廃棄物の地層処分」、安全要件 	
13.2 評価シナリオの選択	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全評価を実施する最初のステップは、シナリオの開発である。 ・ シナリオは、 <ul style="list-style-type: none"> - 評価においてモデリングされる想定された一連の将来条件または事象である。 - サイトおよび環境の潜在的な将来の状態をすべて説明できるよう十分に包括的である必要がある。 - サイトの特性、廃棄物の特性、レセプタの特性、およびそれらの生活様式の現在および将来の条件に基づき、体系的で透明かつ追跡可能な方法で開発する必要がある。 ・ 安全評価では、下記のシナリオを含めるのが一般的である。 <ul style="list-style-type: none"> - サイトおよび施設の時間経過に伴う通常の（または予想される）変遷の中心的なシナリオ - 破壊的事象または閉じ込め失敗のモードの影響を調べる追加シナリオ ・ 安全評価は、開発された一連のシナリオが信頼できる包括的なものであることを立証する必要がある。一部のシナリオは、発生する可能性が極めて低いため、または軽微な影響となるため、評価から除外される場合がある。シナリオを除外または含めるために使用されるアプローチとスクリーニング基準は、正当化され、十分に文書化される必要がある。 	7.5 評価シナリオ
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常変遷シナリオは、 <ul style="list-style-type: none"> - 現在のサイトの特徴とレセプタの生活様式の合理的な外挿に基づく必要がある。 - 経年に伴う、サイトの予想される変遷と廃棄物処分システムの劣化（バリア機能の段階的または完全な損失）を含める必要がある。 	7.5.1 通常変遷シナリオ
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 破壊的事象シナリオでは、起こりうる異常な劣化と閉じ込めの喪失につながる、可能性の低い事象の発生を想定する。 	7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ

節	記述内容	規制指針 G-320 における対応箇所
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 様々なシナリオの下で予想される処分場の変遷は、以下の組合せによりサポートされる必要がある。 <ul style="list-style-type: none"> - 専門家の判断 - サイトの過去の変遷に関するフィールドデータ、 ・ 処分場の変遷に重要な役割を果たす化学的、熱的、水理学的、水理地質学および力学的プロセスを結合する数学モデル 	直接的な対応箇所はない。
13.3 セーフティケースにおける追加的議論	<ul style="list-style-type: none"> ・ 将来の予測が進むにつれて不確実性が高まるため、長期安全性の評価は、次のような追加的議論と複数の道筋から成る論拠によってもサポートされる必要がある。 <ul style="list-style-type: none"> - 様々な安全性評価戦略の使用：例えば、スコーピングおよびバウンディング計算などの評価アプローチ、決定論的および確率論的アプローチの組み合わせを使用する。 - 廃棄物処分システムの頑健性の立証：廃棄物処分システムが極端な状況、破壊的事象、または予期しない閉じ込め機能喪失の下で安全機能を維持することを立証することを伴う。セーフティケースは、その全体的な頑健性に寄与する廃棄システムのさまざまな構成要素の相対的な役割を示し、説明する必要がある。 - 通常、規制限度との比較のために計算される線量および環境濃度に対する補完的な安全指標の使用。安全性を説明するその他のパラメータには次のものがある。 <ul style="list-style-type: none"> - 地下水年代と移行時間 - 汚染物質の流れ - 特定の環境媒体中の汚染物質の濃度（例：地下水中のラジウム濃度） - 廃棄物の毒性の変化 	5.1.1 追加的論拠 5.2 様々な評価方策の使用 5.3 頑健性とナチュラル・アナログ 5.4 安全性の補完的指標の使用
13.4 数学モデルの信頼性 (Confidence in Mathematical Models)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 提案者 (proponent) は、セーフティケースをサポートするために使用される数学的モデルに十分な信頼を提供する必要がある。 ・ 数学モデルの方程式は通常、コンピュータ・コードを使用して数値的に解かれる。コードが数学モデルの方程式を適切に解くように、これらのコードの適切な検証を実証する必要がある。 ・ 提案者 (proponent) は、使用する溶質移行モデリングコードの選択を正当化し、コードの検証と妥当性確認 (verification and validation) に関するサポート情報を提供する必要がある。 	7.6.2 数値計算ツールの信頼性
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 次の行動のいずれかまたは全ての実行により、数学モデルの信頼性を提供できる。 <ul style="list-style-type: none"> - 全く異なる評価戦略とコンピュータ・ツールを使用して、独立した予測を実行する。 - 長期評価モデルの結果と補完的なスコーピング及びバウンディング評価の結果の一貫性を示す。 - 評価モデルを廃棄物管理システムのアナログに適用して、アナログから入手可能な実際のデータの事後監査 (post-audit) を通じて信頼を構築する。 - ベンチマーク問題のモデル相互比較研究の実行。 ・ 公開文献の公表 (publication) による科学的ピアレビューと科学技術コミュニティによる広範な使用により、評価モデルへの信頼が増す。 	7.6.3 評価モデルの信頼性

節	記述内容	規制指針 G-320 における対応箇所
<p>13.5 評価結果の解釈及び承認基準との比較 (Comparison with Acceptance Criteria)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 許容基準 (acceptance criteria) と規制ガイダンスの遵守を評価する必要があり、評価に関連する不確実性を分析する必要がある。 ・ 許容基準は、評価モデルの計算結果を判断するために使用される数値 (規制値) である。これらの許容基準は、原子力安全管理法とその関連規制、および CNSC 規制指針 G-320 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」および規制方針 P-290 「放射性廃棄物の管理」を含む他の適用法の遵守を保証する。規制の主な制限は、有害物質の放射線量と環境濃度であり、これらのパラメータは安全性の主要な指標として長期評価で計算されることが期待されている。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 長期評価の許容基準は、現在の規制の制限、基準、目的、およびベンチマークである。長期評価にこれらの許容基準の一部 (線量の制約や安全係数など) を採用すると、予測および将来の人間の行動の不確実性が将来不合理なリスクをもたらさないという追加の保証が提供される。申立当事者 (proponent) は、評価に採用された許容基準を確立し、正当化することが期待される。 	<p>6.0 許容基準の定義 6.1 概要</p>
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 評価結果を解釈するとき、申請者 (applicant) は、評価結果を制御している基礎となる科学および工学の原則の完全な理解を示す必要がある。評価の結果を分析して、システムの性能の期待値と、モデルおよびシナリオの開発に使用される一連の仮定と単純化との整合性を確認する必要がある。予期しない評価結果または不一致は、調査して説明する必要がある。 ・ 予測の不確実性の解析を実行して、不確実性の原因を特定し、これらの不確実性が安全性に与える影響を判断する必要がある (感度解析など)。この解析では、サイト特性データ、概念サイト記述モデル、シナリオの仮定、および評価モデルの数学の不確実性から生じる不確実性を区別する必要がある。長期的な安全性に重要な影響を与える不確実性については、数学的モデルの改良と組み合わせたフォローアップ分野および研究所における調査プログラムを提案する必要がある。 	<p>8.0 結果の解釈</p>

3.4 REGDOC-2.11.1 vol. 3（現行版）の内容

3.4.1 REGDOC 本文の概要

本項では、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」²³の本文について、概要を表 3.4-1 に示す。

セクション 3.3.8 に述べたように、本規制文書の前書きでは「この文書が許認可基準の一部である場合、「shall（しなければならない）」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している」としているものの、用語説明と法文の引用を除き「shall（しなければならない）」という単語は使用されておらず、本規制文書は「許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件」を示すための文書ではないと推定される。

一方で、前書きにて「指針または助言であることを表すために使用している」とする「should（すべきである）」という単語は、全体で 100 カ所以上に用いられており、本規制文書が許認可取得者または許認可申請者への「指針または助言」を示すことを主眼とした文書であることが分かる。また、前書きでは意味が定義されていないものの、「must（する必要がある）」という単語も数カ所で用いられている。

従って本規制文書の内容のうち、重要な部分は「should（すべきである）」または「must（する必要がある）」という単語を用いた文であると考え、本項ではこれらの文を網羅するように記述する。

表 3.4-1 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」²³の構成と概要（本文のみ）

章	節	項	概要または代表的記述
前書き			<ul style="list-style-type: none"> 本規制文書は、放射性廃棄物管理の長期安全性の評価に際し、新しい許認可の申請者、及び許認可の更新申請者を支援すること、規制対象となる施設や活動の許認可基盤 (Licensing basis)の一部を形成することを目的としている。 許可取得者はガイダンスを確認し、熟考することが期待されている。その指示に従わないことを選択した場合は、選択した代替アプローチでどのように規制要件を満たすのかを説明すべきである。 本規制文書は、規制指針 G-320 および規制方針 P-290 を置き換えるものである。
1. 目的			<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物管理の長期安全性の評価に際し、新しい許認可の申請者、及び許認可の更新申請者を支援することを目的とする。
2. 適用範囲			<ul style="list-style-type: none"> 本規制文書は、許認可申請書を裏付けるために長期安全性の評価を扱い、評価の方法論、体系及びアプローチに関する議論を含む。
3. 関連する法令			<ul style="list-style-type: none"> CNSC の役割、原子力安全管理法の下で CNSC の許認可を必要とする事項を説明。
	3.1	概要	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全管理法の下で要求される許認可の種類を説明。 申請者による、環境と人間の健康及び安全を保護する対策に関する時間的な期限 (time limit) は、原子力安全管理法または関連する諸規則では明示されていないため、その評価には放射性廃棄物または残留汚染から生じる潜在的な長期影響の評価が含まれる必要がある (must)。従って、長期安全性の評価は、許認可サイクルの各段階における申請の際に要求されている (required) 情報の一部である。 NSCA 及び諸規則は、環境と人間の両方の保護を規定するものであるため、本規制文書の付属書 A に示されるように、長期評価においては、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からの人間及びそれ以外の生物相に及ぼす影響を扱うべきである。
	3.2	法定要件	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物管理の長期安全性に関連する要件として、NSCA 及び同法に基づいて制定された規則の条文を提示。
4. 背景情報			<ul style="list-style-type: none"> CNSC の許認可事業から発生した廃棄物の管理方法を示し、放射性廃棄物の長期管理に適用可能な追加的なアプローチとして、地表・浅地中施設、及び廃棄物の処分または長期貯蔵 (long-term storage) のための地層施設を提示。
	4.1	長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム	<ul style="list-style-type: none"> 長期安全評価による情報の使用先、長期安全性の評価に関する CNSC の関心事項、長期安全性の評価の要素について概要を説明。
	4.2	長期管理の概念	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の長期管理を行う必要性に関する原則を提示。 長期管理の概念は、貯蔵施設、処分施設の何れの場合も、廃棄物の閉じ込めと隔離に基づくことを説明。 廃止措置計画及びその活動を裏付ける安全性の長期評価は、廃棄物の長期管理に使用される施設だけでなく、廃止措置の活動によって残される残留汚染にも対処する必要がある (must)。
4.3 長期管理のための許認可審査(Licensing Consideration)			
	4.3.1	方法の決定	<ul style="list-style-type: none"> 許認可を受けた活動から発生する放射性廃棄物の長期管理計画が、すべての適用要件に整合しているという合理的保証を準備すべき。 選択された方法の受容性については、許認可前段階での CNSC スタッフとの協議を推奨。
	4.3.2	設計の最適化	<ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の設計については、すべての適用要件を満足するように最適化すべき。 放射性廃棄物管理施設の設計については、規制限度を満たすだけでなく、長期安全性が確保されることを保証するよう、一定の裕度をもって規制限度以下となるようにすべきである。

	4.3.3 評価の審査 (Assessment Evaluation)	<ul style="list-style-type: none"> 長期安全性評価に関する報告書の指針または助言と、CNSC による審査方法を説明。 長期安全性評価に関する報告書は、 <ul style="list-style-type: none"> 明示的で十分に文書化した格好で、評価の対象ならびに評価の理由と方法を記述すべき。 報告書の詳しさと明快さは、レビュー担当者が評価の背後にある論理を容易に読み取れるレベルであるべき。 評価結果を確認するために、簡易計算を使っても、あるいは結果を完全に再現することによっても、他に依存せずに計算できる十分な詳しさが含まれるべき。
5. 長期セーフティケースの開発		<ul style="list-style-type: none"> セーフティケースの開発を通じて長期安全性の立証が達成されること、セーフティケースには安全評価が含まれることを説明。
	5.1 安全評価	<ul style="list-style-type: none"> 安全評価は、施設の全体性能、ならびに人間の健康と環境に及ぼす施設の影響を評価する解析を含む。 長期安全性の評価では、多くの場合、汚染物質の放出と移行、受容体の被ばく等を予測するために、サイトまたは施設の変遷について予測されるシナリオに基づく経路解析を行う。 安全評価の文書には、廃棄物管理システムのモデルの開発において下された決定の明瞭かつ完全な記録、ならびに採用した仮定を記述すべきである。モデルで使用され、ある結果に到達するために使用したパラメータ及び変数を報告し正当化すべきである。
	5.1.1 追加的な論拠	<ul style="list-style-type: none"> 安全性の立証は、時間スケールが増大すると、定量的予測が当てにならず、定性的な論拠に依存することが多くなるため、長期に対する定量的予測は、保証された影響と見なすのではなく、むしろ安全性の指標と見なすべきである。 長期安全性の評価をセーフティケースで示す追加的な論拠によって裏付けるべきである。
	5.2 様々な評価方策の使用	<ul style="list-style-type: none"> 長期安全性を立証するために使用される方策は多くの手法から構成される。手法として 5.2.1~5.2.3 を例示。 評価方策の選択は、長期安全性を立証する文書で議論し、正当化すべきである。評価の目的は、採用したモデル化方法、ならびにその結果が備えるべき信頼レベルの正当化にあることも期待されている。
	5.2.1 スコーピング評価とバウンディング評価	<ul style="list-style-type: none"> 各評価手法の使用における注意点を記述。 バウンディング評価から限界値を求めることによって、ならびにスコーピング評価からシステムの重要な側面を特定することによって、長期評価の計算 (calculations) を実用的に確認することができ、安全性の予測に対する信頼性を改善できる。
	5.2.2 現実的最適評価と保守的過大評価について	<ul style="list-style-type: none"> 各評価手法の使用における注意点を記述。 現実にも最も起こり得る説明を提供するための、実際のサイトや施設のデータ等を用いた、廃棄物管理システムの現実的最適評価は、現実性の低い保守的な過大評価結果が許容基準を満たさない場合に頻繁に使用される。 保守的なアプローチは、コンピュータ・コードとモデルの開発、及びプロセスのコンピュータ・モデルへの取りこみの際に行う仮定と単純化に起因し、結果的にリスクまたは影響を過小に評価すべきではない場合に使用すべきである。 すべての仮定が保守的であることは必ずしも必要でないこともある。しかし、すべての仮定の最終の影響は、長期影響とリスクの保守的な表現とすべきである。
	5.2.3 決定論的予測と確率的計算 (calculations)	<ul style="list-style-type: none"> 各評価手法の使用における注意点を記述。 許容基準と対比することになる単一値結果を計算するために、決定論的モデルでは単一値入力データを使用する。こうした予測では、入力データ値のバリエーションは考慮できない。データの可変性を説明するためには、個々の予測において様々な入力パラメータ値を使用しなければなら

		<p>らない (must)。</p> <ul style="list-style-type: none"> 確率論的評価の結果は、特定の入力データ値を有するシナリオが実際に発生するという確率を反映しているので、影響の規模及びその発生の頻度として提示し、議論すべきである。
5.3 頑健性とナチュラル・アナログ		<ul style="list-style-type: none"> 申請者は、廃棄物管理システムへの意図的でない人間侵入を含み、極端な条件、破壊的事象、あるいは想定できない閉じ込め機能喪失のもとでも、システムがその完全性と確実性(reliability)を維持できることを立証すべきである。これは、多重の人工バリアの適切な設計、または好ましいサイト特性、あるいはその両方によって達成される。 セーフティケースでは、システムの全体の頑健性に寄与する構成要素の相互的な役割を説明すべきである。 廃棄物管理システムのナチュラル・アナログによる立証について説明。
5.4 安全性の補完的指標の使用		<ul style="list-style-type: none"> 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、線量や汚染物質濃度以外の追加的指標について説明。 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。 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。
6. 許容基準の定義		
6.1 概要		<ul style="list-style-type: none"> 許容基準は、評価モデル計算 (calculations) の結果を判定するために使用する数値である。許容基準と対比するために計算するパラメータは、原子力安全管理法及び同法に関連する規則、ならびに他の適用法規によって課せられた規制要件の達成について合理的保証を与えるものであるべきである。 廃棄物管理システムの性能指標にもなる追加的モデル・パラメータも計算すべきである。
6.2 人間と環境の保護基準		<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の放射線障害と非放射線障害の両方に対する人間と環境の保護に対する規制要件は 6.2.1~6.2.4 の 4 つの許容基準に区分される。
6.2.1 人間の放射線防護		<ul style="list-style-type: none"> 施設または汚染サイトの長期安全性の評価は、公衆の被ばくに対する規制線量限度 (現行 1 mSv/年) を超えないという合理的保証を与えるべきである。しかし、多数の発生源に被ばくのあり得ることを説明するために、かつ評価されている施設に起因する線量が合理的に達成可能な限り低い (ALARA) ことを確実にするのに役立つために、規制限度未満である許容基準を使用すべきである。 最適化プロセスでは線量拘束値 (dose constraint、例 : ICRP、約 0.3 mSv/年) は、設計目標 (design target) として使用されるが、遵守限度としては使用されないため、評価モデル (assessment model) の予測における不確実性を説明するために線量拘束値を使用すべきではない。 モデル化における不確実性は、評価モデル、シナリオ設計、パラメータの選定に保守性を持たせることによって取り扱うべきである。 決定論的評価と確率論的評価における線量の取り扱いについて説明。 放射線学的な許容基準の表現形態は、長期評価のために選択された方法及び方策と整合させるべきである。 確率論的評価の結果は、シナリオの確率と確率的影響の発現確率の積をすべての重要なシナリオについて総和した値である。この場合の放射線学的な許容基準は、それぞれの確率論的評価結果と直接対比するためのリスク (即ち、確率的影響の発現確率) として表現される必要がある (must)。 確率論的評価では、低確率の大きな影響のシナリオは、高確率の小さな影響のシナリオと同じ潜在リスクを有することがあり得る。計算された潜在リスクとリスク許容基準との直接対比に加えて、確率論的方法も採用するならば、評価結果は、ある線量が生じる確率についての議論を含み、線量分布を線量許容基準と対比して評価すべきである。

	6.2.2 有害物質からの人間の保護	<ul style="list-style-type: none"> 有害物質からの保護に関し、可能であれば、人間の健康を保護するためのカナダ環境関係閣僚会議（CCME）のカナダ環境品質指針（2002年 CCME）をベンチマークまたは毒物学的参照値に使用すべきである。CCME の人間の健康指針が使用できない場合、人間の健康影響ベースの州指針を使用すべきである。例えば、地下水を含む飲用水中の汚染物質については、カナダの飲料水水質指針（2002年 CCME）を使用すべきである。 ベンチマークを確立する時に使用される安全係数や発がんリスクについて説明。
	6.2.3 環境の放射線防護	<ul style="list-style-type: none"> 人間以外の生物相の放射線防護について、最大の関心事は、確定的影響に帰する有機体への全放射線量である。 環境の放射線防護を保証する基準の作成は、有害物質のために確立された調査計画に従うべき。
	6.2.4 有害物質からの環境の保護	<ul style="list-style-type: none"> 安全係数の使用等について説明。 導出されたベンチマークは、環境保護的であり、かつ科学的に擁護可能である必要がある（must）。また、その使用に当たっては正当化する必要がある（must）。
7. 長期評価の実施		<ul style="list-style-type: none"> 長期評価を実施するためのすべての方法は下記の要素を含むべきである。 <ul style="list-style-type: none"> 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
7.1 適切な方法の選択		<ul style="list-style-type: none"> 申請者は、使用する方法に文書による裏付けを提供し、かつ正当だと理由付けることが期待される。 特定の目的に関する評価に限定されたガイダンスとして、7.1.1～7.1.5を例示。 <ul style="list-style-type: none"> 7.1.1 カナダ環境アセスメント法（CEAA 2012）：事業の実施前に環境への影響を見極め、軽減することを確実にすることを目的として、連邦当局が使用する計画ツール。CEAA 2012 に従って行われる環境アセスメントの結果は、事業による環境影響が重大となり得るかにについての判断である。この判断は、事業提案を許認可フェーズに進めるべきかどうかを決定する際に考慮される。 7.1.2 カナダ環境省：評価においては、モデル選定、ならびに使用されるモデルの利点、弱点及び限界の論理的根拠を明示的に扱うべきである。重要な仮定と論理的根拠、科学的コンセンサスの範囲と不確実性、ならびに合理的な代替仮定の評価結論及び判断に及ぼす影響を、明瞭に見極めるべきである。データの変異性と不確実性、パラメータ感度、ならびにモデルの不確実性についての情報も含めるべきである。 7.1.3 カナダ保健省 7.1.4 カナダ環境関係閣僚会議：表題「生態学的リスク評価のための枠組み：一般的ガイダンス」の CCME ガイダンス文書は、生態学的リスク評価（ERA）を計画することに助言を与え、かつその主要な構成要素を記述している（1996年 CCME）。この計画には、サイト特性調査、問題の見極めと貴重な生態系構成要素（VEC）の特定、基本方針の設定、概念モデルの開発、評価終了点と測定終了点の選択、ならびに努力レベルの設定を含めるべきである。 7.1.5 国際原子力機関
7.2 評価の考え方 (Assessment Context)		<ul style="list-style-type: none"> 評価の考え方とは、評価を行う背景情報、満たされるべき規制要件、使用されるべき基準、ならびに安全基準を長期にわたって満たし得ることを立証するために採用する方法を定義するものである。
7.2.1 背景情報 (Terms of Reference)		<ul style="list-style-type: none"> 背景情報は、評価目的と論理的根拠を提示し、下記の質問に答えるべきである。 <ul style="list-style-type: none"> なぜ評価を行うのか？ 評価結果を示す相手は誰であるのか？ 評価の結果次第で何が決まるのか？
7.2.2 満たされるべき規制		<ul style="list-style-type: none"> 「評価の考え方」においては、規制枠組みを記述すべきであり、その枠組みに従って評価を行うことになる。

要件	
7.2.3 満たされるべき基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 評価結果の判定に用いる基準は、「評価の考え方」で特定すべきである。 ・ 評価結果の判定に用いる基準は、規制限度と基本方針、その他の科学的に正当だと認められるベンチマーク、あるいはバリア性能または地下水移動時間など、システム性能を表示する補完的な安全指標に基づくことができる。
7.2.4 安全性の立証に使用する方法	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「評価の考え方」においては、長期にわたる安全性を立証し、かつ結果の信頼性を高めるために使用する方法を記述すべきである。 ・ 結果の信頼性を高めるために使用する方法において、「付属書 A：放射性廃棄物の管理」で述べられる放射性廃棄物管理の原則への取り組みを記述すべきである。
・ 7.3 システム記述	<ul style="list-style-type: none"> ・ システム記述においては、サイト特性と廃棄物管理システム設計を記述すべきである。 ・ 廃棄物管理システム及びその構成要素が機能する様式は、安全性と環境の保護の達成の明瞭な理解を提供できる、十分な詳細度で記述されるべきである。 ・ システム記述は、廃棄物の種類及び管理システム（工学的な閉じ込めバリアと天然の隔離バリアを組み合わせる使用地表または地下における処分または貯蔵）の記述も含むべきである。
7.3.1 サイト特性	<ul style="list-style-type: none"> ・ サイト特性調査は、生態学、地質学、水文学、気候等の条件などサイトの環境の記述を含むべきである。この記述は、許認可後の活動の影響評価のため、ベースラインに関する情報を含むべきである。 ・ サイト特性は、正確な記述的モデルを完成させるために十分に定義される必要がある（must）。 ・ 長期廃棄物管理施設の場合、長年にわたるサイト特性調査活動は、データの立証のための品質保証/品質管理（QA/QC）計画を含む、公式のサイト特性調査計画に従って実行すべきである。 ・ 評価及び特性調査計画を含むべき要素として、下記を例示。 <ul style="list-style-type: none"> - 地表下の特性調査（地質学、水理地質学、地球化学、地震発生頻度分布など） - 地表の特性調査（生態学、水理学、地形学、気候など） - モニタリング・システム - 現在及び予測可能な範囲の土地利用 - サイト記述モデルへのデータの統合、解析及び結合 - プログラムならびに管理の品質保証計画 ・ サイト特性調査活動による情報は、許認可後の活動に起因する擾乱へのサイトの応答を確実に模擬できるサイト固有モデルの開発に十分であるべきである。
7.3.2 廃棄物管理システム	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物管理システム及びその構成要素の機能は、安全性と環境の保護の達成方法、システムの構成要素の長期の相互作用及び環境との作用について、明快な理解の提供に十分な詳細度で記述されるべきである。 ・ 廃棄物管理システムの記述を含むべき要素として、下記の設計と特性を例示。 <ul style="list-style-type: none"> - 廃棄物形態（核物質と有害物質の種類、インベントリ、特性、パッケージング等） - 人工バリア（廃棄物コンテナ、緩衝材と埋め戻し材、遮水工（liners）と敷設されたカバー、核反応抑制バリア、閉じ込め構造、透水境界等） - 岩石圏（地下施設）と水カバー（使用される場合）を含む天然バリア - 廃棄物へのアクセス及び被ばくを制限する能動的及び受動的な制度的管理 ・ 施設の開発の後期では、施工完了時の情報と操業データを、評価目的に合わせて廃棄物システムモデルを改良するために使用すべきである。モ

		<p>デルは実データに基づいて、より現実的で保守性が弱まるよう、進化させるべきである。</p>
7.4 評価時間枠 (Assessment Time Frames)		<ul style="list-style-type: none"> ・ 評価においては、評価時間枠に関する根拠を提示すべきである。評価で使用されるそれぞれの期間を決定するためのアプローチでは、以下の要素を勘案すべきである。 <ul style="list-style-type: none"> - 廃棄物に関連する汚染物質が危害を呈する期間 - 操業期間の継続期間（施設がその最終状態に達するまで） - 人工バリアの設計寿命 - 能動的及び受動的な制度的管理の両方の継続期間 - 自然事象と人為的環境変化の頻度（例えば、地震の発生、洪水、干ばつ、氷河作用、気候変動など） ・ 人工バリアが性能を発揮すると想定される時間枠、ならびにその安全機能の変遷は、適切な現行の国内または国際標準を参照し、文書化、正当化すべきである。
7.5 評価シナリオ		<ul style="list-style-type: none"> ・ 長期評価シナリオは、サイト及び生物圏の起こり得る将来の諸相のすべてを説明するのに十分包括的であるべきである。 ・ 安全評価の各シナリオに含むべき固有の情報として、下記を例示。 <ul style="list-style-type: none"> - 評価の基準となる時間枠 - 制度的管理について、それが安全機能(safety feature)として依拠される期間（開始から終了まで） - 想定されるレセプタと決定グループの特定と特性 ・ 安全評価においては、シナリオ開発に使用した技術と基準を提示し、正当化すべきである。 ・ シナリオは、関連する“特徴・事象・プロセス”（FEP）の構造化分析によって体系的で、透明性を有し、追跡可能な方法で開発すべきであり、シナリオに関連する FEP は、サイト特性、廃棄物の性質、ならびに受容体特性及びその生活様式の現在と将来の条件に基づくものである。 ・ シナリオの開発方法は、評価の目的、廃棄物の危険性、評価の結果に基づく決定の性質を考慮し、評価に求められる厳密さと整合させるべきである。 ・ 安全評価では、開発したシナリオ一式が信用できるものであり、かつ包括的であることを立証すべきである。 ・ シナリオを除外する、あるいは含めるために使用される方法と分別作業の結果を正当化し、十分に文書化すべきである。
7.5.1 通常変遷シナリオ		<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常変遷シナリオは、現在のサイトの特徴と受容体生活様式の合理的な外挿に基づくべきである。 ・ 通常変遷シナリオは、サイトの予測される変遷、ならびに経年変化とともに、廃棄物処分システムの劣化（バリア機能の漸次喪失または全喪失）を含むべきである。 ・ 通常変遷シナリオに、どの自然発生的な破壊的事象が含まれるべきかの決定は、その評価の時間枠内における発生確率に基づく。 ・ 通常変遷シナリオでは、閉じ込めと隔離システムの損傷モードも考慮すべきである。
7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ		<ul style="list-style-type: none"> ・ 侵入者がその廃棄物の危険を認識していない、意図的でない侵入のシナリオは、侵入者の被ばくを評価すべきである。しかし、侵入者が廃棄物の危険性を認識している、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。 ・ 意図的でない侵入のリスク評価シナリオは、廃棄物の種類と施設設計に基づき、事例固有であるべきであり、侵入確率とその結果生じる影響を検討すべきである。 ・ 廃棄物施設への意図的でない人間侵入に関するシナリオは、規制限度より大きい線量が予測されることがあり得る。このような結果は、評価（assessment）に関連する不確実性の程度、安全側の線量限度、ならびに侵入の可能性に照らして解釈すべきである。従って、侵入の可能性と

	<p>リスクの両方を報告すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 大きな影響のある侵入シナリオから線量を制限し、侵入発生の確率を減少させる合理的な努力がなされるべきである。
7.5.3 制度的管理	<ul style="list-style-type: none"> 許認可申請者の提出物では、制度的管理の廃棄物管理システム安全性での役割、及びその役割の安全性評価での考慮を特定すべきである。 長期管理の選択肢は、安全機能 (safety feature) としての長期の制度的管理の手段に、それが絶対的に必要でない限り依存すべきではない。 長期安全性を確かなものとするための制度的管理への依存は、長期評価で文書にて裏付けされ、かつ正当という理由付けがなされるべきである。
7.5.4 決定グループと環境のレセプタの特定	<ul style="list-style-type: none"> 評価シナリオの開発は、放射性物質と有害物質に曝される恐れのある人間と環境の受容体の特定を含むべきである。 人間の決定グループのために想定される習慣及び特性は、現在の生活様式と、入手可能なサイト固有の、または地域固有の情報とを考慮する想定で、適度に保守的かつ合理的な想定に基づくべきである。そうした固有の情報が入手できない場合、汎用データの使用の適否については、CNSC スタッフと協議すべきである。 環境の保護は、種の全個体群、群落・群集及び生態系の保護に基づき、必ずしも個々の有機体の保護に基づくものではない。 人間以外のレセプタ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、レセプタ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。 環境の評価は、システム記述においてサイト固有の情報にできるだけ基づいて、生物圏をモデリングすべきである。固有種または属のレセプタは人間以外のレセプタを代表するために使用できるが、評価している対象がどれかについての評価は明瞭であるべきである。様式化した生物圏または汎用データを使用する適合性に関しては、CNSC スタッフと協議すべきである。
7.6 評価モデルの開発とその使用	<ul style="list-style-type: none"> 長期評価に於いて、コンピュータ・モデルは、特定環境での廃棄物管理システムの主な特性、プロセス、及び特性の間の相互関係の理解を説明する数学方程式を解くために使用される。 長期評価モデルでは、モデルに必要な精度と、結果に求められる保守性の度合いは、評価の目的と、期待性能や安全性の提示に対してモデル結果がもつ重要度によって決まる。
7.6.1 評価モデルの開発	<ul style="list-style-type: none"> 評価モデルは、サイト記述、廃棄物性質及びレセプタ特性との整合したものであるべきであり、サイト、廃棄物、被ばく経路、及びレセプタを特性化するのに利用可能なデータの質と量とも整合したものであるべきである。 評価モデルの開発においては、使用するデータ一式が正確かつ典型的であることを確実にするために体系的なプロセスを使用すべきである。モデルを裏付けるのに十分なデータがなければ、複雑なモデルは開発すべきではない。 施工完了時の情報及び操業データが取得され、施設のライフサイクルを通じてのサイト特性の理解が向上した際には、サイト固有データを使用すべきである。 廃棄物管理システム概念モデルは、厳密なところまで、ならびに評価の目的にとって適切な詳細レベルまで開発されるべきである。概念モデルについては、不確実性、システム記述での不十分な情報、ならびにサイト特性調査データの解釈を通じて採用された簡略化と仮定を説明すべきである。こうした簡略化と仮定、ならびに結果として生じる如何なるモデルでの制約または制限も、評価で特定し議論すべきである。サイトの概念モデル及び廃棄物管理システムと整合性がとれないデータと情報も識別し、かつ別の解釈することで除外するのが正当だという理由付けを議論すべきである。

	<ul style="list-style-type: none"> 概念モデルの数学的表現における、すべての簡略化と仮定は、評価で議論すべきである。 概念モデル、数学モデル、及びコンピュータ・モデルの開発を通じて蓄積される仮定と制限の一式は、すべて本質的に整合しているべきである。即ち、矛盾する、または相互に排他的な仮定及び制限があるべきではない。評価モデルが解析しようとしているシナリオを定義する入力データの一式は、サイトの概念モデル、解析ツールの限界、ならびに各シナリオが基づく仮定と簡略化によって加えられた制約と整合すべきである。
7.6.2 数値計算ツールの信頼性	<ul style="list-style-type: none"> 評価で使用されるソフトウェアは、すべて、承認済みの品質保証(QA)基準に準拠したものであるべきである。評価用に特化して開発するソフトウェアも、受け入れ可能なQA基準に従って開発すべきである。 評価モデルの開発においては、スプレッド・シートまたは市販用有限差分または有限要素ソフトウェアなどの汎用ツールに適用されたQAプロセスのマニュアルは、ソフトウェア販売店から入手可能であるべきである。そうした汎用ツールを使用して、モデルの構築を図るために使用される方程式もまた、QA実施計画を条件とすべきである。あるいは、その方程式は、所与の評価で使用するために、正当であるという理由付けを行うべきである。 長期評価に使用するすべてのコンピュータソフトウェアを検証すべきである。
7.6.3 評価モデルの信頼性	<ul style="list-style-type: none"> 評価モデルは、数値計算ツールを正確に、かつその限度内で使用したものであることが示されるべきであり、モデルへの入力データは、受け入れ可能なQA基準に従って、評価の厳密さと整合する範囲まで検証されているべきである。 入力データ、解析されたシナリオ、及び結果として生じた予測では、評価モデルのすべての仮定及び制限と整合していることを示すべきである。評価モデルの全体(シナリオ、概念モデル、入力データ、数学モデル)についても可能な限り妥当性確認を行うべきである。 モデルの評価プロセスでは、評価に重要な様々な空間及び時間スケールで、安全性に重要なキーとなる物理的、化学的及び生物学的プロセスを特定し、理解することに集中すべきである。 モデル評価は、モデル入力パラメータ値の変化によって、モデル出力が期待した通りに応答するかどうかを説明するための感度解析を含むべきである。モデル評価はまた、どのパラメータがモデル出力での変化の仕方を制御するのかを説明するための、不確実性と重要度の解析も含むべきである。こうした解析では、モデルが模擬しているプロセスとメカニズムについての知識と理解をモデルがどの程度まで示しているかを立証すべきである。こうした解析から得られた結果については、評価モデルでの仮定の制限と制約に従っていることを証明すべきである。 モデルの結果に関する有用な確認方法として、汚染物質の物質収支を取ることがある。物質収支の相違は、放射性崩壊しないと仮定する、あるいは保守的に濃度源が一定濃度であると仮定することで説明可能であるべきである。
8. 結果の解釈	<ul style="list-style-type: none"> 評価結果を解釈するとき、申請者は、評価結果を支配している基礎となる科学と工学の原則を完全に理解していることを立証すべきである。 評価結果の解釈は、許容基準への準拠の評価と、評価に関連する不確実性の解析を含むべきである。 評価結果は、システム性能予測との整合性、ならびにモデルとシナリオを開発・展開するのに使用した想定と簡略化との整合性を説明するためにも、解析すべきである。 評価結果は、如何なる予想外の結果または相違も、調査して説明すべきである。
8.1 評価結果と許容	<ul style="list-style-type: none"> 将来の安全性に合理的保証を与えるため評価結果を許容基準と対比する

	<p>基準の対比</p>	<p>際には、モデル結果の保守性、並びに安全指標として許容基準に組み込まれている保守性に関する議論を含むべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 評価結果と許容基準の比較では、以下のように評価結果の不確実性を明示的に考慮することが期待される。 <ul style="list-style-type: none"> - 決定論的評価の場合、感度解析（または重要度分析）によって決定される計算結果の不確実性の範囲は、比較に明示的に含まれることが期待される。及び、 - 確率論的評価の場合、基準が結果の単一の値として表される場合、許容基準を超える可能性を計算結果の分布から決定すべきである。 ・ 決定論的不確実性解析に起因する、あるいは確率分布に起因する評価の範囲が、結果の一部で許容基準を超えるおそれがあるということを示すならば、申請者は、評価予測に組み込まれている保守性、ならびにこうした結果をもたらす状況の起こりやすさを考慮することにより、こうした結果が環境または人間の健康及び安全への過度なリスクを意味するものでないことを立証すべきである。
	<p>8.2 不確実性の解析</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 予測に対する形式的な不確実性解析は、不確実性の発生源を特定するために行うべきである。この解析においては、下記から発生する不確実性を区別すべきである。 <ul style="list-style-type: none"> - 予測に対する形式的な不確実性解析においては、入力データ - シナリオにおける仮定 - 評価モデルにおける数学的処理 (The mathematics of the assessment model) - 概念モデル

3.4.2 REGDOC の付属書の概要

本項では、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻「放射性廃棄物管理の長期安全評価」の付属書の内容を整理する。

- ① 付属書 A 「放射性廃棄物管理の原則」
- ② 付属書 B 「放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管」
- ③ 付属書 C 「放射性廃棄物の特性評価 (characterization) 方法」

付属書 A 「放射性廃棄物管理の原則」の内容

本付属書は、CNSC の規制方針 P-290 の第 1 章～第 5 章と同じ内容であり、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明文化したものである。

この付属書は、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。

付属書 A の主な記述内容を表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 付属書 A 「放射性廃棄物管理の原則」の主な記述内容
(文献 19、付属書 A より作表)

項目	主な記述内容
A.1 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・ これらの原則は、以下を促進することを目的とする。 - 以下を目的とする放射性廃棄物管理のための措置の実施 - 人間の健康及び安全、ならびに環境の保護 - 国家安全保障の維持、及び - 規制措置とカナダが合意している国際的義務との整合性の実現 - 放射性廃棄物の管理と規制に関する国の基準及び実務と、国際的な基準及び実務との整合性の実現
A.2 適用範囲	<ul style="list-style-type: none"> ・ これらの原則は、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) が放射性廃棄物管理を規制する際のアプローチの根底にある理念(philosophy)、及び放射性廃棄物管理に係る規制上の決定を行う際に考慮する諸原則を示すものである。
A.3 定義	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「放射性廃棄物」とは、原子力安全管理法第 2 条に定める放射性の「核物質」を含有するあらゆる物質 (液体、気体、固体) であって、所有者が廃棄物であると宣言したものをいう。
A.4 背景	<ul style="list-style-type: none"> ・ すべての放射性廃棄物は核物質を含有したものであることから、放射性廃棄物は原子力安全管理法及び同法に基づく規制に従うこととなる。 ・ 許可を受けた活動で利用されるあらゆる核物質は最終的には廃棄物となるため、いかなる許可を受けた活動の審査過程においても、廃棄物の安全な長期管理は考慮の対象とされる。
A.5 方針 (Policy Statement)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性廃棄物管理に関する規制上の決定に際し、カナダ原子力安全委員会の方針として、以下の原則に対する廃棄物の所有者による対応の程度を考慮に入れるものとする。 - 放射性廃棄物の発生量は、設計面での措置、操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。 - 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。

	<ul style="list-style-type: none"> - 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。 - 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ではない。 - 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。 - 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影響は、カナダで経験される当該影響を上回るものとはならない。
--	--

付属書 B「放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管」の内容

付属書 B は参考情報であり、本規制文書の必須部分ではない。また、本付属書の内容は CSA グループによる規格書である CSAN292.0-14「放射性廃棄物および照射燃料の管理に関する一般原則」³⁰（2014 年）から抽出されたものである。なお、CSAN292.0-14 は CSA グループのウェブサイト³⁰にて販売されている。

本付属文書では、廃棄物の特性評価の概要を示しており、詳細については、項目ごとに参照すべき文献を示している。本付属文書の主な記述内容を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 付属書 B「放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管」の主な記述内容（文献 19、付属書 B より作表）

項目	主な記述内容
B.1 概要	
B.1.1 廃棄物の特性評価手法	<ul style="list-style-type: none"> 本付属文書には廃棄物の特性評価手法の概要を示す。
B.1.2 分類システム-目的	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の分類システムは、廃棄物の種類毎に必要で安全な管理を特定するため、放射性廃棄物をカテゴリ分けする。 分類により以下を支援する。 <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物の管理戦略の立案 廃棄物の管理施設の計画、設計、許認可取得及び操業 特定の廃棄物に関連する危険（hazards）の特定 特定の廃棄物に要求される放射線防護の種類と程度の決定及び適切な管理・プロセスの選択 共通する枠組みの提供による廃棄物発生者、規制者及び他のステークホルダー間での意思疎通の促進
B.1.3 廃棄物分類システム	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物分類システムは、4つの主要なクラスの放射性廃棄物を認識。 <ul style="list-style-type: none"> 低レベル放射性廃棄物 中レベル放射性廃棄物 高レベル放射性廃棄物 ウラン鉱山及び製錬鉱さい
B.2 免除(Exemption)とクリアランス	<ul style="list-style-type: none"> 放射性核物質を含む、または含む可能性のある物質の管理活動が規制による管理対象となるかを判断するには、2つのプロセスを利用可能。 <ul style="list-style-type: none"> 免除：許認可が最初に必要なかどうかを判断 クリアランス：許認可対象から解除（release）又は除外できるかを判断
B.3 減衰保管	
B.3.1（表題無し）	<ul style="list-style-type: none"> 減衰保管は、混合廃棄物または有害廃棄物の適切な取り扱いと分別（segregation）を確保し、必要に応じてガス発生を軽減するべきである。
B.3.2（表題無し）	<ul style="list-style-type: none"> 非放射性廃棄物としての再分類を許可するために活動を低下させることを意図した減衰保管の期間は、一次放射性核種だけでなく放射性の不純物と廃棄物中の未知の放射性核種の可能性も考慮するべきである。
B.4 分類システム・構成 (Organization)	
B.4.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> 廃棄物は、さまざまな種類の廃棄物の潜在的な危険性を考慮して、安全性を確保するために必要な閉じ込めおよび隔離の程度に従って分類される。 廃棄物の分類は、被ばくの規模と可能性を考慮に入れ、実務（practice）または発生源の特性に基づいているため、安全性の達成に向けた段階的なアプローチ（graded approach）を反映している。 廃棄物を特定の廃棄物クラスに割り当てる基準は、廃棄物の性質に関連する特定の状況と、利用可能な、または検討中の廃棄オプションに依存する。
B.4.2 分類のためのパラメータ	<p>下記の放射線学的特性は、廃棄物の分類のためのパラメータとして用いられる可能性がある放射性廃棄物の重要な特性である。</p>

	<ul style="list-style-type: none"> - 放射性核種の半減期 - 発熱 - 透過放射線の強度; - 放射性核種の放射能濃度; - 関連する放射性核種の線量係数 - 壊変生成物
B.5 低レベル放射性廃棄物	
B.5.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低レベル放射性廃棄物 (LLW) には、確立されたクリアランスレベルと免除量 (exemption quantities) を超える放射性核種を含有する物質が含まれているが、通常、長寿命の放射能の量は限られている。 ・ 方向付け (orientation) のみを目的として、分類プロセスでは、長寿命アルファ放射性核種の平均 400 Bq / g (および個別のパッケージで最大 4,000 Bq / g) の制限を考慮できる。ただし、詳細な分類は C.3 節に定義された特性を使用すべきである。 ・ LLW では、数百年までの隔離と閉じ込めが必要である。LLW は通常、取り扱いおよび中間貯蔵に本格的な (significant) 遮蔽を必要としない。
B.5.2 超短寿命・低レベル放射性廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 超短寿命・低レベル放射性廃棄物 (VSLLW) は、数年 (2 年の時間枠を一般的に使用) を超えない減衰期間の間保管できる廃棄物であり、その後、クリアランスレベルを下回るものとして放出できる。 ・ VSLLW には、研究および生物医学の目的で通常使用される半減期の短い放射性核種のみを含む放射性廃棄物が含まれる。 ・ VSLLW の主な基準は、主要な放射性核種の半減期である。一般に、極短寿命放射性廃棄物の管理は半減期が 100 d 以下の放射性核種にのみ適用されるべきである。
B.5.3 極低レベル放射性廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 極低レベル放射性廃棄物 (VLLW) の潜在的危険性は低いが、それでも免除規準は上回っている。 ・ VLLW の長期廃棄物管理施設は、高度な閉じ込めおよび/または隔離を必要としない。通常、限定的な規制管理 (regulatory control) を伴う、浅地中処分場が適している。典型的な VLLW には、低放射能の土壌やがれきなどのバルク物質と一部のウラン廃棄物が含まれる。
B.6 中レベル放射性廃棄物	
B.6.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中レベル放射性廃棄物 (ILW) は、通常、取り扱い中および一時保管中に遮蔽を必要とするのに十分なレベルの透過性放射線を示す。 ・ 許容濃度の放射能濃度の限界は個々の放射性核種または放射性核種のグループ間で異なるため、LLW と中レベル廃棄物 (ILW) の正確な境界を示すことはできない。方向付けのみを目的として、2mSv/h の接触線量率と 2 kW / m³ 未満の発熱を使用して、低レベルと中レベルの放射性廃棄物クラスを区別することができる。ただし、詳細な分類は C.3 節に規定された特性を使用して区別すべきである。 ・ ILW は通常、熱放散を必要としない。ただし、総放射能レベルのため、ILW は短期的な発熱の影響を考慮する必要がある。 ・ その長寿命の放射性核種のために、ILW は一般に、浅地中処分場が提供できるよりも高いレベルの閉じ込めと隔離を必要とする。
B.6.2 特定 (Identification)	<ul style="list-style-type: none"> ・ ILW は一般に、数百年 (300~500 年) を超えた期間にわたり隔離及び閉じ込めを実施する必要のある濃度の長寿命放射性核種を伴う。また ILW は、浅地中処分場で受け入れ可能なレベルを上回る α 放射性廃棄物を伴う。 ・ ILW には、取り扱いおよび中間貯蔵中に遮蔽を必要とする廃棄物も含む。 ・ ILW は、廃棄物の 2 つのカテゴリの比率に応じて、主に短寿命 (ILW-SL) と主に長寿命 (ILW-LL) のカテゴリに分類されることがある。
B.7 高レベル放射性廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高レベル廃棄物 (HLW) は、放射性廃棄物と申告された使用済みの (すなわち照射後の) 核燃料、あるいは、放射性崩壊によって相当な (一般的に、2 kW/m³ を超える) 熱を発生する廃棄物である。一般的に、HLW の放射能濃度レベルは 10⁴~10⁶ TBq/m³ の範囲にある。しかし、詳細な分類においては、付属書 C.3 に記載されている特性評価を用いて区別すべきである。 ・ 使用済燃料は、透過力が高い放射線を発生させるため、遮へいが必要であ

	<p>る。使用済燃料は相当量の長寿命核種が含むため、長期の隔離が必要となる。使用済燃料を起源とする再処理廃棄物等は、HLW と類似した特性をもつことがあり、そのような場合には HLW と見なすことができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ HLW の長期管理として、深く、安定した地質構造での定置が推奨される。
<p>B.8 ウラン鉱山及び製錬の鉱さい</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウラン鉱山及び製錬の鉱さいは、ウラン鉱石の採鉱と製錬、ウラン濃縮物の製造の際に発生する特定の種類の放射性廃棄物である。 ・ これらの廃棄物は、長寿命核種を含んでいる。 ・ 一般的に、こうした廃棄物は、採掘や製錬の工程で大量に発生することから、鉱山や精錬所に近い場所に設けた、地表に近い施設で長期管理することが唯一の現実的なオプションである。 ・ ウラン鉱山と製錬の鉱さいは本基準書 (Standard) の適用対象外とする。

付属書 C「放射性廃棄物の特性評価 (characterization) 方法」の内容

付属書 C は参考情報であり、本規制文書の必須部分ではない。また、本付属書の内容は CSA グループによる規格書である CSAN292.0-14「放射性廃棄物および照射燃料の管理に関する一般原則」³⁰ (2014 年) から抽出されたものである。表 3.4-4 に本付属書の主な記述内容を示す。

表 3.4-4 付属書 C「放射性廃棄物の特性評価 (characterization) 方法」の主な記述内容

項目	主な記述内容
C.1 概要	
C.1.1 特性評価方法	<ul style="list-style-type: none"> 本付属文書には廃棄物の特性評価方法の概要を示す。
C.1.2 分類のためのパラメータ	<ul style="list-style-type: none"> 下記の特性は、廃棄物の分類のためのパラメータとして用いられる可能性がある、放射性廃棄物の重要な特性である。 <ul style="list-style-type: none"> 起源 臨界 化学的特性 (properties) 物理的特性 生物学的特性 放射線学的特性 他の要素
C.2 物理特性の評価 (Characterization of physical properties)	
C.2.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> 物理的特性には以下を含む (C.2.1.1) <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物の物理学的特徴 (characteristics) 廃棄物のタイプの一般的記述 廃棄物を構成する項目 (items) の特定 物理的特性の特性評価の方法には以下を含む (C.2.1.2) <ul style="list-style-type: none"> 非侵襲的 (non-invasive、非破壊的) 技術 侵襲的 (invasive、破壊的) 技術
C.2.2 非侵襲的 (non-invasive) 方法	<ul style="list-style-type: none"> 物理的特性 (C.2.2.1) : 廃棄物パッケージの重量と容積の測定により、廃棄物の密度を測定、通常と異なる物質や空隙の存在を示唆。 目視検査 (C.2.2.2) : 廃棄物容器の外部の目視により、液体の漏出や容器の破損等の無いことを確認。透明な廃棄物容器 (プラスチックバッグ等) の場合、制限の対象となる内容物が無いことを確認。 音響検査 (Audible examination、C.2.2.3) : 廃棄物パッケージ中に移動可能な液体 (free liquid) が多量にあるかを確認。 レントゲン撮影技術 (radiographic techniques、C.2.2.4) : 不透明なコンテナ中の制限対象物質 (移動可能な液体等) 不明瞭な物体 (小型の鉛製フラスコ等) を確認。
C.2.3 侵襲的 (invasive) 方法	<ul style="list-style-type: none"> 目視検査 (C.2.3.1) : コンテナを開け、内容物の一部または全部を取り出すことによる目視検査。作業員の健康と安全の保護のため、通常、グローブボックスや遮蔽セル等の制御された環境下で実施。 移動可能な液体のための破壊試験 (C.2.3.2) : コンテナ底部の破壊による移動可能な液体の収集と測定。
C.3 放射線学的特性の評価	
C.3.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> 処分場に定置された廃棄物中の放射性核種の同定と放射エネルギーの推定又は測定は、施設の安全性にとって重要である。
C.3.2 非侵襲的的特性評価方法	<ul style="list-style-type: none"> 推定 (Inference、C.3.2.1) : 推定は、廃棄物の発生や流れ (stream) に関する既知の情報を使用し、直接知られていない特性を推測するプロセス。次の条件を満たした場合に使用可能 (C.3.2.1.1)。 <ul style="list-style-type: none"> 廃棄物インベントリを推定するための適切な方法の使用 推定インベントリを確認するための、検証済みの代替手法が利用可能

	<p>(例：放射化学分析)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物の特性の推定のため、下記の4手法が使用される (C.3.2.1.2)。 <ul style="list-style-type: none"> - 発生源に関する知見 (C.3.2.1.3) - プロセスに関する知見 (C.3.2.1.4) - 物質収支 (C.3.2.1.5) - スケーリング・ファクター (C.3.2.1.6) ・ 総放射線測定 (C.3.2.2)：廃棄物の線量率及びスケーリング・ファクターのためのデータを取得。手持ちの測定器または全周測定装置を使用。 ・ 特定核種の測定 (C.3.2.3)：分光分析では、廃棄物からの放射線のスペクトルと相対強度を測定。放射線はアルファ線、ベータ線、ガンマ線、中性子線のいずれも可能 (C.3.2.3.1)。 <ul style="list-style-type: none"> - ガンマ分光分析に使用される検出装置は、一般に、マルチチャンネルアナライザーと PC に接続された高純度ゲルマニウム固体検出器である (C.3.2.3.2)。 - アルファおよびベータ粒子の非侵襲的分光分析は、これらの粒子の範囲 (range) が限られているため、現場では実用的でない (C.3.2.3.3)。
<p>C.3.3 侵襲的特性評価方法</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 侵襲的方法では、廃棄物容器を開け、検査、試験、放射化学分析のために廃棄物のサンプルを採取するか、内容物の目視検査と測定のために容器を空にするため、内容物は乱される (C.3.3.1)。 ・ 固体廃棄物には多様な物質や物体が含まれるため、サンプリングが困難である。多くの場合、一部の内容物が容器内の放射能の多くを占めているため、個々の内容物の取り出しと、目視観察やガンマ分光分析等の測定により、容器内の放射能に寄与している物質を特定できる (C.3.3.2)。 ・ 放射化学分析 (C.3.3.3)：通常、現場で廃棄物からサンプルを抽出し、実験室で放射性成分を分析。分析手法は、核種と必要な感度、廃棄物受入基準に依存 (C.3.3.3.1)。 <ul style="list-style-type: none"> - サンプルは、通常、廃棄物の総量に比べればごく少量であるが、全体に対して代表的、あるいは廃棄物が均質な混合物ではない場合は平均的である必要がある (must)。サンプル採取前に精巧な手順による廃棄物の均質化が必要になる場合がある。また、廃棄物内の多くの放射性物質を分離して分析し、放射性核種の平均濃度を求める方法もある (C.3.3.3.2)。 - 放射性核種が複雑に混合している場合、通常、測定前に化学的分離が必要。この分離は、短寿命の放射性核種が長寿命の放射性核種をマスクしている場合に特に重要 (C.3.3.3.3)。 - 多くの分析方法でサンプルの溶解が必要であり、溶解、酸分解、溶媒抽出等が必要。適切な方法の選択には、収量の制御が不可欠 (C.3.3.3.4)。 - 放射化学分析に使用できる機器には以下が含まれる (C.3.3.3.5)。 <ul style="list-style-type: none"> - ガンマ分光法 - 液体シンチレーション計数 (ベータ計数) - アルファ計数 - アルファ分光法 - 中性子放射化分析 - 質量分析 - 熱放射陰イオン (thermal-emission negative-ion) 質量分析 - 加速器質量分析 - 高速液体クロマトグラフィー - 誘導結合プラズマ質量分析 - 中性子計数装置
<p>C.4 化学的及び生物学的特性の評価</p>	
<p>C.4.1 概要</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物が放射性成分に加え、化学的または生物学的有害物質を含む場合、一般に「混合廃棄物」と呼ばれる。多くの有害物質は減衰せず、健康上のリスクを永久に残す (例：重金属、ヒ素、アスベスト)。 ・ 有害とはみなされないが、処分場の性能に影響を与える物質も廃棄物受入基準により制限される (例：キレート、錯化剤、反応性・腐食性の物質)。

C.4.2 サンプルング	<ul style="list-style-type: none"> ・ 混合廃棄物の侵襲的サンプルングは、放射性物質のサンプルングと同じ問題の多くが含まれる。 さらに、揮発性有機化合物または感染性病原体が放出される可能性があり、このような廃棄物のサンプルングには特別な手順を使用する必要がある (must)。
C.4.3 分析方法	<ul style="list-style-type: none"> ・ 混合廃棄物中の有害物質の分析方法の選択は、物理的状態、廃棄物の種類、有害物質の性質、濃度、干渉物質の存在、必要な感度に依存する。 ・ 廃棄物中の有害物質の測定に使用できる分析機器には以下が含まれる。 <ul style="list-style-type: none"> - a) 質量分析 - b) ガスクロマトグラフィー - c) 液体クロマトグラフィー - d) 光イオン化検出器を備えた有機性気体分析装置 (organic vapour analyzers with photo-ionization detector) - e) 原子発光分析 - f) 原子吸光分析 - g) 紫外線-可視分光法 ・ 有機化合物の場合、分析に先立ち、溶媒抽出または揮発とトラッピングが行われる場合がある。また、一部の生物学的因子は、栄養培地で培養し、特定の試薬で強調表示し、顕微鏡で特定する必要がある。
C.5 安定化された形態の廃棄物(stabilized waste forms)の特性評価	
C.5.1 概要	<ul style="list-style-type: none"> ・ 液体廃棄物など、処分場への受け入れを制限される廃棄物は、その施設から除外するか、固形剤 (例えば、セメント、ビチューメン、またはポリマー) による廃棄物の安定化や、耐久性のある容器への梱包により、廃棄物の耐久性 (例えば、耐浸出性) を改善し、放射性核種の放出を処分システム全体の設計要件と一致するレベルに制限する必要がある。 ・ 固化された形態の廃棄物とパッケージの特性評価には、耐溶出性、機械的安定性、浸水への抵抗性、放射線への安定性、熱サイクル耐性、生分解耐性、固化廃棄物内の自由液体の試験などの特別な試験が行われる。
C.5.2 溶出試験	<ul style="list-style-type: none"> ・ 一部の処分場では、固化廃棄物の浸出耐性を評価するための溶出試験が求められる。サンプル (コアまたは廃棄物パッケージ全体) が 90 日から 1 年間の曝露期間にわたって特定の浸出液に曝露される。核種の高い初期濃度は表面汚染を示唆する可能性がある。後期濃度は廃棄物の大部分の浸出率を測定する。廃棄物形態を許容可能とするには、曝露期間の終了時に浸出液中の核種濃度が特定の限度未満である必要がある (must)。 ・ 溶出試験は、固化した混合廃棄物の有害物質の浸出率を判定するためにも必要となる可能性がある。この場合、浸出液中の有害物質の濃度は、廃棄物が許容可能となるために指定された値を下回っている必要がある (must)。

3.5 REGDOC-2.11.1 vol. 3 の現行版と第 2 版ドラフト版の変更点の整理

本節では、REGDOC-2.11.1 vol. 3 の現行版とパブリックコメント版(第 2 版ドラフト版)の変更点の整理及びそれら変更点と CNSC のレビュー経験との関連性について整理する。

3.5.1 現行版と第 2 版ドラフト版の変更点の整理

文書の性質

REGDOC-2.11.1 vol. 3 は全面的な改定を受け、2019 年 5 月付けの第 2 版ドラフト版として公表された。

表 3.2-6 に示したように、現行版の前書きには「本書が許認可基準の一部となる場合、「shall (しなければならない)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」と注記され、第 2 版ドラフト版の前書きには、「shall (なければならない)」および「must (する必要がある)」という単語は、許認可取得者または許認可申請者が満たすべき要件を表すために使用している。」との注記がある。

しかし、現行版では、表 3.2-6 に示した用語説明を除き、「shall (なければならない)」については、「3.2 法定要件」における法律文の引用以外には用いられていない。

これに対し、第 2 版ドラフト版では、表 3.2-6 に示した用語説明を除き、「shall (なければならない)」が 60 カ所で、「must (する必要がある)」が 5 カ所で用いられている。

第 2 版ドラフト版に於いて「shall (なければならない)」や「must (する必要がある)」が用いられた文は、規制要件と考えることができるため、現行版が主に許認可取得者または許認可申請者への指針や助言を示すための文書であるのに対し、第 2 版ドラフト版は指針や助言に加え、規制要件を示すための文書へと、その性質を変えたものと推定される。

表 3.5-1 に、第 2 版ドラフト版の主要な記述と考えられる「shall(なければならない)」又は「must (する必要がある)」が用いられた文を示す。

表 3.5-1 REGDOC-2.11.1 vol. 3、第 2 版ドラフト版にて「shall」又は「must」が用いられた文

記載箇所	「shall」が用いられた文
5. セーフティケースの一般要件	<p>許認可取得者または申請者は、以下を行わなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・長期放射性廃棄物管理施設またはサイトの許認可申請を支えるセーフティケースを CNSC に提出し、承認 (acceptance) を求める ・セーフティケースが、環境や人の健康と安全に対する不合理なリスクを防ぎ、すべての安全要件と目的が満たされることを立証する ・必要な決定事項を知らせるための技術的情報を提供できるよう、セーフティケースが十分に詳細かつ包括的であることを確認する ・文書が明確に書かれており、追跡可能な情報に基づいてセーフティケースでとったアプローチが正当であることが記載されていることを確認する ・段階的アプローチに沿って施設の安全性を評価する。セーフティケース記載内容の厳密性と詳細性は、廃棄物、施設または活動の開発段階、および対応する許認可

記載箇所	「shall」が用いられた文
	<p>可の段階に関連するリスクに見合ったものとしなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・必要に応じて、セーフティケースの施設またはサイトについて、サイト、設計、建設、操業、廃止措置、閉鎖および閉鎖後（制度的管理を含む）のすべての関連する安全面を説明する ・すべての許認可段階を通じて、定期的にセーフティケースを審査および更新する ・施設または活動に対して提供される防護レベルの評価を含めて、多層防護 (defence in depth) を評価する <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースが、適切な管理行為がその作成および施設の開発に適用されていると立証することを確実にしなければならない。</p>
6. セーフティケースの構成要素	<p>セーフティケースには、付録 A に示すように、以下の構成要素が含まれなければならない（必要に応じて）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・セーフティケースの観点 ・安全戦略 ・廃棄物管理システムの説明 ・安全評価 ・不確実性の管理 ・反復および設計の最適化 ・制限、管理、および条件 ・補完的安全性の議論 ・モニタリングとサーベイランス ・制度的管理期間中の安全機能 ・安全性の議論の統合
6.1 セーフティケースの観点	<p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースが以下を満たすよう徹底しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・範囲と目的を定義する ・適用する安全原則、安全要件、目標、満たすべき基準、および使用する安全規格を明記する
6.2 安全戦略	<p>セーフティケース開発の早期段階で、許認可取得者または申請者は、安全原則がどのように適用され、安全要件、目標、および基準がどのように満たされるかを説明する安全戦略を策定かつ採用しなければならない。</p> <p>戦略には、重要要素の説明も含めなければならない。具体的には、廃棄物の閉じ込めと隔離、複数の安全機能、多層防護、受動的安全機能、頑健性、立証性 (demonstrability) と実現可能性、廃棄物管理の様々な段階の相互依存関係、不確実性の管理、さらに、安全に寄与し信頼性をもたらすその他の要素などである。</p> <p>閉じ込めと隔離 閉じ込めと隔離は、セーフティケースの時間枠において、設計基準事象の影響下でバリアシステムが安全機能を維持しているとの証拠を提示することによって提供されなければならない。</p> <p>閉じ込めと隔離 徐々に進む自然プロセスの下、または設計基準事象の発生後、これらの安全機能の劣化を考慮に入れなければならない。</p> <p>複数の安全機能と多層防護 冗長性と追加の安全マージンを提供するために、多層防護の原則が適用されなければならない。</p> <p>複数の安全機能と多層防護 能動的制御は受動的バリアと安全機能への信頼に寄与する可能性があるが、多層防護の確保は、これらのみに依存してはならない。 Active controls can also contribute to the confidence in passive barriers and safety functions but these shall not be solely relied on to ensure defence in depth.</p> <p>頑健性 廃棄物管理システム全体と個々のバリアは頑健であることを示さなければならない。</p> <p>時間枠 廃棄物管理システム全体と安全戦略の一部として各構成要素に求められる性能に関</p>

記載箇所	「shall」が用いられた文
	<p>連する時間枠は、貯蔵または定置される廃棄物の種類と廃棄物に起因する危険に関連する時間枠に応じて正当化されなければならない。</p> <p>時間枠 時間枠は、少なくとも以下を考慮しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全解析によって予測される放射線影響のピーク時間 ・廃棄物に関連する放射性物質の放射性崩壊と、母岩 (host medium) またはサイトの安定性を考慮した、設計基準および通常の変遷として使用される時間枠 ・安全解析で考慮される事象の種類と重大度
6.3 廃棄物管理システムの説明	<p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースにおいて放射性廃棄物長期管理システムを説明しなければならない。</p> <p>必要に応じて (As applicable) 以下を記載しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトおよび施設に関連する機能、事象、およびプロセスの特定の理解 ・廃棄物の種類 (例: 廃棄物の量と特性、放射性核種インベントリ) ・人間および人間以外の生物相を含む生物圏の説明 ・必要に応じて、サイトの深部および地表近くの地質ユニットを含むサイトの説明。 <ul style="list-style-type: none"> ・現在の地質学的、水理地質学的、水理学的、地球化学的、テクトニクス的、地震学および地形学的条件の説明 ・予想される自然変遷と人為的破壊事象の特定と説明 ・施設の設計、設計の基礎となる仮定、規制要件、および性能基準 ・廃棄物パッケージ、それらの安全機能、境界面、関連する不確実性および時間間数としての性能を含む、施設の構造、システム、および構成要素の説明 ・廃棄物管理システムとその構成要素に影響を与える可能性のある放射線、熱、水圧、力学、化学、および生物学的プロセス、およびそれらの構成要素間で考えられる相互作用を説明すべきである。 <p>許認可取得者または申請者は、廃棄物管理システム全体の要件と安全機能を特定しなければならない。</p> <p>許認可取得者または申請者は、個々の構造、システム、構成要素 (SSC) を特定し、安全機能を果たす能力の観点から廃棄物管理システムと SSC の性能を評価しなければならない。</p>
6.4 安全評価	<p>許認可取得者または申請者は、新しい施設の設計段階までに安全評価を作成しなければならない。</p> <p>施設の建設および操業段階については、安全評価に操業安全解析を含めなければならない。</p> <p>施設の閉鎖後段階では、安全評価は、サイトの長期的な通常の変遷と、特性・事象・プロセス (FEP) 分析で特定された潜在的破壊事象の発生から生じる、人と環境に対するすべてのリスクを扱わなければならない。</p> <p>さらに許認可取得者は、操業経験、モニタリング結果および研究開発、重要な設計または操業変更、および評価技術の知識向上と進歩によって収集した新たな情報の入手可能性などの要因を考慮して、定期的 (通常 5~10 年ごと) に安全評価を審査および更新しなければならない。</p>
6.4.1 安全評価の構成要素	<p>安全評価には、必要に応じて (as applicable) 以下の構成要素が含まれなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトおよび工学的側面 ・操業安全解析 ・長期的安全解析
6.4.2 サイトおよび工学的側面	<p>許認可取得者または申請者は、廃棄物管理システムの説明から取得したデータを安全解析への入力情報として使用し、定量モデルの境界条件を提供しなければならない。</p> <p>複数の安全機能 許認可取得者または申請者は、サイトおよび工学的観点から多層防護を評価しなければならない。</p> <p>複数の安全機能 長期的放射性廃棄物管理施設への多層防護概念の適用は、安全を単一の構成要素または制御手順、あるいは単一の安全機能の履行に過度に依存しないことを確かなものと (ensure) しなければならない。</p>

記載箇所	「shall」が用いられた文
	<p>サイトの特性評価</p> <p>許認可取得者または申請者は、安全評価がサイトの特性評価で使用されるアプローチと基準を記述していることを確認し、サイトが安全戦略と確立された基準に従っていることを立証しなければならない。</p>
6.4.3 操業上の安全解析	許認可取得者または申請者は、放射性廃棄物長期管理施設のセーフティケースへの入力情報として、操業上の安全解析を実施しなければならない。
6.4.4 長期的安全解析	<p>許認可取得者または申請者は、閉鎖後段階を含むすべての段階を網羅するために、長期的な安全解析を実施しなければならない。</p> <p>シナリオを開発して使用し、施設とその環境の変遷の可能性や、安全性に影響を与えるおそれがあると特定された FEP の影響を記述しなければならない。</p> <p>これらの影響は、概念モデルおよび数学的モデルを使用して定量的に求めなければならない。</p> <p>長期安全解析の前提とデータは、廃棄物管理システムの現在および将来の状態の分析によって裏付けられなければならない。</p>
6.5 不確実性の管理	<p>許認可取得者または申請者は、定量的手法と専門的判断を用い、セーフティケース内の不確実性を、その発生源、性質、および程度に関し特性評価しなければならない。</p> <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースがいかに不確実性を管理するかを確実に立証しなければならない。その方法の例を以下に挙げる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確実性を緩和するために安全戦略を修正する ・不確実性が安全に影響を与えないことを示す ・保守的な仮定を用いて不確実性を制限し、それでも安全要件を満たすのに十分なマージンがあることを示す
6.7 制限、管理、条件 (Limits, controls and conditions)	<p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースを使用して制限、管理、および条件を確立しなければならない。</p> <p>これらは、施設の安全性に影響を与えるすべての活動や、施設で管理される廃棄物に適用されなければならない。</p> <p>廃棄物の安全解析から得られた制限、管理、条件には、個々のパッケージと施設全体の両方の廃棄物許容基準、および許容される廃棄物インベントリまたは廃棄物中の放射性核種の許容濃度レベルあるいはその両方が含まれなければならない。</p> <p>許認可取得者または申請者は、確立された制限、管理、および条件を操業プログラムおよび手順の策定への入力情報として使用しなければならない。</p>
6.10 制度的管理期間中の安全機能 (Safety features)	<p>許認可取得者または申請者は、廃棄物管理システムの安全性において制度的管理が果たす役割を特定し、セーフティケースとそれを裏づける安全評価でその役割をどのように考慮するかを明らかにしなければならない。</p> <p>長期安全性を保証するために制度的管理に依存する意図がある場合は、こうした種類の施設のセーフティケースにおいて、それを文書化して正当化しなければならない。</p>
7. 長期安全解析	許認可取得者または申請者は、長期安全解析が、適切に構成された透明かつ追跡可能な方法論を通じて廃棄物管理システムの理解を立証することを保証しなければならない。
7.1.1.1 許容基準	<p>許認可取得者または申請者は、安全解析の結果が許容可能とみなされる基準を安全解析の観点に確実に含めなければならない。</p> <p>これらの基準は、規制要件あるいはその他の科学的に正当なベンチマーク、またはバリア性能や地下水の移動時間などのシステム性能を示す補完的安全性の議論に基づくかなければならない。</p> <p>人の放射線防護</p> <p>施設または汚染サイトの長期安全解析は、公衆被ばくの規制上の放射線量限度（現在は 1 mSv/年）を超えないとの合理的保証を提供しなければならない。</p>
7.1.1.3 安全解析のエンドポイント	<p>許認可取得者または申請者は、選択した安全解析のエンドポイントが、長期安全解析の目的および放射線量関連要件などの関連する規制要件と一致していることを立証しなければならない。</p> <p>人間および環境のレセプタの特定</p> <p>許認可取得者または申請者は、放射性物質や危険物質にさらされる可能性のある人間および環境のレセプタの特定を含む安全解析シナリオを構築しなければならない。</p>

記載箇所	「shall」が用いられた文
7.1.2 方法論の選択	許認可取得者または申請者は、安全解析方法論を選択するための理論的根拠を設定し、システムとその構成要素の性能と実際の実装がどのように立証されるかを、複数の推論と証拠を用いて説明しなければならない。
7.1.3 廃棄物管理システムの説明	許認可取得者は、安全解析モデルに、セーフティケース全体の構成要素である廃棄物管理システムの説明を含めなければならない。 廃棄物管理システムは、臨界も考慮しなければならない。 閉鎖後段階の臨界安全解析では、 <i>REGDOC-2.4.3</i> 、 <i>臨界安全性</i> [18]で提供されている許容基準と技術的慣行を利用しなければならない。
7.1.3.1 サイトの特性評価	許認可取得者または申請者は、生態学的、地質学的、水理学的および気候条件などの環境の説明とともに、安全解析にサイト特性データを含めなければならない。
7.1.4 安全解析シナリオと時間枠	許認可取得者は、施設とその環境で可能性がある変遷、および安全性に影響を与える可能性があるとして特定された FEP の影響を説明するシナリオを構築および使用しなければならない。 許認可取得者または申請者は、サイトおよび生物圏の現在および将来のすべての状態を説明するために、安全解析シナリオが十分に包括的であることを保証しなければならない。 安全解析には、サイトおよび施設の通常の、予測される、または予想される変遷の経時的な中心的シナリオと、破壊的事象、閉じ込め失敗または設計基準外事故の確率と潜在的影響を調べる追加的シナリオを含めなければならない。 安全解析で提示される各シナリオには、以下に関する固有の情報が含まれなければならない。 ・安全解析の基準となる時間枠 ・制度的管理が安全機能として信頼される期間（開始から終了まで） ・想定されるレセプタと決定グループの特定と特性
7.1.4.1 安全解析の時間枠	許認可取得者または申請者は、放射性廃棄物から生じる可能性のある将来の影響について、最大の影響が発生すると予測される期間が確実に含まれるようにしなければならない。
7.1.4.2 通常変遷シナリオ	許認可取得者または申請者は、長期的安全解析において通常の変遷シナリオを提示しなければならない。
7.1.4.3 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ	許認可取得者または申請者は、バリアの侵入と異常な閉じ込め機能喪失につながる破壊的事象のシナリオを想定しなければならない。
7.1.5.1 計算ツールの信頼性	解析計算に使用されるコンピュータソフトウェアは、該当する標準に従って認定されなければならない。
7.1.6.1 安全解析結果と許容基準の比較	安全解析の結果が安全要件または基準への準拠を立証していない場合、その安全解析は改訂しなければならない。

記載箇所	「must」が用いられた文
1.2 適用範囲	本規制文書の要件と指針は、必要に応じてウラン鉱山や製錬所での長期放射性廃棄物管理にも採用すべきである。許認可取得者は、適用されない側面を十分に CNSC に説明する必要がある。
6.2 安全戦略	頑健性 時間枠が長い処分施設の場合、個々のバリアまたは廃棄物閉じ込めシステム全体の性能に影響を与えるような自然または人為的攪乱やプロセスが生じる可能性が高くなる。したがって、廃棄物が危険にさらされる時間が長くなればなるほど、天然バリアと人工バリアには頑健性が必要とされる。
6.3 廃棄物管理システムの説明	シールまたは溶接あるいはその両方を使用して廃棄物を閉じ込める場合は、可能な限り長期貯蔵および処分の際にそれを維持する必要がある。
6.8 補完的安全性の議論	安全解析から特定された補完的指標は、許認可の要件となるモニタリングプログラムの導出にも使用できる。ただし多くの場合、これらの指標は直接または実際にモニタ

記載箇所	「must」が用いられた文
	リング（monitor）することはできず、容易に測定または定量化できる一連のサブ指標によって推測する必要がある。
7.1.1.2 安全性立証に採用するアプローチ	決定論的および確率論的計算 決定論的モデルは、単一値の入力データを使用して、許容基準と比較される単一値の結果を計算する。データのばらつきを考慮するには、様々な入力パラメータ値を使用して、個々の決定論的計算を行う必要がある。

構成の比較

現行版及び第2版ドラフト版の構成を比較すると、現行版では8章構成の第5章を「長期セーフティケースの開発」としているものの、長期安全性の評価を中心として記述していたのに対し、第2版ドラフト版では、その題名を「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」から「長期放射性廃棄物管理のセーフティケース」と変更し、7章構成の本文のうち第3章から第6章までに加え、付属書もセーフティケースに関する要件の記述に充てるなど、セーフティケースの記述を重視したものとなっている。

表 3.5-3 に改定前の REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻、「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」と REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻、第2版「長期放射性廃棄物管理のセーフティケース」（ドラフト版）²⁴の構成の比較を示す。表 3.5-3 では、現行版と第2版ドラフト版の各章や各節における記述の対応関係の推定をあわせて示している。

削除部分の概要

改定前の現行版と改定後の第2版ドラフト版を比較すると、現行版からは少なくとも以下の箇所が改定後に削除されていると考えられる。

- ・ 第4章 背景情報
- ・ 付属書 A：放射性廃棄物管理の原則
- ・ 付属書 B：放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管
- ・ 付属書 C：放射性廃棄物の特性把握方法

削除部分：第4章 背景情報

これらのうち、「第4章 背景情報」には、放射性廃棄物の長期安全性評価の前提となる長期管理についての一般的情報が「背景情報」として示されている。改定後のドラフト版では、一部が「6.3 廃棄物管理システムの説明」に反映されているものと考えられるが、大半の記述は反映先が見当たらない。

また、放射性廃棄物の管理に関しては、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅰ巻：放射性廃棄物の管理（2019年3月、ドラフト版）」が発行されているため、この文書を参照することができ、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の改定後のドラフト版では、この文書

への参照の指示が多くみられる。しかし、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅰ巻」（ドラフト版）には、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の現行版の「第4章 背景情報」に直接対応する記載は見られない。

これらのことから、「第4章 背景情報」は、その一般的 content から、改定後のドラフト版では記述が省略されたものと考えられる。

なお、「第4章 背景情報」のうち「4.2 長期管理の概念」に示された長期管理の必要性に関係する原則は、付属書 A の一部を抜粋した内容であるため、後述する付属書 A と同様に REGDOC-2.11、カナダにおける放射性廃棄物管理および廃止措置の枠組み(2018年12月)にその内容が移管されたと考えることができる。

ここで、放射性廃棄物の長期管理に関連する用語について、改定前後の REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻等における説明を調べると、表 3.5-2 のようになる。放射性廃棄物の長期管理システムについて改定前後の説明を比較すると、引用箇所の違い（本文中または用語説明）による詳細度の違いがあるものの、基本的には同じ内容であると考えられる。しかし、改定後は、放射性廃棄物の長期管理システムが「廃棄物管理のための安全機能の実現」に寄与する要素に関するシステムでもあるとしている点が特徴的であると思われる。

表 3.5-2 改定前後の REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻等における「放射性廃棄物管理」に関連する用語の説明

文献	用語説明
REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻、 「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」 (2018年5月)	<p>Waste management systems for long-term storage and disposal of waste (4.1)</p> <p>廃棄物の長期貯蔵と処分のための放射性廃棄物管理システムとは、天然バリアと人工バリア、ならびに廃棄物の安全管理に寄与する操作手順の組み合わせを指す。下記に関して決定する場合、こうしたシステムの長期評価により使用可能な情報が提供される。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 適切なひとつのサイトの選定（複数のサイトが利用可能な場合） 2. サイト特性調査 3. 計画策定における適切な設計オプションの選定 4. 操業中及び操業後の影響の最小化を含む、選定された一つまたは複数の設計の最適化 5. 建設、操業、廃止措置の方策と計画の進捗 <p>Waste management systems for long-term storage and disposal of waste refer to the combination of natural and engineered barriers and operational procedures that contribute to safely managing the waste. Long-term assessment of these systems can provide information that can be used when making decisions concerning:</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Selection of an appropriate site (if more than one site is available); 2. Site characterization; 3. Selection of a suitable design option during planning;

	<p>4. Optimization of selected design(s), including the minimization of operational and post-operational impacts; and</p> <p>5. Development of construction, operation, and decommissioning strategies and plans.</p>
	Glossary には放射性廃棄物の長期管理に関連する用語の説明なし
REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻、第2版「長期放射性廃棄物管理のセーフティケース」(ドラフト版)(2019年5月)	<p><u>long-term radioactive waste management system</u> (Glossary)</p> <p>廃棄物管理施設のサイト特性、廃棄物管理施設の設計、物理的構造物およびアイテム、管理手順、廃棄物の特性、および様々な方法や様々な時間枠で廃棄物管理のための安全機能の実現に寄与するその他の要素に関するシステム。</p> <p>The system of properties of the site for a waste management facility, design of the waste management facility, physical structures and items, procedures for control, characteristics of waste and other elements that contribute in different ways and over different time scales to the fulfilment of safety functions for waste management.</p> <p>他の用語は、REGDOC-3.6を参照(Glossary)</p>
REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅰ巻、「放射性廃棄物の管理」(ドラフト版)(2019年3月、)	REGDOC-3.6を参照(Glossary)
REGDOC-3.6 CNSC 専門用語の解説 (2019年12月)	<p><u>waste management system</u> (système de gestion des déchets)</p> <p>ウラン鉱山または製錬工場での認可された活動の結果として生じる廃棄物を収集、輸送、受け取り、取り扱い、処理、貯蔵、または処分するためのシステム。(出典：ウラン鉱山および製錬工場規則) 注：より一般的には、(ウラン鉱山や製錬工場だけでなく) 認可されたすべての原子力施設には廃棄物管理システムがある。</p> <p>A system for collecting, transporting, receiving, treating, processing, storing or disposing of the wastes that are produced as a result of the licensed activity at a uranium mine or mill. (Source: Uranium Mines and Mills Regulations) Note: More generally, all licensed nuclear facilities (not only uranium mines and mills) have waste management systems.</p> <p><u>long-term management of nuclear waste</u> (gestion à long terme des déchets nucléaires)</p> <p>貯蔵または処分を目的とした、取り扱い、処理、調整または輸送を含む、保管または処分による放射性核廃棄物の長期管理。長期廃棄物管理とも呼ばれる。</p> <p>The long-term management of radioactive nuclear waste by means of storage or disposal, including handling, treatment, conditioning or transport for the purpose of storage or disposal. Also called long-term waste management.</p>

削除部分：付属書 A

「付属書 A：放射性廃棄物管理の原則」は、「規制方針 P-290、放射性廃棄物の管理、2004年7月」を置き換えたものであり、現行版の「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」(2018年5月)の本文の内容が「規制方針 P-290」の下位文書である「規制指針 G-320、放射性廃

棄物管理の長期安全性の評価」と同一であることを考えると、本来は、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の上位文書に含まれるべき内容と考えられる。

ここで、「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の上位文書である「REGDOC-2.11、カナダにおける放射性廃棄物管理および廃止措置の枠組み」(2018年12月)を確認すると、「規制方針 P-290」及び現行版の「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の付属書 A と同様の規制方針や、同一の「放射性廃棄物管理に関する規制上の決定で考慮される原則」が示されている。これらの箇所は「規制方針 P-290」及び現行版の「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の付属書 A の中核となる部分であるため、現行版の「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻」の現行版の付属書 A の主要な内容は、「REGDOC-2.11、カナダにおける放射性廃棄物管理および廃止措置の枠組み」(2018年12月)に移管されたと言える。

削除部分：付属書 B 及び C

「付属書 B：放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管」及び「付属書 C：放射性廃棄物の特性把握方法」については、現行版に於いて「参考情報であり、本規制文書の必須部分ではない」とされている。また、「CSA N292.0-14「放射性廃棄物および照射済み燃料の管理に関する一般原則」から抽出されたもの」とされているが、CSA N292.0-14 は、カナダ規格協会 (Canadian Standards Association : CSA) のウェブサイト³⁰にて販売されている安全規格文書である。このように、必須ではなく、かつ他の機関が発行した文書であるため、改定後は省略されたと考えられる。

追加部分

改定後の第 2 版ドラフト版に新たに追加された部分は、下記のセーフティケースに関する章に集中している。

- ・ 第 2 章 CNSC の廃棄物管理枠組み
- ・ 第 4 章 セーフティケースの役割と作成
- ・ 第 5 章 セーフティケースの一般要件
- ・ 第 6 章 セーフティケースの構成要素
- ・ 付属書 A：放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素

また、現行版の「7. 長期評価の実施 (Performing long-term assessments)」のタイトルは、改定後のドラフト版では、「第 7 章. 長期的安全解析 (Long-Term Safety Analysis)」とされ、「7.1.1 安全解析の観点」が追加されている。

表 3.5-3 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻の現行版「放射性廃棄物管理の長期安全性の評価」と第 2 版ドラフト版「長期放射性廃棄物管理のセーフティケース」の構成と推定される対応箇所

章構成	節構成	項構成		章構成	節構成	項構成
前書き				前書き		
1. 目的				1. はじめに		
2. 適用範囲				1.1 目的		
3. 関連する法令				1.2 適用範囲		
3.1 概要				1.3 関連法令		
3.2 法定要件				2. CNSC の廃棄物管理枠組み		
4. 背景情報			削除	3. セーフティケース、安全評価、安全解析の定義		
4.1 長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム				4. セーフティケースの役割と作成		
4.2 長期管理の概念			削除	4.1 セーフティケースの役割		
4.3 長期管理のための許認可審査(Licensing Consideration)				4.2 セーフティケースの作成		
4.3.1 方法の決定				5. セーフティケースの一般要件		
4.3.2 設計の最適化				6. セーフティケースの構成要素		
4.3.3 評価の審査 (Assessment Evaluation)			削除	6.1 セーフティケースの観点		
5. 長期セーフティケースの開発				6.2 安全戦略		
5.1 安全評価				6.3 廃棄物管理システムの説明		
5.1.1 追加的な論拠				6.4 安全評価		
5.2 様々な評価方策の使用				6.4.1 安全評価の構成要素		
5.2.1 スコーピング評価とバウンディング評価				6.4.2 サイトおよび工学的側面		
5.2.2 現実的最適評価と保守的過大評価について				6.4.3 作業上の安全解析		
5.2.3 決定論的予測と確率論的予測				6.4.4 長期的安全解析		
5.3 頑健性とナチュラル・アナログ				6.5 不確実性の管理		
5.4 安全性の補完的指標の使用				6.6 反復と設計の最適化		
6. 許容基準の定義				6.7 制限、管理、条件		
6.1 概要				6.8 補完的安全性の議論		
6.2 人間と環境の保護基準				6.9 モニタリングとサーベイランス		
6.2.1 人間の放射線防護				6.10 制度的管理期間中の安全機能		
6.2.2 有害物質からの人間の保護				6.11 安全性の議論の統合		
6.2.3 環境の放射線防護						
6.2.4 有害物質からの環境の保護						
7. 長期評価の実施 (Performing long-term assessments)				7. 長期的安全解析 (Long-Term Safety Analysis)		
7.1 適切な方法の選択				7.1 長期安全性の解析の構成要素		
7.1.1 カナダ環境影響評価法				7.1.1 安全解析の観点		
7.1.2 カナダ環境省				7.1.1.1 許容基準		
7.1.3 カナダ保健省				7.1.1.2 安全性立証に採用するアプローチ		
7.1.4 カナダ環境関係閣僚会議				7.1.1.3 安全解析のエンドポイント		
7.1.5 国際原子力機関				7.1.2 方法論の選択		
7.2 評価の考え方						
7.2.1 背景情報						
7.2.2 満たされるべき規制要件						
7.2.3 満たされるべき基準						
7.2.4 安全性の立証に使用する方法						
7.3 システム記述						
7.3.1 サイト特性						
7.3.2 廃棄物管理システム				7.1.3 廃棄物管理システムの説明		
7.4 評価時間枠				7.1.3.1 サイトの特性評価		
7.5 評価シナリオ				7.1.4 安全解析シナリオと時間枠		
7.5.1 通常変遷シナリオ				7.1.4.1 安全解析の時間枠		
7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ				7.1.4.2 通常変遷シナリオ		
7.5.3 制度的管理				7.1.4.3 人間の侵入を含む破壊的事象シナリオ		
7.5.4 決定グループと環境の受容体の特定						
7.6 評価モデルの開発とその使用						
7.6.1 評価モデルの開発				7.1.5 安全解析モデルの開発と使用		
7.6.2 数値計算ツールの信頼性				7.1.5.1 計算ツールの信頼性		
7.6.3 評価モデルの信頼性				7.1.5.2 安全解析モデルの信頼性		
8. 結果の解釈						
8.1 評価結果と許容基準の対比				7.1.6 結果の解釈		
8.2 不確実性の解析				7.1.6.1 安全解析結果と許容基準の比較		
7.1.6.2 不確実性解析						
付属書 A : 放射性廃棄物管理の原則			削除	付属書 A : 放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素		
付属書 B : 放射性廃棄物の分類、規制免除、クリアランス、減衰保管						
付属書 C : 放射性廃棄物の特性把握方法						
用語				用語		
関連文書				関連文書		
CNSC 規制文書シリーズ				CNSC 規制文書シリーズ		

セーフティケースの定義の比較

改定後の第2版ドラフト版の「第3章 セーフティケース、安全評価、安全解析の定義」では、セーフティケースの定義を行っているが、これを現行版の該当箇所と比較すると表3.5-4のようになる。従来は「施設の安全性を立証する論拠と証拠を統合したもの」とされていたのが、「施設の安全性と、適用される全規制要件の遵守を立証するための、論拠と証拠の統合的集合」とされ、規制要件の遵守がセーフティケースの目的に加えられている。

表 3.5-4 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版及び第2版ドラフト版におけるセーフティケースの定義の比較

現行版	第2版ドラフト版
<p>・第5章 長期セーフティケースの開発</p> <p>長期安全性の立証は、人の健康と環境を保護する廃棄物管理が行われるという合理的保証を用意することから成る。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、下記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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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. 放射性廃棄物管理の長期安全性の信頼性 (confidence) を裏付ける上で利用可能な他のすべての証拠 <p>・用語</p> <p>セーフティケース (Safety case) : 施設の安全性を立証する論拠と証拠を統合したもの。これには、安全評価を含めることが通例であるが、典型的には、安全評価の頑健性及び信頼性、ならびに安全評価で行われた仮定に関する情報 (証拠と理由付けを裏付けることを含む) も含めることができる。</p> <p>(An integrated collection of arguments and evidence to demonstrate the safety of a facility. This will normally include a safety assessment, but could also typically include information (including supporting evidence and reasoning) on the robustness and reliability of the safety assessment and the assumptions made therein.)</p>	<p>・第3章 セーフティケース、安全評価、安全解析の定義</p> <p>セーフティケースとは、施設の安全性と、適用される全規制要件の遵守を立証するための、論拠と証拠の統合的集合と定義される。セーフティケースには、通常、追加の一連の証拠とそこで行われる仮定によって裏づけられた安全評価が含まれる。</p> <p>安全評価は、原子力施設の立地選定、設計、建設、試運転、操業または廃止措置の安全性に関連する全側面の評価と定義される。</p> <p>安全評価は、セーフティケースの中核を形成する。これは、関連するすべての安全要件が満たされていることを確かにするために、設計プロセス全体および施設または活動の全期間にわたって実行される継続的かつ体系的なプロセスである。安全評価には、長期および操業上の安全解析が含まれるが、これらに限定されない。</p> <p>安全解析は、提案された活動または施設に関連する潜在的な危険性の体系的評価である。また、そのような危険の影響を緩和するための予防手段と戦略の有効性も検討する。安全解析では、データとモデルを使用してシステム全体の性能とその影響を予測する。ここでの性能の指標は、放射線の影響または安全に影響するその他の広範囲な指標である。安全解析は、安全性の研究のための文書化されたプロセスとして使用すべきである。安全解析は、安全評価の主要要素である。</p> <p>・用語</p> <p>本文書で使用する用語の定義については、REGDOC-3.6、CNSC 専門用語の解説³¹を参照されたい。</p> <p>・REGDOC-3.6における定義 (参考)</p> <p>safety case (dossier de sûreté) : An integrated collection of arguments and evidence to demonstrate the safety of a facility and <u>the meeting of all applicable regulatory requirements</u>. A safety case will normally include a safety assessment, but could also typically include information (such as supporting evidence and reasoning) on the robustness and reliability of the safety assessment and the assumptions made therein.</p>

3.5.2 CNSC のレビュー経験との関連性の整理

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の第 2 版ドラフト版への反映

本項では、第 2 章にて取り扱った CNSC によるレビュー報告書「OPG 社による低・中レベル放射性廃棄物の地層処分場（DGR）プロジェクトに関する長期セーフティケース」（2013 年）³²（以降、「CNSC レビュー報告書」と記す。）に記された CNSC によるレビューの経験の REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の第 2 版ドラフト版への反映について考察する。

なお、「CNSC レビュー報告書」の「2.2.2.1 目的」では、OPG 社の DGR プロジェクトのセーフティケースは、EIS ガイドラインに従ったものであることが記載されている。しかし、3.3.9 に述べたように EIS ガイドラインの「第 13 章 DGR の長期安全性」の記述は規制指針 G-320 の要点をまとめたものに近く、規制指針 G-320 等を参照するように規定していることから、実質的には規制指針 G-320 を参照していると考えられる。また、3.3.8 に述べたように、規制指針 G-320 の内容は REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版の本文と同一である。

これらのことから、本項では、CNSC によるレビューの経験を「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版から第 2 版ドラフト版への変更で反映された事項」の観点で考察する。

「CNSC レビュー報告書」では、「2.2 長期安全性の立証に向けた主要な検討項目 (consideration)」として、下記の 2 項目を挙げている。

- ・安全性を評価するための時間枠の選定
- ・セーフティケースの開発

また、「5. CNSC スタッフによる結論」では「5.1 不確実性の考察 (discussion)」として唯一の項を設け、不確実性の取り扱いについて考察を行っている。

本項ではこれらの項目に関して、「CNSC レビュー報告書」の記載と、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版から第 2 版ドラフト版への変更点について考察する。

他の REGDOC への反映

「CNSC レビュー報告書」の発行が 2013 年であることと、その後現在まで、表 3.2-3～表 3.2-5 に示したように CNSC の規制文書の REGDOC への再編が継続されていることを考えると、「CNSC レビュー報告書」に示されたレビュー経験の反映先は「REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の第 2 版ドラフト版」には限定されていないものと考えられる。

現在、地層処分場の地質学的特性については、3.3.4 に概要を示した REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設「深地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018 年 10 月、ドラフト版)¹⁶が発行されており、処分場の設計等については、3.3.6 に概要を示した REGDOC-2.11.1、

廃棄物管理、第 I 巻「放射性廃棄物の管理」(2019 年 3 月、ドラフト版)²⁰が発行されている。

本報告書の 2.5 節に示したように、「CNSC レビュー報告書」の「5.1 不確実性の考察」では、具体的には「地圏の不確実性」と「処分場の設計と属性の不確実性」を取り扱っている。これらの事項に関するレビュー経験の反映先については、「地圏の不確実性」については、上述の REGDOC の発行状況を鑑みると、REGDOC-1.2.1、クラス IB 施設「地層処分場のサイト特性調査のガイダンス」(2018 年 10 月、ドラフト版)¹⁶が、「処分場の設計と属性の不確実性」については、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 I 巻「放射性廃棄物の管理」(2019 年 3 月、ドラフト版)²⁰が該当するものと考えられる。本節では、これらの REGDOC への反映については、考察の対象としていない。

(1) 時間枠に関する記述

「CNSC レビュー報告書」の「2.2 長期安全性の立証に向けた主要な検討項目」では、長期安全性を保証する上での主要な 2 つの検討項目を特定したとして、以下の項目を示している。

- ・ 安全性を評価するための時間枠の選定
- ・ セーフティケースの開発

このうち、時間枠については、「2.2.1 時間枠 (Time Frame)」にて、表 3.5-5 のように述べている。

表 3.5-5 「CNSC レビュー報告書」、「2.2.1 時間枠」の記述

<p>長期安全評価の時間枠 (time frame) は、予想される影響のピークを包含すべきである。そのような要件は、将来世代と環境が現在と同レベルで保護されるべきとする放射性廃棄物管理で一般的に採用される倫理原則によるものである。このため、DGR プロジェクトがもたらす最大影響を計算し、今日の許容基準に合致することが合理的信頼性をもって証明されなければならない。</p> <p>図 2.1-1 (次頁) に、セーフティケースについて、100 万年という基準時間枠 (time frame) でのある程度の見通しを示す。100 万年という評価の時間枠 (time frame) は、現在人間が計画するどの事業よりもはるかに長く、人類の歴史よりも長くさえあるが、DGR プロジェクトを受け入れるために検討している岩層の地質史に比べれば短い。</p> <p>DGR プロジェクトの開発を計画しているミシガン盆地は、少なくとも約 2 億 5000 万年もの間、地質学的に安定しており、今後数百万年の間もこのままの状態であると考えられる。現在の国際的コンセンサス[8]は、地質条件が安定しており、きわめて長期にわたってその状態が維持されると期待できる時間枠 (time frames) において、安全評価の結果には高い信頼性があるとしている。</p>
--

CNSC は、長期安全評価の時間枠 (time frame) について、以下の事項を指摘している。

- ・ 長期安全評価の時間枠は、予想される影響のピークを包含すべきである。
- ・ 安全評価の基準時間枠は百万年である。
- ・ DGR プロジェクトが計画される地域は、今後数百万年の間地質学的に安定してお

り、その状態が維持されると期待できる時間枠において、安全評価の結果には高い信頼性がある。

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版から第2版ドラフト版への改定にあたっては、表 3.5-6 に示すように「時間枠」への言及が大幅に増えている。

現行版に於いては、基本的に「長期安全評価の時間枠」と、これに包含される「人工バリアが性能を発揮すると想定される時間枠」について述べている。

第2版ドラフト版では、これに加え、「6.2 安全戦略」にて、「様々なシナリオを扱って閉じ込めを立証するために、1つのセーフティケース内で複数の異なる時間枠(several different time frames)を定義する必要があるかもしれない」と指摘し、「例えば、通常の変遷シナリオで使用される基準時間枠(reference time frame)に加えて、追加の時間枠(time frames)を使用して、最大の影響が発生すると予測される時点を超えた期間の施設の頑健性を示すことができる」としている。

また、第2版ドラフト版の「7.1.4.1 安全解析の時間枠(Safety analysis time frames)」では、「安全解析の目的によっては、時間枠(time frame)全体をモデリングまたは提示上の理由からいくつかの短い時間枠(time windows)に分割すると便利であろう」と指摘しており、「異なる時間枠(time windows)に対して異なるエンドポイントを使用することも可能である」としている。

これらの記述は、セーフティケース内では、上述の CNSC によるレビューで指摘された長期安全評価に関する時間枠に加え、これを包含するセーフティケースにおいて用いられる「時間枠」が存在することを示唆している。また、安全評価の一部である安全解析の時間枠(フレーム)は、より短い時間枠(ウィンドウ)に分割できることをガイダンスしており、第2版ドラフト版の作成にあたっては「時間枠」の捉え方に関してより深い考察が行われていると推察される。

OPG 社の DGR プロジェクトのセーフティケースのレビュー文書『PMD 13-P1.3A』では、CNSC は、セーフティケースで用いられるレファレンス時間枠(100 万年)を地質学的時間(ミシガン盆地は約 2 億 5,000 万年という地質学的安定性)との対比で説明していた(本報告書の 2.2.2、図 2.2.1 を参照)。その説明に続くレビュー内容の説明と結論では「処分場の設計と属性の不確実性」を減らすために、OPG 社に対して「立坑シールの寿命に関する研究開発」や「母岩及びキャップロック層の時間依存性をもつ力学特性を評価するための実験プログラム」の実施を勧告している(本報告書の 2.5.2 を参照)。こうした研究開発/実験で対象とする種々の現象の時間枠は、それぞれ適切な時間枠を設定して検討するのが適当であると考えられる。REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の第2版ドラフト版への改定において、時間枠に関する多くの記述を加えた背景には、DGR プロジェクトのセーフティケースのレビュー経験も反映されていると考えられる。

表 3.5-6 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第三巻の現行版及び第2版ドラフト版における「時間枠」に関する記述（対応箇所は推定）

現行版	第2版ドラフト版
(該当項目なし)	<p>6. セーフティケースの構成要素</p> <p>6.2 安全戦略 (略)</p> <p>閉じ込めと隔離 閉じ込めと隔離は、セーフティケースの時間枠(time frame)において、設計基準事象の影響下でバリアシステムが安全機能を維持しているとの証拠を提示することによって提供されなければならない (shall)。 (略)</p> <p>頑健性 (略)</p> <p>時間枠(time frames)が長い処分施設の場合、個々のバリアまたは廃棄物閉じ込めシステム全体の性能に影響を与えるような自然または人為的攪乱やプロセスが生じる可能性が高くなる。したがって、廃棄物が危険にさらされる時間が長くなればなるほど、天然バリアと人工バリアには頑健性が必要とされる (must)。</p> <p>時間枠(Time frames) 時間枠(Time frames)はセーフティケースの重要要素であり、安全評価をサポートし、廃棄物を隔離して閉じ込めるためのバリアの寿命と性能の境界条件を確立する。 廃棄物管理システム全体と安全戦略の一部として各構成要素に求められる性能に関連する時間枠は、貯蔵または定置される廃棄物の種類と廃棄物に起因する危険に関連する時間枠に応じて正当化されなければならない (shall)。 時間枠(time frame)は、少なくとも以下を考慮しなければならない (shall)。 ・安全解析によって予測される放射線影響のピーク時間 ・廃棄物に関連する放射性物質の放射性崩壊と、母岩 (host medium) またはサイトの安定性を考慮した、設計基準および通常の変遷として使用される時間枠(time frame) ・安全解析で考慮される事象の種類と重大度</p> <p>許認可取得者または申請者は、時間枠(time frame)の決定を裏付ける追加の証拠を提供するために以下を考慮すべきである。 ・適切なナチュラル・アナログの使用 (例：サイトに類似した地質、水理地質、地球化学的特性) ・放射性および非放射性汚染物質のサイト固有の自然バックグラウンドレベル</p> <p>様々なシナリオを扱って閉じ込めを立証するために、1つのセーフティケース内で複数の異なる時間枠(several different time frames)を定義する</p>

現行版	第2版ドラフト版
	<p>必要があるかもしれない。例えば、通常の変遷シナリオで使用される基準時間枠(reference time frame)に加えて、追加の時間枠(time frames)を使用して、最大の影響が発生すると予測される時点を越えた期間の施設の頑健性を示すことができる。また追加の時間枠(time frames)は、氷河のように将来起こると予測される破壊的事象に対処するための特定のバリアの性能を示すために定義してもよい。施設の設計は、通常の変遷シナリオの時間枠(time frame)と一致する設計基準事象(地震、氷河作用、気候変動など)に基づくべきである。高レベルまたは中レベル廃棄物の深地層処分などその他の状況では、数千万年までの非常に長い時間枠(time frames)を使用した影響予測により、重大な環境または地質の摂動にもかかわらずバリアの閉じ込め能力を示すことができる。時間枠(time frame)を導出する際には、廃棄物管理システムの変遷も考慮する必要があり、それに応じて安全評価で使用される通常の変遷シナリオが定義される。</p>
(該当項目なし)	<p>6. セーフティケースの構成要素 6.8 補完的安全性の議論 (略) 安全解析から特定された補完的指標は、許認可の要件となるモニタリングプログラムの導出にも使用できる。ただし多くの場合、これらの指標は直接または実際にモニタリング (monitor) することはできず、容易に測定または定量化できる一連のサブ指標によって推測する必要がある (must)。例えば、容器の腐食速度は許認可付与の時間枠(time frame)で測定されない場合がある。(略)</p>
<p>2. 適用範囲 本文書は、放射性廃棄物の貯蔵と処分の方法によって生じる、環境ならびに人間の健康及び安全に対する潜在的な長期影響を評価するための方法(アプローチ)を説明するものである。本指針は下記の事項を扱う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 長期の管理維持に関する検討事項 2. 廃止措置後の基本方針の設定 3. 評価基準の確立 4. 評価方策、及びその詳細さのレベル 5. 時間枠 (time frames) の選択と評価シナリオの定義 6. レセプタと決定グループの特定 7. 評価結果の解釈 <p>(略)</p>	
<p>7. 長期評価の実施 CNSC は、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する。長期評価は、様々な目的のための、様々なレベルでの詳細さと厳密さで実施されるが、その評価を実施するためのすべての方法は下記の要素を含むべきである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 適切な方法の選択 2. 評価の考え方 	<p>7. 長期安全性の解析 7.1 長期安全性の解析の構成要素 許認可取得者または申請者は、構造化アプローチを使用して、廃棄物管理システムの長期性能をモデル化すべきである。安全解析を実行するための全体的方法論には、以下の構成要素を含めるべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全解析の観点 ・方法論の選択

現行版	第2版ドラフト版
3. システム記述 4. 時間枠 (Timeframes) 5. 評価 (assessment) シナリオ 6. 評価モデルの開発	・廃棄物管理システムの説明 ・安全解析 (safety analysis) のシナリオと 時間枠 (time frames) ・安全解析モデルの開発と使用 ・結果の解釈
(該当項目なし)	7. 長期安全性の解析 7.1.1 安全解析の観点 安全解析の観点には、目的、使用する許容基準、安全解析に選択した 時間枠 (time frame) で安全基準を満たせることを示すために採用したアプローチ、および解析のエンドポイントが含まれる。
7. 長期評価の実施 7.5.4 決定グループと環境のレセプタの特定 (該当部分に時間枠に関する記述なし)	7. 長期安全性の解析 7.1.1.3 安全解析のエンドポイント 人間および環境のレセプタの特定 (略) IAEA-TECDOC-1077、放射性廃棄物処分の状況における決定グループと生物圏[16]は、通常の変遷シナリオの 時間枠 (time frame) を通して決定グループへの被ばくを評価するための指針となる。提案者は、より長い 時間枠 (time frame) で、決定グループに基準生物圏を使用することを選択する場合がある。基準生物圏の使用に関する追加指針は、2003年国際原子力機関 (IAEA) の文書 IAEA BIOMASS-6、固体放射性廃棄物処分のための基準生物圏[17]にある。(略)
7. 長期評価の実施 7.4 評価 時間枠 (Assessment time frames) 「人間の健康及び安全ならびに環境… に対し、不合理なリスクを予防する」(原子力安全管理法、NSCA, 9(a)(i)) という法定の基本方針に関して、あるいは放射性廃棄物の管理による人間の健康及び安全ならびに環境に及ぼす予測される影響は、(付属書 A で議論したように) カナダにおける規則決定時において許容可能とされた影響を超えることはないという原則に関して、それらに結びつけられている 時間期限 (time limit) は存在しない。 放射性廃棄物から生じる可能性のある将来の影響について、最大の影響が発生すると予測される期間が含まれると期待される (expected)。場合によっては、時期を切り離して、最大影響の大きさだけを評価することで十分なこともある (例えば、溶解度制限に基づく予測を使用したバウンディング評価)。 評価においては、評価 時間枠 (time frame) の根拠を提示すべきである。評価で使用するそれぞれの期間を決定するためのアプローチでは、以下の要素を勘案すべきである。 1. 廃棄物に関連する汚染物質が危害を呈する期間 2. 操業期間の継続期間 (施設がその最終状態に達するまで) 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	7. 長期安全性の解析 7.1.4.1 安全解析の 時間枠 (Safety analysis time frames) 許認可取得者または申請者は、放射性廃棄物から生じる可能性のある将来の影響について、最大の影響が発生すると予測される期間が <u>確実に含まれるようにしなければならない (shall ensure)</u> 。 安全解析では、使用される 時間枠 (time frame) の根拠を提示すべきである。安全解析で使用するそれぞれの期間を決定するためのアプローチでは、以下の要素を勘案すべきである。 ・廃棄物に関連する汚染物質が危害を呈する期間 ・操業期間の継続期間 (施設がその最終状態に達するまで) ・人工バリアの設計寿命 ・能動的および受動的な制度的管理の両方の継続期間

現行版	第2版ドラフト版
<p>期間</p> <p>5. 自然事象と人為的環境変化の頻度（例えば、地震の発生、洪水、干ばつ、氷河作用、気候変動など）</p> <p>人工バリアが性能を発揮すると想定される時間枠（time frames）、ならびにその安全機能の変遷は、適切な現行の国内または国際標準を参照して文書化し、正当化すべきである。</p>	<p>・自然事象と人為的環境変化の頻度（例えば、地震の発生、洪水、干ばつ、氷河作用、気候変動など）</p> <p>・<u>長期間にわたる、意図的でない侵入に対して必要な保護と隔離の程度</u></p> <p>許認可取得者または申請者は、人工バリアが性能を発揮すると想定される時間枠（time frames）と、ならびにその安全機能の変遷を文書化して正当化すべきである。安全解析の目的によっては、時間枠（time frame）全体をモデリングまたは提示上の理由からいくつかの短い時間枠（time windows）に分割すると便利であろう。また、異なる時間枠（time windows）に対して異なるエンドポイントを使用することも可能である。</p> <p>時間枠（time frame）は廃棄物の放射能に依存する。時間枠（time frame）が長いほど、設計基準事象はより過酷になる。たとえば、ある施設に選択される設計基準地震は、時間枠（time frame）内でより過酷な地震が発生した場合の、故障の可能性と結果に依存する。結果が重大な場合、設計基準地震は、時間枠（time frame）内での超過の確率が小さくなるように選択すべきである。設計基準地震は多くの場合、年間確率の逆数である再来期間（年単位）に関連付けられる。例えば再来期間が10,000年の地震の年間確率は1/10,000を超える。したがってどの年でも、より過酷な地震が発生する可能性は1/10000（0.01%）の確率である。10,000年の期間では、その確率は63%に増加し、100,000年の期間ではこの確率は100%に近くなる。</p>
<p>7. 長期評価の実施</p> <p>7.5 評価(assessment)シナリオ</p> <p>(略)</p> <p>安全評価で提示される各シナリオは、以下に関する固有の情報を含むべきである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 評価の基準となる時間枠（timeframe） 2. 制度的管理について、それが安全機能(safety feature)として依拠される期間（開始から終了まで） 3. 想定されるレセプタと決定グループの身元(identity)と特性 <p>(略)</p>	<p>7. 長期安全性の解析</p> <p>7.1.4 安全解析(safety analysis)シナリオと時間枠（time frames）</p> <p>(略)</p> <p>安全解析で提示される各シナリオには、以下に関する固有の情報が含まれなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全解析の基準となる時間枠（time frame） ・制度的管理について、それが安全機能(safety feature)として依拠される期間（開始から終了まで） ・想定されるレセプタと決定グループの特定と特性 <p>(略)</p>
<p>7. 長期評価の実施</p> <p>7.5.1 通常変遷シナリオ</p> <p>(略)</p> <p>サイト固有の条件及び評価(assessment)の時間枠（timeframe）に応じて、通常変遷シナリオには、気候変動または氷河作用の開始など極端な条件を含める必要があることがある(may need)。同様に、洪水または森林火災のような周期的で自然発生的な破壊的事象は、特定サイト及び特定時間枠（timeframe）での通常変遷シナリオの一部であるが、別途分析しなければならないことがある(may have to)。</p>	<p>7. 長期安全性の解析</p> <p>7.1.4.2 通常変遷シナリオ</p> <p>(略) サイト固有の条件と安全解析(safety analysis)の時間枠（time frame）に応じて、通常変遷シナリオには、<u>地震、気候変動、氷河時代の到来などの極端な条件を含めるべきである(should)</u>。同様に、洪水や森林火災のような周期的で自然発生的な破壊的事象は、時間枠（time frame）内で発生すると予想される場合(if they are expected)、通常変遷シナリオの一部であり、<u>バリア性能への影響を考慮すべきである(should)</u>。これらのシナリオは、通常変遷シナリオの変形(variants)とし</p>

現行版	第2版ドラフト版
<p>どの自然発生的な破壊的事象が含まれるべきかの決定は、その評価の時間枠 (timeframe) 内における発生確率に基づく。(略)</p>	<p>て別途分析してもよい (may)。 どの自然発生的な破壊的事象を含めるべきかの決定は、<u>FEP の評価と、安全解析の時間枠</u> (time frame) 内におけるそれらの発生確率に基づく。 (略)</p>
<p>7. 長期評価の実施 7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ (該当部分に時間枠に関する記述なし)</p>	<p>7. 長期安全性の解析 7.1.4.3 人間の侵入を含む破壊的事象のシナリオ (略) 浅地中処分については、設計と最適化に加えて、人間侵入シナリオの安全解析が廃棄物許容基準の策定、制度的管理に求められる時間枠 (time frames) の策定、および特定の廃棄物ストリームがより深い所での処分を必要とするかどうかの決定にも寄与する。</p>

(2) セーフティケースの開発に関する記述

「CNSC レビュー報告書」の「2.2 長期安全性の立証に向けた主要な考察」に於いて、長期安全性を保証する上での主要な検討項目の一つとして特定された、「セーフティケースの開発」については、「2.2.2 セーフティケース」にてその目的と構成要素について記述している。表 3.5-7 に「2.2.2 セーフティケース」の全文を示す。

表 3.5-7 「CNSC レビュー報告書」の「2.2.2 セーフティケース」の記述（全文）

<p>2.2.2 セーフティケース</p> <p>2.2.2.1 目的</p> <p>セーフティケースは、処分場開発の次の段階へと進む決定を裏付ける安全性の論拠を示す。DGR 施設の主な段階は、概念開発、サイト選定、建設（サイト準備を含む）、操業、廃止措置、閉鎖／放棄である。OPG 社は現在、CNSC にサイト準備・建設許可を申請している。この許可では OPG は廃棄物を定置することはできない。しかし、G-320 [5]及び国際的なベストプラクティスに沿って、EIS ガイドラインが OPG 社に閉鎖後セーフティケース（長期安全性を検討した）の開発を要求した。セーフティケースは、建設を進める決定を裏付けるために、長期安全性が達成可能であることを現時点で合理的に信頼できることを立証するためのものである。セーフティケースでは不確実性も特定し、施設を閉鎖する前にこれらの不確実性をいかに取り扱うかその方策も示す。</p> <p>2.2.2.2 構成要素</p> <p>セーフティケースは、閉じ込め、および隔離という 2 つの主要機能が達成されることを裏付ける論拠の統合から成る。閉じ込めは廃棄物から生物圏への放出を遅らせるか最小限にとどめ、隔離は人間と環境が廃棄物から分離された状態を維持する。図 2.2-1 に、計画中の DGR プロジェクトに関するセーフティケースの構成要素とその相互関係を示す。安全評価は、セーフティケースを構成する重要な要素である。安全評価では、施設のパフォーマンスと、人間の健康やヒューロン湖などの環境への影響について、定量的に解析する。この図は、セクション 2.1 に挙げてある文書に示される定義と指針におおむね対応している。</p> <div data-bbox="450 1209 1053 1518" data-label="Diagram"><pre>graph TD; A[セーフティケース - 閉じ込め 隔離] --- B[安全評価]; A --- C[地圏の属性]; A --- D[処分場システムの設計及び属性]; B <--> C; C <--> D; E[] --> C; style E fill:none,stroke:none</pre></div> <p>図 2.2-1 計画中の DGR プロジェクトに関する長期セーフティケースの主要構成要素</p> <p>図 2.2-1 から、計画プロジェクトの安全論拠（safety arguments）は次の 3 つのクラスに分類できる：</p> <ul style="list-style-type: none">・ 安全評価に関連するもの・ 地圏の特性に関連するもの・ 処分場に関連するもの <p>複数の論拠を統合すると、DGR の 2 つの主要機能である隔離と閉じ込めが達成されることが裏付けられ、人間やヒューロン湖などの環境を保護することが合理的に保証される。3 クラスの論拠はそれぞれ独立したものではない。特に、安全評価には、生物圏への影響を定量的に評価するために、地圏や処分場の特性からの入力データが必要である。</p>
--

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版及び第2版ドラフト版の記述を比較すると、本項の3.5.1に述べたように第2版ドラフト版では、セーフティケースに関する章や付属書が複数新設され、また文書の題名も「長期安全性の評価」から、それを包含する「セーフティケース」に変更するなど、セーフティケースの開発の重要性を強調した規制文書となっている（表 3.5-8）。

また、DGR プロジェクトのセーフティケースのレビュー報告書にてセーフティケースの「目的」と「構成要素」について考察していることとの対応を見ると、第2版ドラフト版では、「3. セーフティケース、安全評価、安全解析の定義」及び「4. セーフティケースの役割と作成」にてセーフティケースの目的について詳述し、「6. セーフティケースの構成要素」及び「付属書 A：放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素」にてセーフティケースの構成要素について詳述している。

以上のような、セーフティケースを重視した規制文書の作成を行った背景には、DGR プロジェクトのセーフティケースのレビュー経験が反映されているものと考えられる。

表 3.5-8 廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版及び第2版ドラフト版のセーフティケースに関する章及び付属書

現行版	第2版ドラフト版
5. 長期セーフティケースの開発	3. セーフティケース、安全評価、安全解析の定義 4. セーフティケースの役割と作成 5. セーフティケースの一般要件 6. セーフティケースの構成要素 付属書 A：放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素

さらに、「CNSC レビュー報告書」が「2.2.2 セーフティケース」において、セーフティケースの目的や構成に関する指摘している点と、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版及び第2版ドラフト版に於いて対応すると推定される箇所を表 3.5-9 に示す。REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版では、「CNSC レビュー報告書」の指摘事項に対応する記述は、必ずしも明確でない場合が多いが、第2版ドラフト版では、指摘事項に明確に対応する記述が多くみられることが分かる。このように、指摘事項に対応する記述が見られる理由として、DGR プロジェクトのセーフティケースのレビュー経験の反映が考えられる。

表 3.5-9 「CNSC レビュー報告書」の「2.2.2 セーフティケース」におけるセーフティケースの目的や構成に関する指摘、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻の現行版及び第 2 版ドラフト版に於いて対応すると推定される箇所

CNSC レビュー報告書の指摘事項	REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻、現行版の記述	REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第 III 巻、第 2 版ドラフト版の記述
<p>セーフティケースは、<u>処分場開発の次の段階へと進む決定を裏付ける安全性の論拠を示す。</u></p>	<p>処分場開発の各段階とセーフティケースの役割に関する記述は見られない。</p>	<p>4.1 セーフティケースの役割 (略) セーフティケースは、施設のライフサイクル全体の特定の決定ポイントにおいて、関係者とコミュニケーションし協議するための手段でもある。</p> <p>4.2 セーフティケースの作成 セーフティケースは、反復的手法を使用して施設またはサイトの寿命全体にわたって変遷するものである。(略) 概念の開発とサイトの選定が進むにつれて、より多くのサイト固有データが必要になり、設計、建設、操業、廃止措置、閉鎖、および閉鎖後の詳細案を適切に構築する必要がある。これにより、特定の問題をセーフティケースでより詳細に対処できる。 セーフティケースは、必要な科学的・技術的データの体系的収集、解析、および解釈により、施設またはサイトのライフサイクル全体で随時更新される。(略)</p> <p>5. セーフティケースの一般要件 許認可取得者または申請者は、以下を行わなければならない(shall)。 (略) ・必要に応じて、セーフティケースの施設またはサイトについて、サイト、設計、建設、操業、廃止措置、閉鎖および閉鎖後（制度的管理を含む）のすべての関連する安全面を説明する ・すべての許認可段階を通じて、定期的にセーフティケースを審査および更新する（略）</p>
<p>セーフティケースは、建設を進める決定を裏付けるために、<u>長期安全性が達成可能であることを現時点で合理的に信頼できることを立証</u>するためのものである。</p>	<p>5. 長期セーフティケースの開発 <u>長期安全性の立証は、人の健康と環境を保護する廃棄物管理が行われるという合理的保証を用意することから成る。</u>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、下記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。(略)</p>	<p>6.11 安全性の議論の統合 許認可取得者または申請者は、関連するデータと情報がどのように検討され、モデルがどのように試験され、<u>合理的かつ体系的な評価手順がどのように行われたかを説明する使用可能な証拠、議論、解析の統合を、セーフティケースで確実に提供すべきである。</u>この統合は、<u>体系的、透明かつ追跡可能な方法で行うべきである。</u>(略)</p> <p>付属書 A：放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素 セーフティケースは、安全評価とそれを裏づける安全解析で構成される。これは、長期放射性廃棄物管理が人間の健康と環境を保護する方法で実施されることを合理的に保証するために使用される。(略)</p>

<p>セーフティケースでは不確実性も特定し、施設を閉鎖する前にこれらの不確実性をいかに取り扱うかその方策も示す。</p>	<p>不確実性の特定については表 3.5-21 参照のこと。</p> <p>不確実性の管理に関する直接的な記述は見られない。</p>	<p>不確実性の特定については表 3.5-21 参照のこと。</p> <p>6.5 不確実性の管理</p> <p>許認可取得者または申請者は、定量的手法と専門的判断を用い、セーフティケース内の不確実性を、その発生源、性質、および程度に関し特性評価しなければならない(shall)。</p> <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースがいかに不確実性を管理するかを確実に立証しなければならない(shall)。その方法の例を以下に挙げる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確実性を緩和するために安全戦略を修正する ・不確実性が安全に影響を与えないことを示す ・保守的な仮定を用いて不確実性を制限し、それでも安全要件を満たすのに十分なマージンがあることを示す <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケース作成の様々な段階で不確実性を緩和すべきである。しかし不確実性を完全に排除することはできない。したがって許認可取得者または申請者は、セーフティケースに残る不確実性と、そうした不確実性にもかかわらずセーフティケースが引き続きサポートされる方法を特定すべきである。</p> <p>セーフティケースにおいて排除しきれず、安全に影響を与える不確実性は、不確実性と感度解析を通じて対処すべきである。例えば、モニタリングプログラムや研究開発プログラムの開発は、不確実性をさらに低減するために使用できる。</p>
<p>セーフティケースは、<u>閉じ込め、および隔離という 2 つの主要機能が達成されることを裏付ける論拠の統合から成る。</u></p>	<p>セーフティケースに関する直接的記述ではなく、<u>長期管理の概念として閉じ込めと隔離について記述。</u></p> <p>4.2 長期管理の概念 (略)</p> <p>廃棄物が貯蔵施設または処分施設のいずれにある場合にも、長期管理の概念は廃棄物の閉じ込めと隔離に基づいている。閉じ込めは、深層防護を具備する多重バリアに基づく頑健性を有する設計によって達成できる。隔離は、適切なサイト選定、ならびに、必要な場合には、立入り及び土地利用を制限する制度的管理により達</p>	<p>6.2 安全戦略</p> <p>セーフティケース開発の早期段階で、許認可取得者または申請者は、安全原則がどのように適用され、安全要件、目標、および基準がどのように満たされるかを説明する安全戦略を策定かつ採用しなければならない(shall)。安全戦略には、施設のライフサイクル全体にわたって安全性を立証する全体的な統合アプローチを含めるべきである。</p> <p><u>戦略には、重要要素の説明も含めなければならない(shall)。</u>具体的には、<u>廃棄物の閉じ込めと隔離、複数の安全機能、多層防御、受動的な安全機能、頑健性、立証性 (demonstrability) と実現可能性、廃棄物管理の様々な段階の相互依存関係、不確実性の管理、さらに、安全に寄与し信頼性をもたらすその他の要素などである。</u></p> <p>閉じ込めと隔離</p> <p>閉じ込めと隔離は、セーフティケースの時間枠において、設計基準事象の影響下でバリアシステムが安全機能を維持しているとの証拠を提示することによって提供されなければならない(shall)。徐々に進む自然プロセスの下、または設計基準事象の発生後、これらの安全機能の劣化を考慮に入れなければならない(shall)。この劣化にもかかわらず、閉じ込めと隔離、そして許容基準 (線量、リスク、汚染など) を含む他の全要件が満たされることを示す必要がある。(略)</p>

<p>安全評価は、セーフティケースを構成する重要な要素である。<u>安全評価では、施設のパフォーマンスと、人間の健康やヒューロン湖などの環境への影響について、定量的に解析する。</u></p>	<p>成される。</p> <p>5.1 安全評価</p> <p><u>安全評価はセーフティケースの中核をなすものである。安全評価は、施設の全体性能、ならびに人間の健康と環境に及ぼす施設の影響を評価する解析を含む。</u>長期安全性の評価では、多くの場合、下記を予測するために、サイトまたは施設の変遷について予測されるシナリオに基づく経路解析を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 汚染物質の放出 2. 汚染物質の移行 3. レセプタの被ばく 4. 被ばくに起因する起こり得る影響 <p>(略)</p>	<p>3. セーフティケース、安全評価、安全解析の定義</p> <p>セーフティケースとは、施設の安全性と、適用される全規制要件の遵守を立証するための、論拠と証拠の統合的集合と定義される。セーフティケースには、通常、追加の一連の証拠とそこで行われる仮定によって裏づけられた安全評価が含まれる。</p> <p>安全評価は、原子力施設の立地選定、設計、建設、試運転、操業または廃止措置の安全性に関連する全側面の評価と定義される。</p> <p><u>安全評価は、セーフティケースの中核を形成する。これは、関連するすべての安全要件が満たされていることを確かにするために、設計プロセス全体および施設または活動の全期間にわたって実行される継続的かつ体系的なプロセスである。安全評価には、長期および操業上の安全解析が含まれるが、これらに限定されない。</u></p> <p><u>安全解析は、提案された活動または施設に関連する潜在的な危険性の体系的評価である。また、そのような危険の影響を緩和するための予防手段と戦略の有効性も検討する。安全解析では、データとモデルを使用してシステム全体の性能とその影響を予測する。ここでの性能の指標は、放射線の影響または安全に影響するその他の広範囲な指標である。安全解析は、安全性の研究のための文書化されたプロセスとして使用すべきである。安全解析は、安全評価の主要要素である。</u></p> <p>付録Aに、セーフティケース、安全評価、および安全解析の構成要素の概要を記載している。</p>
<p>(計画中のDGRプロジェクトに関するセーフティケースの構成要素とその相互関係を示す図について、) 計画中のプロジェクトの安全論拠 (safety arguments) は次の3つのクラスに分類できる:</p> <ul style="list-style-type: none"> -安全評価に関連するもの -地圏の特性に関連するもの -処分場に関連するもの <p>複数の論拠を統合すると、2つの主要機能である隔離と閉じ込めが達成されることが裏付けられ、人間や環境を防護することが合理的に保証される。3クラスの論拠はそれぞれ独立</p>	<p>セーフティケースには、<u>地圏(天然バリア)と処分場(人工バリア、ならびに廃棄物の安全管理)から成る廃棄物管理システムの頑健性の立証により補足される、安全評価が含まれるという記述</u></p> <p>4.1 長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム (Waste management systems for long-term storage and disposal)</p> <p><u>廃棄物の長期貯蔵と処分のための放射性廃棄物管理システムとは、天然バリアと人工バリア、ならびに廃棄物の安全管理に寄</u></p>	<p>6. セーフティケースの構成要素</p> <p><u>セーフティケースには、付録Aに示すように、以下の構成要素が含まれなければならない(shall) (必要に応じて)。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・セーフティケースの観点 ・安全戦略 ・<u>廃棄物管理システムの説明 (waste management system description)</u> ・安全評価 ・不確実性の管理 ・反復および設計の最適化 ・制限、管理、および条件 ・補完的安全性の議論 ・モニタリングとサーベイランス ・制度的管理期間中の安全機能 ・安全性の議論の統合 <p>6.3 廃棄物管理システムの説明</p> <p>(略) 説明には、定量的かつ定性的データと結果を述べる必要がある。必要に応じて以下を記載</p>

<p>したものではない。特に、安全評価には、生物圏への影響を定量的に評価するために、地圏や処分場の特性からの入力データが必要である。</p>	<p>与する操作手順の組み合わせを指す。(略)</p> <p>5. 長期セーフティケースの開発 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用意することから成る。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、下記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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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. 放射性廃棄物管理の長期安全性の信頼性 (confidence) を裏付ける上で利用可能な他のすべての証拠 	<p>する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトおよび施設に関連する機能、事象、およびプロセスの特定の理解 ・廃棄物の種類 (例：廃棄物の量と特性、放射性核種インベントリ) ・人間および人間以外の生物相を含む生物圏の説明 ・必要に応じて、サイトの深部および地表近くの地質ユニットを含むサイトの説明。 ・現在の地質学的、水理地質学的、水理学的、地球化学的、構造的、地震学および地形学的条件の説明 ・予想される自然変遷と人為的破壊事象の特定と説明 ・施設の設計、設計の基礎となる仮定、規制要件、および性能基準 ・廃棄物パッケージ、それらの安全機能、境界面、関連する不確実性および時間関数としての性能を含む、施設の構造、システム、および構成要素の説明 ・廃棄物管理システムとその構成要素に影響を与える可能性のある放射線、熱、水圧、力学、化学、および生物学的プロセス、およびそれらの構成要素間で考えられる相互作用を説明すべきである。 <p>(略)</p> <p>6.4.1 安全評価の構成要素 安全評価には、必要に応じて (as applicable) 以下の構成要素が含まれなければならない(shall)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サイトおよび工学的側面 ・操業安全性の解析 ・長期安全性の解析
--	--	--

(3) 不確実性に関する記述

CNSC レビュー報告書における記述

「CNSC レビュー報告書」では、「1 概要」の「1.2 総体的結論」及び「5. CNSC スタッフによる結論」の多くの部分を不確実性に関する記述に充てている。

「1.2 総体的結論」では、表 3.5-10 に示すように全文の約半分を不確実性の低減に関する勧告に充て、詳細は「5.1 不確実性の考察」に述べることを記述している。

表 3.5-10 「CNSC レビュー報告書」の「1.2 総体的結論」(全文)

<p>CNSC スタッフは、現段階において、長期セーフティケースに関して科学に基づくリスク評価の根拠を成し、計画中の DGR プロジェクトの長期安全性に関して EA の決定を裏付け、許認可の決定を裏付ける十分な証拠があると結論付ける。CNSC スタッフは、計画中の DGR プロジェクトの閉鎖後、人間やヒューロン湖などの環境を適切に保護するであろう十分な証拠を提示していることを確認した。ただし、一定の不確実性も特定された。CNSC スタッフは、これらの不確実性を地層科学的検証プログラムによって低減し、セーフティケースの仮定を検証するとともに、工学的決定事項及び DGR プロジェクトの設計をサポートするよう勧告する。</p> <p>DGR プロジェクトの寿命期間を通して不確実性を低減する勧告を含め、不確実性に関する説明と CNSC スタッフによる評価については、本 PMD のセクション 5.1 に示す。</p> <p>勧告は全て JRP が考察できるよう、PMD 13-P1.3 に引き継がれている。</p>
--

「3 事業提案者による評価」及び「4 CNSC スタッフによる評価」に於いても、地質環境や廃棄物インベントリ等の不確実性や、評価における不確実性等の、不確実性に関する記述が多くみられるものの、「不確実性の取り扱いについてはセクション 5.1(不確実性の考察)に説明する。」等として、詳細は「5.1 不確実性の考察」に述べる旨を記述している。

「CNSC レビュー報告書」の「5. CNSC スタッフによる結論」では、レビュー全体の結論を述べているが、「CNSC スタッフは、現段階において、計画中の DGR プロジェクトの長期安全性を科学的に頑健に評価する根拠を成し、EA の決定及び準備/建設許可の決定を裏付ける十分な証拠があると結論付ける。」とした上で、表 3.5-11 に整理したように不確実性について言及し、その後「5.1 不確実性の考察」に於いて「地圏の不確実性が原因で長期セーフティケースに不確実性が存在し、それが処分場の設計、ひいては安全評価にも不確実性をもたらす」として不確実性についての考察を示している。5.2 以降の節はなく、結論における考察は「5.1 不確実性の考察」のみであることから、CNSC スタッフは「不確実性の取り扱い」を重視していると考えられる。

表 3.5-11 「CNSC レビュー報告書」の
「5. CNSC スタッフによる結論」における不確実性への言及

<p>CNSC スタッフは、計画中の DGR プロジェクトの閉鎖後、人間やヒューロン湖などの環境に著しい悪影響を与えないであろう十分な証拠を提示していることを確認した。ただし、一定の不確実性も特定された。CNSC スタッフは、これらの不確実性が本報告書に詳述する検証プログラムによって低減されるよう勧告する。</p>
--

REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻における記述

不確実性の取り扱いに関し、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の現行版では、「5.2.3 決定論的予測と確率論的予測」や「7.6.3 評価モデルの信頼性」等で不確実性の取り扱いに言及しているものの、表題に「不確実性」という言葉を示した節は、「8.2 不確実性の解析」のみである。

これに対し、REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第Ⅲ巻の第2版ドラフト版では、「6. セーフティケースの構成要素」に於いて、「不確実性の管理」をセーフティケースの構成要素の一つに位置付け、「6.5 不確実性の管理」及び「7.1.6.2 不確実性の解析」の2か所で表題に「不確実性」に関する節や項を設けるなど、不確実性の取り扱いを重視したものとなっている。また、現行版にて不確実性に言及した箇所は、第2版ドラフト版においても多くの場合、対応する箇所にて同様の記述が見られる（表 3.5-12）。

このような不確実性の取り扱いの重視は、OPG社による低・中レベル放射性廃棄物の深地層処分場（DGR）プロジェクトのレビュー経験を反映したものと推定される。

表 3.5-12 REGDOC-2.11.1、廃棄物管理、第三巻の現行版及び第2版ドラフト版における「不確実性」に関する記述（対応箇所は推定）

現行版	第2版ドラフト版
(該当項目なし)	<p>6. セーフティケースの構成要素</p> <p>セーフティケースには、付録Aに示すように、以下の構成要素が含まれなければならない(shall) (必要に応じて)。</p> <p>(略)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確実性の管理 <p>(略)</p>
(該当項目なし)	<p>6.2 安全戦略</p> <p>(略)</p> <p>戦略には、重要要素の説明も含めなければならない(shall)。具体的には、廃棄物の閉じ込めと隔離、複数の安全機能、多層防護、受動的な安全機能、頑健性、立証性 (demonstrability) と実現可能性、廃棄物管理の様々な段階の相互依存関係、不確実性の管理、さらに、安全に寄与し信頼性をもたらすその他の要素などである。</p>
<p>4.1 長期貯蔵と処分のための廃棄物管理システム (該当部分に不確実性に関する記述なし)</p> <p>7.3.2 廃棄物管理システム (該当部分に不確実性に関する記述なし)</p>	<p>6.3 廃棄物管理システムの説明</p> <p>(略)</p> <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースにおいて長期放射性廃棄物管理システムを説明しなければならない(shall)。(略) 必要に応じて以下を記載しなければならない(shall)。</p> <p>(略)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物パッケージ、それらの安全機能、境界面、関連する不確実性および時間関数としての性能を含む、施設の構造、システム、および構成要素の説明 <p>(略)</p>
(該当項目なし)	<p>6.5 不確実性の管理</p> <p>許認可取得者または申請者は、定量的手法と専門的判断を用い、セーフティケース内の不確実性を、その発生源、性質、および程度に関し特性評価しなければならない(shall)。</p> <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケースがいかに不確実性を管理するかを確実に立証しなければならない(shall)。その方法の例を以下に挙げる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不確実性を緩和するために安全戦略を修正する ・不確実性が安全に影響を与えないことを示す ・保守的な仮定を用いて不確実性を制限し、それでも安全要件を満たすのに十分なマージンがあることを示す <p>許認可取得者または申請者は、セーフティケース作成の様々な段階で不確実性を緩和すべきである。しかし不確実性を完全に排除することはできない。したがって許認可取得者または申請者は、セーフティケースに残る不確実性と、そうした不確実性にもかかわらずセーフティケースが引き続きサポートされる方法を特定すべきである。</p> <p>セーフティケースにおいて排除しきれず、安全に影響を与える不確実性は、不確実性と感度解析を通じて対処すべきである。例えば、モニタリング</p>

現行版	第2版ドラフト版
	プログラムや研究開発プログラムの開発は、 不確実性 をさらに低減するために使用できる。
<p>4.3.2 設計の最適化</p> <p>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る。特に放射性廃棄物管理施設については、規制限度を満たすだけでなく、長期における安全性が確保されることを保証する一定の裕度をもって規制限度以下となるようにすべきである。こうした期待が必要な理由は、長期予測の不確実性、将来の人間活動に関する不確実性、さらにその廃棄物管理システムはレセプタが被ばくを受ける汚染物質の唯一の発生源であるとは限らない可能性があるためである。</p>	<p>6.6 反復と設計の最適化 (該当部分に不確実性に関する記述なし)</p>
<p>5.1.1 追加的な論拠</p> <p>遠い将来に対する予測には不確実性があることから、定量的な予測の確実性(reliability)は、時間スケールの増大とともに低下する。安全性の立証は、時間スケールが増大すると、定量的予測がそれだけ当てにならず、定性的な論拠に依存することがより多くなっていく。従って、長期に対する定量的予測は、保証された影響と見なすのではなく、むしろ安全性の指標と見なすべきである。</p> <p>従って、以降のサブセクションで議論するように、長期安全性の評価をセーフティケースで示す追加的な論拠によって裏付けるべきである。</p>	<p>7. 長期安全性の解析 (略)</p> <p>将来の事象について行われる予測の不確実性のため、定量的予測の確実性(reliability)は、時間スケールの増加とともに低下する。安全性の立証は、時間スケールが増大すると、定量的予測がそれだけ当てにならず、定性的な論拠に依存することがより多くなっていく。許認可取得者または申請者は長期に対する定量的予測は、保証された影響と見なすのではなく、むしろ安全性の指標と見なすべきである。信頼を構築するために、長期安全性の解析は、セーフティケースの文脈内で複数の推論と議論を組み合わせたアプローチを使用して実行すべきである。</p>
<p>5.2 様々な評価方策の使用</p> <p>長期安全性を立証するために使用される方策は多くの手法(アプローチ)から構成される。このアプローチには下記のようなものがあるが、これに限るものではない。</p> <p>(略)</p> <p>4. データの不確実性を反映し、評価(assessment)の目的に適した、決定論的または確率論的計算(calculations)</p>	<p>7.1.1.2 安全性立証に採用するアプローチ (略)</p> <p>許認可取得者または申請者は、以下を含むがこれらに限定されない複数の定量的アプローチを使用して長期安全性を評価すべきである。</p> <p>(略)</p> <p>・データの不確実性を反映するための、安全解析(safety analysis)の目的に適した、決定論的または確率論的計算(calculations)</p> <p>(略)</p>
<p>5.2.3 決定論的および確率論的計算 (略)</p> <p>確率論的モデルは、評価予測(assessment predictions)で使用するデータの変動性から発生する不確実性を明示的に説明できる。このようなモデルは、様々なシナリオ(そうしたモデルが相互に排他的でない限り)やシナリオ内の不確実性を考慮して構成することもできる。確率論的モデルでは、通常、パラメータ分布からサンプリングされた入力値に基づいて決定論的反復計算を実行し、一連の結果は計算結果の頻度分布として表される。頻度に結果を乗じたものは、廃棄物管理システムからの全体的な潜在的リスクとして解釈される。</p> <p>(略)</p>	<p>7.1.1.2 安全性立証に採用するアプローチ 「決定論的および確率論的計算」</p> <p>許認可取得者または申請者は、決定論的モデルを使用して、特定の個々の不確実性または代替モデルの仮定の影響を説明できる。決定論的モデルは、単一値の入力データを使用して、許容基準と比較される単一値の結果を計算する。データのばらつきを考慮するには、様々な入力パラメータ値を使用して、個々の決定論的計算を行う必要がある(must)。</p> <p>(略)</p> <p>許認可取得者または申請者は、通常、パラメータ分布からサンプリングされた入力値に基づいて決定論的反復計算を実行する確率モデルを使用でき、一連の結果は計算結果の頻度分布として表される。頻度に結果を乗じたものは、廃棄物管理システムからの全体的な潜在的リスクとして解釈され</p>

現行版	第2版ドラフト版
	<p>る。確率モデルは、安全解析の予測（safety analysis predictions）で使用されるデータの変動性から生じる不確実性を明示的に説明できる。このようなモデルは、様々なシナリオやシナリオ内の不確実性を考慮して構成することもできる。</p> <p>（略）</p>
<p>6. 許容基準の定義</p> <p>6.1 概要</p> <p>（略）長期評価のための許容基準として、現在適用されている値の一部を適用すれば、予測及び将来の人間活動の不確実性が将来において不合理なリスクにならないという追加的な保証を与えることができる（略）</p>	<p>7.1.1.1 許容基準</p> <p>（該当部分に不確実性に関する記述なし）</p>
<p>6.2.1 人間の放射線防護</p> <p>（略）</p> <p>例えば、設計最適化のために、国際放射線防護委員会（ICRP）は約0.3 mSv/年を超えない「線量拘束値」と呼ばれる設計目標（design target）を勧告している。最適化プロセスでは線量拘束値を設計目標として使用されるが、遵守限度としては使用されない。従って評価モデル（assessment model）の予測における不確実性を説明するために線量拘束値（dose constraint）を使用すべきではない。</p> <p>その代わりに、モデル化における不確実性は、下記事項に保守性を持たせることによって取り扱うべきである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 評価モデル 2. シナリオ設計 3. パラメータの選定 	<p>7.1.1.1 許容基準</p> <p>人の放射線防護</p> <p>施設または汚染サイトの長期安全性の解析は、公衆被ばくの規制上の放射線量限度（現在は1 mSv/年）を超えないとの合理的保証を提供しなければならない（shall）。ただし、複数線源の被ばく可能性を考慮し、評価対象施設から生じる線量が合理的に達成可能な限り低い（ALARA）ことを保証するため、設計線量目標（design dose target）は厳しく、規制線量のごくわずかと設定すべきである。設計線量目標は制限ではなく、最適化プロセスの設計ツールである。</p> <p>従って安全解析モデル（safety analysis model）の予測における不確実性を説明するために線量目標（dose target）を使用すべきではない。設計目標の達成自体は、設計が最適化の原則を満たしていることを示すものではない。社会的および経済的要因を考慮に入れて、正当なコストで行うことができる場合、線量は目標値よりも低くすべきである。</p>
<p>6.2.4 有害物質からの環境の保護</p> <p>（略）</p> <p>推定無影響値（ENEV）は、適切な安全性または適用係数を使用して、特定された決定的な毒性値から導出される。安全係数は、データの不確実性ならびに種における個体間の自然な変異性の説明をするベンチマークを決定する際に、決定的な毒性値に適用される。（略）</p>	<p>7.1.1.1 許容基準</p> <p>有害物質からの環境の保護</p> <p>（該当部分に不確実性に関する記述なし）</p>
<p>7.1.2 カナダ環境省</p> <p>（略）</p> <p>評価においては、モデル選定、ならびに使用されるモデルの利点、弱点及び限界の論理的根拠を明示的に扱うべきである。重要な仮定と論理的根拠、科学的コンセンサスの範囲と不確実性、ならびに合理的な代替仮定の評価結論及び判断に及ぼす影響を、明瞭に見極めるべきである。データの可変性と不確実性、パラメータ感度、ならびにモデルの不確実性についての情報も含めるべきである。</p>	<p>（該当項目なし）</p>
<p>7.5.2 人間侵入を含む破壊的事象シナリオ</p> <p>（略）</p> <p>廃棄物施設への意図的でない人間侵入に関するシ</p>	<p>7.1.4.3 人間の侵入を含む破壊的事象シナリオ</p> <p>（略）</p> <p>侵入の可能性を減らすためにサイトの特性、施</p>

現行版	第2版ドラフト版
<p>ナリオは、規制限度より大きい線量が予測されることがあり得る。このような結果は、評価 (assessment) に関連する不確実性の程度、安全側の線量限度、ならびに侵入の可能性に照らして解釈すべきである。従って、侵入の可能性とリスクの両方を報告すべきである。</p> <p>(略)</p>	<p>設の深さおよび設計がすでに最適化されている深地層処分場の場合、人間侵入シナリオの安全解析結果を説明目的に使用すべきである。そのような施設への意図的でない人間侵入に関するシナリオは、規制限度を超える線量を予測されることがあり得る。このような結果は、安全解析 (safety analysis) に関連する不確実性の程度、安全側の線量限度、ならびに侵入の可能性に照らして解釈すべきである。したがって、侵入の可能性とリスクの両方を報告すべきである。</p> <p>(略)</p>
<p>7.5.3 制度的管理 (略)</p> <p>将来の人間による活動、ならびに社会の変遷と安定性に関連する不確実性の結果として、現在の国際的慣行は、一般に、安全機能 (safety feature) としての制度的管理への依存を数百年までに制限している。(略)</p>	<p>6.10 制度的管理期間中の安全機能 (略)</p> <p>将来の人間の活動、ならびに社会の変遷と安定性に関連する不確実性の結果として、許認可取得者または申請者は、安全機能 (safety feature) としての制度的管理への依存を数百年間に制限すべきである。(略)</p>
<p>7.6.1 評価モデルの開発 (略)</p> <p>廃棄物管理システムのプロトタイプは、厳密なところまで、ならびに評価の目的にとって適切な詳細レベルまで開発されるべきである。概念モデルについては、不確実性、システム記述での不十分な情報、ならびにサイト特性調査データの解釈を通じて採用された簡略化と仮定を説明すべきである。</p> <p>(略)</p>	<p>7.1.5 安全解析モデルの開発と使用 (該当部分に不確実性に関する記述なし)</p>
<p>7.6.3 評価モデルの信頼性 (略)</p> <p>決定論的な感度解析、または確率論的計算によって、評価 (assessment) モデルの不確実性を評価する必要性は、モデル結果に必要な信頼性のレベルによって決定される。許容できる信頼性のレベルは、評価の目的、安全指標の評価基準に組み込まれた安全係数、ならびにセーフティケースに対する評価モデル結果の重要性によって左右される。</p> <p>(略)</p> <p>モデル評価は、モデル出力がモデル入力パラメータ値の変動に予想どおりに応答するかどうかを示す感度解析を含むべきである。またモデル評価は、どのパラメータがモデル出力の変動を制御するかを示す不確実性と重要性の解析も含むべきである。これらの解析は、シミュレートされているプロセスとメカニズムについて既知および理解されていることをどれだけうまく再現するかを立証すべきである。これらの解析から得られた結果は、評価モデルの仮定の限界および制限に適合するように示すべきである。</p> <p>(略)</p> <p>決定論的モデルまたは確率的モデルの感度解析、不確実性解析のいずれも、基礎となる概念モデルに内在する不確実性、またはプロセスを記述するために使用される数学モデルの限界に起因する不確実性を本質的に説明できない。このような不確</p>	<p>7.1.5.2 安全解析モデルの信頼性 (略)</p> <p>決定論的感度分析または確率論的計算によって、安全解析 (safety analysis) モデルの不確実性を評価する必要性は、モデルの結果に必要な信頼性のレベルによって決定される。許容できる信頼性のレベルは、安全解析の目的、安全指標の許容基準に組み込まれた安全係数、ならびにセーフティケースに対する安全解析モデルの結果の重要度によって左右される。</p> <p>(略)</p> <p>モデル評価は、モデル出力がモデル入力パラメータ値の変動に予想どおりに応答するかどうかを示す感度解析を含むべきである。またモデル評価は、どのパラメータがモデル出力の変動を制御するかを示す不確実性と重要性の解析も含むべきである。これらの解析は、シミュレートされているプロセスとメカニズムについて既知および理解されていることをどれだけうまく再現するかを立証すべきである。これらの解析から得られた結果は、安全解析モデルの仮定の限界および制限に適合するように示すべきである。</p> <p>(略)</p> <p>決定論的モデルまたは確率的モデルの感度解析、不確実性解析のいずれも、基礎となる概念モデルに内在する不確実性、またはプロセスを記述するために使用される数学モデルの限界に起因する</p>

現行版	第2版ドラフト版
<p>実性の調査には、代替の概念モデルに基づいた異なる数学モデルやコンピュータ・モデルの使用が要求されることになる。(略)</p>	<p>不確実性を本質的に説明できない。このような不確実性の調査には、代替の概念モデルに基づいた異なる数学モデルやコンピュータ・モデルの使用が要求されることになる。(略)</p>
<p>8. 結果の解釈 評価 (assessment) 結果を解釈するとき、申請者は、評価結果を支配している基礎となる科学と工学の原則を完全に理解していることを立証すべきである。解釈は、許容基準への準拠の評価と、評価に関連する不確実性の分析を含むべきである。(略)</p>	<p>7. 1. 6 結果の解釈 安全解析 (safety analysis) 結果を解釈するとき、申請者は、安全解析結果を支配している基礎となる科学と工学の原則を完全に理解していることを立証すべきである。解釈は、許容基準への準拠の評価と、安全解析に関連する不確実性の分析を含むべきである。(略)</p>
<p>8. 1 評価結果と許容基準の対比 (略)</p> <p>多くの場合、許容基準は単一の値として表されるが、決定論的および確率論的な評価 (assessment) 結果は不確実性を伴う。評価結果と許容基準の比較では、以下のように評価結果の不確実性を明示的に考慮することが期待される。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 決定論的評価の場合、感度解析 (または重要度分析) によって決定される計算結果の不確実性の範囲は、比較に明示的に含まれることが期待される。及び、 2. 確率論的評価の場合、基準が結果の単一の値として表される場合、許容基準を超える可能性は計算結果の分布から決定すべきである。 <p>不確実性の解析は、第 8. 2 項「不確実性の解析」でさらに詳細に議論する。</p> <p>許容基準を優に下回る評価結果に対しては、その解釈において不確実性と保守性を考慮することは、許容基準を実際に超える可能性は低く、かつ如何なる影響も起こり得ないという判断の信頼性を高めることができる。</p> <p>決定論的不確実性解析または確率論的結果分布からの評価の範囲が、結果の一部が許容基準を超える可能性があることを示している場合、申請者はこれらの結果が環境または人々の健康と安全に対する不合理なリスクを表さないことを立証すべきである。このとき、評価の計算に組み込まれた保守性とこれらの結果につながる状況の可能性を考慮に入れるものとする。</p>	<p>7. 1. 6. 1 安全解析結果と許容基準の比較 (この部分での不確実性に関する記述なし)</p> <p>7. 1. 6. 2 不確実性の解析 (略、この部分については下のセル参照)</p> <p>多くの場合、許容基準は単一の値として表されるが、決定論的および確率論的な安全解析 (safety analysis) 結果は不確実性を伴う。安全解析結果と許容基準の比較では、以下のように安全解析結果の不確実性を明示的に考慮することが期待される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・決定論的安全解析の場合、感度解析 (または重要度分析) によって決定される計算結果の不確実性の範囲は、比較に明示的に含まれることが期待される。 ・確率論的安全解析の場合、基準が結果の単一の値として表される場合、許容基準を超える可能性は計算結果の分布から決定すべきである。 <p>決定論的不確実性解析または確率論的結果分布からの安全解析の範囲が、結果の一部が許容基準を超える可能性があることを示している場合、申請者はこれらの結果が環境または人々の健康と安全に対する不合理なリスクを表さないことを立証すべきである。このとき、安全解析の計算に組み込まれた保守性とこれらの結果につながる状況の可能性を考慮に入れるものとする。</p>
<p>8. 2 不確実性の解析 予測に対する形式にかなった不確実性解析を実行して、不確実性の原因 (sources) を特定すべきである。この解析では、以下に起因する不確実性を区別すべきである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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 (The mathematics of the assessment model) 4. 概念モデル 	<p>7. 1. 6. 2 不確実性の解析 予測に対する形式にかなった不確実性解析を実行して、不確実性の原因と重大性 (sources and significance) を特定すべきである。この解析では、以下に起因する不確実性を区別すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・入力データまたはパラメータ ・シナリオにおける仮定 ・安全解析モデルの不正確さ (the imprecision in the safety analysis model) ・概念モデル

現行版	第2版ドラフト版
	<p>不確実性解析とは、入力データとモデル・パラメータの不確実性に基づいて、安全解析のエンドポイントに、結果として生じる不確実性を推定することである。感度解析は、安全解析の結果に対する各入力パラメータの不確実性の相対的重要性を特定するために使用される。</p> <p>(略、この部分については上のセル参照)</p>
(該当項目なし)	<p>付属書 A: 放射性廃棄物の長期管理のためのセーフティケースの構成要素</p> <div data-bbox="810 566 1353 1256" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">セーフティケース</p> <ul style="list-style-type: none"> <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">セーフティケースの観点 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">セーフティケースの戦略 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">廃棄物管理システムの説明 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">安全評価 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">不確実性の管理 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">反復および設計の最適化 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">制限、管理、および条件 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">補完的安全性の議論 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">モニタリングとサーベイランス <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">制度的管理 <li style="background-color: #d9e1f2; padding: 5px; text-align: center;">安全性の議論の統合 </div>

参考文献（第3章）

- 1 The Act to establish the Canadian Nuclear Safety Commission and to make consequential amendments to other Acts (The Nuclear Safety and Control Act) (Chap.9(Bill C-23)/1997.3.20)
- 2 Canadian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, Sixth Report, October 2017
- 3 CNSC, ウェブサイト, 2020年3月13日参照, <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/commission-members/index.cfm>
- 4 Canadian National Report for the Convention on Nuclear Safety Seventh Report, August 2016
- 5 Canadian Environmental Assessment Act, 2012, S.C.2012, c.19, s.52
- 6 Impact Assessment Act, S.C. 2019, c. 28, s.1
- 7 CNSC, Departmental Results Report 2017-2018
- 8 CNSC, Regulatory Guide G-320: Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, December 2006
- 9 平成29年度原子力規制庁委託成果報告書 安全規制及び安全基準に係る内外の動向調査、公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、平成30年3月
- 10 The Act to establish the Canadian Nuclear Safety Commission and to make consequential amendments to other Acts (The Nuclear Safety and Control Act), 20, March 1997
- 11 General Nuclear Safety and Control Regulations, 31, May 2000
- 12 Class I Nuclear Facilities Regulations, 31, May 2000, last amended on 2017-09-22
- 13 CNSC, Regulatory Guide G-219: Decommission Planning for Licensed Activities, June 2000
- 14 CNSC, Rdgulatory Policy P-290: Managing Radioactive Waste, July 2004
- 15 CNSC, REGDOC- REGDOC-1.1.2, Licence Application Guide: Licence to Construct a Nuclear Power Plant, August 2019
- 16 CNSC, ウェブサイト, 2019年11月18日参照, <http://nuclearsafety.gc.ca/eng/acts-and-regulations/regulatory-documents/index.cfm>
- 17 CNSC, REGDOC-1.2.1, Guidance on Deep Geological Repository Site Characterization, October 2018 (Draft)
- 18 CNSC, R-72, Geological Considerations in Siting a Repository for Underground Disposal of High-Level Radioactive Waste, September 1987
- 19 CNSC, REGDOC-2.11, Framework for Radioactive Waste Management and Decommissioning in Canada, December 2018
- 20 CNSC, REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume I: Management of Radioactive Waste, March 2019 (Draft)
- 21 CNSC, REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume II: Management of Uranium Mine Waste Rock and Mill Tailings, November 2018
- 22 CNSC, Regulatory document RD/GD-370, Management of Uranium Mine Waste Rock and Mill Tailings, March 2012
- 23 CNSC, REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume III: Assessing the Long-Term Safety of Radioactive Waste Management, May 2018
- 24 CNSC, REGDOC-2.11.1, Waste Management, Volume III: Safety Case for Long-Term Radioactive Waste Management, Version 2, May 2019 (Draft)
- 25 CNSC, REGDOC-2.11.2, Decommissioning, July 2019 (Draft)
- 26 CNSC, Guidelines for the Preparation of the Environmental Impact Statement for the Deep Geologic Repository for Low- and Intermediate-Level Radioactive Wastes, January 2009

- 27 CNSC, R-72, Geological Considerations in Siting a Repository for Underground Disposal of High-Level Radioactive Waste, September 1987
- 28 CNSC, ウェブサイト, 2020年3月25日参照,
<https://nuclearsafety.gc.ca/eng/resources/news-room/feature-articles/CNSC-and-CSA-Group.cfm>
- 29 CNSC, REGDOC-2.9.1, Environmental Protection: Environmental Principles, Assessments and Protection Measures, version 1.1, April 2017
- 30 CSA, N292.0-14, General principles for the management of radioactive waste,
https://store.csagroup.org/ccrz__ProductDetails?viewState=DetailView&cartID=&portalUser=&store=&cclcl=ja&sku=2702816&format=PDF
- 31 CNSC, REGDOC-3.6, Glossary of CNSC Terminology, December 2019
- 32 CNSC, Technical Information, Ontario Power Generation Long-term Safety Case for the Deep Geological Repository (DGR) Project for Low and Intermediate Level Waste, PMD:13-P1.3A, 19 JULY 2013

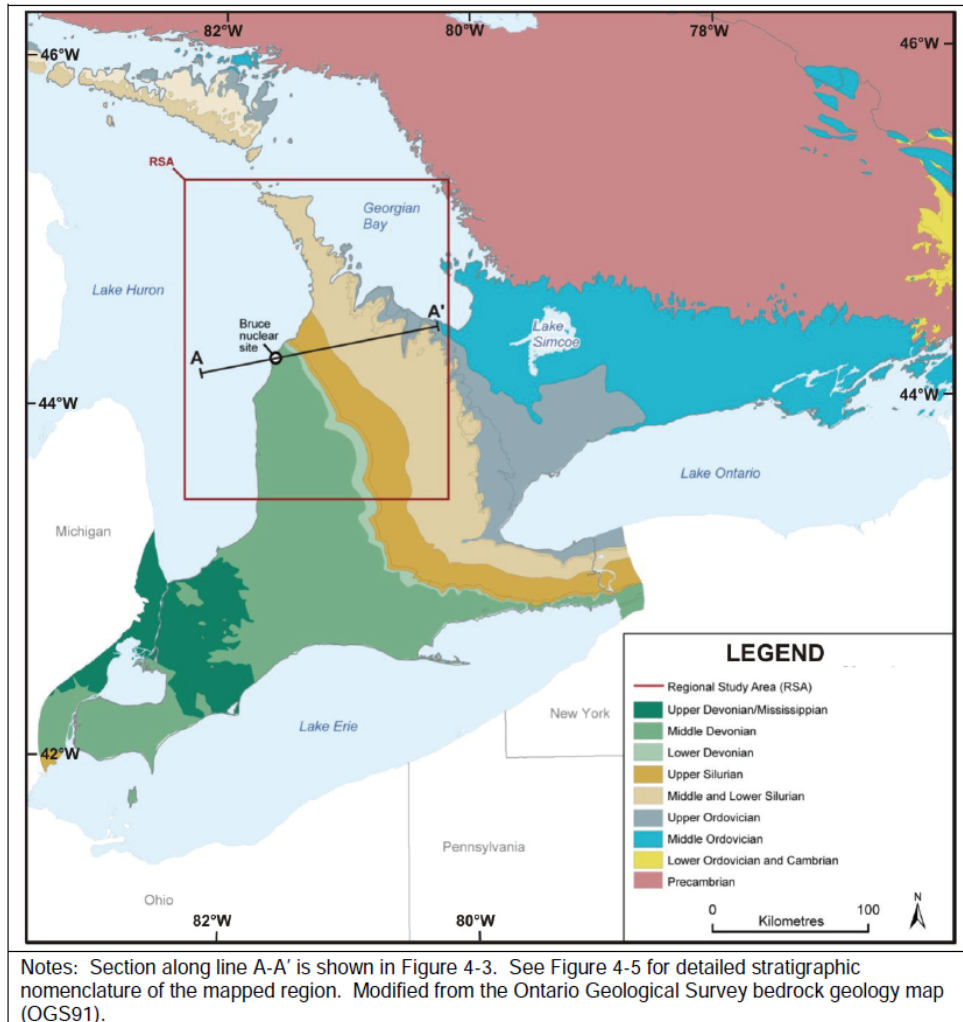
添付資料 1

オンタリオ・パワージェネレーション (OPG) 社
予備的安全報告書 (PSR) で示されている
地層処分場 (DGR) 安全性の論拠と根拠

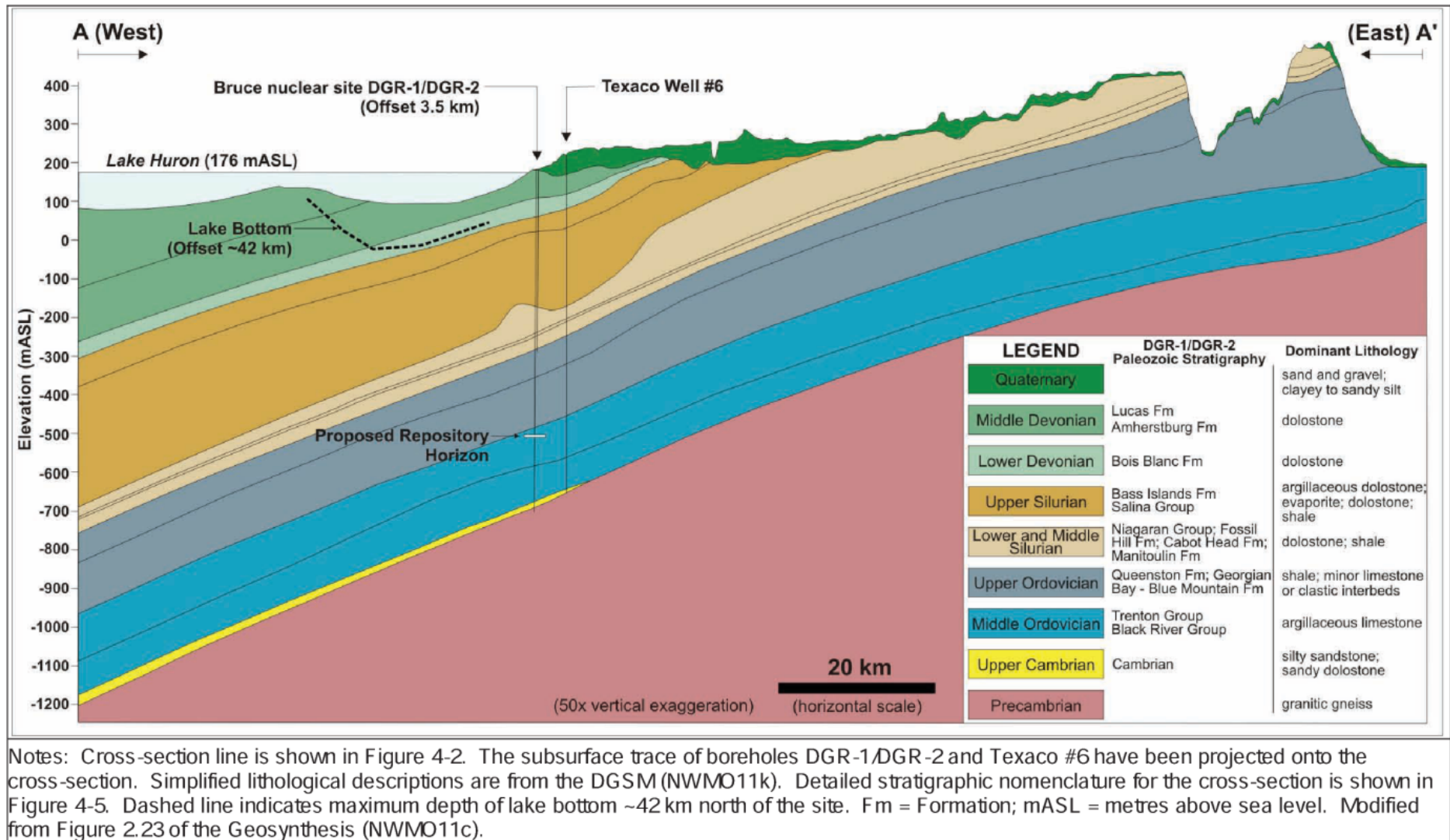
添付資料 1：OPG社のPSRで示されている地層処分場（DGR：Deep Geologic Repository）の安全性の論拠と根拠
 （OPG-DGR's PSR 表14-3、下表の第1,2列）で参照されている報告書セクションの記述

オンタリオ州西南部の地質環境

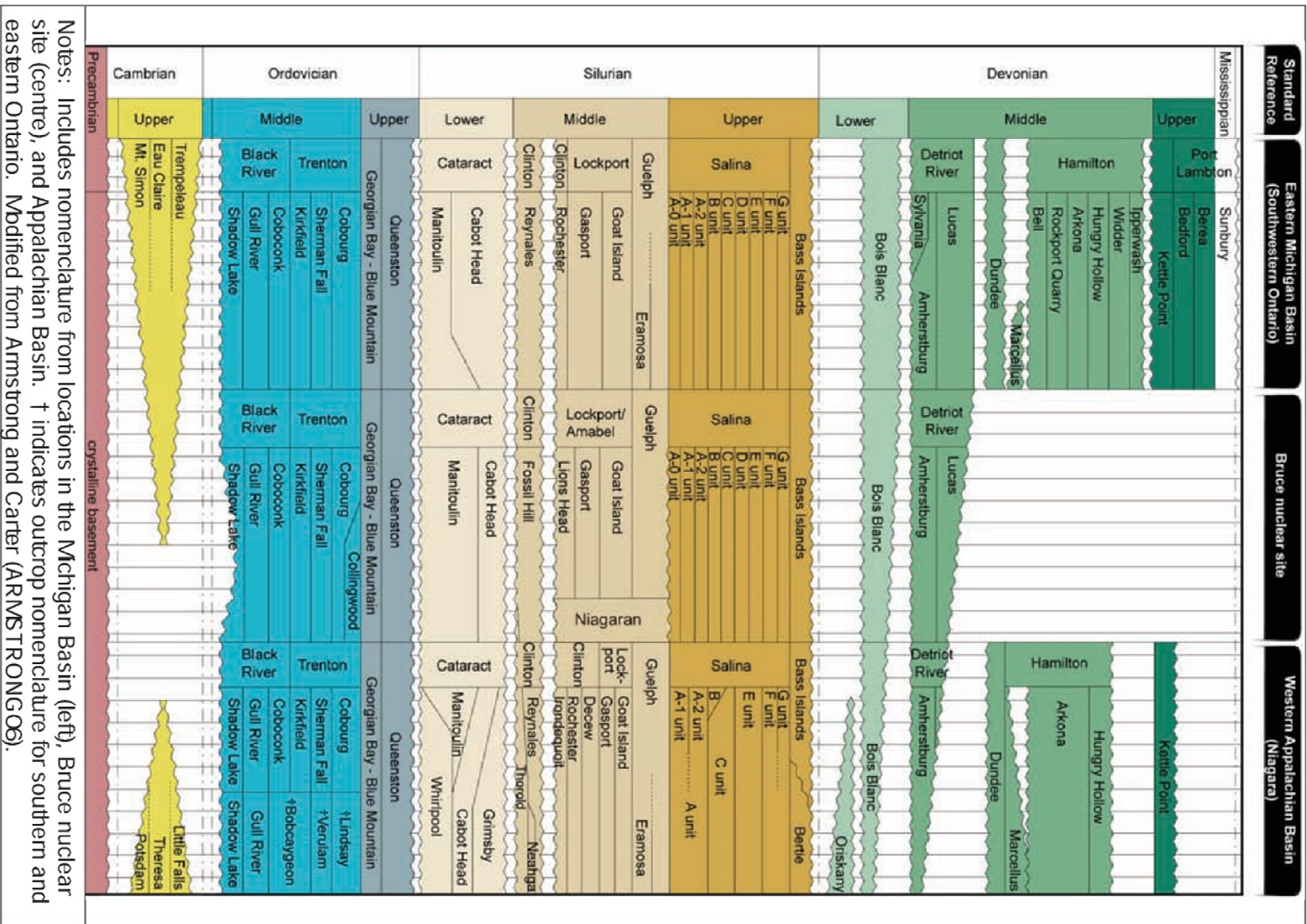
添付資料 1-1



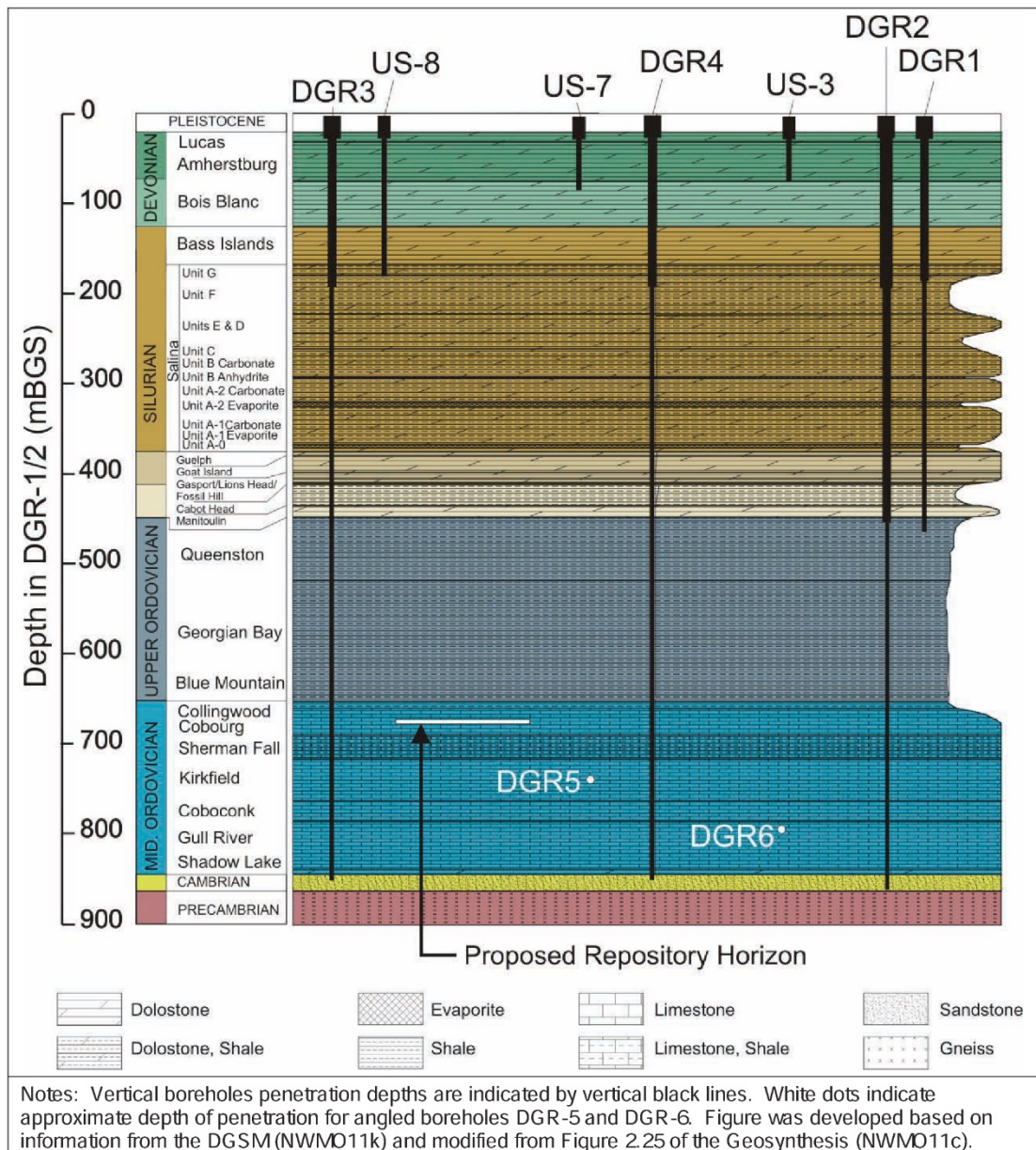
図① オンタリオ州西南部の古生代の岩盤（Paleozoic bedrock）に関する概要地質図（図 4-2）



図② 広域調査エリアの地質断面 (図 4-3)



図③ オンタリオ州南西部の古生代層序体系 (図 4-5) [右 90° 回転]



図④ ブルース原子力サイトの地下の層序シーケンス (図 4-9)

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
1-1 DGRは地下深くに設置される。		1-1 DGR は地下深くに設置される。
<p>① 処分場は、コーバーク層 (Cobourg Formation) の粘土質石灰岩 (argillaceous limestone) 内の地下約680m (mBGS) の深さにある。</p> <p>※m BGS (metres below ground surface)</p>	<p>PSR セクション 1.2、 4.1.2.1</p>	<p>1.2 DGRプロジェクトの概要</p> <p>地下施設は地表から公称680mの深度に設置され、アクセス坑道 (立坑と (水平) 坑道)、廃棄物定置空間 (emplacement rooms) および各種の地下サービスエリアと設備によって構成される。</p> <p>4.1 地質学 4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.1 層序学</p> <p>提案されているDGRの地下施設は、厚い (>200 m) オルドビス紀後期 (Upper Ordovician) の頁岩 (shale) が支配的なシーケンスの下に位置するオルドビス紀中期 (Middle Ordovician) のコーバーク層の粘土質石灰岩 (argillaceous limestone) 内に建設されることになっている (図4-9 (P4図④参照))。</p>
<p>② ヒューロン湖 (Lake Huron) は、ブルース原子力サイト近傍にある唯一の主要な水域であり、DGRはヒューロン湖から安全な距離にある。DGRサイトはヒューロン湖の湖岸線から (横方向に) 約1km離れており、湖の最深部からさらに約450mの深さに設置される予定である。</p>	<p>PSRセクション 2.1.1、 図4-3</p>	<p>2.1 サイトの場所と概要 2.1.1 DGRサイトの場所</p> <p>DGRサイトは、ブルース原子力サイトにある。ブルース原子力サイトは、キンカーディン (Kincardine) とポートエルジン (Port Elgin) のほぼ中間のキンカーディン自治体 (Municipality of Kincardine) にあり、経度81°30'西、緯度44°20'のヒューロン湖の東岸に位置している。ブルース原子力サイトは、南西のインバーヒューロン湾 (Inverhuron Bay) と北東のBaie du Doréの間の約5 kmの横方向で湖に2.5~3.0 km突き出ている比較的低い起伏が特徴のダグラスポイント岬 (Douglas Point promontory) にある。</p> <p>DGR施設は、図2-1に示すブルース原子力サイトのOPG所有地内に配置される。DGRの地上建屋とインフラ及び地下施設は、ヒューロン湖から内陸に約1 km、ブルース原子力発電所Aから約2 km、ブルース発電所Bから1.6 kmに位置している。サイトの近くに他の主要な川や湖はない。</p> <p>図4-3 (P2図②参照)</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
1-2 DGRは天然バリアによって取り囲まれている。		1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。
① DGRのための一連の深層ボーリング孔により、ブルース原子力サイトは34の岩盤の累層、部層、ユニット (bedrock formations, members and units) によって覆われていることが確認されている。これらは先カンブリア時代の結晶質の基盤岩 (basement) の上に合計約840mの堆積厚がある層状の炭酸塩 (carbonate)、頁岩、蒸発岩 (evaporite)、シルト岩 (siltstone)、砂岩 (sandstone) で構成されている。	PSRセクション 4.1.2.1、 図4-9	4.1 地質学 4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.1 層序学 ブルース原子力サイトにおけるボーリング孔DGR-1からDGR-6までの掘削、検層及び調査に伴い、更新世被覆岩 (Pleistocene overburden) の薄層 (thin veneer) (7~20 m) の下に累積で約840 mの厚さの34の異なった古生代の岩盤の累層、部層又はユニット (bedrock formations, members, or units) と、その上に不整合を伴って存在する先カンブリア時代の花崗岩質片麻岩 (Precambrian granitic gneiss) が存在することが確認されている (図4-9 (P4図④参照) : NWMO11k)。レファレンス古生代シーケンス (ボーリング孔DGR-1及びDGR-2の岩心喧噪 (core logging) に基づくもの) を構成する要素として、104.0 mのデボン紀 (Devonian) の苦灰岩 (dolostone)、323.7 mのシルル紀 (Silurian) 苦灰岩、粘土質苦灰岩 (argillaceous dolostone)、頁岩及び蒸発岩 (evaporite)、211.8 mのオルドビス紀後期頁岩、179.1 mのオルドビス紀中期粘土質石灰岩 (argillaceous limestone)、5.2 mのオルドビス紀のシルト岩及び砂岩、そして16.9 mのカンブリア紀砂岩が挙げられる (図4-9)。合計で1.55 mの厚さの先カンブリア時代の基盤岩 (basement) のサンプルがDGR-2の底部から採取された (NWMO11k)。
② ブルース原子力サイトの下に見られる岩盤層の厚さと方向には高い一貫性があり、予測可能である。処分場の設置範囲を取り囲む約1.5km ² の領域内で、深層ボーリングおよびコアリングプログラムから得た情報に	PSRセクション 4.1.2.2、 表4-2	4.1 地質学 4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.2 オルドビス紀堆積岩 (Ordovician Sedimentary Rocks) の予測可能性 本セクションでは、ブルース原子力サイトの地下に位置するオルドビス紀の層序のサイトスケールの予測可能性について立証する。この評価は、コアロギング時に収集されたデータとその後に行われたこのデータの解析により、個々のDGRボーリング孔の間に際立った一貫性が示されたという認識に基づくものである。予測可能性の検討は、次に挙げる特性の面から行う。 ・ 層序の厚さ。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する

関連する論拠と根拠

より、オルドビス紀層の厚さのばらつきは数mほどであり、5%を超えないことが確認されている。地層の傾斜はミシガン盆地 (Michigan Basin) に向かって南西に均一に0.59° +/- 0.08° (≈10m/km) である。

参照

PSRでの記述

- ・ 鉛直及び水平方向の岩相分布 (lithofacies distribution)。
- ・ 鍵層 (marker bed) の追跡可能性。
- ・ 累層スケールの主要な鉱物学的 (mineralogy) 性質及び地球化学的 (geochemistry) 性質。
- ・ 亀裂充填物 (fracture infilling)。
- ・ 炭化水素 (hydrocarbon) の存在。

1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。

表4-2 DGRボーリング孔内で見いだされるオルドビス紀の累層及び部層の走向、傾斜及び厚さの概要

オルドビス紀の累層／部層	走向	傾斜	厚さ (m)				
			DGR-2	DGR-3	DGR-4	DGR-5	DGR-6
Queenston	N24°W	0.41°SW	70.3	74.4	73.0	70.3	69.3
Georgian Bay	N17°W	0.61°SW	90.9	88.7	88.7	88.6	88.2
Blue Mountain	N23°W	0.51°SW	42.7	44.1	45.1	45.1	45.0
Collingwood Member	N14°W	0.56°SW	7.9	8.7	8.4	8.6	6.5
Cobourg	N14°W	0.60°SW	28.6	27.8	27.5	27.1	28.5
Sherman Fall	N17°W	0.57°SW	28.0	28.9	28.3	29.3	28.8
Kirkfield	N18°W	0.63°SW	45.9	45.8	45.7	-	46.8
Coboconk	N19°W	0.63°SW	23.0	23.7	23.8	-	22.4
Gull River	N16°W	0.66°SW	53.6	51.7	52.2	-	-
Shadow Lake	N19°W	0.56°SW	5.2	4.5	5.1	-	-
Total Ordovician Thickness			396.1	398.3	397.8	-	-

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。	
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	
③ 二次元反射法地震探査 (two-dimensional seismic reflection survey) (探査線9本の合計19.7km) によって、岩盤層序が継続的で変形しない傾向である証拠が明らかになった。DGRの設置範囲の近接地域に存在する可能性のあるほぼ垂直な断層や断層帯構造の調査を目的とした傾斜ボーリングや継続的なコアリングでは、どの目標区間においても、断層や層序のずれの根拠となるものはまったく見当たらなかった。この結果は傾斜ボーリング孔の岩心検層、地球物理学的検層 (geophysical logging)、原位置透水試験 (in-situ hydraulic testing) によって確認されている。垂直方向の断層変位および、オルドビス紀炭酸塩岩 (carbonate rock) の中に急こう配で線状に伸長する熱水作用により苦石灰岩化 (dolomitized) した貯留層 (reservoir) の存在を	PSRセクション 4.1.2.3	<p>4.1 地質学</p> <p>4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件</p> <p>4.1.2.3 サイトスケールの構造地質学的状況</p> <p>二次元反射法地震探査</p> <p>ブルース原子力サイトに関して、地質情報の統合化活動プログラムの一環として、図3-1に示した合計19.7 kmの9カ所の調査ラインを含む二次元地震探査が実施された (WATTS09)。この二次元地震探査の目的は、ブルース原子力サイトの深部の岩盤 (bedrock) の地質学、層序及び構造面の情報を入手することに加えて、DGRの母岩 (host rock) (コーバーク層) と古生代の岩盤 (bedrock) 内の浅部に位置する断層及び断層帯の「潜在的な」位置について、その予測可能性及び連続性を評価することにあった。岩盤のうち第1の関心の的となったユニットは、深度約400～800 mの頁岩及び粘土質石灰岩であった。これらの層は、オルドビス紀中期の石灰岩 (limestone) とその上に位置するオルドビス紀頁岩、さらには中間に位置するコリングウッド部層 (Collingwood Member) である。</p> <p>地震データセットの解釈により、一部の鍵となる構造的地形が存在している可能性が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 提案されているDGRの設置面積の内部で、見かけ上北側に向けた基盤岩 (apparent north-trending basement) で、起伏が最大で10 mの構造的に高くなっている部分がライン1 (図4-18) 及びライン5及び6 (図3-1) として描かれている。この基盤岩 (basement) の高くなっている部分は、その東側を傾斜の大きな正断層 (normal fault) によって、西側をオルドビス紀連続層 (succession) (グラベン型構造 (graben-type structure) を表している可能性がある) 内部の複数の明瞭な高度が低くなっている部分によって囲まれているものと解釈されている。 もう1つの基盤岩の高くなっている部分は、ライン1、5及び6から解釈された地形の伸張部の可能性があり、ライン9と交差する傾斜の大きな北北西側に向けた断層によって限定されている (図3-1)。 北北西側に向けた傾斜の大きな断層構造は、おそらく垂直方向の変位を伴っており、提案されているDGR設置面積の南西約1.25 kmでライン7と交差している (図3-1)。この解釈された断層は、基盤岩の高くなった部分の東側の境界となっており、オルドビス紀の頁岩内で終了していると解釈されている。このためこの断層は、先シルル紀運動が存在している場合、その運動の履歴内に制約されている。 <p>地震解析で得られた重要な結果には、次のものが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一般に地震探査では、提案されているDGR設置面積全体にわたり追跡可能な岩盤の層序を表していると解釈される水平方向の反射が画層化されている (WATTS09)。 	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
示す根拠は、近い深さで確認された断層系では確認されない。		<p style="text-align: right;">1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 提案されているDGRの内部及びその近辺の地震探査で解釈された断層は、「熱水性ドロマイト」(Hydrothermal Dolomite : HTD) 貯留層 (reservoir) と関連づけられる一般的な断層に関する既知の幾何学的形状、サイズ及び地震プロファイルとは一致していない (NWMO11k, NWMO11y)。HTDに関連する沈下構造は、トランステンション (transtensional) (横ずれ及び伸張) 断層帯に関連し、構造的な低さは、地層が下方への断層となっている「負のフラワー状構造」 (negative flower structures) の表現となっている。 ライン1 (図4-18) に示されている解釈によって示された10 mの基盤岩の高い部分と、その上に位置する層序内の同様の断層オフセット (fault offset) は、セクション4.1.2.2で説明したように、提案されているDGR設置面積全体における層の厚さ、走向及び傾斜の面での明瞭な一貫性によって裏付けられているものではない (NWMO11kも参照のこと)。 地震探査によって画像化された断層のうち、オルドビス紀後期の頁岩が支配的な堆積パッケージ (sedimentary package) を破壊していると解釈されるものはない (図4-18など)。

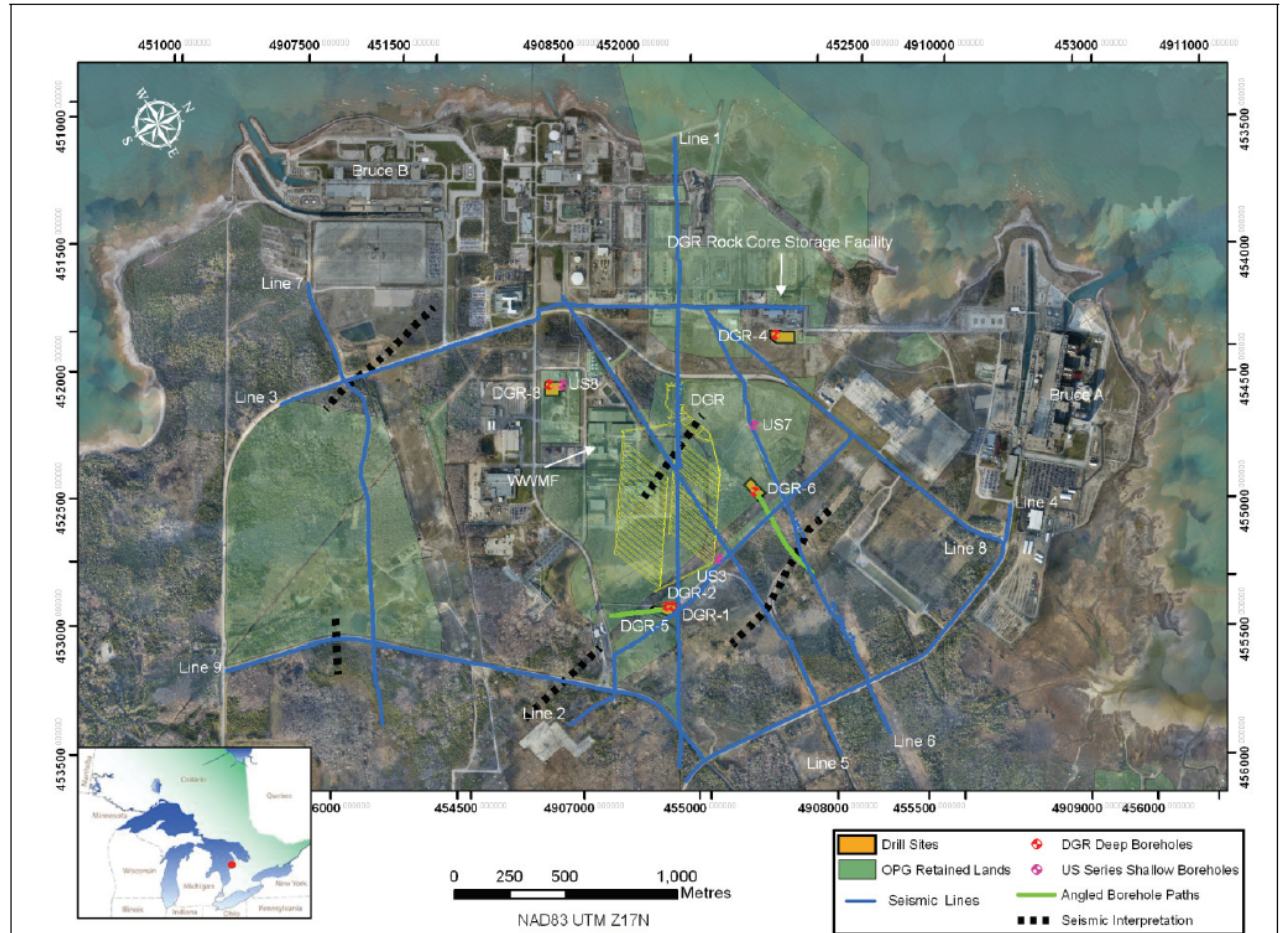
1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する

関連する論拠と根拠

参照

PSRでの記述

1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。



Note: Figure indicates the position of the proposed DGR footprint, all DGR- and US-series boreholes, the WWMF, and the 9 Line seismic survey array.

図3-1 ブルース原子力サイトにおけるボーリング孔及び地球物理学的探査

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する

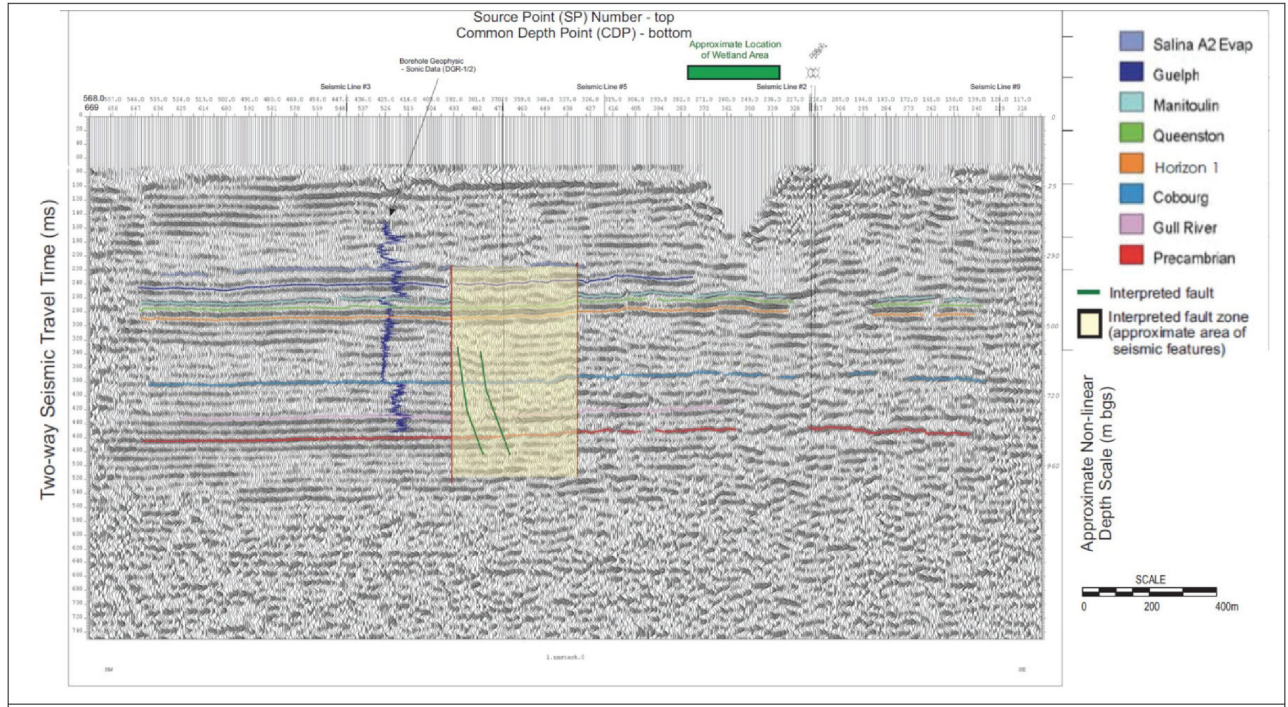
関連する論拠と根拠

参照

PSRでの記述

1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。

添付資料 1-11



Note: Modified from Figure 16a of the 2D seismic survey report (WATTS09).

図4-18 解釈された断層を伴う2次元地震ライン#1

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		PSRでの記述	
関連する論拠と根拠	参照	1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。	
④ 提案されているDGRを受け入れ、取り囲むオルドビス紀の堆積層 (sediments) の中には、きわめて低い岩盤透水性を持つ難透水層によって特徴づけられるユニットが多数存在する。母岩層であるコーバーク層は水平方向の透水係数 (hydraulic conductivity) (K_H) が非常に低く、 $\approx 10^{-14} \text{m/s}$ である。オルドビス紀頁岩 (3層) の $>200 \text{m}$ 上には水平方向の透水係数が $<10^{-13} \text{m/s}$ の岩盤がある。オルドビス紀炭酸塩岩 (5層) の 150m 下に広がる層は K_H の値が $\approx 10^{-15} \sim 10^{-10} \text{m/s}$ である。オルドビス紀の堆積層の上にはシルル紀の堆積層があり、 K_H の値は $<10^{-11} \text{m/s}$ ほどである。	PSRセクション 4.4.1	4.4 水理地質学 (Hydrogeology) 4.4.1 概念モデル ブルース原子力サイトで観察されるさまざまな層序ユニットは異なる高い浸透率を伴うユニットと結びつく3つの地下水系に分類され、これらの地下水系は、それぞれ低浸透性の層によって分離されていることから、互いに独立した挙動を示す (NWMO11k)。この3つのレジームについて以下に記述する。	
		<ul style="list-style-type: none"> 浅部レジーム (regime) : 浅部の水理地質学レジームには、地上の更新世堆積物、デボン紀層及びシルル紀のバスアイランズ層が含まれる。これは、DGR-1、2において169.3 mBGSのレファレンス深度で遭遇するサリーナGユニットの最上部に及んでいる (図4-50)。浸透性岩盤レジーム内の地下水は涵養エリアからヒューロン湖に向けて流動し、そこで湧出する。地下水と間隙水は、岩盤の頂部近くにある淡水のCa:Mg-HCO₃水 (TDS: Total Dissolved Solidsは$\sim 0.5 \text{g/L}$) から、浅部レジームの底部にある汽水 (brackish water) Ca-SO₄ (TDSは$\sim 5.0 \text{g/L}$) へと移行している (図4-34)。代表的な水平方向の透水係数 (K_H) は、$8 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-4} \text{m/s}$の範囲にある (表4-4)。この透水性の浅部地下水レジーム内部での溶質の移動は主に移流によって駆動されている。 中間部レジーム : 中間部の水理地質学レジームは、サリーナ (Salina) Gユニットの頂部からクイーンストーン (Queenston) の頂部までわたっており、DGR-1、2におけるレファレンス深度169.3~447.6 mBGSに存在している (図4-50)。これは圧倒的に透水性の低いレジーム ($K_H = 5 \times 10^{-14} \sim 3 \times 10^{-10} \text{m/s}$) であり、地下水流は、サリーナA1ユニットの頂部でDGR-1のレファレンス深度325.5~328.5 mBGSと、グェルフ層 (Guelph Formation) 内の374.5~378.6 mBGSにある2つの透水性帯水層 (permeable aquifer zones) 領域 ($K_H = 5 \times 10^{-9} \sim 2 \times 10^{-8} \text{m/s}$) に限定されている可能性が高い。これらの水は、ブルース原子力サイトの東側で涵養され、ナイアガラ断崖に沿って地表に (又は地表近くに) 出ている。その後ブルース原子力サイトから数十km離れた複数の場所で、ヒューロン湖に流れ込んでいる。この中間部レジームにおける地下水と間隙水は、頂部近くの塩分を含むCa-SO₄水 (TDSは$\sim 10 \text{g/L}$) からグェルフ層内のNa-Cl塩水 (brine) (TDSは$\sim 370 \text{g/L}$) (訳注: 本文献では薄い塩水 (saline water) をTDS: 10 ~ 100 g/L、塩水 (brine) をTDS > 100 g/Lとして区分) へと移行している。 深部レジーム : 深部の水理地質学レジームは、クイーンストーン層頂部から先カンブリア時代の地層の頂部にわたっており、DGR-2内のレファレンス深度447.6~860.7 mBGSに存在している (図4-50)。この深部レジームは、オルドビス紀後期頁岩、トレントン (Trenton) 及びブラックリバー (Black River) 層群の石灰岩、そしてカンブリア紀系砂岩で構成されている。オルドビス紀後期とトレントン層群は、水平方向の透水係数が際立って低く ($K_H = 4 \times 10^{-15} \sim 1 \times 10^{-13} \text{m/s}$)、また著しい過小圧状態 (underpressured) にある。これらのユニッ 	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。</p> <p>ト内の間隙水はTDSが220～300 g/LのNa-Cl塩水であり、深度に対応して濃度が低下している（図4-34）。これらの水理地質学特性は、塩水の移流が存在しないレジーム、そしてガス流も拡散によって制御されているレジームを指し示している。より深部のブラックリバー層群とカンブリア層は過圧状態にあり、その上に位置するユニットに比べると水平方向の透水性が高くなっている。この累層の水平方向の透水係数は、カンブリア紀系砂岩($K_H=3\times 10^{-6}$ m/s)からシャドーレイク (Shadow Lake) 層($K_H=1\times 10^{-9}$ m/s)を通してガルリバー (Shadow Lake) 層及びコボコンク (Coboconk) 層 ($K_H=2\times 10^{-12}$及び2×10^{-11} m/s) へと上昇するにつれて低下する。この層群内の地下水と間隙水はNa:Ca-ClからNa-Clブラインまでの範囲で、TDSが約200～235 g/Lである（図4-34）。</p>
<p>⑤ オルドビス紀とカンブリア紀の岩盤で観察された異常な水頭 (hydraulic head)、垂直方向の高い動水勾配 (hydraulic gradient) により、i)層単位での岩盤の透水係数がきわめて低い、ii)岩盤の半帯水層／難透水層を通る垂直な透過性の連結性 (vertical transmissive connectivity) が存在する可能性はきわめて低い、ことを示唆している。</p>	<p>PSRセクション 4.4.4.3</p>	<p>4.4 水理地質学 4.4.4 システム性能指標</p> <p>4.4.4.3 地下水体系の性能に関する共通尺度としては、等しい淡水水頭 (freshwater head) 又は環境水頭 (environmental head)、導出された間隙水速度 (derived pore water velocity)、保守的なトレーサに関する溶質濃度 (solute concentration)、平均的な水の流れの道筋と移行時間、分子拡散のペクレ数 (Péclet number) (BEAR88、HUYSMANS05)、さらには「平均存続期間の期待値」(MLE : Mean Lifetime Expectancy) が挙げられる (NORMANI07)。このMLEは保守的で、非収着性で、非崩壊粒子が、移流、力学的分散及び拡散の影響のもとである特定のポイントから環境内の潜在的流出ポイントに至るまでに要する平均時間を表すものである。</p> <p>4.4.4.3 サイトスケール・モデル</p> <p>サイトスケールの水理地質学的モデル化の目的は、提案されているDGRの立地場所 (基本ケース・モデル) を出発点とするトレーサ・プルームの変遷、DGRボーリング孔で測定された圧カプロファイル、さらにはカンブリア紀層とナイアガラ (Niagaran) 層を接続するものと想定された未検出で透水性の高い (transmissive) 破碎帯の影響に関する調査を行うことにある (NWMO11p)。</p> <p>サイトスケール・モデル化で得られた結論</p> <p>全面的な飽和条件を仮定した上で、提案されているDGRサイトから始まる保守的なトレーサ・プルームの変遷に関する調査を行うために、サイトスケール・モデルが使用された。このモデルで得られた結果について以下で説明する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初期の水頭条件又は異方性をどのように選択しても、トレーサの移行にいかなる相違も生じないことが明らかになった。オルドビス紀層での移行は、移流ではなく、拡散によって制御されている。 ・ カンブリア紀層とオルドビス紀層を接続する浸透性断層がトレーサ移行に及ぼす効果の評価が、その両方の初

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。</p> <p>期圧力条件について実施された。トレーサ源から5 kmの距離にある断層はトレーサ移行にいかなる効果も及ぼさなかったが、1 kmの距離にある断層はカンブリア紀層からナイアガラン層に至るトレーサの移動を引き起こしている。初期条件を定義するためにDGR-4環境水頭プロファイルを用いた全てのシミュレーションで、ナイアガラン層からオルドビス紀層への下向きの勾配が、30万年以上の期間にわたり持続した。オルドビス紀層における圧力とそれに伴う水分欠乏への対応は、約100万年までに実現されている。定常状態の圧力は、カンブリア紀層から地表に至る上向きの勾配が形成されることにより、300万年までに成立した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水飽和状態条件のもとで、オルドビス紀を通じた水頭プロファイルはDGRの性能とはかかわりがない（移行は拡散支配されている）。全面的な水飽和条件の仮定が無効である場合、すなわち不連続気相（discontinuous gas phase）がオルドビス紀層の間隙空間の一部を占めている場合、オルドビス紀層を通じた溶質の拡散速度は、サイトスケール・モデルによって示される速度さえも下回ることになる。その理由として、拡散係数（diffusion coefficient）が相依存性のものであることが挙げられる。
<p>⑥ オルドビス紀頁岩のキャップロック（cap rock）の長期間のバリアの健全性は、アパラチア盆地（Appalachian basin）やミシガン盆地に存在する炭化水素キャップロック・シール（cap rock seal）との類似性およびブルース原子力サイトの観察により部分的に実証される。これらの観察には、古い地層による圧力の発生、破碎の閉じ込め、地層の低い透水性、オイルウィンドウ（oil window）の開始部分の比較的低下の熱的熟成（t</p>	<p>PSRセクション 4.1.1.2、 4.1.2.2、 4.1.2.3、 4.4.4.3</p>	<p>4.1 地質学 (Geology) 4.1.1 地域の地質環境 4.1.1.2 地質構造史及び続成作用 (Tectonic History and Diagenesis)</p> <p>盆地スケール (basin-scale) で見た場合、基盤岩は少なくとも古生代の終了以降は比較的安定して推移しており（たとえば、MILKEREIT92、PARK94、VANDERPLUIJM04を参照）、図4-4に示した「中央変堆積岩帯の境界域」（CMBBZ : Central Metasedimentary Belt Boundary Zone）の浅層部に見いだされる痕跡の近くに位置する局所的かつ低水準の地震活動を除きオンタリオ州南部のこうした古代境界沿いに局所的な形で有意なネオテクトニクス (neotectonic) 活動が生じたことを示す証拠は存在していない (PERCIVAL07)。この解釈は、ブルース原子力サイトの地震活動度が低く、まばらな地震しか発生しないエリア内に位置するだけでなく、その場所ではいかなる活断層 (NWMO11w) 又はネオテクトニクス活動 (NWMO11v) の証拠も特定されていないという認識と合致している。</p> <p>4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.2 オルドビス紀堆積岩の予測可能性 <u>亀裂充填物 (Fracture Filling)</u></p> <p>鉱物相の沈殿による自己シーリングは、自然に発生する時間依存性のプロセスであり、その結果として亀裂の</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する			
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。
hermal maturation) が含まれる。		<p>透水量係数が低下する。完全な自己シーリングが成立した場合、その亀裂は流体移動の優先経路とはならない。部分的な自己シーリングしか成立しなかった場合、その亀裂は経路として機能する可能性があるが、それが開いた状態にある場合より透水量係数は低くなる。</p> <p>4.1.2.3 サイトスケールの構造地質学的状況 <u>オールドビス紀キャップロック・シール</u></p> <p>DGRキャップロックについて、アパラチア盆地 (Appalachian basin) とミシガン盆地内の石油鉱床のキャップロック (たとえば、マーセラス累層の黒色頁岩 (black shales of the Marcellus Formation) など) のシール特性に関する評価 (NWMO11y) に基づき、キャップロックの密封性とシールのポテンシャルに関する評価が実施された。キャップロック研究の目的は、ブルース原子力サイトにおけるオールドビス紀後期の頁岩が支配的な岩盤パッケージが、流体移動に対する天然バリアとして役立つかどうかを検討することにあった。提案されているDGRのキャップロックには、オールドビス紀中期の有機頁岩に富むコリングウッド部層と、その上のオールドビス紀後期の頁岩が支配的なブルーマウンテン (Blue Mountain) 累層、ジョージアンベイ (Georgian Bay) 累層及びクイーンストーン累層が含まれており、全体としてブルース原子力サイトの上には、低透水性頁岩に富む岩盤が200 mを超える範囲で広がっている。この研究では、ブルース原子力サイトのキャップロックが長期間にわたり密封性を保つことが裏付けられているが、その主な結論として次のものが挙げられる (NWMO11y)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ブルース原子力サイトの炭化水素の成熟が限定的なものである理由として、沈降 (subsidence) に伴う総埋没深度が約1.5 kmに達したが、2 kmを超えないのは確実であり、温度がオイル生成ウィンドウ (oil generation window) にわずかに接する水準 (コリングウッド部層の頂部で~70°C) にした到達しなかったことが挙げられる。こうして熱成熟が不足しているため、ガスによって生じる「天然水圧破碎」(NHF : Natural Hydraulic Fracture) が大きく発達せず、またこの関係は広範なコア採取によって確認されている。これとは対照的に、アパラチア盆地の場合、そのガス生成条件によってきわめて広範なNHFが実現している。 ・図4-16に示したように、ブルース原子力サイトにおいて炭化水素がコンパートメント状に分かれて存在することは、当該オールドビス紀後期頁岩が炭化水素の移動へのバリアとして機能しており、適切なシールとなっていることを示唆している。 ・広域研究エリアで基盤岩に存在する断層 (basement-seated faults) の影響を受けている最も年代の若い層理は、オールドビス紀から存在するトレントン層群の石灰岩である (ARMSTRONG10)。ブルース原子力サイトでは相当水準のHTDが存在しないため、隣接する主要古生代断層系が古代に近くで活動していた可能性は除外さ 	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。</p> <p>れる。その理由として、この種の断層系の活動が起こった場合、キャップロックのシール密封性の破断が生じていたはずであることが挙げられる。またこの考えの裏付けとして、地震画像において、サイトの下に位置する断層構造によるオルドビス紀後期のキャップロックの破壊が起きた兆候が示されていないことも挙げられる (WATTS09)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アパラチア盆地にはマーセラス黒色頁岩層の下に集ガス構造 (ガス・トラップ (gas trap)) が存在し、被覆岩応力の70%を超えている。マーセラス黒色頁岩層も、北部アパラチア盆地全体を通じて過圧状態にあり、それが広域的なシールとして機能することに疑問の余地はない。同様に、ブルース原子力サイトの下に位置するオルドビス紀頁岩が過小圧状態にあるという性質 (セクション4.4を参照) は、この堆積パッケージが寿命が長く、層序学的な制御を受けたキャップロック・シールとなっていることを示している。 <p>4.4 水理地質学 4.4.4 システム性能指標 4.4.4.3 サイトスケール・モデル (P13, 1-2⑤を参照)</p>
⑦ 氷期もしくは最近の急激な涵養水のオルドビス紀母岩層もしくは境界層 (the Ordovician host or bounding formations) への浸透を示す地球化学的根拠は確認されていない。水の安定同位体 (^{18}O と ^2H) は、サリーナA1炭酸塩帯水層内の氷期融解水の浸潤の最大深度が328.5m (DGR-1/2の基準深度) であることを示している。さらに、数値シ	PSRセクション 4.3.2.3、 4.4.4.2	<p>4.3 水理地球化学 4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ 4.3.2.3 中間部から深部に至る地下水系の地下水及び間隙水に関する特性評価 天然トレーサ (<i>Natural Tracers</i>)</p> <p>オンタリオ州南部のデボン紀の岩盤が露出 (exposure) し、浸潤 (infiltration.) が起きた時期に関してはほとんど明らかになっていない。更新世 (Pleistocene) において現在の侵食レベルに近いものの露出が起きたと仮定した場合、以下のセクション4.5.1で検討するように (また図4-78の挿入図も参照のこと)、過去100~200万年間の氷河期-間氷期の周期的な性格からみて、オンタリオ州南部のデボン紀 (そしておそらくはシルル紀) の層序への反復的な浸潤事象が生じ、その後の間氷期に淡水を伴う低透水性堆積層内の地層水の拡散平衡が生じたはずである。これらのプロセスにより、^{18}O及び^2Hの大幅減少 (図4-37) とCl及びBr濃度の低下 (図4-36) のトレンドを説明することができる。この点については、シルル紀ゲルフ層より上の部分で観察されており、セクション4.3.2.2でも検討した。^{18}O及び^2Hが大幅減少したシグネチャーの多く (δ 値がそれぞれ-14.5及び-110 ‰) は氷河融水 (glacial melt water) の存在を示すものであり、DGR-1/2内のレファレンス深度325.5~328.5 mBGSで遭遇</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する			
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-2 DGR は天然バリアによって取り囲まれている。
<p>ミュレーション（古水理地質学）の結果から、長期の地下水システムのパフォーマンスに関する知見が得られ、以下が示される：1)氷期の摂動は、深層地下水システム内の溶質輸送を支配するメカニズムを変えることはない。2)単数または複数の氷河作用シナリオは、地域またはサイト固有のパラメータを使用してモデル化した場合、氷期の融水が深層地下水システムに浸透する結果にはならない。</p>		<p>するサリーナA1ユニットの炭酸塩層の薄い帯水層に見いだされる（図4-37）。この産状は当該サイトでこの深度に至る鉛直方向の浸潤が生じたことを示すものとは解釈されておらず、サリーナA1ユニット内部で、過去の浸食面（subcrop）を呈し、サイトの東側で涵養を受けている場所からの水の流動が起きていることを表すものと見なされている。</p> <p>4.4 水理地球化学 4.4.4 システム性能指標 4.4.4.2 サイトスケール古気候モデル <u>サイトスケール古気候モデルで得られた結論</u></p> <p>要約すると、モデル化された古気候シナリオはどれも、DGRボーリング孔で観察されたものと同様の水頭プロファイルを生成できなかった。観測されたオルドビス紀の過小圧は、氷河による負荷の結果ではない（NWMO11p）。代替シナリオはいずれも、サリーナ層の中央下に浸透する涵養水、またはシステム内の基本シナリオとは異なる全溶含有濃度（TDS：Total Dissolved Solids）の分布を示さなかった。拡散は、すべてのシナリオでオルドビス紀の支配的な移流メカニズムであった。</p>	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する																																
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述																														
1-3 DGRは安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。																																
<p>① コーバーグ層（DGRの母岩）、その上にあるオルドビス紀頁岩（ジョージアンベイ (Georgian Bay)、ブルーマウンテン、クイーンストンの層、コリングウッド部層）、下にあるオルドビス紀石灰岩 (limestone) と苦灰岩 (dolostone) 内（シャーマンフォール (Sherman Fall)、カークフィールド (Kirkfield)、コボコンク (Coboconk)、ガルリバー (Gull River)、シャドウレイク (Shadow Lake) の層）の水平方向の透水係数 (K_H) は、きわめて低い ($\approx 10^{-15} \sim 10^{-10} \text{m/s}$)。同じ層の垂直方向の透水係数 ($K_V$) はより低い。このような状況は拡散が支配的な形態と一致する。</p>	<p>PSRセクション 4.4.1、 4.4.4.3</p>	<p>4.4 水理地質学 4.4.1 概念モデル 表4-4 広域スケールとサイトスケールのモデル化における基本ケースの水理地質学パラメータ値（抜粋）</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>紀</th> <th>層</th> <th>K_H [m/s]</th> <th>K_V [m/s]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">オルドビス</td> <td>クイーンストン</td> <td>2.00E-14</td> <td>2.00E-15</td> </tr> <tr> <td>ジョージアンベイ/ブルーマウンテン</td> <td>3.50E-14</td> <td>3.30E-15</td> </tr> <tr> <td>コーバーグ</td> <td>2.00E-14</td> <td>2.00E-15</td> </tr> <tr> <td>シャーマンフォール</td> <td>1.00E-14</td> <td>1.00E-15</td> </tr> <tr> <td>カークフィールド</td> <td>8.00E-15</td> <td>8.00E-16</td> </tr> <tr> <td>コボコンク</td> <td>4.00E-12</td> <td>4.00E-15</td> </tr> <tr> <td>ガルリバー</td> <td>7.00E-13</td> <td>7.00E-16</td> </tr> <tr> <td></td> <td>シャドウレイク</td> <td>1.00E-09</td> <td>1.00E-12</td> </tr> </tbody> </table> <p>4.4.4 システム性能指標 4.4.4.3 サイトスケール・モデル (P13, 1-2⑤を参照)</p>	紀	層	K_H [m/s]	K_V [m/s]	オルドビス	クイーンストン	2.00E-14	2.00E-15	ジョージアンベイ/ブルーマウンテン	3.50E-14	3.30E-15	コーバーグ	2.00E-14	2.00E-15	シャーマンフォール	1.00E-14	1.00E-15	カークフィールド	8.00E-15	8.00E-16	コボコンク	4.00E-12	4.00E-15	ガルリバー	7.00E-13	7.00E-16		シャドウレイク	1.00E-09	1.00E-12
紀	層	K_H [m/s]	K_V [m/s]																													
オルドビス	クイーンストン	2.00E-14	2.00E-15																													
	ジョージアンベイ/ブルーマウンテン	3.50E-14	3.30E-15																													
	コーバーグ	2.00E-14	2.00E-15																													
	シャーマンフォール	1.00E-14	1.00E-15																													
	カークフィールド	8.00E-15	8.00E-16																													
	コボコンク	4.00E-12	4.00E-15																													
	ガルリバー	7.00E-13	7.00E-16																													
	シャドウレイク	1.00E-09	1.00E-12																													

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述 1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。
<p>② オルドビス系頁岩内のHTO（Hydrothermal Dolomite）に対する有効拡散係数（D_e）は$10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$ほどであり、炭酸塩内については$10^{-13}$から$10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$である。HTOについて得られる$D_e$値は、ヨウ素トレーサから得られた$D_e$値より平均1.9倍大きい。この差は、ヨウ化物のトレーサがアクセスできる空隙が減少することによって、陰イオンが排除されたことによる影響が原因と考えられる。低いD_e値は、オルドビス紀の堆積層の低い透水係数とともに、深層地下水システム内での溶質移行の拡散が支配的であることを示している。</p>	<p>PSRセクション 4.3.2.4、 4.4.4.1</p>	<p>4.3 水理地球化学 4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ 4.3.2.4 溶質移行メカニズム：拡散の証拠</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ シルル紀後期の累層から入手した少数のサンプルを例外として、DGRボーリング・コアから測定されたD_e値は全て$10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$を下回っている（図4-45）。 ・ 最大値はシルル紀後期のサリーナB、C、E、Fユニットにおいて入手された。その値はサリーナBのシルト質頁岩の場合、$10^{-11} \text{m}^2/\text{s}$を上回っている。 ・ 最小値は約$10^{-14} \text{m}^2/\text{s}$であり、サリーナA0-A2ユニットの石膏・無水石膏層、ジョージアンベイ累層内部の炭酸塩「硬化層」、そしてガルリバー累層で採取した複数の石灰岩サンプルで得られたものである。 ・ データの大半は、$10^{-13} < D_e < 10^{-11} \text{m}^2/\text{s}$の範囲にあり、下部シルル紀とオルドビス紀後期の頁岩サンプルでは、それぞれ比較的間隙率が高い（7～9%）ことから、この範囲の上限値が得られた。オルドビス紀中期石灰岩の間隙率が低い（<2%）、D_e値も低くなっており、$10^{-13} < D_e < 10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$の範囲に集まっている。$10^{-12} \text{m}^2/\text{s}$を上回る値が示されたのはごく少数のサンプルのみである。 <p>4.4 水理地質学 4.4.4 システム性能指標 4.4.4.1 広域スケール・モデル</p> <p><u>広域スケール・モデル化で得られた結論</u></p> <p>さまざまなシナリオのモデル化により、以下のことが示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ オルドビス紀層全体を通じて移流による流動を駆動するナイアガラ層及びカンブリア紀層の水頭条件は、オルドビス紀層を通じた移行に有意の効果を及ぼすことはない。これは、この種の移行がきわめて強力な拡散支配を受けているためである。 ・ 横方向の境界を地表に対して解放することにより、MLE（Mean Lifetime Expectancy）は148～172 Maの水準からわずか44 Maにまで低下する。これにより、コーバーク層に立地されるDGRが放射性核種を効果的に隔離することができることが強固に示された。モデル化された変化のいずれも、カンブリア紀層からナイアガラ層に至る上向き勾配の条件を変化させることはなかったが、「fr-base-hbc」シナリオについてはこの限りではない。及び

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>・ペクレ数はいずれも10^{-3}未満であり、このことは、オルドビス紀堆積層内での溶質移行が拡散支配されているという仮定を明確に裏付けるものである。</p>
<p>③ 異なる地質帯（一つはオルドビス紀後期の頁岩とコーバーク層、もう一つは下にあるオルドビス紀中期の炭酸塩）内でメタンやヘリウムの異なる同位体比が生じていることにより、これらの気体がシステム内に存在するにもかかわらず、層と層の間で混合される（移流もしくは拡散）ことはほとんど、もしくは全くないことが実証される。オルドビス紀中期および後期の間隙水に放射性起源$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$比の発生は、水・岩石相互作用と原位置での$^{87}\text{Rb}$崩壊、サイト下の先カンブリア時代の岩盤から上方向への拡散輸送が組み合わさった結果と解釈される。これらのメカニズムはきわめて長い滞留時間を示している。</p>	<p>PSRセクション 4.3.2.3</p>	<p>4.3 水理地球化学 4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ 4.3.2.3 中間部から深部に至る地下水系の地下水及び間隙水に関する特性評価 <u>メタン及び二酸化炭素</u></p> <p>同位体勾配の存在に対応した溶質移行が存在していないように思われる。拡散移行の見かけ上の遅延については少なくとも以下に挙げる2つの説明が可能だと考えられており、包括的な検討はNWMO11cのセクション4.4.3.1で行われている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ CH_4と固体有機炭素又は液体炭化水素との間の収着及び溶解/離溶反応は、それぞれ見かけ拡散係数を低下させるものである。 ・ また二次鉱物の沈殿によるコーバーク層内の間隙の充填又は閉塞も、溶質移行を妨げる作用を示す。 <p>上に位置する生物起源の (biogenic) ガスが下に位置する熱分解起源(Thermogenic)のガスと分離しているという観察結果は、移流による層間の混合がほとんど又は全く成立しておらず、ガスがそれぞれの水系内に滞留していることを示す証拠である。生物起源ガスと熱分解起源のガスはともに、少なくとも鉛直方向については移動性を伴わないものと思われる。このためこうした不動性は、きわめて長期間にわたるゆっくりとした蓄積を反映したものである可能性がある。塩分濃度が高く、水の活量が低いことによって、これらの堆積層内で微生物活動が妨げられていると思われることから、生物起源のガスは古生代のものである可能性がある。</p> <p><u>ヘリウム</u></p> <p>図4-42に、DGR-2、DGR-3及びDGR-4に関する$^3\text{He}/^4\text{He}$のプロファイルを示した。この図におけるデータは、空気中の同位体比 (R_a) に対して正規化されたサンプルの同位体比 (R_s) を、$xR_a = R_s/R_a$となるように示している。これらのデータは、3つのボーリング・コア間で顕著な整合性を示しているほか、コーバーク層の底部において分離された、異なる同位体比を伴う2つの明瞭に異なる領域が存在することを示している。すなわち、コーバーク層の内部及び上ではxR_aが約0.02であるが、その下ではxR_aが約0.035となっている。CH_4データで得られた観察結果と整合した形でHe同位体組成の異なる領域が明瞭に分離して存在することは、オルドビス紀中期の石灰岩とオルドビス紀後期の頁岩の間には、層をこえたヘリウムの混合がほとんど起こらなかったことを示しており、コーバーク層内に溶質移行に対するバリアが存在することを示唆している。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>ストロンチウム同位体</p> <p>Clark等 (CLARK10a、CLARK10b) によって間隙水と母岩内の$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$比が明らかにされている。またブルース原子力サイトにおけるカンブリア紀の地下水とオルドビス紀及びシルル紀の間隙水から得られた$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$比は、McNutt等 (MCNUTT87) が報告したミシガン盆地の油田地下水のストロンチウム (Sr) 同位体分析の結果と整合する形で、古生代の海水曲線に比べて放射性が強い (図4-43)。オルドビス紀頁岩ユニットを除いて、間隙水の$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$シグネチャーは、母岩の場合ほど放射線によって生じたものではない。間隙水中の^{87}Srの濃縮については、次に示すように、3つの説明が可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ オルドビス紀以降、^{87}Rb崩壊によって^{87}Srが内部成長した。 ・ 頁岩内の古い楕状地に由来するシリカ破屑性物質や石灰岩の粘土質成分から^{87}Srが浸出した。 ・ Srは、その下に位置する先カンブリア時代の楕状地の^{87}Sr濃縮された塩水源から上方に移行した。 <p>オルドビス紀の地層 (Ordovician) で観察された^{87}Srの濃縮は、上述した3つのプロセスの何らかの組み合わせによって生じたはずであるが、それぞれの比率を定量的に調べることはできない。いずれにせよ、放射性起源のSrがオルドビス紀の地層全体に存在することは、水・岩石相互作用及び/又は放射性Srの楕状地から上方への拡散移行がきわめて長期間にわたるものであることを示している。</p> <p>ゲルフ層帯水層より上の位置では、ブルース原子力サイトのシルル紀間隙水及び地下水の$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$比は、それを取り巻く母岩と海水曲線の値に接近している。この収束により、サリーナユニットの蒸発岩鉱物 (evaporite mineral) (無水石膏 (anhydrite)) と非粘土質石灰岩 (non-argillaceous limestone) 内ではシルル紀の海水の$^{87}\text{Sr}/^{86}\text{Sr}$のシグネチャーが支配的であることが明示されている。シルル紀後期及びデボン紀の地層 (ボワブラン (Bois Blanc)、A1炭酸塩 (A1 carbonate)) でもSr濃度の著しい低下が観察され (図4-44)、この比較的透水性の高い領域で浅部地下水が希釈 (dilute) されたことのさらなる裏付けとなっている。その原因は、氷河融水及び/又は天水 (meteoric water) の流入である見込みが最も高い。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
④ 深層の塩水の化学特性は、これらの塩水が海水の蒸発によって発生し、その後は流体と岩石の相互作用プロセスによって変化したことを示している。Cl/Br比とNa/Cl比は水の安定同位体のデータと同様に、深層地下水システムには古代の堆積層中の塩水が岩塩の飽和まで、もしくはその寸前まで変遷したものが含まれることを示唆している。塩水の性質、特に間隙水中の高い塩分濃度と濃縮 $\delta^{18}\text{O}$ 値 (GMWL: Global Meteoric Water Line) に関して ^{18}O で濃縮) は、この深層システムが浅層地下水システムから隔離され、間隙水が地質年代の間、このシステム内に存在してきたことを示している。	PSRセクション 4.3.2.3	<p>1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>4.3 水理地球化学 4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ 4.3.2.3 中間部から深部に至る地下水系の地下水及び間隙水に関する特性評価 <u>天然トレーサ</u></p> <p>透水性の低い堆積岩の間隙水中に存在する天然環境トレーサ (塩化物 (chloride)、臭化物 (bromide)、そして酸素や水素の安定同位体など) のプロファイルの分析は、放射性廃棄物管理のための潜在的な母岩層の移行特性を、DGRに関連する時間及び空間スケールにおいて評価する強力なアプローチの1つとなる。</p> <p>図4-36に、ブルース原子力サイトの下に位置するCl及びBrのプロファイルを示した。また図4-37には安定同位体プロファイルを示した。</p> <p>データに見られるいくつかの傾向については、一部の初期のベースライン条件からの逸脱の面から検討すべきものである。これらのトレーサについて、その条件がそれぞれミシガン盆地の塩水起源と想定される古代の蒸発海水 (evaporated sea water) における濃度であると判断することができる (WILSON93a, WILSON93b)。ベースラインとなる $\delta^{18}\text{O}$ は、堆積層の全てについて-2 ‰という値によって表現するのが最良である (GRAF65, DOLLAR88, WILSON93a, WILSON93b)。シルル紀及びデボン紀の流体に関しては、蒸発した海水を表すために、6~7 mol/kgwという初期Cl濃度が提案されている。またオルドビス紀層とカンブリア紀層の流体に関しては、通常の海水を表すものとして0.6 mol/kgwという初期Cl濃度が提案されている。これらのベースライン値は、ミシガン盆地の変遷の歴史との整合性を維持するものとして割り当てられている。</p> <p>天然トレーサ・データに関しては、次に示すような特徴が観察されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ゲルフ層からその上方のシルル紀層に至るまで、全てのトレーサに低下が見られる。シルル紀層内に水平方向の透水係数 (K_H) の高い領域が存在していることと、それに対応してシルル紀堆積層を通るトレーサのプロファイルが深度の増大に伴って急激に変動することは、移流混合 (advective mixing) と拡散の組み合わせによって希釈が起きた可能性があることを示唆している。この点については、後述のセクション4.4.1及びDGSM (Descriptive Geosphere Site Model) (NWMO11k) のセクション4.9に記載されている詳細な検討を参照のこと。 ・ オルドビス紀頁岩層より下の位置では、$\delta^{18}\text{O}$の値の大幅減少、Cl及びBr濃度の低下、$\delta^2\text{H}$の値の上昇の方向に、さほど顕著ではないが一貫したトレンドが存在している。 ・ オルドビス紀頁岩層の下での$\delta^{18}\text{O}$の値の大幅減少とCl及びBr濃度の低下のトレンドはカンブリア層で中断されており、そこではより高いトレーサ値が示されるようになる。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提 供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: center;">1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>オンタリオ州南部のデボン紀の岩盤が露出し (exposure)、浸潤が起きた時期に関してはほとんど明らかになっていない。更新世において現在の侵食レベルに近いものの露出が起きたと仮定した場合、以下のセクション4.5.1で検討するように (また図4-78の挿入図も参照のこと)、過去100~200万年間の氷河期-間氷期の周期的な性格からみて、オンタリオ州南部のデボン紀 (そしておそらくはシルル紀) の層序への反復的な浸潤事象が生じ、その後の間氷期に淡水を伴う低透水性堆積層内の地層水の拡散平衡が生じたはずである。これらのプロセスにより、¹⁸O及び²Hの大幅減少 (図4-37) とCl及びBr濃度の低下 (図4-36) のトレンドを説明することができよう。この点については、シルル紀ゲルフ層より上の部分で観察されており、セクション4.3.2.2でも検討した。¹⁸O及び²Hが大幅減少したシグネチャーの多く (δ 値がそれぞれ-14.5及び-110 ‰) は氷河融水の存在を示すものであり、DGR-1/2内のレファレンス深度325.5~328.5 mBGSで遭遇するサリーナA1ユニットの炭酸塩層の薄い帯水層に見いだされる (図4-37)。この状況は当該サイトでこの深度に至る鉛直方向の浸潤が生じたことを示すものとは解釈されておらず、サリーナA1ユニット内部で、過去の侵食面 (subcrop) を呈し、サイトの東側で涵養を受けている場所からの水の流動が起きていることを表すものと見なされている。</p>
<p>⑤ 母岩層やそれを取り囲む岩盤層 (Host and enclosing bedrock formation) の鉱物学的性質は、地下水の地球化学的環境が還元状態であり、酸化地下水が地質年代にわたって処分場深度まで侵入していないことを強く示唆している。</p>	<p>PSRセクション 4.3.2.2、 4.3.2.3</p>	<p>4.3 水理地球化学 4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ 4.3.2.2 浅部地下水系に関する特性評価 <u>酸素及び水素 (¹⁸O, ²H, ³H)</u></p> <p>図4-35に、USシリーズの孔井 (US-series wells) から収集された浅部岩盤地下水と掘削泥水における水安定同位体データ ($\delta^{18}\text{O}$と$\delta^2\text{H}$) のグラフを示した上で、「世界天水線」 (GMWL : Global Meteoric Water Line) と比較した。この図4-35は、中部から下部のデボン紀の苦灰岩 (dolostone) 層 [ルーカス (Lucas) 層、アムハーストバーグ (Amherstburg) 層及びボワブラン (Bois Blanc) 層] とシルル紀後期の苦灰岩層 [バスアイランズ (Bass Islands) 層及びサリーナGユニット] に分けて、浅部岩盤の地下水を示したものである。比較のために、サリーナA1ユニットの炭酸塩帯水層、ゲルフ層、DGRボーリング孔内のカンブリア紀の砂岩から収集された地下水サンプルも示した。図4-35において次に示すような特徴を観察することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 掘削に使用されたヒューロン湖の水は、特徴的な蒸発濃縮シグネチャーを備えている。同様に、カンブリア紀の地下水は著しく濃縮されており、そのグラフはGMWLのそれに近いものとなっている。これらの水のグラ

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-3 DGR は安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される。</p> <p>フはいずれも、デボン紀の及びシルル紀後期の苦灰岩に関するものとは離れており、浅部岩盤地下水が掘削水又はカンブリア紀の砂岩水による影響を受けていないことを示唆している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ デボン紀及びシルル紀の帯水層中の地下水に関するグラフは、現代の降水（平均は $\delta^{18}\text{O}$ に関して $\sim -12\%$）と氷河融水（$\delta^{18}\text{O}$ に関して $-20\sim -15\%$）との間に位置しており、これらの地下水が融氷水と現代の降水の両方の混合物であることを示している（NWMO11q）。 <p>「トリチウム単位」（TU）とは、任意のサンプル中の^3Hの濃度を示す尺度の1つである。1トリチウム単位（1 TU）は1018個の水素原子当たりで^3H原子が1個であることを示す。USシリーズの孔井から入手した地下水サンプルの多くは$< 35\text{ TU}$（$< 4.13\text{ Bq/L}$）であり、29件のサンプルのうちの14件が、直接計数分析（direct counting analysis）に関する検出限度を下回るトリチウム数（$< 6\text{ TU}$、すなわち0.708 Bq/L）を示している。ブルース原子力サイトの降水に含まれるトリチウムは比較的高い水準にあり、2005～2006年の平均値は$1,700\text{ TU}$（200.6 Bq/L）であった（BP08）。$\delta^{18}\text{O}$比及び$\delta^2\text{H}$比はその地下水が大気起源であることを示しており（図4-35）、また低いトリチウム数（tritium counts）は、地下水にはブルース原子力サイトにおける活動の影響を受けた最近の大気水が含まれていないことを示唆している。</p> <p>4.3.2.3 中間部から深部に至る地下水系の地下水及び間隙水に関する特性評価 オルドビス紀頁岩と炭酸塩岩における酸化還元状態(Redox Condition)</p> <p>酸化還元状態は、ある特定の深度における酸化状態を反映している主要な酸化還元対（redox couple）の物質で定義することができる（$\text{Fe}^{3+}/\text{Fe}^{2+}$、$\text{SO}_4^{2-}/\text{S}^{2-}$、$\text{CO}_2/\text{CH}_4$など）。一般に、溶存ガス、安定炭素同位体比、さらには酸化還元感度の高い鉱物の分布を分析することにより、支配的な酸化還元対を明らかにすることができる。鉱物学的及び地球化学的な証拠（SCHANDL09、SKOWRON09）により、層序シーケンスの全体を通じて、特にシルル紀層よりも下の位置で硫化鉱物（sulphide mineral）（主に黄鉄鉱（pyrite））と有機炭素（organic carbon）が一般的に見られることが示されている。これらの鉱物の存在は、酸化還元条件が硫酸塩還元からメタン生成までの範囲にあることを示唆している。</p> <p>CH_4の存在は、オルドビス紀層全体を通じて酸化還元状態が強い還元環境にあることを示唆するものである。この酸化還元状態は鉄又は硫酸塩の還元からメタンの生成までの範囲にあり、E_h値はオルドビス紀堆積岩シーケンスの全体で-150 mVと見積もられている（NWMO11k）。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する			
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-4 DGR は地震の少ない地域に位置している。
1-4 DGRは地震の少ない地域に位置している。			
① ブルース原子力サイトは、地震頻度が低いことを特徴とする北米大陸内の構造的に安定した場所にある。この地域モニタリングエリアでは180年間の記録において、マグニチュード5を超える地震は観測されていない。半径150kmの調査区域内で最大の地震は、サイトから99km、震源深さ11kmで発生したM4.3の地震である。これはカナダの建築基準法（2005年版）の地震ハザード情報に一致する。	PSRセクション 4.5.2.1	4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.2 地質の擾乱 4.5.2.1 地震活動 広域調査エリアは、北アメリカ大陸の構造地質学的に安定した内陸部にあり、地震活動度が低いことが特徴となっている地域に位置している。図4-79では、当該地域で1985～2010年の期間に発生したことが知られている全ての地震を示した上で、図4-4に示したオンタリオ州南部の断層図を重ね合わせた。記録された事象の大部分はマグニチュードがM3を下回る規模のものであり（「Nuttliマグニチュード」：これは当該地域に関する報告に使用されている主要な地域レベルのマグニチュード尺度である）、またブルース原子力サイトから半径150 kmの圏内でこれを上回る事象が発生することは稀である。1952年以降、26件の地震事象がこの地域で検知されており、最もマグニチュードが大きいものはM 4.3であり、その震源の深さは約11 kmで、ブルース原子力サイト（オンタリオ州ミーフォード（Meaford）の15 km北側に位置している）から北東方向に99 km離れた場所で観測された（HAYEK10）。歴史的な記録は、マグニチュードがおよそ3.5を上回る事象については比較的完全なものであると判断されている。またこの種の記録は、当該地域における地震観測設備の設置密度が高まったことから、過去10年間の比較的低いマグニチュードの事象についてもより包括的なものとなっている（HAYEK08）。	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する													
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-4 DGR は地震の少ない地域に位置している。										
<p>② ブルース原子力サイトのために行った確率論的地震ハザード評価に基づく、遠隔地／地域の震源が地表レベルのサイトの地震ハザードの支配的な要因である。推定される岩盤表面の最大地震動は18.7%gおよび60.1%g、それぞれの年間発生確率は10^{-5}および10^{-6}である。世界的な地下構造による歴史的根拠から、強い地震動は表面効果により、深さで減衰されることが示されている。</p>	<p>PSRセクション 4.5.2.1</p>	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.2 地質の擾乱 4.5.2.1 地震活動 <u>地震ハザード評価</u> 表4-10：地震ハザード評価の結果のまとめ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th style="text-align: center;">Event (Prob. of exceed. p.a.)</th> <th style="text-align: center;">Peak Ground Acceleration (% g)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">1/1000</td> <td style="text-align: center;">1.7</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1/2500*</td> <td style="text-align: center;">4.4</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1/100,000</td> <td style="text-align: center;">18.7</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1/1,000,000</td> <td style="text-align: center;">60.1</td> </tr> </tbody> </table> <p>Notes: p.a. = per annum; % g = percent of gravitational acceleration. *From NBCC05. Data from Table 6.1 of the Seismic Hazard Assessment (NWMO11w).</p> <p>地盤振動ハザードは地上施設にとって最も大きな脅威の1つであり、耐震設計の基礎を構成するものである。しかし地下施設の場合、地下の構造物に地震が被害を及ぼすのは稀であることが一般に知られている。また生じる損害がピーク地動加速度及びピーク地動速度に大きく左右されることが、地震発生時のトンネルの損傷範囲について検討した複数のケーススタディーを用いて明示されている (POWER98、BACKBLOM02)。DGRの空洞を対象とする1年間の発生確率が10^{-5}及び10^{-6}の事象に関する地動に基づく地震解析により、母岩の損傷は、地震による揺れによって開口部の周囲ですでに亀裂が生じている岩体を取り除かれること以外に誘発されないことが明らかになっている。</p>	Event (Prob. of exceed. p.a.)	Peak Ground Acceleration (% g)	1/1000	1.7	1/2500*	4.4	1/100,000	18.7	1/1,000,000	60.1	
Event (Prob. of exceed. p.a.)	Peak Ground Acceleration (% g)												
1/1000	1.7												
1/2500*	4.4												
1/100,000	18.7												
1/1,000,000	60.1												
<p>③ 2007年8月に導入され運転が開始された微小地震モニタリング・ネットワークは、ブルース原子力サイト近傍での低レベル地震頻度(>M1.0)の欠如を確認し</p>	<p>PSRセクション 4.5.2.1 (4.5.2.2 と思われる)</p>	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.2 地質の擾乱 4.5.2.2 断層破壊及び再活性化</p> <ul style="list-style-type: none"> 2007年8月に微小地震モニタリング・ネットワークが設置され、使用が開始された。今までに得られた結果では、ブルース原子力サイト付近には低水準の地震活動度 (>M1.0) でさえ存在しないことが示されており、こ 											

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する			
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-4 DGR は地震の少ない地域に位置している。
ており、これはDGR設置範囲内もしくはその近郊に地震を引き起こす構造や断層が存在しないことを示唆している。		のことは、提案されているDGRサイト内又はその近傍に地震を発生させる構造又は断層は存在しないことを意味している。	
④ DGR地域における、現場を中心としたネオテクトニクスと地質学の調査（露頭および第四紀古地震のマッピングと深層ボーリングを含む）では、ブルース原子力サイトにおいて地域の地震発生率の推定より高い地震ハザードを示す構造的特徴の存在に関する証拠はまったく確認されていない。	PSRセクション 4.5.2.1、 4.5.2.2	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷</p> <p>4.5.2 地質の擾乱</p> <p>4.5.2.1 地震活動</p> <p>上述した解釈は、ブルース原子力サイトの50 km以内の範囲を対象として最近完了したリモートセンシング（遠隔探査）及びネオテクトニクス的な特徴及び地勢に関する現場ベースの評価によって裏付けられている（NWMO11v）。この調査では、潜在的なネオテクトニクス的な特徴の証拠を得るために、第四紀の地形土壌への露出が検討され、その例として柔らかい堆積物の擾乱、古液状化（paleoliquefaction）及びその他の特徴（オフセットが生じた海岸など）が挙げられる。この調査では、最後の氷期サイクルの後に生じたネオテクトニクス活動のいかなる証拠も、調査エリアにおいては見いだされなかった（NWMO11v）。</p> <p>4.5.2.2 断層破壊及び再活性化（Fault Rupture and Reactivation）</p> <ul style="list-style-type: none"> ブルース原子力サイトの周囲における第四紀の地形に存在する変形特徴や土壌露出の特性評価を行うために行われた調査において、観察された特徴（たとえば、柔らかい堆積物の擾乱や古液状化）のいずれも後氷期のネオテクトニクス活動の結果として生じたものではないという結論が得られている（NWMO11v）。 	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
1-5 DGRの開口部は岩盤力学的に安定である。		1-5 DGR の開口部は岩盤力学的に安定である。
① 以前に行ったオルドビス紀の堆積層の地下開口部掘削の工事経験から、オルドビス紀頁岩またはオルドビス紀石灰岩 (limestone) のどちらでも、掘削された開口部は実質的に乾燥しており安定している傾向があることが示されている。	PSRセクション 4.2.2	4.2 岩盤力学 4.2.2 岩盤力学的特性：岩盤の強度及び変形 オンタリオ州南部の過去の建設事業で得られた地下開口部の掘削に関する経験により、オルドビス紀頁岩とオルドビス紀石灰岩内に掘削された開口部は乾燥し、安定したものとなる可能性が高いことが示されている (NWMO11nのセクション4.1を参照)。
② コーバーグ層の岩石コアサンプルは研究所での試験により、平均一軸圧縮強度 (UCS : Uniaxial Compressive Strength) 値が113MPaという強度の高い粘土質石灰岩 (argillaceous limestone) であることがわかっている。これらの岩石強度の状態は、放射性廃棄物の長期管理の目的で国際的に考慮されている他の堆積層と比較しても好ましいものである。	PSRセクション 4.2.2	4.2 岩盤力学 4.2.2 岩盤力学的特性：岩盤の強度及び変形 67件のサンプルで得られた結果から明らかにされたコーバーグ層のピーク UCS (Uniaxial Compressive Strength) は58~175 MPaの範囲にあり (図4-22及び図4-24a)、算術平均は113 MPa、標準偏差は25 MPaである。対応する弾性係数 (図4-22及び図4-24b) の平均値は39 GPaである。コーバーグ層は平均的な弾性係数を備えた高強度岩盤に分類することができる (LAM07)。これらの結果は、DGR層準における深部地下掘削構造が安定性を備えていることを反映している。また地質情報の統合化 (NWMO11c) を取り扱った第7章 (またその表7.1) で検討したように、これらの結果は、放射性廃棄物の長期管理プログラムにおいて国際的に認められているその他の堆積層に関する結果と良い意味で類似している。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		1-5 DGR の開口部は岩盤力学的に安定である。	
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	
③ DGRの深層ボーリング孔では、原位置応力値の可能範囲が制限されるボーリング孔の逸脱は観察されなかった。処分場の層準において、応力比の範囲は、 σ_H/σ_V が1.5から2.0、 σ_H/σ_V が1.0から1.2と推定される。16か月という時間枠で観察したボーリング孔の変形は、最大水平応力の方向がミシガン盆地の方向（北東から東北東方向）に近いことを強く示唆している。	PSRセクション 4.2.3、 4.2.4	<p>4.2 岩盤力学</p> <p>4.2.3 原位置応力の規模</p> <p>サイトスケールでは、DGR-1からDGR-4のボーリング孔のコアとATV (Acoustic Televiewer) データの解析が、周囲の応力場に対するこれらの深層ボーリング孔の物理的な応答を明らかにすることを目的として行われた。ATV検査により、ボーリング孔の完成後に、またDGR-2では約24か月、DGR-3では6か月にわたるウエストベイ・ケーシング交換作業 (Westbay casing replacement exercises) 期間にボーリング孔のブレイクアウトや掘削によって誘発された引っ張り割れ目が生じた証拠は見いだされなかった (NWMO11k)。このため、この解析の第1の目的は、浅層部に関する原位置応力の大きさに関するプロファイル (観察されたボーリング孔壁の安定性と整合性の取れたものとなると考えられる) を逆算することにあった。UCSしきい値岩盤強度が100%であると仮定することにより、ボーリング孔の各セクションの最大許容水平応力が、ボーリング孔壁沿いに破損がないという観察に基づいて見積もられた (VALLEY10)。図4-28にその結果をまとめた。この図で、100%UCSしきい値 (破損がないことを示す) は緑色の線で表されている。</p> <p>以上をまとめると、処分場の設置深度 (約680 mBGS) における原位置応力比 (ここで、「σ_V」はその上に位置する物質の近似重力荷重に等しいと仮定される) は、「σ_H/σ_V」については1.5~2.0、「σ_H/σ_V」については1~1.2の範囲にあると見積もられている (NWMO11k)。</p> <p>4.2.4 方位</p> <p>これらの結果は、楕円の両軸の長さの差が通常0.5%を下回ることを示している。楕円の長軸の方位は、DGR-1、DGR-2及びDGR-4ボーリング孔の長さのほとんどで一貫性を欠いているが、シコーバーグ層、シャーマンフォール (Sherman Fall) 層及びカークフィールド (Kirkfield) 層 (660~760 mBGS) の場合は例外で、これらの方位は系統立った形で南東方向となっている (DGR-1及びDGR-2では138°、DGR-4では131°)。これと同じ系統立ったオルドビス紀石灰岩層内の南東 (141°) 方向のボーリング孔伸張が、ボーリング孔DGR-3において観察されている。この系統立った南東ボーリング孔伸張が応力と関連するものである可能性があるとして、すなわち最大水平応力の方向が北東となっている可能性があると思われる。この方位は広域トレンドと一致している (NWMO11n)。</p>	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する			1-5 DGR の開口部は岩盤力学的に安定である。
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	
④ 処分場の変遷に関する数値的シミュレーションが、複数の異なる長期の岩盤特性と負荷シナリオ（たとえば氷期の氷床、地震動、処分場のガス圧）の下でも、処分場を取り囲むオルドビス紀の岩盤層のバリアの健全性は影響を受けないことを説明している。	PSRセクション 4.5.5	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷</p> <p>4.5.5 将来の変遷に関する概要</p> <p>現在までに一連の包括的な解析が行われており、その目的は、処分場設計及びコーバーク層の試験を、応力、物質強度の劣化、亀裂発生、地震による負荷、間隙圧の効果、さらには100万年の期間に生じる複数の氷期サイクルによって課されるさまざまな課題とのかかわりにおいて行うことにあった。得られた結論について、以下にまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 洞穴（caverns）は建設及び操業期間にわたり安定した状態を維持し、したがって必要とされるのはごく一般的な支持のみである。これらの洞穴は、長期的な強度が達成された後、60 kaの期間にわたり次第に拡大する劣化の影響を受ける。 ・ 原位置の応力条件の基での時間経過に伴い強度が低下していき、長期的には45 MPa（40%UCS）と想定した場合でも、約2 mの深さに限定される天井及び床の層理面沿いに降伏が発生するいかなるブレイクアウトも発生しないものと予想されている。 ・ 洞穴内でのガス圧及び間隙圧の変動が、洞穴の周囲の損傷域又はブレイクアウト深さに有意な効果を及ぼすことはない。水圧破砕が優先的に起こりうる方向として、水平方向、層理面沿い、そして鉛直方向の最小主応力に対して垂直方向が挙げられる。高いガス発生率を想定した場合（その結果として15 MPaの最大ガス圧が生じる）、層理に並行した亀裂は洞穴壁の内部に向けて最大で5 mの範囲で伝播する可能性がある。しかしこうしたガス圧は、分析された全てのケースにおいて、生物圏へのガス放出を引き起こす可能性のある水圧破砕を発生させるものではない。 ・ いくつもの氷河事象及びそれらに伴う負荷／除荷サイクルは、洞穴間のピラー（柱）の破損や最終的に生じる洞穴崩壊の原因になると予想されている。ピラーの崩壊を引き起こす氷期サイクルの数と柱崩壊が起こるタイミングは、コーバーク層の長期的な強度に左右される。層の長期強度に関して45 MPaという保守的な評価を用いた場合でも、洞穴は少なくとも10万年の期間にわたり開かれた状態を維持する。72 MPa（65% UCS）というコーバーク層の長期強度に関する現実的な仮定を用いた場合、ピラー及び洞穴は100万年より後の期間にも安定した状態を維持するものと予想される。 ・ 下限となる45 MPa（40%UCS）の強度を想定した場合に起こりうる全面崩壊において、いくつもの負荷／除荷サイクルの期間に起こる崩壊の結果として洞穴内に蓄積される瓦礫が、最終的に容量拡大に起因する形で、空洞が形成される領域のさらなる拡大を押し止めることになる。氷期サイクルによって損傷域及び空洞化される領域のさらなる拡大が生じなくなると、定常状態が成立する。合理的仮定に基づき、ピラーの荷重容量は7 	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-5 DGR の開口部は岩盤力学的に安定である。</p> <p>～8回の氷期サイクルに耐えられるものと考えられている。重要なこととして、モデルにより、定常状態の成立は、空洞形成作用にかかわる損傷の伝播がブルーマウンテン頁岩、すなわち頁岩キャップ層岩盤の最も低い位置にあるユニットに至る前に実現すると予測されていることが挙げられる。したがって、あらゆる負荷条件のもとで、全ての損傷はコーバーク層の範囲内にとどまることになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 3Dパネルスケール解析により、コーバーク層に関して45 MPa (40%UCS) という長期強度の下限を想定した場合、起こりうるピラーの全面崩壊に起因するキャップロックの変形によって、キャップ層を構成する岩盤（ブルーマウンテン頁岩を含む）にいかなる損傷も引き起こされないか、取るに足らない損傷しか引き起こされないことが示されている。したがって処分場によって誘発される損傷は、あらゆる負荷条件のもとで、コーバーク層内にとどまることになる。 ・ 解析により、地震が洞穴の安定性に及ぼす効果が比較的小さなものであることが示されている。地震に伴う揺れにより、すでに断裂が生じていた岩体にある程度の追加的な崩壊が生じる、地震事象の確率水準にかかわらず、新たな損傷は起こらないものと予測されている。
⑤ 様々な負荷シナリオにおいて観察された岩盤力学的層特性の範囲でのDGR立坑の安定性を求めるため、三次元的シミュレーションを行った。立坑の垂直方向の幾何学特性により、氷河の負荷は水平面の地層への差圧に対して軽微な影響しか与えない。立坑ぞいの損傷領域（HDZ：Highly Damaged ZoneとEDZ：Excavation Damaged Zone）の影響は軽微である。同様に、間隙圧と地震の震動が立坑	PSRセクション 4.5.5、 8.6.4	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷</p> <p>4.5.5 将来の変遷に関する概要</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 3Dパネルスケール解析により、コーバーク層に関して45 MPa (40%UCS) という長期強度の下限を想定した場合、起こりうるピラーの全面崩壊に起因するキャップロックの変形によって、キャップ層を構成する岩盤（ブルーマウンテン頁岩を含む）にいかなる損傷も引き起こされないか、取るに足らない損傷しか引き起こされないことが示されている。したがって処分場によって誘発される損傷は、あらゆる負荷条件のもとで、コーバーク層内にとどまることになる。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
まわりの予想される影響領域を大幅に拡大するようなこともない。		
1-6 天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い。		
① DGRは地下約680mの、きわめて透水性が低く、塩分を含んだ難透水層系内にある。処分場深度の地下水は飲用に適さず (TDS>200g/L)、透水係数のきわめて低い岩盤層 (<10 ⁻¹³ m/s) は水を通すことがない。	PSRセクション 1.2、 4.3.2.1、 4.4.1	<p>1.2 DGRプロジェクトの概要</p> <p>地下施設は地表から公称680mの深度に設置され、アクセス坑道（立坑と坑道）、廃棄物定置空間（emplacement rooms）および各種地下サービスエリアと設備によって構成される。</p> <p>4.3 水理地球化学</p> <p>4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ</p> <p>4.3.2.1 ブルース原子力サイトにおける地下水及び間隙水の特性評価</p> <p>図4-34に示したブルース原子力サイトより下の深度に応じた全溶含有濃度（TDS : Total Dissolved Solids）分布を用いて、以下に示す検討にとって重要なさまざまな地下水系を区別することができる。広域レベルでの2層系と同様の方法により、ルーカス（Lucas）層とアムハーストバーグ（Amherstburg）層から深度約170 mBGSまでの被覆層ユニットと岩盤の間については、淡水から汽水を含む浅部水系が定義されている。この区間は、DGR-1/2内のレファレンス深度である169.3 mBGSで遭遇するサリーナGユニットの頂部に対応するものである（NWMO11kの表3.1）。これらのTDSは、その下に位置する中間相から深部水系で採取された地下水と間隙水のサンプルのTDSと比べて低い。図4-34に示したように、TDS値は、サリーナFユニット内からシルル層基部（ゲェルフ層からマニトリン（Manitoulin）層）にかけて、深度の拡大に応じて増大する。オールドビス紀岩盤におけるTDS値は比較的高くなっている（大部分の流体のTDSは>200 g/Lである）。TDS値は、クイーンストーン層からコリングウッド部層にかけて安定しており、その後は深度の拡大に応じて低下するが、炭酸塩に富むコーバーク層からガルリバー層にかけては、一般に濃度>200 g/Lが維持されている。このプロファイルの底部では、シャドーレイク層とカンブリア紀層内でTDS値は若干増加しているものの、依然としてオールドビス紀頁岩内で測定された値は下回っている。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述 1-6 天然資源のポテンシャルが低く、そのため人間の侵入の確率も低い。
		<p>4.4 水理地質学</p> <p>4.4.1 概念モデル (P12, 1-2④を参照)</p>
<p>② 地表近くの地下水系 (0～100BGS) は飲用可能で、透水性がある。深くなるほど地下水の性質としては塩分の含有量が増し、層の比浸出量も低くなる。これらの長く続く自然状態 (きわめて高い塩分濃度と低い透水係数) は、地下水資源を得るための深層ボーリングの動機を弱める。</p>	<p>PSRセクション 4.3.2.1、 4.4.1</p>	<p>4.3 水理地球化学</p> <p>4.3.2 ブルース原子力サイトから得られた水理地球化学データ</p> <p>4.3.2.1 ブルース原子力サイトにおける地下水及び間隙水の特性評価 (P32, 1-6①を参照)</p> <p>4.4 水理地質学</p> <p>4.4.1 概念モデル (P12, 1-2④を参照)</p> <p>・</p>
<p>③ サイト特性調査では商業用に使える炭化水素の集積には行き当らず、ブルース原子力サイト周辺の炭化水素の探査でも知られていない。ブルース原子力サイトの近辺に古代の熱水性ドロマイト (hydrothermal dolomite) 系があることを示唆する構造的、岩石学的、化学的、水理学的根拠は存在しない。</p>	<p>PSRセクション 4.5.3.1、 4.1.2.2、 4.1.2.3、 4.4.4.3</p>	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷</p> <p>4.5.3 天然資源</p> <p>4.5.3.1 石油及びガス</p> <p>商業採掘が可能な量の石油及びガスが、オンタリオ州南西部の古生代サクセション (Paleozoic succession) の内部の300件以上の個別プール又は貯留層で発見されている (SANFORD93、ROSE70、HAMBLIN08)。この点については、「地質情報の統合化」(NWMO11c) の図2.20に示されている。オンタリオ州で掘削された2万1,000本以上の文書化対象となった坑井のうち、提案されているDGRから40 kmの半径の範囲内で掘削されているのは27本の石油探査井だけであり、現在このエリアで商業的に活発な炭化水素の採取活動は実施されていない (OGSR04)。現時点での探査面での関心の焦点は、オンタリオ州南西部の先端部に位置し、深度が800 mから1,000 mの範囲で、オルドビス紀中期炭酸塩及びカンブリア紀後期砂岩層内にある対象領域に合わせられており (GOLDER05)、その大部分はロンドン (London)、サルニア (Sarnia) 及びチャタム-ケント (Chatham-Kent) を結ぶ地理的三角形の範囲内にある (NWMO11m)。既存の文献を対象とした評価 (NWMO11m) により、さら</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-6 天然資源のポテンシャルが低く、そのため人間の侵入の確率も低い。</p> <p>にはサイトで行われたサイト特性評価 (NWMO11k) に基づき、ブルース原子力サイト又はその隣接域で潜在的な経済性を伴う石油及び又はガス資源を確認する作業が将来行われる可能性は低いと判断される。</p> <p>4.1 地質学</p> <p>4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件</p> <p>4.1.2.2 オルドビス紀堆積岩の予測可能性</p> <p><u>ブルース原子力サイトにおける炭化水素の発生</u></p> <p>サイト特性評価活動では、ブルース原子力サイトの下に採算性のある炭化水素資源の蓄積がある証拠は全く見いだされなかった (NWMO11kのセクション3.7.4.2)。このことは、セクション4.1.2.3で検討するように、大量の熱水性ドロマイト化 (hydrothermal dolomitization) 又はそれに付随する断層系に関する証拠が、構造面でも層序面でも存在しないことと整合している。詳細なコアロギングとラボ施設での分析により、サイトより下に位置するさほど重要ではない炭化水素の産状に関する理解が得られている (図4-16) (JACKSON09と、NWMO11kのセクション3.7.4及び3.7.5を参照)。</p> <p>4.1.2.3 サイトスケールの構造地質学的状況</p> <p><u>2次元反射法地震探査</u></p> <p>地震解析で得られた重要な結果には、次のものが含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 提案されているDGRの内部及びその近辺の地震探査で解釈された断層は、熱水性ドロマイト (HTD : Hydrothermal Dolomite) 貯留層と関連づけられる一般的な断層に関する既知の幾何学的形状、サイズ及び地震プロファイルとは一致していない (NWMO11k、NWMO11y)。HTDに関連する沈下構造は、トランステンション (transtensional) (横ずれ及び伸張) 断層帯に関連し、構造的な低さは、地層が下方への断層となっている「負のフラワー状構造」 (negative flower structures) の表現となっている。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		PSRでの記述	
関連する論拠と根拠	参照	1-6 天然資源のポテンシャルが低く、そのため人間の侵入の確率も低い。	
④ ブルーマウンテン層およびコリングウッド部層で将来シェールガスが見つかる可能性は、サイト固有の情報に基づくときわめて低い： a. 頁岩の含む全有機炭素（TOC：Total Organic Carbon）の平均は<1%と低く、最大値でも2.5%である。 b. これらの層は埋没作用や続成作用の間も、ガス発生ウィンドウを通過しなかった。堆積物は、天然ガスの発生に必要なケロジェンの熱分解を起こすだけの高温が得られる深さまで達しなかった。	PSRセクション 4.1.2.2、 4.1.2.3、 4.5.3.1	4.1 地質学 4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.2 オルドビス紀堆積岩の予測可能性 <u>ブルース原子力サイトにおける炭化水素の産状</u> DGRコアにおいて炭化水素の存在は、主として薄いビチューメン層として、間接的には顕著な石油臭として、さらには小空洞、亀裂及び苦灰岩化（dolomitized）した堆積層準からの石油のさほど重要ではない浸出又は滲出として観察されている。炭化水素を伴う区間は3つの主要層準に集中している。これは一般に、浅層層序シーケンス内でTOC（Total Organic Carbon）の高い領域に対応している（図4-16）。シルル紀ゲルフ層の頂部とその上の基部サリーナユニットにかけて、顕著な石油臭とさほど重要ではない石油の浸出が認められる浅部区間が観察されている（図4-16）。中間部区間は、オルドビス紀後期頁岩の基部に対応しており、そのTOCは一般に1.0 wt%という平均値を示している（図4-16）。深部区間では、ブラックリバー層群の全体を通じて孤立した炭化水素が存在することが見て取れる。この中には、その上に位置するトレントン層群のカークフィールド累層の基部が含まれる（図4-16）。 4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.3 天然資源 4.5.3.1 石油及びガス ・ オルドビス紀後期頁岩の平均的なTOC含有量は1.0%未満であること（NWMO11kの図3.14を参照）、また広域調査エリア全体を通じて熱成熟度は低いという認識（このことはこれらの堆積岩がオイルウィンドウの下限しきい値に到達するだけであることを示している）（LEGALL81、OBERMAJER96、NWMO11y）、さらにはDGRボーリング孔の掘削期間に示された天然ガスが存在しないこと（NWMO11k）が、熱分解又は生物起源のシェールガスのいずれかの商業的に成立する蓄積が存在する見込みはないことの証拠となっている（NWMO11y）。	

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
⑤ 石油とガスに関する歴史的な記録によれば、DGRサイトから半径40km以内において、商業的に利用可能な石油やガスの埋蔵量は見つかっておらず、開発もされていない。	PSRセクション 4.5.3.1	4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.3 天然資源 4.5.3.1 石油及びガス (P33, 1-6③を参照)
⑥ サイト固有のボーリングとコアリングで、サイトのさらに南（キンカーディンとゴドリッチ (Goderich)）に存在するような商用可能な塩類鉱床 (salt deposits) はブルース原子力サイトの下には存在しないことを確認している。	PSRセクション 4.5.3	4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷 4.5.3 天然資源 広域調査エリア内で見つかった天然資源には、石油とガス、ベースメタル鉱化作用 (base metal (MVT) mineralization) (ミシシッピバレー型)、岩盤からの骨材、岩塩と地下水が含まれる。以下に挙げた理由により、石油とガスのみが検討される。 ・ サリーナ層の岩塩は、古生代の自然的作用を通じてブルース原子力サイトの下で溶解し除去されたため、商業資源にはならない。
1-7 処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される。		
① 大量の石灰岩質母岩 (limestone host rock) (炭酸カルシウム (calcium carbonate)) が化学的緩衝能力を提供し、これにより処分場内のpHはほぼ中性で維持される。	PSRセクション 8.6.1	8.6 通常変遷シナリオ 8.6.1 シナリオに関する記述 処分場の周囲には大量の炭酸塩が存在し、これが化学的な緩衝材の役割を果たすことにより水の化学的性質が中性のpHへと近づく傾向が成立する。炭酸塩は、処分場内に（その床及び廃棄物パッケージとして）存在するセメントによって高いpHが形成される傾向と、CO ₂ ガスによって低いpHが形成される傾向との間のバランスを取る役割を果たす。計算により、こうした条件下で溶解する炭酸塩岩はごく少量であることが示されている (NWMO11ahのセクション4.5.1を参照)。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する																									
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述	1-7 処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される。																						
<p>② ベントナイト-砂による立坑シールと母岩（特にこれらの素材の粘土質成分）は放射性核種を化学的に収着する能力を持つ。DGRの深度では水の塩分濃度が高いため、イオン交換ではなく表面錯体形成のプロセスを通して収着が行われる。</p>	<p>PSR表8-6</p>	<p>表8-6：通常変遷シナリオの鍵となるパラメータのレファレンス値</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">パラメータ</th> <th style="width: 50%;">値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">処分場</td> </tr> <tr> <td>処分場深度</td> <td>680 m</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">立坑</td> </tr> <tr> <td>埋め戻し材及びシール材</td> <td>ベントナイト-砂、アスファルト、LHHPC（Low Heat High Performance Cement）及び人工充填材の配列。LHHPC隔壁（閉鎖直後から劣化が生じる）は内部EDZを横断する形で設定される。</td> </tr> <tr> <td>立坑及びEDZにおける収着</td> <td>Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して、保守的な見積り。この点については『データ報告書』のセクション4.6.3を参照のこと（NWMO11am）。</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">地圏</td> </tr> <tr> <td>母岩タイプ</td> <td>透水性の低い泥質石灰岩（argillaceous limestone）（コーバーク層）。</td> </tr> <tr> <td>処分場深度における温度</td> <td>22℃。</td> </tr> <tr> <td>地下深部の地下水組成</td> <td>Na-Ca-Clが支配的な塩水。TDS：131～375 g l⁻¹、pH：6.5から7.3の範囲、Eh：還元性。</td> </tr> <tr> <td>地圏における収着</td> <td>Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して保守的な見積りが採用されている。『データ報告書』（NWMO11am）のセクション5.5.1.3を参照のこと。</td> </tr> </tbody> </table>		パラメータ	値	処分場		処分場深度	680 m	立坑		埋め戻し材及びシール材	ベントナイト-砂、アスファルト、LHHPC（Low Heat High Performance Cement）及び人工充填材の配列。LHHPC隔壁（閉鎖直後から劣化が生じる）は内部EDZを横断する形で設定される。	立坑及びEDZにおける収着	Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して、保守的な見積り。この点については『データ報告書』のセクション4.6.3を参照のこと（NWMO11am）。	地圏		母岩タイプ	透水性の低い泥質石灰岩（argillaceous limestone）（コーバーク層）。	処分場深度における温度	22℃。	地下深部の地下水組成	Na-Ca-Clが支配的な塩水。TDS：131～375 g l ⁻¹ 、pH：6.5から7.3の範囲、Eh：還元性。	地圏における収着	Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して保守的な見積りが採用されている。『データ報告書』（NWMO11am）のセクション5.5.1.3を参照のこと。
		パラメータ	値																						
		処分場																							
		処分場深度	680 m																						
		立坑																							
		埋め戻し材及びシール材	ベントナイト-砂、アスファルト、LHHPC（Low Heat High Performance Cement）及び人工充填材の配列。LHHPC隔壁（閉鎖直後から劣化が生じる）は内部EDZを横断する形で設定される。																						
		立坑及びEDZにおける収着	Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して、保守的な見積り。この点については『データ報告書』のセクション4.6.3を参照のこと（NWMO11am）。																						
		地圏																							
		母岩タイプ	透水性の低い泥質石灰岩（argillaceous limestone）（コーバーク層）。																						
		処分場深度における温度	22℃。																						
地下深部の地下水組成	Na-Ca-Clが支配的な塩水。TDS：131～375 g l ⁻¹ 、pH：6.5から7.3の範囲、Eh：還元性。																								
地圏における収着	Zr、Nb、Cd、Pb、U、Np及びPuに関して保守的な見積りが採用されている。『データ報告書』（NWMO11am）のセクション5.5.1.3を参照のこと。																								

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
1-8 地下水による処分場の再冠水はきわめて緩慢となる。		
<p>① 処分場の完全な再冠水は段階的であり、母岩と立坑シールの低い透水性と処分場内でのガスの発生のため、100万年以上かかる。再冠水の遅延により、廃棄物から処分場内の地下水への放出や、それに続く地圏の間隙水への移行を制限する。</p>	<p>PSRセクション 8.6.4.2、 8.8.2.1</p>	<p>8.6 通常変遷シナリオ 8.6.4 通常変遷シナリオの結果 8.6.4.2 通常変遷：処分場の閉じ込め</p> <p>処分場の重要な初期挙動として、岩盤からの水のゆっくりとした浸透に伴う進入と、ガス形成につながる廃棄物及び容器のゆっくりとした劣化が挙げられる（図8-4）。これらのプロセスのバランスにより、図8-22に示す通り処分場内の水の量は低水準のものとなる（定置空間の高さが約7 mである点に留意する）。</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>図8-22：レファレンスケース（NE-RC）及び「単純化された基本ケース」（NE-SBC）における処分場内の水深</p> <p>8.8 評価の不確実性 8.8.2 モデルとデータの不確実性 8.8.2.1 処分場の再冠水</p> <p>レファレンスケースの重要な特徴の1つとして、処分場の大部分がきわめて長い期間にわたり不飽和状態にとどまると予想されることが挙げられる。このことは、それによってガスが利用できる容積が拡大するだけでなく、放射性核種が地下水に放出され、処分場から移行する可能性が最小限になることから重要である。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>図8-46は、全ての詳細なガス・モデル化ケースから得られた処分場内での飽和レベルの算出値を1つの図としてまとめたものである（NWMO11ajのセクション8.1）。このモデルには、岩盤からの、さらには立坑からの水の浸漏が含まれている。こうした特定の「水が制限されない」ケースにおいて、処分場内でのさまざまな反応による水の消費は考慮に入れられていない（水の飽和レベルは、これらの反応による水の消費量を考慮に入れた場合、さらに低下することになる：この点については本報告書のセクション6.1及びNWMO11ajの第7章を参照のこと）。</p> <p>得られた結果により、処分場は、立坑が高い透水性を備えDGRレベルにまで水を供給できる場合（SF-ED）や、DGRの内部でガスの発生が起こらない場合（NE-NG）を除き、全てのケースで半分未満の飽和レベルにあることが示されている。</p>
1-9 立坑の設計は長期の隔離とDGRの健全性をもたらす。		
<p>① 立坑シールをより優れたものとするために、掘削影響領域（EDZ）の立坑コンクリートライナーおよび近接する岩石は、閉鎖の際に取り除かれる。</p>	<p>PSRセクション 13.6.3</p>	<p>13.6 DGR施設の廃止措置 13.6.3 立坑の廃止措置</p> <p>立坑の廃止措置は、立坑インフラの逐次的な撤去と立坑シール材の設置によって構成される。立坑内でのシーリング作業は、立坑内部の支持構造物（たとえば鋼鉄製の杵）やインフラ接続（たとえば電力、換気、水などに関するもの）をラインから切り離し、撤去した後で開始される。また、作業者が立坑の廃止措置を安全に実行できるように、新規の換気システムが、それぞれの立坑に設置される。換気立坑の廃止措置が最初に開始され、続いて主要立坑の廃止措置が行われ、立坑廃止措置作業の一部はそれぞれの立坑で並行して進められる（セクション13.9に示したスケジュールを参照のこと）。立坑シール・システムの設計及び建設については、次のセクションで記述する。</p> <p>13.6.3.1 立坑シールの設計及び建設 立坑インフラの撤去</p> <p>図13-2に示した最上部の隔壁に至る全てのシール・セクションにわたって、立坑支持構造物及びコンクリートライナーを取り外し、それを取り囲む低透水性の母岩に対する立坑カラムの完全なシーリングを確保する。また、当初の立坑直径を超えてさらに500 mmの厚さの母岩を掘削し、立坑の掘り下げ作業やDGR操業の期間に形成された可能性のある損傷した岩盤を取り除くことが仮定されている。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述 1-9 立坑の設計は長期の隔離と DGR の健全性をもたらす。
		<p>全ての立坑インフラは、長さが約10 m～20 mになると予想されている制御されたリフトでシャフトから、機械的に切断される。必要に応じてロックボルトを取り付け、コンクリートライナーや、ライナーが取り除かれ新たに露出した岩石を支え、作業者が安全にシール物質を設置できるようにする。各セクションでは、取り外しが行われた直ぐ後に立坑シーリング材を用いたリフトの埋め戻しが行われる。</p>
<p>② 主要なシール素材はベントナイトと砂の混合物である。ベントナイトは天然の粘土であり、水にさらされると膨張し、自己シールする性能がある。十分な粘土を使用して、DGRの塩分条件下での膨潤を確保する。</p>	<p>PSRセクション 8.6.2.9、 13.6.3.1</p>	<p>8.6 通常変遷シナリオ 8.6.2 モデル、実装とデータ (Models, Implementation and Data) 8.6.2.9 データ</p> <p>レファレンス立坑シール概念は、透水性の低いベントナイト/砂、コンクリート及びアスファルトの組み合わせに基づくものである。主要シール材は、70/30 wt%のベントナイト/砂混合物である。現場で圧縮された材料の場合、乾燥密度1,600 kg/m³が合理的な目標となっている。これは、約1,215 kg/m³の等価モンモリロナイト乾燥密度 (equivalent montmorillonite dry density) に相当する。立坑の周囲の諸条件の範囲を包む地下水の塩分濃度 (100及び350 g/L) において、ベントナイト/砂の透水係数は4×10^{-12}から1×10^{-11} m/sの範囲となる。この点については図8-17を参照のこと (NWMO11am)。同様に、0.4～1 MPaの膨潤圧が予想される (図8-18を参照)。</p> <p>13.6 GCR施設の廃止措置 13.6.3 立坑の廃止措置 13.6.3.1 立坑シールの設計及び建設</p> <p>ベントナイト/砂混合物</p> <p>各立坑におけるシーリング材のカラムは主として圧縮されたベントナイト/砂混合物で構成される (図13-2)。圧縮されたベントナイト/砂物質は、飽和状態に達することにより耐久性のある低透水性のバリアとして機能し、処分場から外部への放射性核種の移動を遅延させ、地下水が処分場へ流れ込む可能性を最小限にする。圧縮された粘土又は粘土/砂混合物が、核燃料廃棄物処分場において最も広範に提案されているシーリング材である。</p> <p>圧縮されたベントナイト/砂物質が周囲の岩盤からもたらされる地下水によって飽和するのにつれて、膨潤圧が発生し、立坑壁のしっかりとしたシール性の向上に立ち、岩盤表面に対して封圧をもたらす。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		1-9 立坑の設計は長期の隔離と DGR の健全性をもたらす。
③ ベントナイトと砂は耐久性の高い天然素材であり、一般的に数百万年前のものである。ベントナイト-砂の厚いシールは、水の流量が少なく低温であることから、DGRの条件下では実質的に変化しないことが予想される。	PSRセクション 8.6.2.9 (ボックス2)	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.2 モデル、実装とデータ (Models, Implementation and Data)</p> <p>8.6.2.9 データ</p> <p>ボックス 2: ベントナイト/砂シール材</p> <ul style="list-style-type: none"> ベントナイトは耐久性の高い物質であることが知られており、数百万年を経た後でも依然としてモンモリロナイトを含有している天然鉱床が存在している (LAINE10)。 比較的高い温度 (>100°C) 及びアルカリ性条件は鉱物的変質を促すものであるが、DGR立坑の温度は比較的低温になると考えられ (<25°C)、またアルカリ性条件はコンクリート・モノリス及び隔壁の近くで局所的に成立するだけである。 水の塩分濃度や地下水化学種が及ぼす影響はより複雑なものとなる。一定の高い塩分濃度条件のもとでは安定性が低下することを示す証拠が示されているが、同様に陽イオン交換以外の反応は起こらないという証拠も得られている。DGRサイトの塩分濃度の高いNa-Ca-Clサイト地下水条件のもとでベントナイトがどのような安定性を示すかに関する直接的なデータはないものの、塩分を伴うNaCl水 (海水) に数百万年間さらされたナチュラルアナログの例がスペインのベントナイトの例を初めとして存在しており、それらにおいては有意の鉱物変質は起こっていないことが示されている (LAINE10、SAVAGE05)。
④ レファレンス設計では、ベントナイト/砂シールはアスファルトシール・レイヤー (asphalt seal layer) で補完される。このアスファルト・レイヤーは追加の独立したシーリング能力を発揮し、またベントナイトが膨張している間の閉じ込めを施す。	PSRセクション 13.6.3.1	<p>13.6 DGR施設の廃止措置</p> <p>13.6.3 立坑の廃止措置</p> <p>13.6.3.1 立坑シールの設計及び建設</p> <p>アスファルト</p> <p>アスファルトが選定された理由は、流動して母岩と良好に接触する能力を備えているからである。アスファルトは設置後直ちに水の流動に対して効果的なバリアを形成する。また別の透水性の低いシーリング材を使用することにより、シーリング・システムに上向き又は下向きの流体移動に対する追加的な冗長性をもたらされることになる。厚さ60mのアスファルト・カラムが最も低い場所に位置するベントナイト/砂カラムの上に設置される。このアスファルト・カラムは、ジョージアベイ層 (セクション4.1を参照のこと) の長さにならって広がり、上述したクイーンストーン層とジョージアベイ層との接触部を少し上回る位置にまで至る。</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する																						
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述																				
1-10 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する。																						
① 体積割合でDGRに定置される廃棄物の約80%がLLWである。LLWには、主に半減期が30年以下の短命の放射性核種が含まれている。	PSR表5-6、5-7、5-8、図5-1	<p>5.8 廃棄物の量</p> <p>既存と予想のインベントリの合計を基にした想定では、合計定置量約200,000 m³、約53,000パッケージがDGRに送られる。定置する量の約80%がLLWである。改修廃棄物は定置される体積の約10%に過ぎないが、2062年には放射性核種インベントリの60%以上を占めることになる。</p> <p>表5-6: リファレンス予測の廃棄物量 (概数)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>Operations LLW</th> <th>Operations ILW</th> <th>Refurbishment L&ILW</th> <th>Total</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Net waste volume (m³)</td> <td>95,100</td> <td>9,300</td> <td>11,200</td> <td>115,600</td> </tr> <tr> <td>As-stored volume (m³)</td> <td>135,000</td> <td>13,500</td> <td>21,700</td> <td>170,200</td> </tr> <tr> <td>Emplaced volume (m³)</td> <td>154,700</td> <td>27,600</td> <td>21,700</td> <td>204,000</td> </tr> </tbody> </table> <p>5.9 放射性核種インベントリ</p> <p>2062年時点の運転および改修（由来の）L&ILWにおける推定総放射性核種インベントリを表5-8に示す。この値は、リファレンスL&ILWインベントリレポート（OPG10a）の付属Bに規定されたL&ILW特性、および各年（過去および履歴）について減衰補正して計算されたL&ILW予想量に基づいている。2062年の想定される処分場廃止措置日の結果は、総合計放射能が主にH-3、C-14、Nb-94、およびNi-63で占められていることを示している。</p> <p>図5-1に計画された予想運転のL&ILW放射性核種インベントリの時間依存性を示す。原子炉ユニットの段階的停止により、受け入れる新規廃棄物インベントリが減り、LLWの主要放射性核種であるH-3の減衰により全体的な総合インベントリは比較的速く減少する。ILWの減衰がこれよりも遅いのは、主要な放射性核種が長寿命のC-14であるためである。</p>		Operations LLW	Operations ILW	Refurbishment L&ILW	Total	Net waste volume (m ³)	95,100	9,300	11,200	115,600	As-stored volume (m ³)	135,000	13,500	21,700	170,200	Emplaced volume (m ³)	154,700	27,600	21,700	204,000
	Operations LLW	Operations ILW	Refurbishment L&ILW	Total																		
Net waste volume (m ³)	95,100	9,300	11,200	115,600																		
As-stored volume (m ³)	135,000	13,500	21,700	170,200																		
Emplaced volume (m ³)	154,700	27,600	21,700	204,000																		

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する

関連する論拠と根拠 参照 PSRでの記述 **1-10 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する。**

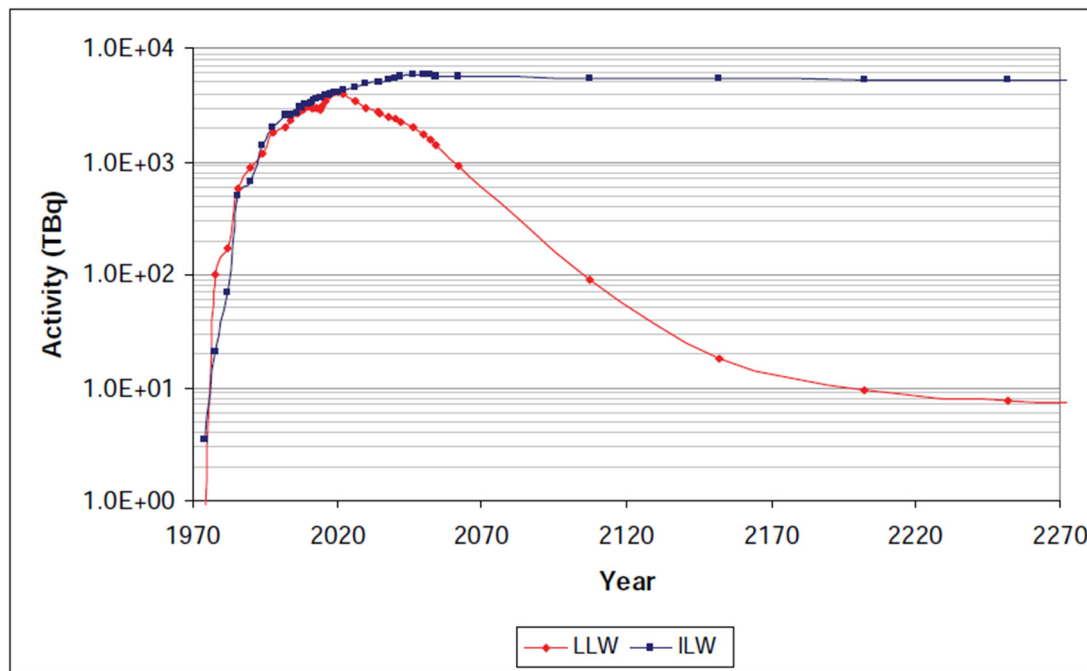


図5-1: 運転（由来の）L&ILWの合計放射能の時間依存性

② インベントリ総量と可動性の観点から閉鎖時に重要となる放射性核種は、トリチウムとC-14である。トリチウムは数百年以内に崩壊し、C-14は多くが6万年以内に崩壊するだろう。これらの崩壊後に残っている放射性核種は、多くが地下水を移行するだけで、そのプロ

PSRセクション
5.9、
5.10、
8.6.4.1、
8.6.1

5.9 放射性核種インベントリ

2062年時点の運転および改修L&ILWにおける推定総放射性核種インベントリを表5-8に示す。この値は、リファレンスL&ILWインベントリレポート (OPG10a) の付属Bに規定されたL&ILW特性、および各年（過去および履歴）について減衰補正して計算されたL&ILW予想量に基づいている。2062年の想定される処分場廃止措置日の結果は、総放射能が主にH-3、C-14、Nb-94、およびNi-63で占められていることを示している。

放射性核種の大半は比較的短寿命である。固定数の原子炉に対する廃棄物貯蔵サイトではL&ILWの全体的な放射性核種インベントリが定常値に近づき、新たに搬入される放射性核種は以前貯蔵された放射性核種の崩壊によってほぼ相殺される。ただし、L&ILWの全体的な放射性核種インベントリは定常値に近づくが、短寿命放射性核種の崩壊が速いため、廃棄物内の長寿命放射性核種の割合は徐々に上昇していくことに注意してほしい。

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
セスはDGRサイトでは非常に緩慢である。		<p style="text-align: right;">1-10 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する。</p> <p>図5-1に予想される運転によるL&ILW放射性核種インベントリの時間依存性を示す。原子炉ユニットの段階的停止により、受け入れる新規廃棄物インベントリが減り、LLWの主要放射性核種であるH-3の減衰により全体的なインベントリは比較的速く減少する。ILWの減衰がこれよりも遅いのは、主要な放射性核種が長寿命のC-14であるためである。</p> <p>5.10 主要放射性核種の物理特性と化学特性</p> <p>b) トリチウム（半減期12.3年）。トリチウム（H-3）はCANDU炉で主に中性子が重水冷却材および減速材と反応して生成される。DGRでは、主にLLWに存在する。主要な化学形態はHTOである。主に嫌気性腐食プロセスにおける水の消費によりHTも存在する。これらの形態はいずれも揮発性である。トリチウムはβ放射体である。</p> <p>e) C-14（半減期5,730年）。C-14はさまざまな先行核の放射化によって生じる。DGRでは主に減速材IX樹脂内に存在し、その主要な形態は減速材の水から樹脂へ吸着した炭酸塩種である。この形態は水との接触で簡単に放出される。相当量のC-14が圧力管内部にも存在する。C-14は、主に劣化または放射性分解プロセスにより活性化メタンまたはCO₂ガスとしてL&ILWパッケージから放出されることが確認されている。C-14はβ放射体である。</p> <p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.4 通常変遷シナリオの結果</p> <p>8.6.4.1 通常変遷：放射能減衰</p> <p>DGRで生じる基本的なプロセスは、廃棄物の安定した放射性減衰である。図8-20に、時間の関数としての廃棄物の総放射エネルギーを、廃棄物の3つのカテゴリに分けて示した。また図8-21には、経口摂取による廃棄物の放射能毒性を示した。これは、特にさまざまな放射性核種の相対的な危険性が含まれている尺度の1つである。処分場の上に位置する岩盤の既存の自然放射能を図8-20に示し、対応する自然放射能毒性を、図8-21に示す。図8-20の灰色の帯の最上部はブルース原子力サイト内の岩盤に対応しており、その底部は処分場の真上の岩盤に対応している。主な天然放射性核種は、K-40、U-238（及びその崩壊系列、特にPo-210）、Rb-87及びTh-232である。</p> <p>これらの図は、廃棄物量の80%に該当するLLWが数百年の期間のうちに低い水準にまで減衰していることを示している。廃棄物量の10%に当たる改修（管交換）ILWには長寿命放射能の大部分、特にZr-93が含まれている。図8-20において、廃棄物の総放射エネルギーが約100,000年以内に岩盤のそれを下回る水準にまで低下することが示され</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する		
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>1-10 廃棄物の放射能は放射性崩壊により時間と共に減少する。</p> <p>ている。また図8-21には、廃棄物の放射能濃度が高いことを示しており、管交換廃棄物の放射能毒性は、1立方メートル当たりの岩盤の放射能毒性の約100倍に当たり、長期間にわたり維持されることが示されている。</p> <p>8.6.1 シナリオに関する記述</p> <p>処分場に関して重要な放射性核種はH-3（トリチウム）とC-14であり、その理由は、これらの核種が処分場閉鎖時の総放射能の相当部分を占めていること、またこれらの核種が廃棄物から比較的容易に放出され、さらにはこれらの核種がガスと水の両方において移動可能であることである。しかし処分場により、トリチウムが無視できる水準にまで減衰するのに必要な数百年間にわたり、その閉じ込めを確実なものにできる。したがって、C-14が著しい減衰を起こす閉鎖後60,000年後までの期間が重要である（半減期の約10倍に相当する）。その他の残留放射性核種は、主として地下水経路内のみで移動する。</p>
③ 約1万年後に処分場に残っている総放射能量は、ブルース原子力サイトの上にある岩盤の自然放射能の量よりも少ない。10万年後に残存している放射能は、処分場設置範囲の真上にある岩盤の自然放射能よりも少ない。	PSRセクション 8.6.4.1	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.4 通常変遷シナリオの結果</p> <p>8.6.4.1 通常変遷：放射能減衰（P43, 1-10②を参照）</p>

1.DGRは長期の隔離および閉じ込め機能を提供する								
関連する論拠と根拠	参照	PSRでの記述						
1-11耐食性のある中レベル放射性廃棄物の劣化は極めて緩慢である。								
① 長寿命放射性核種の大部分はステンレス鋼およびジルカロイを用いた構成要素の一部となっている。これらは構成要素が腐食するまで放出されることはなく、これらの腐食耐性のある合金では時間のかかるプロセスになるだろう。	PSR表5-8、セクション8.6.4.1、表8-6	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.4 通常変遷シナリオの結果</p> <p>8.6.4.1 通常変遷：放射能減衰</p> <p>DGRシステムが良好な閉じ込めをもたらすために、いくつかの影響のピークが100万年より前の時期に起こることはない場合がある。したがって、ピーク時の影響が小さいことを示すために、100万年を超えた期間に関する計算結果が示されることが考えられる。これらのグラフでは、こうした時間スケールにわたる結果の例示的な性格を強調するために、100万年を超えた期間については灰色の背景が使用されている。また多くのケースで算出された影響は10^{-6} mSv/年未満となっている。ここではこれらの結果を異なる計算ケースで得られた結果の比較を可能にするために提示しているが、こうした低い線量は無視できる程度のものと判断されるべきである。</p> <p>表8-6：通常変遷シナリオの鍵となるパラメータのレファレンス値</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">処分場</td> </tr> <tr> <td>腐食速度</td> <td>炭素鋼及び亜鉛めっき鋼の腐食速度：1 $\mu\text{m}/\text{年}$（不飽和状態）及び2 $\mu\text{m}/\text{年}$（飽和状態）。 不動態化炭素鋼、ステンレス鋼及びニッケル合金：0.1 $\mu\text{m}/\text{年}$。 ジルコニウム合金：0.01 $\mu\text{m}/\text{年}$。</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	値	処分場		腐食速度	炭素鋼及び亜鉛めっき鋼の腐食速度：1 $\mu\text{m}/\text{年}$ （不飽和状態）及び2 $\mu\text{m}/\text{年}$ （飽和状態）。 不動態化炭素鋼、ステンレス鋼及びニッケル合金：0.1 $\mu\text{m}/\text{年}$ 。 ジルコニウム合金：0.01 $\mu\text{m}/\text{年}$ 。
パラメータ	値							
処分場								
腐食速度	炭素鋼及び亜鉛めっき鋼の腐食速度：1 $\mu\text{m}/\text{年}$ （不飽和状態）及び2 $\mu\text{m}/\text{年}$ （飽和状態）。 不動態化炭素鋼、ステンレス鋼及びニッケル合金：0.1 $\mu\text{m}/\text{年}$ 。 ジルコニウム合金：0.01 $\mu\text{m}/\text{年}$ 。							

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている																																				
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述																																		
2-1処分場閉鎖前の期間（操業期間）における人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。																																				
① 通常操業時、DGRから通常の操業により公衆に放出される最大線量は、規制による線量限度1mSv/年の約0.1%になる。	PSRセクション7.4.2.3、7.7.1	<p>7.4 通常操業時の放射線学的安全性</p> <p>7.4.2 DGRから公衆への空気および水の排出の放射線学的評価</p> <p>7.4.2.3 公衆線量に関する結果：大気及び水への排出</p> <p>表7-14に、DGRからの空気及び水を介した放出によって最大被ばくを受ける公衆グループが受けるピークの推定線量を示した。これらは、表7-6に示した公称定置スケジュールに基づき、2023年に起こるものとされている。この定置スケジュールにおいて、廃棄物の大部分はWWMFからDGRに2023年までに搬入されることになっており、その結果放出されるため、潜在的な公衆の線量は最大値となる。それ以降における線量は、減衰に伴い、また処分パネルが閉鎖されるため、比較的低いものとなる。またDGRへのパッケージの搬入がこれよりも遅れた場合にも、DGRからのピーク線量率は相対的に下回ることになろう。</p> <p>環境放射線モニタリングプログラム（REMP：Radiological Environmental Monitoring Program）に基づく方法により、より現実的な公衆線量の推定値がもたらされ、その数値は派生放出限度（DRL：Derived Release Limits）の経路に関する方法で導き出された数値を下回っている。いずれのケースでも、得られた結果は、公衆が受ける線量がきわめて低く、同様のLLW及びILW放射性核種インベントリを対象にWWMFに関して算出された線量と類似したものとなっている。これらの線量は、1 mSv/年というCNSC規制限度をはるかに下回っている。</p> <p>Table 7-14: 2つの線量推定モデルを使用したDGRの通常運転中の公衆への推定最大線量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">Source</th> <th colspan="3">DRL Pathways Dose Model^b</th> <th colspan="3">REMP-Based Dose Model^c</th> </tr> <tr> <th>H-3 (μSv/year)</th> <th>C-14 (μSv/year)</th> <th>Total (μSv/year)</th> <th>H-3 (μSv/year)</th> <th>C-14 (μSv/year)</th> <th>Total (μSv/year)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Dose from Air Releases</td> <td>0.10</td> <td>0.41</td> <td>0.51</td> <td>0.04</td> <td>0.17</td> <td>0.21</td> </tr> <tr> <td>Dose from Water Releases</td> <td>0.05</td> <td>< 0.01</td> <td>0.05</td> <td>< 0.01</td> <td>< 0.01</td> <td>< 0.01</td> </tr> <tr> <td>Total Dose</td> <td>0.15</td> <td>0.41</td> <td>0.56</td> <td>0.04</td> <td>0.17</td> <td>0.21</td> </tr> </tbody> </table>	Source	DRL Pathways Dose Model ^b			REMP-Based Dose Model ^c			H-3 (μ Sv/year)	C-14 (μ Sv/year)	Total (μ Sv/year)	H-3 (μ Sv/year)	C-14 (μ Sv/year)	Total (μ Sv/year)	Dose from Air Releases	0.10	0.41	0.51	0.04	0.17	0.21	Dose from Water Releases	0.05	< 0.01	0.05	< 0.01	< 0.01	< 0.01	Total Dose	0.15	0.41	0.56	0.04	0.17	0.21
Source	DRL Pathways Dose Model ^b			REMP-Based Dose Model ^c																																
	H-3 (μ Sv/year)	C-14 (μ Sv/year)	Total (μ Sv/year)	H-3 (μ Sv/year)	C-14 (μ Sv/year)	Total (μ Sv/year)																														
Dose from Air Releases	0.10	0.41	0.51	0.04	0.17	0.21																														
Dose from Water Releases	0.05	< 0.01	0.05	< 0.01	< 0.01	< 0.01																														
Total Dose	0.15	0.41	0.56	0.04	0.17	0.21																														

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		PSRでの記述	2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。
裏付けとなる論拠と根拠	参照		
		7.7 まとめと結論 7.7.1 通常操業に関する評価 通常のDGR操業に伴う大気及び水を介する放出により公衆が受ける最大線量率は、1 mSv/年というCNSC規制限度をはるかに下回り、同様のLLW及びILW放射性核種インベントリに関するWWMFから発生が予想される影響に類似したものになると推定される。	
② DGRでの潜在的な事故による推定線量は、公衆の放射線量基準の1mSvを下回る。	PSRセクション7.5.4、7.7.2	7.5 事故に関する評価 7.5.4 事故の結果的影響に関する評価結果 公衆への影響 最も近いブルース原子力サイトの境界域での公衆への1時間あたりの被ばく放射線量は、いずれの事故シナリオにおいても1 mSvの限度を大きく下回る。 何らかの事故シナリオにおいて、放出される非放射性的化学種の空気中濃度は、公衆に関するPAC (Protective Action Criteria : 防護措置基準) 1の基準を下回る。 公衆の一人がブルース・サイトの境界域で1時間以上被ばくする見込みは低いものの、これよりも長い期間の被ばくであっても基準を超えることはない。具体的には、数百時間にわたる火災により1つの地下定置空間が完全に焼け落ちたと仮定した場合、最も近いサイト境界域での公衆が受ける放射線量は、LLWが収容されている定置空間の場合、また遮へいされていないILW減速材樹脂が収容されている定置空間の場合にも、1 mSv未満となる。 7.7 まとめと結論 7.7.2 事故評価 事故評価との関連において、さまざまなバウンディング (bounding) 事故が検討されている。事故に関しては、いくつかの廃棄物カテゴリ (取り扱われるべき廃棄物の範囲に対応するもの) に関して定量的な評価が実施されている。この評価は、廃棄物に含まれる潜在的な有害物質に焦点をあてている。 事故評価の結果は、次のようになっている。 ・ DGRの重大事故が発生する見込みは低い。 ・ DGRの想定事故が発生した場合にも、作業員又は公衆に対する放射線量基準は超えない。 ・ DGRの想定事故が発生した場合にも、作業員又は公衆に対する関連した非放射性的化学種に関する基規準は超えない。及び	

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		PSRでの記述	2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。
裏付けとなる論拠と根拠	参照		
		<p>・ 大部分のケースにおいて、公衆に対する安全基準は大きな余裕をもって満たされる。</p>	
<p>③ 通常作業時の作業員への最大線量は、OPGの職業線量目標である10mSv/年を下回る。</p>	<p>PSRセクション7.4.4.2、7.7.1</p>	<p>7.4 通常作業時の放射線学的安全性</p> <p>7.4.4 作業員及び公衆への外部放射線 (External Radiation) の評価</p> <p>7.4.4.2 外部線量の結果</p> <p>シナリオに関する想定外部線量率</p> <p>廃棄物パッケージの近くの代表的な位置での作業員の被ばくに対する遮へい計算の結果を表7-22に示した。</p> <p>この計算では、廃棄物パッケージ受入建屋 (WPRB) に多数の廃棄物パッケージが一時保管されている場合にWPRBにおいて、また地下定置空間において、高い線量率を伴うパッケージが含まれる場合、潜在的に高い線量率が示されている。しかしこれらの線量は、こうした場所における作業員の被ばく時間や実際のパッケージの線量率により、制限されることになる。</p> <p>こうした結果は、WPRBの外側の外部線量率が25 μSv/時間未満 (OPG社の「放射線防護要件」: セクション7.1.2.1) に、また複数のパッケージがWPRBに一時保管される場合の事務室/中央制御室における線量率が10 mSv/年未満になることを確保するために、低レベル廃棄物貯蔵建屋 (LLSB) の壁と同等の厚さのWPRBの一時保存領域の周囲の壁を詳細設計に組み込む必要があることも示している。</p> <p>この評価では当該エリアに最大限の数のパッケージが収容されることを念頭に置くだけでなく、比較的高い線量率のパッケージを比較的低い線量率のパッケージの背後に置くなどのWWMFの作業実施方法を考慮していなかったため、実際には、線量率はここで計算された結果よりはるかに低くなる可能性がある。線量率および、遮蔽や距離の隔たりといった緩和措置の価値に対するより詳細な評価を、詳細設計に基づくARALAの評価の一環として検討することができる。</p> <p>7.7 まとめと結論</p> <p>7.7.1 通常作業に関する評価</p> <p>通常のDGR作業に伴う大気及び水を介する放出により公衆が受ける最大線量率は、1 mSv/年というCNSC規制限度をはるかに下回り、同様のLLW及びILW放射性核種インベントリに関するWWMFから発生が予想される影響に類似したものになると推定される。</p>	

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		PSRでの記述	
裏付けとなる論拠と根拠	参照	2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。	
④ 通常操業時、サイト内で原子力以外の業務に携わる作業員（non-NEW (Nuclear Energy Worker)）の最大線量は、施設境界でのOPGの放射線防護要件である $0.5 \mu\text{Sv}/\text{時間}$ （2000時間／年と年間線量率限度の 1mSv に基づく）を下回る。	PSRセクション7.4.4.2、7.7.1	7.4 通常操業時の放射線学的安全性 7.4.4 作業員及び公衆への外部放射線（External Radiation）の評価 7.4.4.2 外部線量の結果 シナリオに関する想定外部線量率 DGRのフェンス・ラインにおける線量率（WPRBから約80 mの距離：受容体位置6）、および最も近いブルース原子力サイトのフェンス・ライン（WPRBから約1.1 kmの距離：受容体位置5）における線量率を推定するために、遮へい計算が実施された。これらの受容体位置については図7-4から図7-6に示した。スカイシャイン（放出された放射能が雲に反射して空気中に浮遊している場合の放射能）を考慮に入れた場合であっても、DGRのフェンス・ラインにおいて原子力以外の業務に携わる作業員（non-NEW (Nuclear Energy Worker)）の線量率は目標線量率（ $0.5 \mu\text{Sv}/\text{時間}$ ）を下回り、ブルース・サイトのフェンス・ラインに位置する公衆の線量率も、ブルース原子力サイト境界域の公衆目標線量率（ $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ ）を大きく下回っている。 7.7 まとめと結論 7.7.1 通常操業に関する評価 外部（ガンマ）線量の計算は、最も近いDGRのフェンス・ライン（WPRBからの距離は80 m）と、最も近いブルース原子力サイトのフェンス・ライン（WPRBからの距離は約1.1 km）を対象として実施された。推定線量率は、DGRのフェンス・ラインにおける $0.5 \mu\text{Sv}/\text{時間}$ という原子力以外の業務に携わる作業員（non-NEW (Nuclear Energy Worker)）の遵守線量限度を大幅に下回っており、また $10 \mu\text{Sv}/\text{年}$ という公衆のOPG社のサイト境界域線量目標も大幅に下回っている（またいずれのケースでも規制限度未満となっている）。	
⑤ DGRでの潜在的な事故による作業員の推定線量は、作業員の放射線量基準の 50mSv を下回る。	PSRセクション7.5.4、7.7.2	7.5 事故に関する評価 7.5.4 事故の結果的影響に関する評価結果 作業員が受ける影響 5分間の被ばくに伴う作業員の放射線量は、何らかの事故シナリオによる 50mSv という限度を大きく下回るものである。これに加えて、換気システム故障が起きた場合でも、H-3及びC-14により被ばくした作業員がさらされる空気中濃度は誘導空気中濃度（DAC：Derived Air Concentration）を大きく下回る。	

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		PSRでの記述	
裏付けとなる論拠と根拠	参照	2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。	
		7.7 まとめと結論 7.7.2 事故評価 (P48, 2-1②を参照)	
<p>⑥ 通常操作中、および潜在的な事故シナリオによる人間以外の生物相の推定線量は、許容基準*を下回る。</p> <p>※(「放射線及び放射能技術サポート文書」(セクション8.1.1.2 : NWMO11e)) 線量率基準 (mGy/day) 底生無脊椎動物5.0 水生植物2.4 遠洋魚0.6 底生魚0.6 水生鳥1.0 水生哺乳類1.0 陸生無脊椎動物1.6 陸生植物1.6 陸生鳥1.0 陸生哺乳類1.0 両生類と爬虫類5.0</p>	PSRセクション7.1.2.1	<p>7.1 評価のコンテキストと基準</p> <p>7.1.1 コンテキスト</p> <p>7.1.2.1 放射線防護</p> <p>人間以外の生物相に関する放射線防護：操業期間</p> <p>水中及び陸上の生物相は、大気、地表水、土壌及び地下水に含まれる放射能への被ばくにより放射線量を受ける。DGRプロジェクトが人間以外の生物相に対して及ぼす潜在的な影響の評価のための基準は、『放射線及び放射能技術サポート文書』(セクション8.1.1.2 : NWMO11e) に示されている。DGRの操業期間にわたり生物相が受ける放射線量の算出値は、この『技術サポート文書』(セクション8.3.3 : NWMO11e) にも示されている。要約すると、水中及び陸上の生物相が受ける線量の計算値は、基準を少なくとも2桁下回るものとされている。</p> <p>人間以外の生物相が受けると予測される放射線学的影響は、『機能不全、事故及び悪意のある行為に関する技術サポート文書』(NWMO11ad) で取り扱われている。操業段階のバウンディング・シナリオにおいて、全ての線量は適用基準を下回るものとなっている。</p>	
<p>⑦ ・廃棄物パッケージの潜在的な事故が公衆に与える放射線以外の影響の推定は、許容基準*を下回る。</p> <p>※PAC (Protective Action Criteria : 防護措置基準)</p>	PSRセクション7.5.4、7.7.2	<p>7.5 事故に関する評価</p> <p>7.5.4 事故の結果的影響に関する評価結果 公衆への影響</p> <p>何らかの事故シナリオにおいて、放出される非放射性の化学種の空気中濃度は、公衆に関するPAC (Protective Action Criteria : 防護措置基準) 1の基準を下回る。</p>	

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		PSRでの記述	
裏付けとなる論拠と根拠	参照	2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。	
		7.7 まとめと結論 7.7.2事故評価 (P48, 2-1②を参照)	
<p>⑧ ・潜在的な廃棄物パッケージ事故が作業員に与える放射線以外の影響の推定は、許容基準※を下回る。従来の労働安全衛生プログラムは、効果的なリスク評価と安全な作業計画を通じて、作業員の安全を保証する。</p> <p>※IDLH (Immediately Dangerous To Life or Health : 脱出限界濃度基準)</p>	PSRセクション7.5.4、7.7.2、10.2	<p>7.5 事故に関する評価</p> <p>7.5.4 事故の結果的影響に関する評価結果 作業員が受ける影響 事故シナリオにおいて放出される非放射線種の空气中濃度は、作業員に関するIDLH (Immediately Dangerous To Life or Health : 脱出限界濃度基準) の基準を下回る。</p> <p>7.7 まとめと結論</p> <p>7.7.2 事故評価 (P48, 2-1②を参照)</p> <p>10.2 従来の労働安全衛生プログラム DGR施設の操業は、オンタリオ州の「労働安全衛生法」(OHS90) に基づいて規制されている。したがって労働安全衛生法に基づく「鉱山及び採鉱プラント規則」(Reg. 854) の作業員の健康及び安全面での規則が適用されることになる。 DGRに関しては、OPG社が同社の原子力施設に適用している「環境、健康及び安全マネジメント・プログラム」(W-PROG-ES-0001) (OPGe) の要件を満たす包括的な労働安全衛生プログラムが実施される。このプログラムは、OPG社の「安全衛生方針」(OPG-POL-0001) (OPGd) やOPG社の「原子力安全方針」(N-POL-0001) (OPGe) にも適合している。 OPG社の従来の安全プログラムの目標は、OPG社の操業にかかわるさまざまな活動、製品及びサービスに関連するリスクの管理及び軽減を実現することにより、作業員が健康的で怪我などが起こりにくい職場で安全に作業を行えるようにすることにある。リスクの低減は主として、適切な技能を有する作業員が効果的なリスク評価や安全な作業計画を通じて展開される効果的な作業管理によって達成される。 OPG社の従来の安全プログラムでは、いくつかの内部及び外部の仕様又は基準に適合したものとなることを目的としている。従来の安全プログラムは、OPG社のマネジメント・システム及び英</p>	

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">2-1 処分場閉鎖前の…人間及び生物相への影響は、許容基準を下回る。</p> <p>国規格協会の「労働安全衛生評価シリーズ」(OHSAS : Occupational Health and Safety Assessment Series) の18001マネジメント・システム仕様に適合している。OPG社のマネジメント・システム及びOHSAS 18001は、「計画 → 実行 → チェック → レビュー」サイクルに基づくものである。その結果としてOPG社の従来の安全プログラムは次のようなものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 適用される法律、企業及び原子力事業にかかわる諸要件を遵守する。 ・ 「計画 → 実行 → チェック → レビュー」という規則的なサイクルと、年間安全性能目標を達成するために従来の安全リスクが適切にマネジメントされるようにする年間経営目標を通じた継続的な改善加海の特定。及び ・ 従来型の安全リスクの管理に関する健全なビジネス・マネジメントプロセスの適用。
⑨ 通常操業中および事故シナリオにおいて、人間以外の生物相に与える放射線以外の影響は、許容基準を下回る。	PSRセクション7.1.2.2	<p>7.1 評価のコンテキストと基準</p> <p>7.1.2 基準</p> <p>7.1.2.2 非放射線防護</p> <p>人間以外の生物相に関する非放射線防護：操業期間 非ヒト生物相の非放射線保護-運用期間</p> <p>DGRの操業期間中の人間以外の生物相への影響については、陸生および水生環境の技術サポート文書 (NWMO11dおよびNWMO11gの両方のセクション8) で検討されている。</p> <p>誤動作、事故、悪意のある行為に関する技術サポート文書では、流出などの従来の事故が発生した場合の水生および陸上の生物相への潜在的な影響を検討している (NWMO11adのセクション5.4.1)。</p> <p>7.1.2.1 人間以外の生物相に関する放射線防護：操業期間</p> <p>人間以外の生物相が受けると予測される放射線学的効果は、『機能不全、事故及び悪意のある行為に関する技術サポート文書』(NWMO11ad) で取り扱われている。操業フェーズに関するバウンディング・シナリオにおいて、全ての線量は適用基準を下回るものとなっている。</p>

2.閉鎖前および閉鎖後の安全基準を満たしている		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
2-2 通常変遷シナリオでは、人間及び生物相への将来影響（閉鎖後）は有意ではない。		
① 通常変遷シナリオにおける人間への計算上のピーク年間線量は公衆線量基準の0.3mSv/年や通常の自然のバックグラウンド放射線量（2mSv/年）より5桁以上小さい。	PSRセクション8.6.4.4、8.9	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.4 通常変遷シナリオの結果</p> <p>8.6.4.4 通常変遷：影響</p> <p>表8-9に示すように、汚染物質の生物圏への放出はきわめて少ないものであり、その結果として生物圏媒体における濃度もきわめて低くなる。</p> <p>比較のために挙げると、地表水は当該地域レベルで約0.1 Bq/Lという総βバックグラウンド濃度を伴っている。地域調査エリアで採取された湖成堆積物のCs-137の濃度は約0.2 Bq/kgであり、自然に存在するK-40の濃度は約250 Bq/kgである。土壌のK-40及びCs-137の濃度は、当該地域のバックグラウンド放射線の測定場所において、それぞれ約500 Bq/kg及び約3 Bq/kgとなっている（NWMO11ahの第2.4.3～2.4.6を参照）。</p> <p>計算結果により、これらの低い濃度からサイト居住者が受ける線量は無視できる程度のものであることが示されている。表8-10に、これらの線量をまとめた。算出された線量は0.3 mSv/年という線量基準値を何桁も下回るものである。</p> <p>8.9 まとめと結論</p> <p>8.9.1 通常変遷シナリオ</p> <p>計算された全てのケースで算出された最大線量は、公衆線量基準である0.3 mSv/年を5桁以上も下回っている（図8-56）（一般に、子供及び幼児に関するピーク線量は成人の線量の3分の1未満となる）。</p>
② 通常変遷シナリオにおいて、地表媒体中の放射性核種と放射性核種以外の汚染物質の濃度は、関連する環境防護基準を十分下回る。	PSRセクション8.6.4.4	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.4 通常変遷シナリオの結果</p> <p>8.6.4.4 通常変遷：影響</p> <p>レファレンスケースと単純化された基本ケースの両方に関して算出された生物圏における放射性核種濃度は、表8-1に示した人間以外の生物相への影響に関するスクリーニングのNEC（No-Effect Concentration：影響のない濃度）を大幅に下回る。レファレンスケースにおいて生物圏媒体に関して算出された非放射性の汚染物質の濃度も、人間の健康及び環境を保護するために設計された地下水、土壌、地表水及び堆積物に関する環境品質基準を大幅に下回っている（表8-2）。</p>

3.DGRシステムは頑健である。										
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述								
3-1 地質は頑健である。										
① DGRは、複数の天然バリアとなる、水平方向に広大な岩盤の深い場所にある。母岩層は数百万年の間にテクトニクス、地震活動、氷河作用を経て、安定であり続ける。	裏付けとなる論拠と根拠1-1から1-8を参照	<p>14.3 セーフティケース</p> <p>「セーフティケース」（という用語）は、国際原子力機関（NEA）により「地層処分システムの安全性および、安全性に対する信頼度を説明、定量化し、実証する論拠と根拠の統合」と定義されている（NEA04）。DGRのセーフティケースを構成する論拠と根拠（arguments and evidence）の詳細は、表14-3に記載する。</p> <p>14.4 まとめと結論</p> <p>このセクションは、表14-3に示したセーフティケースより導かれる結論を述べる。以下の表14-4では、表14-3の論拠について、セクション1.6で提示した安全目標の遵守状況に照らして検討する。</p> <p>表14-3で提示されている確実な根拠（sound evidence）に裏付けられたDGRの安全性の論拠（arguments）は、DGRの安全性の十分な論証（strong case）を構成していることが表14-4により明らかである。これらの論拠はPSRの情報から導かれる複数の論法（multiple lines of reasoning）から構成されており、以下の信頼性を提供する：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ DGRは長期間にわたり良好な隔離と閉じ込め機能を提供する。この二つはセクション1.6で確認されている安全機能である。 ・ 閉鎖前および閉鎖後の安全基準が満たされている：すべての線量は規制限度を下回っており、環境影響は受入基準を下回っている。 ・ DGRシステムは破壊的シナリオの下でさえも頑健である。 ・ DGRは安全に建設、操業、廃止措置、放棄することができる。 <p>表14-4 DGR安全論拠の要約（抜粋）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>安全目標への合致条件</th> <th>論拠の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">1. DGRは長期の隔離と閉じ込めを提供する</td> <td>1□1 DGRは地下深くに設置される</td> </tr> <tr> <td>1□2 DGRは天然バリアによって取り囲まれている</td> </tr> <tr> <td>1□3 DGRは安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される</td> </tr> <tr> <td>1□4 DGRは地震の少ない地域に位置している</td> </tr> <tr> <td>1□5 DGRの開口部は岩盤力学的に安定である</td> </tr> </tbody> </table>	安全目標への合致条件	論拠の概要	1. DGRは長期の隔離と閉じ込めを提供する	1□1 DGRは地下深くに設置される	1□2 DGRは天然バリアによって取り囲まれている	1□3 DGRは安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される	1□4 DGRは地震の少ない地域に位置している	1□5 DGRの開口部は岩盤力学的に安定である
安全目標への合致条件	論拠の概要									
1. DGRは長期の隔離と閉じ込めを提供する	1□1 DGRは地下深くに設置される									
	1□2 DGRは天然バリアによって取り囲まれている									
	1□3 DGRは安定した拡散支配の深部地下水システムに配置される									
	1□4 DGRは地震の少ない地域に位置している									
	1□5 DGRの開口部は岩盤力学的に安定である									

3.DGRシステムは頑健である。								
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述						
		<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 30px; text-align: center;">1□6</td> <td>天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1□7</td> <td>処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1□8</td> <td>地下水による処分場の再冠水は極めて緩慢となる。</td> </tr> </table>	1□6	天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い	1□7	処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される	1□8	地下水による処分場の再冠水は極めて緩慢となる。
1□6	天然資源のポテンシャルが低く、人間侵入の確率も低い							
1□7	処分場深度での汚染物質の移動度は、化学・水理条件によって制限される							
1□8	地下水による処分場の再冠水は極めて緩慢となる。							
3-2 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい。								
<p>人間侵入シナリオ</p> <p>① 将来ボーリング孔が不注意で処分場内へと掘削され、処分場から気体や物質が地表へ流出し、適切に閉じ込められなかった（一般的な慣行と矛盾して）場合、計算上の線量は、掘削作業員が約 1mSv、汚染されたサイトで将来農耕する人が約 1mSv/年になる。これらは自然バックグラウンド放射線量率に近い。何ら影響は予想されない。しかしながら、このシナリオの発生確率は低く、またこのシナリオは DGR リスク基準を満たしている。</p>	<p>PSRセクション8.7.1</p>	<p>8.7 破壊的シナリオ</p> <p>8.7.1 人間侵入シナリオ</p> <p>8.7.1.3 人間侵入シナリオの結果</p> <p>このシナリオにおいて多様な被ばく経路が生じる可能性があり、そのため一定範囲の潜在的な受容体の評価が行われている。掘削時に被ばくするボーリング作業員及び近隣居住者（ボーリング・サイトから100 m以内の居住者）、コアサンプルにさらされる試験施設技術者、そして抽出されたコアで汚染された土壌にさらされる将来のサイト居住者である。これらの人々に関して算出された線量を図8-36に示した。ボーリング・コアの破片（debris）に含まれるNb-94への被ばくにより、算出されたボーリング作業員の線量は約1 mSvでピークに達する。算出された近隣居住者の線量は、ボーリング孔から放出されるC-14の吸入により約0.1 mSvでピークに達する。将来のサイト居住者が受ける線量は、Nb-94による外部照射が支配的であり、約1 mSv/年がピークとなる。</p> <p>人間侵入シナリオの発生確率は低い。目安として、約$10^{-10}/m^2/年$という調査用深層ボーリング孔の掘削実施率（10 km×10 kmの面積当たりで100年間ごとに1本の深層ボーリング孔が掘削されることに等しい）と、約0.1 km²というパネル計画面積が、約$10^{-5}/年$の発生確率に対応するものとなる。これは、1年当たりで見た場合には低い確率である。しかしより長い時間スケールを見た場合には、その発生は十分に見込まれるものとなる。しかし潜在的な線量の影響も長い時間が経過するにつれて低減し、特に侵入に伴う影響は約10,000年が経過すると線量規準未満に低下する。$10^{-5}/年$という確率と、1 mSvというピーク線量、さらには0.057/Svという健康リスク（ICRP07）に基づき、関連する重大な健康効果が発生するリスクは1年当たりで約6×10^{-10}となるが、これは$10^{-5}/年$というレファレンス健康リスク値を十分に下回っている（セクション8.1.2）。</p>						

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
② このシナリオによる潜在的な線量は、6万年後にはC-14とNb-94の崩壊により、大幅に減少する。		3-2 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい。 詳細なモデル化により、汚染物質が処分場からボーリング孔を通じて放出される可能性があるのは、侵入で掘削されたボーリング孔が処分場を貫通し、掘削が継続され加圧されたカンブリア系の岩盤に到達し、適切なシーリングが施されない場合に限られることが示されている。このきわめて起こりそうにないケースにおいて、成人のサイト居住者が受ける線量のピークは400年後の侵入のケースで約30 mSv/年となり、60,000年が経過した後のケースでは0.003 mSv/年にまで低下するものと算出されている。この線量は、汚染された井戸水を灌漑に使用することによって汚染された植物の経口摂取に伴うC-14への被ばくが支配的となる。
<p><u>立坑シールの重大な損傷</u></p> <p>③ 立坑シール全体が設計値（つまり透水係数が約10^{-9}m/s）より2~3桁、想定外に損傷した場合、処分場立坑の上に住む人の計算上の線量は約1mSv/年に達すると考えられるが、これは許容可能な公衆線量基準である。</p> <p>④ 立坑シール損傷の主要なリスクは気体中のC-14である。処分場内のC-14の総量は、大気へのC-14放出に関するサイトの年間派生放出限度（DRL）とほぼ等しい。C-14インベントリ全体が気体として放出されたとしても、現在あるブルース原子力サイトの周辺に住む人たちへの線量は約1mSvとなるだろう。</p> <p>⑤ このシナリオによる潜在的な線量</p>	PSRセクション8.7.2	<p>8.7破壊的シナリオ</p> <p>8.7.2立坑シールに重大な損傷が生じるシナリオ</p> <p>8.7.2.3立坑シールの重大な損傷の結果</p> <p>立坑シール材には、汚染物質の移行に対するバリアの1つとして個別に、また全体として機能するさまざまな物質が使用されるいくつもの構成要素が含まれている。立坑シールの重大な損傷シナリオでは、これらのバリアの性能に1件の重大な損傷が生じるという仮定の評価が行われるが、2つのケースが検討された。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 基本ケース：全ての立坑シール材の透水係数が保守的な措置として10^{-9}m/sと（この数値は、NWMO11amのセクション4.5に示されたベントナイト／砂に関する範囲の上限に相当する）、間隙率は30%とされる（SF-BC）。 ・ 追加的な保守的ケース：全ての立坑シールの透水係数が10^{-7}m/sに設定され、間隙率が30%に設定される。これは微細なシルト岩及び砂の数値に等しい（SF-ED）。 <p>基本ケースの場合、結果としてサイト居住者に生じる線量は約23,000年後に約1.3 mSv/年の最大値に達するものと計算されている（図8-40を参照のこと）。これは、C-14を含むガス（labelled gases）の浅部地下水域における地下水への放出のピークおよび生物圏への直接的な放出のピークと合致している。支配的な被ばく経路は、主要立坑の真上に位置する家屋内での吸入と植物から作られた食品の摂取であり、そのそれぞれが算出されたピーク線量の約40%に寄与する。このシナリオの可能性は1年当たりで約10^{-1}以下であり、その結果として深刻な健康影響が生じるリスクは10^{-5}/年というレファレンス値を下回っていることが注目される。いずれかの立坑の真上に位置する家屋との組み合わせで即座に重度の立坑シール材の劣化が起こる確率は、合理的に見てこれを大幅に下回るものと判断することができる。</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
は、6万年後にはC-14の崩壊により大幅に減少する。		<p>3-2 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい。</p> <p>DGRシステムの性能を理解するために、立坑シール材の透水係数はさらに100倍高いものと仮定される追加的な劣化の立坑シール損傷(SF-ED)が検討されている。このケースにおいても、立坑を経由するバルク・ガスを含むC-14を含むガスの移行は、算出された浅部地下水域への汚染物質の流れが支配的である。SF-EDケースにおける立坑シールの劣化に関する仮定に基づき計算された処分場の上に居住する成人のサイト居住者が受ける線量は、約3,800年後におよそ80 mSv/年に達するという結果が得られている。この場合に支配的な放射性核種はC-14であり、また支配的な被ばく経路は主要立坑の真上に位置する家屋内での吸入で、算出されたピーク線量の約75%を占める。この点については、この計算ケースが極端に保守的なケースの1つであり、立坑シール特性に対する影響の感度を調査する目的で実施されたものであることが強調されている。</p> <p>これらの極端な立坑シール損傷ケースでは、約500 mにわたる透水性の低い立坑シールが、10^{-9}m/s以上の実効浸透率となるような劣化が必要である。これは、流量が低く、温度も低く、複数の透水性の低いシール材料が使用されているDGR条件のもとでの可能性はきわめて低いものである。また、C-14が大幅に減衰した約60,000年後に劣化が発生した場合には、このシナリオの影響はほとんどないといえる。またこの時期は、次の氷期サイクルにおいて氷床が成立する可能性があると考えられる最も早い時点に当たるため、氷期サイクルも重要な要因とはならない。</p> <p>最後に、こうした影響がサイトから距離が離れるのに応じて低減するとされる。DGRのC-14の推定総量は6×10^{15} Bqである(表5-8)。たとえDGRに存在するこのC-14インベントリの全てがガスとして1年以内に放出されたとしても、その影響は現在C-14に関して許容されているWWMF DRL、すなわち4.6×10^{15} Bq/年(表7-3)とほぼ同等であり、ブルース原子力サイト周辺の居住者へのピーク線量は約1 mSv以下となる。</p>
<p>シーリングが不十分なボーリング孔</p> <p>⑥ 処分場周辺でサイト特性調査のために行われた深層ボーリング孔が適切にシーリングされていない場合、処分場サイトに住む人の計算上のピーク線量は非常に小さく、公衆線量基準の1mSv/年より数桁少ない。</p>	PSRセクション8.7.3	<p>8.7 破壊的シナリオ</p> <p>8.7.3 シーリングが不十分なボーリング孔に関するシナリオ</p> <p>8.7.3.3 シーリングが不十分なボーリング孔に関して得られた結果</p> <p>詳細なモデル化により、ボーリング孔が処分場層準の水理条件に及ぼす影響は、DGRの周囲の母岩の透水性がきわめて低いことから、限定的であることが示されている。</p> <p>得られた結果はまた、シーリングが不十分なボーリング孔を通る水の流量が浅い岩盤の地下水域では最大で15 m^3/年であり、処分場全体の幅における流量は約$60,000 \text{ m}^3$/年であることが示されている。</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: center;">3-2 閉鎖後の破壊的シナリオでさえも、その影響リスクは小さい。</p> <p>これらの計算は、閉鎖時に再冠水状態となる処分場に基づくものであり、この条件において汚染物質の地下水への放出量が最大限になる。図8-42に、ボーリング孔を通じて浅い岩盤の地下水域に至る放射性核種の移送フラックスの計算結果を示した。生物圏媒体に関して算出された濃度はきわめて低いため、放射性核種濃度は、表8-1に示した人間以外の生物相に関するNEC (No-Effect Concentration : 影響のない濃度) より7桁以上低くなっている。また非放射性汚染物質の濃度は関連する環境品質基準を3桁以上下回っている。1人の成人のサイト居住者に関して算出された線量はきわめて低く、そのピークは約900,000年後に4×10^{-8} mSv/年となり、これは線量規準1 mSv/年よりはるかに低いものである。</p>
<p><u>垂直断層</u></p> <p>⑦ 仮に処分場から 100m の場所に垂直断層が存在した場合、処分場サイトもしくはその周辺に住む人への計算上のピーク線量は非常に小さく、公衆線量基準の 1mSv/年より数桁少ない。</p>	PSRセクション8.7.4	<p>8.7 破壊的シナリオ</p> <p>8.7.4 垂直断層シナリオ</p> <p>8.7.4.3 垂直断層に関して得られた結果</p> <p>2つの断層位置に関する検討が行われており、1つは処分場の北西側に500 m離れた場所 (VF-BC)、もう1つのケースでは処分場の南東側に100 m離れた位置に断層が存在するもの (VF-AL) と仮定されている。</p> <p>VF-BCケースに関して算出された線量も同様にきわめて低いものとなる。最大限の被ばくを受けるグループ(サイト沿岸居住者のグループ)が受ける線量に関して算出されたピーク値は3×10^{-10} mSv/年であり、100万年以上経過した後に生じる。そしてこれは、線量規準を大きく下回る値である。</p> <p>処分場設置面積全体からカンブリア紀の地層 (Cambrian) に向けて起こる汚染物質の拡散が、断層への移行経路としてのDGRの側面からの拡散において支配的となる。したがって、バリエーション断層位置が採用されたケース (VF-AL) で断層がDGRにより近い場所に配置されていることが、断層を経由する汚染物質フラックスの計算値に影響を与えず、最大被ばくグループ(サイト岸居住者)が受けるピーク線量の計算値も同様のものとなる (5×10^{-10} mSv/年)。</p>
<p><u>大地震</u></p> <p>⑧ DGR は北米大陸の安定地域にある。大地震はほとんど起きない。</p>	PSRセクション4.5.2.1、8.6.1	<p>4.5 ブルース原子力サイトの将来の変遷</p> <p>4.5.2 地質の擾乱</p> <p>4.5.2.1 地震活動</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
<p>⑨ 解析によれば大地震が処分場に与える影響はほとんどなく、そのほとんどは定置空間 (emplacement room) におけるいくらかの落盤である。これは通常変遷シナリオ安全評価に含まれる。</p> <p>⑩ 大地震の影響は、前述の重大な立坑損傷シナリオや垂直断層シナリオによっても制限される。</p>		<p>(P25, 1-4①を参照)</p> <p>地震ハザード評価 「確率論的地震ハザード評価」(PSHA) がブルース地域を対象に、また1年間に10^{-3}～10^{-6}の確率で発生が予測される岩盤の地動 (bedrock ground motions) の見積りを行うために実施された (NWMO11w)。表4-10に、このPSHAで入手されたピーク地動加速度についてまとめた。また表4-10には、この調査のために決定され、カナダの国家建築基準において定義された1年間に4×10^{-4}の発生確率の事象に関する結果も示した (NBCC05)。</p> <p>地盤振動ハザードは地上施設にとって最も大きな脅威の1つであり、耐震設計の基礎を構成するものである。しかし地下施設の場合、地下の構造物に地震が被害を及ぼすのは稀であることが一般に知られている。また生じる損害がピーク地動加速度及びピーク地動速度に大きく左右されることが、地震発生時のトンネルの損傷範囲について検討した複数のケーススタディーを用いて明示されている (POWER98、BACKBLOM02)。DGRの空洞 (cavern) を対象とする1年間の発生確率が10^{-5}及び10^{-6}の事象に関する地動に基づく地震解析により、母岩の損傷は、地震による揺れによって開口部の周囲ですでに亀裂が生じている岩体を取り除かれること以外に誘発されないことが明らかになっている。</p> <p>8.6 通常変遷シナリオ 8.6.1 シナリオに関する説明</p> <p>処分場の周囲の母岩は良好な岩盤力学的品質を備えており、空間 (room) は最大限の安定性を得るために地下応力条件に合わせて配置されるだけでなく、空間に設置される柱は太くされる。さらに当該地域の地震の活動性は低く、大地震の発生はほとんどない。その結果として、空間は数千年間にわたり開かれた状態を維持すると予想される。</p> <p>しかし、空間が廃棄物や埋め戻し材によって完全に満たされるわけではないため、人工的な岩盤支保が最終的に劣化することが原因となり、あるいは長期的に見た場合には地震及び／又は氷期事象により、天井及び壁から落石が発生することが予想されている。このプロセスは、崩落した岩石が利用可能な空間を満たし、天井を支え、それ以上の損傷の発生が妨げられるようになるまで断続的に数十万年間にわたり続く (落下した岩石は損傷のない岩盤よりも大きな容量を占めるものであ</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		り、したがって空間の当初の空隙はより大きな容積へと再分配されるが、その総量は不変である)。図8-6に、モデル化の結果を示した。計算により、落石は、それが停止するまでの期間に、処分場の天井から上方向に約10 mの範囲で起こり、したがってそれよりも上に位置する地層に影響を及ぼさないことが示されている (NWMO11cのセクション6.4.4を参照)。
3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される。		
① 地圏の低い透水性が処分場への水の漏出量を制限し、そのため処分場深度にある水に入り込む汚染物質が制限される。計算によれば、処分場の完全な再冠水は漸進的であり、100 万年以上かかる。	PSRセクション8.6.1、8.8.2.1	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.1 シナリオに関する説明</p> <p>汚染物質は、低透水性の母岩及び立坑シール材によって閉じ込められる。そして約100,000年後に廃棄物の放射能は、処分場の上に位置する岩盤の自然放射能を下回るレベルまで低下する。しかし、一部の溶存状態又はガス状の汚染物質の移動が地圏及び立坑を通じて起こる。</p> <p>8.8 評価の不確実性</p> <p>8.8.2 モデルとデータの不確実性</p> <p>8.8.2.1 処分場の再冠水</p> <p>図8-46は、全ての詳細なガス・モデル化ケースから得られた処分場内での飽和レベルの算出値を1つの図としてまとめたものである (NWMO11ajのセクション8.1)。</p> <p>得られた結果により、処分場は、立坑が高い浸透率を備えDGRレベルにまで水を供給できる場合 (SF-ED) や、DGRの内部でガスの発生が起こらない場合 (NE-NG) を除き、全てのケースで半分未満の飽和レベルにあることが示されている。</p> <p>処分場がその閉鎖時に瞬時に飽和状態になると想定される限定的なケースの場合 (NE-RS)、算出される線量は約20倍に上昇することになる。しかし、算出される線量が線量規準を何桁も下回る水準にとどまり、処分場システムの安全性は、処分場の再冠水の影響を受けない。</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される。</p> <p>図8-46：処分場内の水深（水が制限されないケース）</p>
<p>② 周辺の炭酸塩 (carbonate) 岩盤は化学的緩衝材として機能し、処分場内の状態を中性の pH に均衡化する傾向がある。この状態では、化学反応は一般的に活発ではない。たとえば、コンテナの腐食速度は一般的に遅くなる。</p>	<p>PSRセクション8.6.1</p>	<p>8.6 通常変遷シナリオ 8.6.1 シナリオに関する記述</p> <p>処分場の周囲には大量の炭酸塩 (carbonate) が存在し、これが化学的な緩衝材の役割を果たすことにより水の化学的性質が中性のpHへと近づく傾向が成立する。炭酸塩は、処分場内に（その床及び廃棄物パッケージとして）存在するセメントによって高いpHが形成される傾向と、CO₂ガスによって低いpHが形成される傾向との間のバランスを取る役割を果たす。計算により、こうした条件下で溶解する炭酸塩はごく少量であることが示されている (NWMO11ahのセクション4.5.1を参照)。</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される。
③ 透水性のあるグェルフ (Guelph) およびサリーナ (Salina) A1 岩石層は、天然の水平方向の通路を提供し、立坑を上昇するあらゆる気体や地下水を水平方向へ方向転換させる傾向がある。これにより、浅層地下水系に何らかの放出が発生する前に、より多くの分散や崩壊が発生する。	PSRセクション4.4.4.3、8.8.2.5、8.8.2.9	<p>4.4水理地質学</p> <p>4.4.4システム性能指標</p> <p>4.4.4.3サイトスケール・モデル</p> <p><u>サイトスケール・モデル化で得られた結論</u> (P13, 1-2⑤を参照)</p> <p>8.8評価の不確実性</p> <p>8.8.2 モデルとデータの不確実性</p> <p>8.8.2.5地圏ガスの特性</p> <p>グェルフ層及びサリーナA1ユニット上部炭酸塩は比較的多孔質でかつ浸透性が高い層である。詳細なガス・モデル化により、ガスがこれらの層に到達した場合、ガスの一部を逸らす可能性を示している。この状況は、DGRから立坑へと遊離ガスの移行が可能であるNE-GG1及びNE-NMケースで示されている (図8-49)。これらのケースにおいて、ガスは浸透性の高いグェルフ層によって捕獲され、サリーナA2を超えて広がることはない。</p> <p>8.8.2.9地圏の水平流</p> <p>透水性の高いグェルフ層とサリーナA1ユニット上部炭酸塩内に水平な地下水流の潜在性は、これらの層に到達した汚染物質は、直接的な垂直方向の経路から浅い地下水域へそれる可能性があることを意味している。これらの層における勾配の将来の変遷には不確実性が伴うことから、レファレンスケースでも「単純化された基本ケース」でもこれらの層内の流動は無視されており、移行は優先的に鉛直方向のものとなる。</p>
④ 地下水は深さ 180m より下にある塩水である。これはより深くにある地下水ほど濃度が高く、垂直方向の流れに対して安定していることを意味する。	PSRセクション4.3.1、4.3.5	<p>4.3 水理地球化学</p> <p>4.3.1 ミシガン盆地の広域的な水理地球化学的枠組み</p> <p>含塩流体はミシガン盆地内のあらゆるレベルで存在しており、関連する堆積岩は海洋環境内で沈殿したものの、ミシガン盆地流体の塩分濃度 (TDSは共通して>200 g/L) は一般に海水の塩分濃度 (TDSは~35 g/L) をはるかに上回る。塩分濃度はしばしば (CARPENTER78などで行われているように) 流体のTDS量に基づいて分類され、その例として、淡水のTDSは<1.0 g/L、汽水の</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>3-3 自然の特性によって、汚染物質の放出が遅延される。</p> <p>TDSは1.0～10 g/L、薄い塩水 (saline water) のTDSは10～100 g/L、ブライン (brine) のTDSは >100 g/Lなどが挙げられる。</p> <p>広域スケールでは、堆積岩シーケンス内の水の地球化学的性質は2層系の特徴を伴っている (NWMO11q)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 深度が約170 mBGSまでの場所における淡水から汽水を伴う浅部地下水系。浅部領域の水は、$\delta^{18}\text{O}$と$\delta^2\text{H}$という同位体組成を備えており、それらが最近の希薄水又は寒冷な気候の水と、比較的塩分濃度が高い水との混合物であることを示唆している。 ・ 深度が200 mBGSよりも大きい場所における中間深度から大深度の地下水系。これらの水は特徴的な高いTDS値 (200～400 g/L) が示しているブラインであり、これらのブラインは、「世界天水線」(GMWL) と比較して、^{18}O ($\delta^{18}\text{O}$値は$-6\sim+3\text{‰}$) と^2H ($\delta^2\text{H}$値は$-55\sim+20\text{‰}$) が濃縮された安定した同位体シグネチャーを備えている。この地下水系に関する情報は、主として炭化水素貯留層から採取された水に基づくものである。 <p>4.3.5 水理地球化学的状況に関するまとめ</p> <p>提案されているDGRとの関連において、ブルース原子力サイトが水理地球化学的な適格性を備えていることを裏付ける証拠を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ミシガン盆地のブラインの起源に関する現時点での理解により、この種のブラインが海水の蒸発によって形成された後で、希薄化、ハーフライト溶解、そして水-岩盤相互作用プロセスによって変化したことが示されている。広域データ (Cl-Br、^{18}O-^2H) とブルース原子力サイトで入手されたものときわめて似通っており、広域スケールとサイトスケールの両方のブラインが類似した起源のものであり、類似した変遷を辿ったことを示している。 ・ 古代のブラインが盆地内に広範に存在しており、このことにより、古生代以降に広がった多くの条件のもとで淡水帯水層内に成立した熱起源水頭がブラインの移動を可能にする浸潤事象を駆動できるものではなかったことが明示されている。ミシガン盆地の北縁部沿いに、最大深度200～300 mBGSに至る範囲で氷河融水の浸潤が起こったことが判明している。ブルース原子力サイトでは、広域観察結果と整合する形で、サリーナA1ユニットの炭酸塩層の最大深度328.5 mBGSに至る範囲で氷河融水の浸潤が起こったことが確認されている。

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
⑤ 上にあるオルドビス系頁岩の低い水頭は、地下水の「シンク」("sink")をもたらす。地下水は、より高い岩石層から下への流れも含め、これらの層に引き込まれる。	PSRセクション4.4.1	4.4 水理地質学 4.4.1 概念モデル この概念モデルの物理・水理地質学的属性は、盆地スケール、広域スケール、サイト固有のスケールで、組織的な数多くのシミュレーションを通じて調査及び表現されており、その中には次のリストが含まれる。 ・オルドビス紀後期頁岩とトレントン層群の石灰岩は著しい過小圧状態であり、少なくとも現在において、その上と下の層からの水流の水理学的シンクとして機能している。
3-4 ガスによって生じる圧力は自然の定常状態の地下水圧と均衡するようになる。		
① 広い範囲で計算を行った詳細モデリングの結果は、処分場内の長期的ガス圧は、自然な定常状態である水圧7~8MPaか若干上回る7~9MPaに向かう傾向があることを示している。圧力がより高くなると気体と水は処分場から外部に漏れ出す一方、圧力が下がると処分場内に流入する。	PSRセクション8.8.2.4	8.8 評価の不確実性 8.8.2 モデルとデータの不確実性 8.8.2.4 ガスの発生 処分場内でのガス発生モデル (GGM : Gas Generation Model) は、処分場内のさまざまな物質の腐食挙動や微生物活動がどの程度生じるかに関する一定数の仮定に基づくものである。このモデルは、腐食プロセス及び微生物の活動が活発であると想定することにより、また有機物質が全面的に劣化してCO ₂ 及びCH ₄ に変化すると想定することにより、ガス発生量を最大化にすることを意図したものである。しかし、十分に乾燥しているか塩分濃度の高い条件により、腐食又は微生物活動がほとんど起こらない可能性もある。このため、ガス発生に関するその他の代替仮定が及ぼす効果の試験が、いくつかのケースを通じて実施された。 図8-48に、上述したケース及びその他のケースに関する処分場圧力の算出値をまとめた。全体的な結論として、処分場内のガス圧が7~9 MPa程度となる傾向があり、この範囲は大まかに見て自然の静水圧及びカンブリア紀の地層 (Cambrian) の過圧に起因する定常圧に対応するものである。この平衡値は、圧力が上がると岩盤内及び立坑内にガスを押し出し、圧力が下がると水及びガスが処分場内に流入するというシステムの傾向を反映したものである。
② サイトにある頁岩のキャップロックは数百万年間、天然のガス圧を地盤圧力の70%に保持することができ	PSRセクション4.1.2.3	4.1 地質学 4.1.2 ブルース原子力サイトの地質学的条件 4.1.2.3 サイトスケールの構造地質学的状況

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
<p>る。このサイトでは、地盤圧力の70%は12MPaである。</p>		<p><u>オールドビス紀キャップロック・シール</u></p> <p>DGRキャップロックについて、アパラチア盆地とミシガン盆地内の石油鉱床のキャップロック（たとえば、マーセラス累層の黒色頁岩など）のシール特性に関する評価（NWMO11y）に基づき、キャップロックの密封性とシールのポテンシャルに関する評価が実施された。キャップロック研究の目的は、ブルース原子力サイトにおけるオールドビス紀後期の頁岩が支配的な岩盤パッケージが、流体移動に対する天然バリアとして役立つかどうかを検討することにあった。提案されているDGRのキャップロックには、オールドビス紀中期の有機頁岩に富むコリングウッド部層と、その上のオールドビス紀後期の頁岩が支配的なブルーマウンテン累層、ジョージアンベイ累層及びクイーンストーン累層が含まれており、全体としてブルース原子力サイトの上には、低透水性頁岩に富む岩盤が200 mを超える範囲で広がっている。この研究では、ブルース原子力サイトのキャップロックが長期間にわたり密封性を保つことが裏付けられているが、その主な結論として次のものが挙げられる（NWMO11y）。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・アパラチア盆地にはマーセラス黒色頁岩層の下に集ガス構造（ガス・トラップ）が存在し、被覆岩応力の70%を超えている。マーセラス黒色頁岩層も、北部アパラチア盆地全体を通じて過圧状態にあり、それが広域的なシールとし機能することに疑問の余地はない。同様に、ブルース原子力サイトの下に位置するオールドビス紀頁岩が過小圧状態にあるという性質（セクション4.4を参照）は、この堆積パッケージが、寿命が長く、層序学的な制御を受けたキャップロック・シールとなっていることを示している。
3-5 安全評価に大きな裕度がある。		
<p>① すべての通常変遷シナリオケースの計算上の線量は、線量基準を何桁も下回る。ピーク線量は数十万年から数百万年の間生じない。</p>	<p>PSRセクション8.9</p>	<p>8.9 まとめと結論</p> <p>8.9.7 結論</p> <p>閉鎖後安全評価では、予想される変遷シナリオにおいて、さらには一定数の破壊的（「What-If」）シナリオにおいて、DGRが、定置された廃棄物から人間の健康及び環境を保護する性能を発揮できるかどうか評価が行われた。</p> <p>通常変遷シナリオに関する評価計算では、DGRシステムによって定置された汚染物質が効果的に閉じ込められることが示されている。多くの放射性核種は処分場内又は地下深部の地圏内で崩壊する（図8-58）。したがって地表に到達する汚染物質の量はきわめて少量であり、通常変遷シナリオで算出された最も大きな影響であっても、あらゆる計算ケースにおいて公衆線量規準である0.3</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>3-5 安全評価に大きな裕度がある。</p> <p>mSv/年よりはるかに小さくなっている。これに加えて、放射性核種が生物相に及ぼす可能性のある影響と、非放射性汚染物質が人間及び人間以外の生物相に及ぼしうる影響も、関連性の高い規準を大幅に下回っている。</p> <p>DGRの位置及び設計によってもたされる隔離により、破壊的事象によって天然バリアの迂回が生じる潜在性はきわめて発生確率の低い少数の状況に限られている。たとえこうした事象が発生したとしても、解析により、DGRシステムによって廃棄物内の汚染物質に対してリスク規準が満たされるレベルの効果的な閉じ込めが維持されることが示されている。</p>
② 不確実性は広い範囲の計算ケースによって対処されている。その結果の線量影響は、線量基準より桁違いに低いままである。	PSRセクション8.8、8.9	<p>8.8 評価の不確実性</p> <p>8.8.1 シナリオの不確実性</p> <p>破壊的シナリオの場合、人間侵入のケースや重大な立坑シール破損ケースに関して算出された線量は、約30,000年後までの期間について、1 mSv/年の線量規準と同じであるか、それよりわずかに小さいものとなる。しかしこのようなシナリオの発生の可能性が低いことを考慮に入れた場合、1年当たり10^{-5}という健康への影響に関するリスク・ベンチマークを超えることはない。「シーリングが不十分なボーリング孔シナリオ」と「垂直断層シナリオ」について算出された最大線量は、線量規準よりはるかに小さい。</p> <p>8.9 まとめと結論</p> <p>8.9.6 不確実性</p> <p>検討対象となる時間スケールが長いことにより、当該システムがどのように変遷するかに関してさまざまな不確実性が存在することになる。現行評価において、これらの不確実性は、さまざまな範囲のシナリオ、モデル及びデータの評価に加えて、保守的なシナリオ、モデル及びデータの採用を通じて取り扱われている。</p> <p>これらの試験、さらに安全性及び地球科学モデル化作業は評価の信頼性を高める上で役立つことになるが、本文書に示したさまざまな結果は、DGRが閉鎖後安全基準を満たし、またDGRが廃棄物の隔離及び閉じ込めをもたらし、当該システムの安全性が頑健なものであることを示している。すなわちこのシステムは、一定範囲の条件のもとでその整合性及び信頼性を維持している。不確実性は、算出された影響がきわめて小さなものであると解釈すべきである。たとえば、通常変遷シナリオの全てのバリエーションケースで算出された線量結果はいずれも線量基準を5桁以上下回っている。</p>

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		3-5 安全評価に大きな裕度がある。
<p>③ 安全評価モデルは以下のような幅広い保守性を含んでいる：</p> <p>a. コンテナは、汚染物質の放出に対するいかなるバリアも提供しない</p> <p>b. 廃棄物が水に接触すると即時に大半の放射性核種が放出される</p> <p>c. 水がほぼない場合でもトリチウムと C-14 は気体として放出される</p> <p>d. 化学反応による水の消費は、処分場の水の収支には含まない</p> <p>e. 溶解度と収着は無視されるか、保守的な値が想定されている</p> <p>f. 廃棄物が完全に劣化し、最大量の気体が発生する</p> <p>g. 立坑 EDZ は、地質力学モデリングによって算出された立坑 EDZ の最大面積に基づく</p> <p>h. EDZ は、クレープや沈殿のプロセスによる経時的な自己シールはない</p> <p>i. カンブリア紀の過圧は計算を通して一定とする一方、多くの計算ではオルドビス紀が被る圧力は無視する</p> <p>j. ゲルフおよびサリーナ A1 上部炭酸塩層には水平方向の地下水流はない</p>	PSRセクション8.6.2.1	<p>8.6 通常変遷シナリオ</p> <p>8.6.2 モデル、実装及びデータ</p> <p>8.6.2.1 概念モデル：一般</p> <p>図8-9及び囲み記事1に、通常変遷シナリオに関する概念モデルの主要側面をまとめた。安全評価のために解析される概念モデルには、セクション8.6.1で記述した発生が見込まれる変遷との比較において、次に挙げるような単純化が含まれている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 容器は、汚染物質の放出に対するいかなるバリアの役割も果たさない。 ・ トリチウム及びC-14はガスとして放出される。 ・ 溶解度制限及び収着は無視するか、保守的な値を仮定する。 ・ 処分場閉鎖後の早い時期に落盤が起こり、それによってパッケージが損害を受け、処分場範囲が垂直方向に拡大する。 ・ 湿気が存在する限り微生物反応が生じる。 ・ 処分場内で発生する嫌気性腐食及びガス発生反応による水の消費は、処分場水収支において考慮しない。 ・ 廃棄物に含まれる有機物質は全面的に分解し、ガスを発生させる。 ・ 立坑のコンクリート・モノリス及び隔壁は、閉鎖時から劣化を起こす。 ・ ゲルフ層及びサリーナA1ユニット上部炭酸塩において、水平方向の地下水流動は生じない。及び ・ 処分場の上で生活する家族を含む、一定かつ単純化された生物圏モデルが使用される。

3.DGRシステムは頑健である。		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
k. 自給自足の農家が処分場の真上に住んでおり、処分場の下流に位置する地下水の井戸から水を引いている l. 閉鎖時には破損や劣化が発生する。例：落盤、コンテナの破損、コンクリートの劣化、立坑シールの劣化		
④ 氷河作用はサイトにとって大きな影響を及ぼす可能性を持つ摂動である。しかし、サイトを最初の氷床が覆うのはC-14の大半が崩壊している6万年後と考えられる。残っている放射性核種は揮発性ではなく、地下水による移行だけに制限される。しかし、深層地下水システムは停滞しており、拡散が支配的である。	PSRセクション8.8.1、論拠1-3	8.8 評価の不確実性 8.8.1 シナリオの不確実 線量面で顕著な影響が生じる可能性のある破壊的シナリオにおいて、C-14は、人間侵入のケースにおけるNb-94とともに、重要な役割を果たす放射性核種である。したがってこれらのシナリオは、C-14（及びNb-94）の減衰の効果により、60,000年という時間スケールの重要性を失うことになる。そしてこの時期は、次の氷期サイクルが開始され、サイト上に氷床が進んでくることが見込まれる最も早い時期でもある。したがって、将来の氷期がこれらの破壊的シナリオの影響に対して有意の効果をもたらす見込みは低いことになる。

3-5 安全評価に大きな裕度がある。

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
4-1 母岩の強度と岩盤力学的特性は、地下施設の建設及び操業に好ましい。		
① ブルース原子力サイトのサイト固有のコアサンプルの岩盤力学的試験では、UCSが約113MPaであることが示された。	PSRセクション4.2.2	<p>4.2 岩盤力学</p> <p>4.2.2 岩盤力学的特性：岩盤の強度及び変形</p> <p>地球科学的サイト特性評価活動の一環として実施された多面的な岩盤力学的分析（NWMO11k）には、ボーリング孔DGR-1～DGR-6から採取されたサンプルの試験が含まれていた。その目的は、岩盤物質に関するサイト固有の岩盤力学データの包括的なセットを入手することにあった。実施された試験の中には、一軸圧縮、三軸圧縮、交差異方性、自由膨潤及び準限定膨潤、長期的な強度劣化試験が含まれていた（NWMO11k）。結果として得られたデータセットには、損傷を伴わない岩盤のピーク強度、弾性係数、ポアソン比などの重要な岩盤物質パラメータが含まれている（図4-22）。これらの研究の鍵となる成果として、ブルース原子力サイトの下に位置する浅層部の力学・層序ユニットが系統立った分布を示しているという認識が挙げられる（図4-22）。</p> <p>67件のサンプルで得られた結果から明らかにされたコーバーク累層のピークUCSは58～175 MPaの範囲にあり（図4-22及び図4-24a）、算術平均は113 MPa、標準偏差は25 MPaである。対応する弾性係数（図4-22及び図4-24b）の平均値は39 GPaである。コーバーク層は平均的な弾性係数を備えた高強度岩盤に分類することができる（LAM07）。これらの結果は、DGR層準における深部地下掘削構造が安定性を備えていることを反映している。また地質情報の統合化（NWMO11c）を取り扱った第7章（またその表7.1）で検討したように、これらの結果は、放射性廃棄物の長期管理プログラムにおいて国際的に認められているその他の堆積累層に関する結果と良い意味で類似している。</p>
② コーバーク層とそれを囲む層の低い透水係数は、DGRの開口部（トンネルと立坑）が建設及び操業の間中は実質的に乾燥し続けているであろうことを強く示している。	PSRセクション4.4.1	<p>4.4 水理地質学</p> <p>4.4.1 概念モデル (P12, 1-2④を参照)</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
③ 定置空間の配置は地域の応力体系に従っており、開口部の安定性を最大化することを意図している。	PSRセクション6.3	<p>6.3 地下施設</p> <p>処分場レベル（坑口レベルから公称680 m下）の地下配置の等角図を図6-6に示す。廃棄物定置空間の2つのパネルは主立坑と換気立坑の東側に位置する。定置空間は長さが公称250 mで、東北東方向の最大で主要な水平原位置応力の想定方位に並行して配置されている。応力の方向は立坑の掘削後に確認され、定置空間の向きを原位置応力の状態に合わせて必要に応じて修正できる。パネルのアクセス坑道および排気坑道は互いに水平に、定置空間とは直角に伸びている。端壁または遮断壁端壁は定置空間の端の排気坑道と接する位置に建設される。これらの端壁によって換気レギュレーターの設置が可能になり、空間内が空の場合は出口用の戸口がある。</p>
4-2 DGRを安全に建設し、操業し、廃止措置できるように、工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。		
① 安全設計の特徴（ケージの固定システム（cage chairing system）、搬送停止システム（conveyance arresting system）、避難所（refuge stations）、火災検知・消火システム（fire suppression and detection system）、換気システム（低所から高所）とその容量（十分）（ventilation system（low to high）and capacity（sufficient））；非常用電源（emergency power）、人員の二次的非常用出口としての換気立坑（ventilation shaft as second emergency egress for personnel）	PSRセクション6.3	<p>6.3 地下施設</p> <p>処分場レベル（坑口レベルから公称680 m下）の地下配置の等角図を図6-6に示す。廃棄物定置空間の2つのパネルは主立坑と換気立坑の東側に位置する。定置空間は長さが公称250 mで、東北東方向の最大で主要な水平原位置応力の想定方位に並行して配置されている。応力の方向は立坑の掘削後に確認され、定置空間の向きを原位置応力の状態に合わせて必要に応じて修正できる。パネルのアクセス坑道および排気坑道は互いに水平に、定置空間とは直角に伸びている。端壁または遮断壁は定置空間の端の排気坑道と接する位置に建設される。これらの端壁によって換気レギュレーターの設置が可能になり、空間内が空の場合は出口用の戸口がある。</p> <p>サービスエリア（図 6-7参照）は2つの立坑の周囲に建設され、地下での火災や流出など事故発生時に作業員の安全を確保するための避難所を含む。サービスエリアには他にも、衛生施設、食堂、保全用作業場、ディーゼル燃料ベイ、電気および器具類設備、岩盤力学エリアと倉庫がある。</p> <p>【ケージの固定システム（cage chairing system）に関する説明】</p> <p>6.3.3 立坑の安全システム</p> <p>任意の時点でかかる負荷がそれほど大きくないため、巻上ロープの張りは換気または補助巻上システムにとって懸念事項ではない。ただし、重い積荷をケージへ入れる時やケージから下ろす時に主立坑ケージが動くのを防ぐため、主立坑櫓の坑口および主立坑DGRステーションにはケージの固定シ</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。</p> <p>テムが設置されている。このシステムは、ケージを所定の位置にロックして、巻上ヘッドロープの張りを変更した結果生じる上下動を防止するために必要である。固定機具は立坑ステーションに設置され、油圧で立坑内を移動し、ケージ構造の耐荷部品の上部和下部の両方をロックする。固定システムはメインのケーパ式摩擦巻上機制御システムと連動して、ケージがステーションの正しい位置に停止するまで固定機具の配置と固定システムの作動ができないようにする。このケージのロックシステムは、ケージのフロアールと坑口レールの間の差動運動を最小限にする。パッケージ輸送用のレールシステム構成には、ゴムタイヤの輸送システムで必要とされる値より狭い許容差が要求される。このようなシステムはレールの有無を問わず鉱山のケージシステムでは一般的であり、鉱山のケージに重い資材を出し入れする際に安全な状態を提供するために効果的に使用される。図6-12に、主立坑ケージの典型的な固定機構を示す。</p> <p>【搬送停止システム（conveyance arresting system）に関してはArresting gearとして説明】</p> <p>6.3.3 立坑の安全システム</p> <p>過巻の場合に鉱車を遅らせる停止ギア（Arresting gear）は、櫓の中に設置されている。拘束装置の詳細は図 6-13 を参照。この図には坑底構成にも同一のシステムがあることを示す。鉱車は、もし規定の移動量限界を超えて移動して立坑内に取り付けられた移動量限界スイッチによって停止できない場合、アレスターフレームに衝突し、フレームが固定ガイドに沿って動かされ、アレスターストリップが変形する。走行中の鉱車の運動エネルギーはアレスターストリップの変形によってひずみエネルギーに変換され、鉱車を制御して停止させる。</p> <p>【避難所（refuge stations）に関する説明】</p> <p>6.8.5 避難所</p> <p>地下作業員の保護の最前線は避難所である。立坑およびサービスエリアには避難所が2か所ある。1つは地下の食堂および事務所棟の一画、もう1つはパネル1とパネル2のアクセス坑道の近くにある。立坑およびサービスエリアの避難所に到達するために、常にすべての作業員に2通りの避難経路が用意される。</p> <p>フロースルー換気システムによって定置空間の両側が出口になるが、定置作業が開始されると、各部屋は出口という観点では行き止まりになってしまう。そのため、パネルのアクセス坑道の最も遠い端にポータブル避難所が配置され、作業員がパネルから2か所の避難所に向かう避難経路を提供する</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。</p> <p>(図6-28参照)。定置パネルが満杯になると、ポータブル避難所は定置作業と共に手前に移動し、作業中の定置空間から最短でアクセスできるようにする。</p> <p>各避難所は地下での従業員および訪問者の最大予想人数を収容可能な大きさで、規則854号第26項の要件に準拠するよう設計される。各避難所に耐火粘土が保管され、火災発生中はこれを使用して扉の内側からすき間を塞いで煙やガスの侵入を防ぐ。避難所には地上への通信回線、圧縮空気供給（二次内蔵スクラバー換気ユニット付き）、ボトル入り飲料水が備えられている。</p> <p>立坑およびサービスエリアの避難所は、建設中は約15人、操業中は10人の地下作業員とさらに来客の可能性を考慮して、最大25人を収容するよう設計される。</p> <p>【火災検知・消火システム（fire suppression and detection system）に関する説明】</p> <p>6.8.2 火災検知と警報</p> <p>6.8.2.2 地下</p> <p>地下の火災検知には、施設内の主要ポイントにある煙および一酸化炭素検知器が使用される。主要ポイントには以下が含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 立坑およびサービスエリアにあるすべての地下インフラ室 ● 各定置空間（定置作業開始待ちの空き室状態、定置作業中、または廃棄物パッケージで満杯状態）の排気レギュレーター ● DGRではヒーターハウスからの出口にある吸気プレナム ● 排気立坑入口にあるメインの排気ファンの排出口 <p>これにより、いずれか1台の装置に不具合が生じても火災が検知を免れることのないような冗長レベルが得られる。すべてのレギュレーターモニターは、保全を容易にするため排気坑道からアクセス可能な位置に設置されている。閉鎖壁の裏にあるすべての装置は、閉鎖壁の設置前に接続解除される。</p> <p>すべての地下装置の信号はローカルで表示され、地下の火災パネルに送信される。火災パネルから、すべてのステータスおよび警報信号が、装置ネットワーク経由でDGRのメインコントロールルーム、地下監視端末、およびWWMF（訳注：DGR地上施設敷地に隣接する低・中レベル放射性廃棄物貯蔵施設）に送信される。どのセンサーが警報状態を検知し、それが処分場のどの場所なのかを</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。</p> <p>特定することができる。地下監視端末には、地上と地下の両方の警報信号が表示される。警報レベルに達すると、現在WWMFで使用されているものと同様の音声および視覚による警報が自動的に起動する。</p> <p>6.8.3 消火</p> <p>6.8.3.2 地下</p> <p>地下の消火設備では、原則として、定置空間付近にはスプリンクラーや消火ホースシステムは設置されない。これは、そのような消火設備の使用により大量の汚染水が発生し、DGR施設から排出する前に収集して処理しなければならないためである。さらに、消火に水を使用すると湿度が上昇し、廃棄物パッケージや構造、地盤支保の長期完全性に悪影響を及ぼす恐れがある。必要に応じて、乾式の立管とホースが主立坑ステーションに設置される。地下では、消火は下記の方法で実施される。</p> <p>立坑およびサービスエリア内のすべての部屋の中または部屋の近くに、携帯型消火器が分かりやすく区画されたボード上に設置されている。場所が固定されない作業場（保全作業場など）の作業員は、すぐ手の届くところに消火器を備えておかなければならない。</p> <p>泡沫消火システムが保全作業場とディーゼル燃料ベイに設置されている。保全作業場とディーゼル燃料ベイは隣り合っているため、1つの固定管による泡沫システムが設置され、両方の部屋をカバーする。これは、規則854号第28（2）項の引火性液体保管エリアおよび自動車整備工場の消火システム要件に準拠している。</p> <p>廃棄物で満杯になった定置空間の消火のためには、アクセス路および坑内排気口の横断面全体を塞ぐ防火扉または臨時防御壁を設置し、火元への酸素供給を遮断して燃え尽きるようにする（ただし、防御壁の下流側に人がいないことを確認すること）。坑内救助隊が状況を把握し、地下にいる作業員全員を確認して安全であると指示が出たら、レギュレーターをDGRメインコントロールルームからリモートで閉鎖することができる。定置空間に消火機器を設置することは、部屋の大きさや貯蔵するパッケージの配置を考慮すると効果的ではない。さらに、廃棄物パッケージで満杯になり端壁が立てられてしまうと、定置空間内に消火機器を設置することは実用的でない。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。</p> <p>【換気システム（低所から高所）とその容量（十分）（ventilation system (low to high) and capacity (sufficient)）に関する説明】</p> <p>6.3.8.1換気システムと運用</p> <p>DGRは「フロースルー」換気システムとなるよう設計されている。施設全体の換気の流れは、空気が主立坑（外気の取り込み口として機能する）から処分場レベルを通過して換気立坑（排気ルートとして機能する）へと向かうように、主に地下施設を負圧下に維持することによって促進されている。これは地下の排気ファンを作動させることにより主立坑と換気立坑の間に生じる圧力差を利用することで実現する。</p> <p>6.3.8.2 換気システム能力</p> <p>地下に供給される総気流は、地下で稼働中のディーゼル機器の量と、安全な労働環境を確保するためにさまざまな部屋および施設に送られる空気の量によって決まる。以下に、建設および操業フェーズ中ならびに可能性のある処分場拡張シナリオにおける必要気流量を示す。処分場拡張シナリオで必要とされる換気システムの最大気流量は130 m³/秒である。</p> <p>換気システムの最大必要気流を控えめに見積もるため、建設作業は処分場の拡張を支援するために操業耐用期間の終了時に再開可能であると想定する。この場合、5つの定置空間は遮断壁で隔離されず、連続フラッシングが必要となると想定される。DGR施設を通る予想最大気流は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 建設用ディーゼル機器 = 102 m³/秒 ● 保全作業場 = 12 m³/秒 ● 地下ディーゼル燃料ベイ = 11 m³/秒 ● 廃棄物を満杯に収容し、端壁はあるが遮断壁はない5つの定置空間 = 5 m³/秒 <p>上記をそれぞれ加算すると、DGR内の合計最大気流は130 m³/秒となる。</p> <p>操業フェーズの気流要件は上記のシステム容量で満たされる。気流要件は、収容中の部屋数、端壁のある部屋数、オフガス除去要件、使用される機器によって変動する。操業フェーズ中は85～120 m³/秒の気流が必要とされる。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述 4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。
		<p>【非常用電源（emergency power）に関する説明】</p> <p>6.2.4.1 電力供給および緊急電力</p> <p>非常用電源システムは地上の変電所にあり、通常の操業に使用されるケーブルや開閉装置を通じて電気機器に電気を供給する。非常用電源システムから電力供給を受ける機器は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 3 m/秒に減速した換気用立坑巻上機。作業員を地下から地上へ移動させるための第二出口として使用する場合がある。 ● 主立坑のサブ巻上機 ● 主立坑ケーベ式摩擦巻上機のブレーキとコントロール。ケージをモーターではなく重力とブレーキで制御しながら下降させる。 ● 水溜めと排水ポンプ ● エアコンプレッサー1台 ● 非常用照明と通信機器 <p>非常用電源システムは、停電から 30 秒以内に自動的に電力を重要機器に供給する。停電後に特別なコントロールと開閉装置を使用して発電機を起動し、重要機器以外の機器を除外し、さらに電力が復帰した時に途切れのない切り替えを可能にする。点検および保全プログラムを実施し、非常用電源システムの信頼性を確認する（第 10 章参照）。</p> <p>【人員の二次的非常用出口としての換気立坑（ventilation shaft as second emergency egress for personnel）に関する説明】</p> <p>6.3.2.3 換気用立坑の巻上システム</p> <p>操業中、換気用立坑の巻上機には以下の任務が要求される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作業員用の非常用出口 ● 操業開始後は、必要に応じて廃岩の除去に対応 <p>これらの任務は二重ドラムの巻上機によって実現する。巻上機は立坑掘削用のものと同じであるた</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-2 …工学的な良好事例や既知の技術を取り入れて設計されている。</p> <p>め、巻上機は最大想定仕事量が立坑掘削機器に求められる積載量 12 トンである。</p> <p>巻上機システムの基本的要件は、機器の不具合または停電の発生時にシステムが安定して安全であることである。</p>
<p>② 既存の鉱山での事例や技術の利用</p> <p>a. 落盤防止のためのライナーと岩盤支保</p>	PSRセクション6.3	<p>【既存の鉱山での事例や技術の利用としてのライナー及び岩盤支保に関する記述はPSR中に見られない。セクション6.3におけるライナー及び岩盤支保に関する記述は以下の通り。】</p> <p>6.3.1.2 立坑ライナー</p> <p>主立坑には、坑口から坑底までの間に変動する条件に対応するよう設計されたコンクリート製のライナーを含む。ライナーは立坑を支え、立坑への水の流入を制御する上で重要な構成部品である。</p> <p>6.3.9 地下構造のモニタリング</p> <p>開口部および岩盤支保システムの性能を評価するため、地質工学的装置とモニタリングプログラムがDGR向けに開発される。このプログラムは建設開始前にボーリング孔から採取した地質工学データと、建設中に採取したデータを基に開発される（第3章および9章を参照）。</p> <p>モニタリングプログラムには最低限以下が含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 鉱柱の内空変位監視伸縮計 ● 岩盤ボルトおよび吹付コンクリートロードセル ● 天盤の内空変位を測定するための多点ボーリング孔伸縮計 ● 岩盤開口部の内空変位を測定するためのテープまたはレーザー伸縮計群
<p>③ すべての定置空間とアクセストンネルの建設は操業の前に行い、操業と並行しては行われないであろう。</p>	PSR図9-1	<p>9.1.2 建設計画とスケジュール</p> <p>DGRプロジェクトの現場準備と建設は、設計および建設段階管理システムドキュメント（NWMO11a）で参照されている建設プログラムに従う。サイトの準備および建設中のモニタリングプログラムは、DGR EAフォローアップモニタリングプログラム（NWMO11at）で説明されている。図9-1に、サイトの準備と主要な建設活動を含むプロジェクトの概要スケジュール（high-level</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる																										
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述																								
		schedule) を示す。 図9-1 DGRプロジェクトのサイト準備と建設スケジュール																								
4-3 DGRと類似した施設での力強い操業経験記録がある。																										
① 米国の放射性廃棄物の処分施設である WIPP の操業は、卓越した操業安全の記録を明示している。WIPP では、放射性廃棄物の安全な輸送、取り扱い、地層処分が 10 年以上にわたり実証されている。	PSRセクション14.2	14.2 海外のL&ILW深地層処分場 DGRはカナダで最初のL&ILW深地層処分場であり、直接比較できるカナダの施設は存在しない。しかし、米国をはじめとする海外には同様の廃棄物に関する地層処分場があり、優れた操業経験を持っている。現行の処分場を表14-1に記載する。 米国の放射性廃棄物隔離プラント（WIPP）は、DGRと同程度の深さの堆積岩層にあるため、とりわけ関連性が高く、OPGは何度もWIPPを訪問しWIPPの職員とやりとりをする中で、DGRの建設と操業に有益な知見を得ている。																								
② スウェーデン（フォルスマルク）には、フォルスマルク近傍のバルト海の地下 50m に建設された、放射能を有する運転廃棄物用の処分場がある。処分場の廃棄物容量は 63,000m ³ 、1988 年から操業している。	PSRセクション14.2	WIPPはニューメキシコ州カールズバッドから26マイル離れたところにあり、1999年に操業を開始した。2010年までに9,000件の廃棄物を輸送し処理している。2070年まで操業する予定である。																								
③ フィンランドには 2 か所の L&ILW 用の花崗岩処分場がある。 a. オルキルオトの処分場は深さ 70～100m、廃棄物容量は 8,000m ³ （1992 年操業開始） b. ロヴィーサの処分場は深さ 110m、廃棄物容量は 7,400m ³ （1997 年操業開始）	PSRセクション14.2	表14-1：現行の海外のL&ILW処分場の特徴 <table border="1"> <thead> <tr> <th>処分場の場所</th> <th>設計</th> <th>廃棄物の容量とタイプ</th> <th>操業開始時期</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フォルスマルク、スウェーデン</td> <td>深さ50m、花崗岩</td> <td>63,000m³ L&ILW</td> <td>1988年</td> </tr> <tr> <td>オルキルオト、フィンランド</td> <td>深さ70～100m、花崗岩</td> <td>8,000m³ L&ILW</td> <td>1992年</td> </tr> <tr> <td>ロヴィーサ、フィンランド</td> <td>深さ110m、花崗岩</td> <td>7,400m³ L&ILW</td> <td>1997年</td> </tr> <tr> <td>廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP)、米国</td> <td>深さ655m、岩塩層</td> <td>170,000m³ TRU廃棄物</td> <td>1999年</td> </tr> <tr> <td>コンラット、ドイツ</td> <td>深さ800～1300m、頁岩に囲まれた鉄魚卵状石灰岩</td> <td>300,000m³ L&ILW</td> <td>許可済：建設中</td> </tr> </tbody> </table>	処分場の場所	設計	廃棄物の容量とタイプ	操業開始時期	フォルスマルク、スウェーデン	深さ50m、花崗岩	63,000m ³ L&ILW	1988年	オルキルオト、フィンランド	深さ70～100m、花崗岩	8,000m ³ L&ILW	1992年	ロヴィーサ、フィンランド	深さ110m、花崗岩	7,400m ³ L&ILW	1997年	廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP)、米国	深さ655m、岩塩層	170,000m ³ TRU廃棄物	1999年	コンラット、ドイツ	深さ800～1300m、頁岩に囲まれた鉄魚卵状石灰岩	300,000m ³ L&ILW	許可済：建設中
処分場の場所	設計	廃棄物の容量とタイプ	操業開始時期																							
フォルスマルク、スウェーデン	深さ50m、花崗岩	63,000m ³ L&ILW	1988年																							
オルキルオト、フィンランド	深さ70～100m、花崗岩	8,000m ³ L&ILW	1992年																							
ロヴィーサ、フィンランド	深さ110m、花崗岩	7,400m ³ L&ILW	1997年																							
廃棄物隔離パイロットプラント (WIPP)、米国	深さ655m、岩塩層	170,000m ³ TRU廃棄物	1999年																							
コンラット、ドイツ	深さ800～1300m、頁岩に囲まれた鉄魚卵状石灰岩	300,000m ³ L&ILW	許可済：建設中																							

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
④ OPG のウェスタン廃棄物管理施設 (WWMF) は、作業員と公衆の健康と安全、環境防護、セキュリティ (すなわち操業と保守、放射線防護、環境保護品質管理、火災防護) を支える各安全領域について、CNSC から肯定的な安全性の評価を得ている。これらの評価に基づき、WWMF は 2007 年に 10 年間有効の許可延長を得た。WWMF は CNSC の要件とパフォーマンス目標のすべてを満たしている。	委員会メンバー文書 CMD07- H3A	【参照先がPSRではない。】
4-4 (廃棄物の) 定置活動を安全に実施する上で、十分に確立された操業プログラムと統括体制がある。		
① 放射線防護プログラム: 作業員の被ばくは、設計段階と操業経験が蓄積されたときのALARAの適用を含め、実績のあるOPGの放射線実務によって管理されるだろう。汚染物質管理と線量管理については手順が存在する。	PSRセクション10.1	<p>10.1 放射線防護プログラム</p> <p>OPG社は、DGRの操業者として、同社の既存の放射線防護プログラム(N-PROG-RA-0013)(OPGa)を、放射線防護規則(SOR/2000-203)の第4条の要求に従って適用する。このプログラムは、DGR施設が本格操業された場合に公衆が受ける放射線量、また職業的な放射線量に寄与する可能性のある放射線学的リスクのマネジメントに用いられる。</p> <p>放射線防護プログラムは、以下の目標の達成を含め、高い基準の放射線防護を達成し、維持するものである。</p> <p>a)以下の方法によって職業的及び公衆の被ばくを管理すること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 個人線量を規制限度未満に維持すること。 ・ 計画外の被ばくを回避すること。 ・ 生涯にわたる放射線被ばくに伴う個人リスクを許容レベルに維持すること。及び ・ 集団線量に関して、社会的及び経済的な諸要素を考慮に入れ、ALARAを適用すること。 <p>b)人々及び物質の移動に伴うDGRサイトからの汚染物質又は放射性物質の非管理放出を防止すること。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。</p> <p>c) モニタリングを通じて、上記の(a)及び(b)の達成を明示すること。</p> <p>このプログラムは、全ての許認可取得者が放射線防護プログラムを実行し、品質プログラムを確立するという「カナダ原子力安全委員会」(CNSC)の要件を遵守するものである。</p> <p>またこのプログラムは、次に挙げる法律及び規制の放射線防護プログラム要求事項を遵守するものとして、さらには許認可対象となるOPG社の施設や許認可対象とされるOPG社の活動に適用されるものとして設計されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力安全管理法 (NSCA97)。 ・ 一般原子力安全管理規則 (SOR/2000-202)。 ・ 放射線防護規則 (SOR/2000-203)。 ・ クラスI原子力施設規則 (SOR/2000-204)。及び ・ 核物質及び放射線装置規則 (SOR/2000-207)。 <p>職業線量管理は作業員が身に付ける個人線量計を用いて行われる。DGRにおける全ての放射線量の測定及び作業員への割り当ては、CNSC公認の「線量サービス提供機関」によって実施される。</p> <p>予想外の危険の早期発見を支援し、危険な状態のより長期的な傾向を確認するために、DGR全体を対象として日常的な放射線サーベイ調査が実施される。日常的なサーベイ調査の実施場所、タイプ及びスケジュールの決定は、担当の保健物理技術者による承認を受ける。</p>
② 従来の労働安全衛生プログラム：危険物プログラムやPPEプログラム、作業員の安全を確保するための具体的手順など、作業員の安全を実現するためのプログラムがある。効果的なリスク評価や安全な作業計画から、効果的な操業管理が確立されている。	PSRセクション10.2	<p>10.2 従来型の労働職業安全衛生プログラム</p> <p>DGR施設の操業は、オンタリオ州の「労働安全衛生法」(OHSA90)に基づいて規制されている。したがって労働安全衛生法に基づく「鉱山及び採鉱プラント規則」(Reg. 854)の作業員の健康及び安全面での規則が適用される。</p> <p>DGRに関しては、OPG社が同社の原子力施設に適用している「環境、健康及び安全マネジメント・プログラム」(W-PROG-ES-0001) (OPGe)の要件を満たす包括的な労働安全衛生プログラムが実施される。このプログラムは、OPG社の「安全衛生方針」(OPG-POL-0001) (OPGd)やOPG社の「原子力安全方針」(N-POL-0001) (OPGe)にも適合している。</p> <p>OPG社の従来の安全プログラムの目標は、OPG社の操業にかかわるさまざまな活動、製品及びサービスに関連するリスクの管理及び軽減により、作業員が健康的で怪我などが起こりにくい職場で安全に作業を行えるようにすることにある。リスクの低減は主として、適切な技能を有する作業員が効果的なリスク評価や安全な作業計画を通じて展開される効果的な作業管理によって達成される。</p> <p>OPG社の従来の安全プログラムは、いくつかの内部及び外部の仕様又は基準に適合したものとなる</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。</p> <p>ことを目的としている。従来の安全プログラムは、OPG社のマネジメント・システム及び英国規格協会の「労働安全衛生評価シリーズ」(OHSAS)の18001マネジメント・システム仕様に適合している。OPG社のマネジメント・システム及びOHSAS 18001は、「計画 → 実行 → チェック → レビュー」サイクルに基づくものである。その結果としてOPG社の従来の安全プログラムは次のようなものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 適用される法律、企業及び原子力事業にかかわる要件の遵守。 ・ 「計画 → 実行 → チェック → レビュー」という規則的なサイクルと、年間安全性能目標を達成するために従来の安全リスクを適切に管理しマネジメントが適切に実施されるようにする年間経営目標を通じた継続的な改善機会の特定。及び ・ 従来の安全リスクの管理に関する健全なビジネス・マネジメントプロセスの適用。
③ 環境保護プログラム：OPGの環境、安全衛生管理プログラムの中でプロジェクト固有の手順を構築する際に遵守される環境方針が確立されている。	PSRセクション10.3	<p>10.3 環境保護プログラム</p> <p>環境保護政策、プログラム及び手順が、以下に規定された諸要件を満たすものとして設定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 環境政策「OPG-POL-0021」(OPGh)。 ・ 生物多様性政策「OPG-POL-0002」(OPGj)。 ・ 土地評価及び浄化政策「OPG-POL-0016」(OPGk)。 ・ 流出管理政策「OPG-POL-0020」(OPGm)。及び ・ オゾン層破壊物質の使用に関する政策「OPG-POL-0015」(OPGn)。 <p>プログラムは文書化された活動の一連の統合化を通じて実施され、「環境マネジメント・システム」にとって典型的な、CNSC規則基準「S-296」(CNSC06c)及び国際標準化機構(ISO)規格14001に適合し、OPG社の「環境、衛生及び安全マネジメント・プログラム」(W-PROG-ES-0001)(OPGc)の要件を満たす。</p>
④ モニタリング・プログラム：環境、放射線、岩盤力学、地下の大気環境に関するモニタリング・プログラムがDGRに導入される予定である。	PSRセクション10.4	<p>10.4 モニタリング・プログラム</p> <p>DGRサイトに関するモニタリングは、サイト準備、建設及び操業期間にわたって実施される。これにより、閉鎖前の環境に対するDGRの影響に関する情報の相当規模のデータベースが存在する。閉鎖後のモニタリングを行う長期モニタリング計画については、その時点で利用可能な情報及び技術に基づき、ステークホルダーとの協議し検討される。モニタリング計画では、人間の健康又は人間以外の生物相にリスクをもたらす可能性のある放射線学的な汚染物質、化学汚染物質及び物理的なストレス要因が取り扱われる。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p style="text-align: right;">4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。</p> <p>DGRの操業期間にわたるモニタリング・プログラムの目的は次のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ DGR作業員の安全が確保できるようにするため、設計仕様及びベースライン条件にかかわるさまざまな構造物、システム、設備及び構成要素の性能に関する評価を行うこと。 ・ 潜在的な岩盤の不安定化条件を十分な時間的猶予をもって警告できるようにするため、経時的に生じる地下岩盤／掘削条件（たとえば岩盤移動や応力など）の変化に関するモニタリングを行うこと。 ・ 定義された基準又は限度値やベースライン条件と比較して、閉鎖前安全性及び環境性能の評価を行うこと。及び ・ 人間の健康又は人間以外の生物相へのリスクを明らかにし、対応策を講じることができるようにするために、DGRの操業による地下水の水質変化のモニタリングを行うこと。
⑤ 人材確保・教育プログラムが実施されている。	PSRセクション10.5	<p>10.5 スタッフの配置及び訓練プログラム</p> <p>原子力安全性管理法（NSCA97）及びその規則に従い安全に活動を実施するために、十分な数の有資格作業員が確保されるよう、スタッフの配置及び訓練プログラムが開発される。</p> <p>特定の資格を備えた作業員の最低必要数（最小スタッフ補数（minimum staff complement[※]）と知られている）が、DGR施設において最も資源集約的な活動が必要となる状況を含む、全ての可能性がある事象に適切に対応するための十分な人員配置レベルを確保するために、体系的な分析を用いて特定される。この最小スタッフ補数は、DGR施設のそれぞれの操業活動で異なったものとなる可能性がある。</p> <p>OPG社の訓練プログラム「N-PROG-TR-0005」（OPGp）の要件を満たす訓練を確立して維持し、以下を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 訓練及び資格認定計画の開発及び実施を支援するために、原子力プログラム及び訓練に対するライン・アウトプットを提供すること。 ・ 上層部が期待すること及び基準を補強すること。及び ・ 資格認定要件を設定すること。 <p>資格を有するスタッフのみが、個別にタスク作業に割り当てられる。スタッフはそれぞれに割り当てられるタスクを実行する上で十分なスキル及び知識を備えている。</p> <p>訓練の実施が必要かどうかを明らかにし、訓練の開発、設計、実施及び評価の指針を示すために、職務遂行要件の分析に基づく体系的なアプローチが使用される。</p> <p>体系的なアプローチの原則に従った実効性の高い成果主義に基づく訓練及び資格認定には、次に示</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		<p>4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。</p> <p>すもの含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 職務別訓練の特定（職務遂行要件の分析及び訓練生の当初資格に基づく）。 ・ 明確な学習目標及び訓練生の適切な評価ツールを備えた訓練カリキュラムの設計。 ・ 当該カリキュラムに対応する適切な訓練内容の開発。 ・ 設計され、開発された訓練の実行。 ・ 研修生が単独で作業に従事する前に所定の学習目標を確実に達成できるようにするためのメカニズム。及び ・ 訓練及び職務遂行の維持及び改善のための訓練の有効性に関する評価。 <p>※Canadian nuclear power plant (NPP) licences specify the minimum staff complement (MSC), which is the number and qualifications of staff always required on-site.</p>
⑥ 火災防護プログラム：密閉不燃性廃棄物パッケージの使用と地下の可燃物質の最小化により、火災リスクの最小化が達成されるだろう。	PSRセクション10.6、6.8.1	<p>10.6 防火プログラム</p> <p>DGRは、OPG社放射性廃棄物部門（OPG's NWMD）の防火手順「W-PROC-ES-0011」（OPGq）を採用し、CNSCが発給する施設操業許認可に組み込まれている適用される国の規格・基準が遵守されるようにする。</p> <p>6.8 火災と人命の安全</p> <p>6.8.1 火災安全</p> <p>消火および火災検知システムは、地上構造物についてはカナダの建築基準法および消防法、地下施設については規則第854号の要件に従って設計されている。</p> <p>DGR施設の設計と操業は、火災発生リスクが最小限になるように行われる。火災リスクを低減するためのDGRの特性には以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 独立した第三者による防火設計の審査 ・ 放射性廃棄物管理部門（NWMD）の防火プログラム（第10章参照）および火災危険分析の実施 ・ 可燃性材料の使用を最低限にする。具体的には、立坑は鉄骨構造で、地下の木造建築は換気用立坑の立坑ガイドに限定される ・ 耐火性ケーブルの使用 ・ 廃棄する物質は不燃性の金属製またはコンクリート製の蓋つきコンテナに収容する ・ 操業中は地上にディーゼル燃料倉庫を置かない ・ 地下に保管するディーゼル燃料の量を最小限にし、地下のディーゼル燃料ベイは適切な仕切りと

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述 4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。
		<p>防火システムを備えた専用室とする</p> <ul style="list-style-type: none"> ディーゼル燃料は適切な手順に従って認可されたコンテナに入れて地下へ運搬し、燃料運搬中は運搬機に他のパッケージ、物質、作業員を乗せない DGRの操業フェーズ中は地下に爆発物を保管しない
⑦ 防災・緊急事態対応プログラム：ブルース原子力サイトでは緊急時対応ができる。鉱山レスキュー隊（MRT：Mine Rescue Team）が利用可能になるだろう。	PSRセクション10.7	<p>10.7 緊急時への備えと緊急時対応プログラム</p> <p>DGRにおける緊急時対応策は、OPG社放射性廃棄物管理部門（NWMD）の従業員緊急時対応手順「W-PROC-ES-0002」（OPGr）の規定に従い、ブルース・パワー社との協力において実施される。OPG社は、OPG社の従業員の生命、安全及び健康に対して、また同社の事業の継続、OPG社の施設における同社の資産や請負業者、環境、さらには公衆に対して悪影響を及ぼす緊急時の危機的な状況に対して実効性の高い対応策を確実に講じられるようにする。</p> <p>DGRは労働安全衛生法の基では鉱山と見なされるわけではないが、鉱山レスキュー隊（MRT：Mine Rescue Team）が必要とされ、ブルース原子力サイトの緊急時対応チーム（ERT：Emergency Response Team）との調整がはかられる。DGRレスキューチームは、いわゆる「鉱山救助」を実施する必要がある場合に直ちに対応できるよう、専用の設備を備える。またその鉱山救助にとって重要なのは、必要に応じてオンタリオ州の鉱山から別のチームが駆けつける態勢が整っていることである。MRTは施設の作業員の志願者によって構成され、「オンタリオ鉱山レスキュー隊」から特別な訓練を受ける。</p>
⑧ 検査・保守プログラム：操業保守プログラムが実施されている。検査と保守のための具体的なプログラムがDGRプロジェクトのため構築されるだろう。	PSRセクション10.8	<p>10.8 検査及び保守プログラム</p> <p>保守活動の実効性の高い実施及び管理は主として、OPG社の「操業実施及び保守プログラム」（W-PROG-OM-0001）（OPGt）で指定された要件に適合した効果的な保守プログラムを設定することによって達成される。クラスI原子力施設規則の第6条(d)項に従い、DGRの構造、システム、設備及び構成機器をそれぞれの設計仕様に合わせて維持することを目的とした検査及び保守プログラム（方針、プロセス及び手順によって構成されるもの）が開発されることになる。このプログラムでは一定範囲の検査及び保守活動を対象としており、その中には部品の監視、検査、試験、評価、校正、サービス、修理又は交換が含まれるがこれに限定されない。</p> <p>DGRには、クラスI原子力施設規則の要件に加えて、鉱山操業のために鉱山及び採鉱プラント規則（Reg. 854）を遵守することも求められる。地下操業を行うためには検査及び保守計画を開発しておく必要があり、その中には移動式機器、換気システム、立坑及び巻上げシステム、掘削などが含まれるがこれに限定されない。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
		4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。
<p>⑨ 記録管理：記録と文書の管理は、記録文書管理プログラムに従って行われるだろう。</p>	PSRセクション10.9	<p>10.9 記録と文書管理</p> <p>操業段階では、OPGの原子力施設のすべての記録は、OPGの記録および文書管理プログラムN-PROG-AS-0006 (OPGu) に従って管理される。このプログラムは、OPGの原子力施設全体で作成された記録を一貫して管理するための指示を与える。記録は、承認された文書管理システムで分類し、索引を作成し、保存する必要がある。このプログラムは、記録管理に関与するすべての従業員とスタッフの心構え (expectations)、役割、および説明責任も定義する。</p>
<p>⑩ 安全管理システム：品質保証、性能保証 (指標/目標、例えばモニタリングなど)、手順の遵守、イベントフリー・ツール (event free tools)、操業経験、変更管理などがDGRプロジェクトで行われる。</p> <p>(注：event free toolsについては、PSR中に説明なし。下記文献では、「The use of event free tools (pre job briefing and post job debriefing, conservative decision making, questioning attitude, procedure use and adherence, 3 way communications and self check) had been widely taught by this time in OPG.」と説明されている。</p> <p>出典：OECD/NEA/CSNI, Le Seine Saint-Germain, 12 boulevard des Iles, F-92130 Issy-les-Moulineaux (France); 378 p; 5 Apr 2007; p. 121-132; Workshop on better nuclear plant maintenance: improving human and organisational performance; Ottawa, Ontario (Canada); 3-5 Oct 2005; Country of input:</p>	PSRチャプター11	<p>11. 品質保証</p> <p>11.2 規制当局の承認 (規制承認) フェーズ</p> <p>DGRに関する「プロジェクト品質計画」(PQP : Project Quality Plan) 「DGR-PLAN-00120-0002」(NWMO09a) は放射性廃棄物管理機関 (NWMO) によって設定され、OPG社の承認を受け、カナダ原子力安全委員会 (CNSC) CNSCが規制承認 (RA) フェーズでの使用を受け入れたものである (CNSC09b)。このPQPは、「CAN/CSA-N286-05」(CSA05) と「ISO 9001:2008規格」(ISO08) の両方に適合するものである。本PSRで取り扱うサイト特性調査、設計、安全評価及びEA活動は、DGR PQPに従って進められる。</p> <p>品質プログラムはDGRプロジェクトに関する責任を有する全ての組織ユニットに適用される。次に挙げるマネジメント策において要件が履行されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ マネジメント対象となったシステムは一連の運営管理文書において記述され、当該活動が安全かつ実効性の高い的な方法により、また資格がある従業者によって実施されるようにするための管理及び責任が規定されている。 ・ 個人には、作業をマネジメント対象となったシステム要素を忠実に守る形で実行し、完了する責任が与えられる。及び ・ さまざまなプログラム要素の評価及び強化が、改善プロセスを通じて達成された。 <p>供給業者及び請負業者には、適切な品質保証基準に照らして資格認定/承認を受けることが求められた。また指定供給業者及び請負業者には、DGRの「プロジェクト品質計画」(PQP) を伴う詳細な品質保証及び検査計画を提出し、承認を受けることが求められた。供給業者及び請負業者は、それぞれの品質保証計画に従って作業を完了させた上で、これらの活動に関する報告を行った。</p> <p>品質プログラムには、体系的に計画された監査及び評価が含まれていた。これらの監査及び評価により、当該プロジェクト活動に関する1つの包括的かつ批判的な、さらには独立した立場での評価がもたらされている。その範囲には、全体的な品質プログラム、下位階層プログラム、そしてプログラム</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる		
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述
IAEA, https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:39088963)		<p>4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。</p> <p>間の連絡が含まれている。こうした監査及び評価では、運営管理手順、基準及び技術要件の遵守が監視されており、品質プログラムの諸要件が効果的に実行されていることの確認が行われた。監査及び評価の結果は、得られた結果への対応措置が確実に講じられるようにするため、文書化された上で企業上層部に報告され、その評価を受けた。</p> <p>またさまざまな活動に関する追加的な監督が、自己評価を通じて、また不適合及び是正処置プロセスを通じてもたらされている。是正処置プロセスによって不適合条件が適時に特定され、文書化され、報告され、評価され、是正された。</p> <p>11.3 設計及び建設フェーズ</p> <p>NWMOは、OPG社に代わりL&ILW DGRプロジェクトに関するエンジニアリング、サイトの準備及び建設作業のマネジメントを行う。DGRプロジェクトの設計及び建設 (D&C) フェーズに適用されるOPG社及びNWMO内部の包括的なマネジメント・システムに関しては、OPG社及びNWMOの『D&Cマネジメント・システム文書』(OPG11b, NWMO11a) に記述されている。規制承認 (RA) フェーズの場合と同様に、D&Cフェーズでもプロジェクト品質計画が実行されている。D&CフェーズのPQP「DGR-PLAN-00120-0006」(NWMO10e) は、CAN/CSA N286-05及びISO 9001:2008品質マネジメント基準に準拠したものであり、またプロジェクト固有の品質目標を伴うだけでなくL&ILW DGRプロジェクトのD&Cフェーズに関する品質要件について記述されている。D&Cフェーズは、「設計段階」、「建設段階」及び「試運転 (commissioning) 段階」という3つの段階を順番に経て実行される。</p>
⑪ 操業上の限界と状況：廃棄物パッケージはDGR廃棄物受入基準を満たさなければならず、そうでない場合はDGRでは扱われないだろう。これには特に、汚染や線量率の制限を含む。	PSRセクション5.5	<p>5.5 廃棄物受入基準</p> <p>すべてのLLWおよびILWは、DGR廃棄物受入基準を満たした廃棄物パッケージに収納されてDGR施設へ発送または輸送される。</p> <p>DGR廃棄物受入基準は、DGRに定置される廃棄物が安全評価、設計基準、および規制要件の範囲内であることを保証するために策定された基準の概要を表5-5に示す。</p>

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる																											
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述	4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。																								
		表5-5: 廃棄物受入基準の概要 <table border="1"> <thead> <tr> <th>基準</th> <th>概要の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>廃棄物特性</td> <td>- 各パッケージの物理的特性、化学的特性、放射線特性</td> </tr> <tr> <td>文書</td> <td>- 廃棄物パッケージはOPGの廃棄物追跡データベースで廃棄物の特性、線量率、内容の説明などを入力して追跡されなければならない。 - 検証済み積載量証明書 - 放射線調査、化学分析、積載チェックリストなど補足情報 - 設計図、技術仕様、設計要件などパッケージ設計文書の注記 - 追加管理の対象となる廃棄物の輸送用文書</td> </tr> <tr> <td>廃棄物パッケージの許容設計</td> <td>- DGR廃棄物パッケージの設計はすべて承認されていなければならない</td> </tr> <tr> <td>廃棄物コンテナの状態</td> <td>- 顕著なさびがないこと - 健全な構造の完全性 - 漏れのないこと - ぐらつきまたは傾きがないこと</td> </tr> <tr> <td>質量制限</td> <td>- 35 Mg、各廃棄物パッケージタイプの最大設計限度による</td> </tr> <tr> <td>サイズ制限</td> <td>- DGRケージの内寸の範囲内に収まらなければならない</td> </tr> <tr> <td>閉じ込め</td> <td>- 廃棄物および汚染物質は取扱い時に閉じ込めるものとする - すべてのコンテナは蓋つきであるものとする</td> </tr> <tr> <td>換気</td> <td>- ガス蓄積の可能性があるため、コンテナが圧力に耐える設計ではない場合、コンテナを換気するものとする</td> </tr> <tr> <td>識別/ラベリング</td> <td>- コンテナには、OPGの廃棄物追跡データベース追跡番号のバーコードが隣接する2つの縦面に貼付されている - 追加情報として、総質量、線量率、重要な非放射性有害物質などが、25 mm以上の大きさの文字でパッケージに記載されている</td> </tr> <tr> <td>積み重ね可能性</td> <td>- 高さ6 mまで安定して自立した積み重ねが可能 - 標準設置面積の使用を強く推奨</td> </tr> <tr> <td>マテハン</td> <td>- 最大荷重35 Mgのフォークリフトなど従来のマテリアルハンドリング機器</td> </tr> </tbody> </table>	基準	概要の説明	廃棄物特性	- 各パッケージの物理的特性、化学的特性、放射線特性	文書	- 廃棄物パッケージはOPGの廃棄物追跡データベースで廃棄物の特性、線量率、内容の説明などを入力して追跡されなければならない。 - 検証済み積載量証明書 - 放射線調査、化学分析、積載チェックリストなど補足情報 - 設計図、技術仕様、設計要件などパッケージ設計文書の注記 - 追加管理の対象となる廃棄物の輸送用文書	廃棄物パッケージの許容設計	- DGR廃棄物パッケージの設計はすべて承認されていなければならない	廃棄物コンテナの状態	- 顕著なさびがないこと - 健全な構造の完全性 - 漏れのないこと - ぐらつきまたは傾きがないこと	質量制限	- 35 Mg、各廃棄物パッケージタイプの最大設計限度による	サイズ制限	- DGRケージの内寸の範囲内に収まらなければならない	閉じ込め	- 廃棄物および汚染物質は取扱い時に閉じ込めるものとする - すべてのコンテナは蓋つきであるものとする	換気	- ガス蓄積の可能性があるため、コンテナが圧力に耐える設計ではない場合、コンテナを換気するものとする	識別/ラベリング	- コンテナには、OPGの廃棄物追跡データベース追跡番号のバーコードが隣接する2つの縦面に貼付されている - 追加情報として、総質量、線量率、重要な非放射性有害物質などが、25 mm以上の大きさの文字でパッケージに記載されている	積み重ね可能性	- 高さ6 mまで安定して自立した積み重ねが可能 - 標準設置面積の使用を強く推奨	マテハン	- 最大荷重35 Mgのフォークリフトなど従来のマテリアルハンドリング機器	
基準	概要の説明																										
廃棄物特性	- 各パッケージの物理的特性、化学的特性、放射線特性																										
文書	- 廃棄物パッケージはOPGの廃棄物追跡データベースで廃棄物の特性、線量率、内容の説明などを入力して追跡されなければならない。 - 検証済み積載量証明書 - 放射線調査、化学分析、積載チェックリストなど補足情報 - 設計図、技術仕様、設計要件などパッケージ設計文書の注記 - 追加管理の対象となる廃棄物の輸送用文書																										
廃棄物パッケージの許容設計	- DGR廃棄物パッケージの設計はすべて承認されていなければならない																										
廃棄物コンテナの状態	- 顕著なさびがないこと - 健全な構造の完全性 - 漏れのないこと - ぐらつきまたは傾きがないこと																										
質量制限	- 35 Mg、各廃棄物パッケージタイプの最大設計限度による																										
サイズ制限	- DGRケージの内寸の範囲内に収まらなければならない																										
閉じ込め	- 廃棄物および汚染物質は取扱い時に閉じ込めるものとする - すべてのコンテナは蓋つきであるものとする																										
換気	- ガス蓄積の可能性があるため、コンテナが圧力に耐える設計ではない場合、コンテナを換気するものとする																										
識別/ラベリング	- コンテナには、OPGの廃棄物追跡データベース追跡番号のバーコードが隣接する2つの縦面に貼付されている - 追加情報として、総質量、線量率、重要な非放射性有害物質などが、25 mm以上の大きさの文字でパッケージに記載されている																										
積み重ね可能性	- 高さ6 mまで安定して自立した積み重ねが可能 - 標準設置面積の使用を強く推奨																										
マテハン	- 最大荷重35 Mgのフォークリフトなど従来のマテリアルハンドリング機器																										

4.DGRは安全に建設、操業、廃棄できる			
裏付けとなる論拠と根拠	参照	PSRでの記述	4-4 …確立された操業プログラムと統括体制がある。
		耐火性	- 不燃性コンテナ
		線量率限度	- 廃棄物パッケージまたは遮へい物の外面との接点で2 mSv/時 - 運搬パッケージから1 mの距離で0.1 mSv/時 - 例外については担当の保険物理学者が承認する
		放射性核種組成	- パッケージの分量について、H-3、C-14、Cl-36、Co-60、Sr-90、Zr-93、Nb-94、Tc-99、I-129、Cs-135、Cs-137、U-235、U-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241を報告しなければならない
		汚染限度	- パッケージ外面の除去可能な表面汚染は、300 cm ² で平均化した場合にβ-γ線で4 Bq/cm ² 未満、α線で0.4 Bq/cm ² 未満
		熱負荷限度	- 廃棄物パッケージの外寸法が0.01 W/m ³ 未満の場合は制限なし - 特殊な場合について事前通知と承認を得た上で最大10 W/m ³
		廃棄物形態	- 固体のみ - スラッジのスランプは150 mm未満でなければならない
		残留液体	- 一般に自由液体が体積割合で1%未満でなければならない - バルクIX樹脂は自由液体が体積割合で5%未満でなければならない
		ガス発生	- 水との接触により有毒ガスを発生してはならない
		除外廃棄物	- 反応性廃棄物、ポリ塩化ビフェニル（PCB）廃棄物、病理学的廃棄物、引火性廃棄物 - 爆発物、腐食物、圧縮ガス - 使用済燃料および認識可能な燃料破片 - 高熱Co-60源
		特別通知廃棄物	- 労働安全衛生法（OHS A90）で定められた物質を有意なレベルで含有する廃棄物 - 浸出液有毒廃棄物
		キレート剤	- パッケージの重量の1%未満でなければならない
		石油	- パッケージの重量の1%未満でなければならない