

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」

研究専門委員会

中間報告書

平成 26 年 6 月

日本原子力学会

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会

エグゼクティブ・サマリー

これまで日本は一貫して、原子炉で燃やした核燃料(使用済核燃料)の全てを再処理する路線を堅持してきた。再処理の過程で取り除いた放射能が極めてつよい不純物(核分裂生成物とマイナーアクチニド)は、ガラスで固めて(ガラス固化体)、地層処分(地下深くの岩盤に埋設し永久に保管)することとしてきた。国際的にも地層処分を選択した理由は、人の関与がなくてもガラス固化体を安定に、安全に、かつ超長期に渡って保管できることであった。しかし、市民の目には「一旦埋設した後は人手を掛けず放置する」と映り、安易な処置というイメージを拭えないできた。また、福島第一原子力発電所の事故(福島第一事故)以来、日本の原子力利用を見直す動きが表面化し、全量再処理という方針も新たな議論の的になった。

もし全量再処理しないのであれば、使用済核燃料の一部もしくは全部を、何らかの形で人間の生活圏から隔離し保管しなければならない。再処理をせず、燃料をそのまま永久保管することから、これを直接処分と呼ぶ。原子力委員会も平成24年6月(2012年6月)に「直接処分を可能とするための技術開発や所要の制度措置の検討に早急に着手すべきである」との決定を下している。

これらの社会的変化を受け、当「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会は2013年4月から、直接処分にどのような技術的、社会的課題があるかの検討を開始した。ガラス固化体の処分方法として地層処分を選択してきたことを受け、直接処分についても、地層処分を検討の前提と位置づけた。

検討の第1段階では、地層処分に関わる基本的な視点について再検討した。第2段階では、技術的な課題の洗い出しを行った。さらに第3段階では技術論を越える課題、つまり政治や制度、社会とのコミュニケーションにおける課題を洗い出した。特に、第3段階の議論については、必ずしも十分尽くしたわけではなく、今後の検討に待つ要素も大きい。本中間報告は、第1章、第2章、第3章を、各段階の議論をたどる形で取りまとめた。各委員が分担執筆したため、内容の重複など読みにくい点があることを申し添える。以下、各章の概要を紹介する。

「第1章 基本的要件」

「1.1 放射性廃棄物処分に関わる原則」では、「どれだけ安全であ

れば安全といえるか」という命題を取り上げ、社会の共通認識としての合意という形でしか解が得られないことを確認した。さらに、リスクという概念についても検討を加え、安全確保について5段階で考える深層防護についても論じている。同じく「1.2 地層処分技術の歴史と直接処分の特徴」では、地層処分という概念が発展してきた歴史的経緯に触れ、その概念の概要を確認した。「高レベル放射性廃棄物の処分では、数万年から数十万年という長期の安全確保が必要であり、人間による確実な管理継続や社会の安定性を期待することができず、それを前提とする処分システムは不適切」という考え方をなどを紹介した。

「1.3 議論の背景：原子力政策と直接処分」では、1956年の第1回「原子力の研究開発及び利用に関する長期計画（長計）」以来長期計画などが、再処理と廃棄物処分をどう扱ってきたか概観した。その上で、福島第一事故によって議論がどう変化したかを分析した。

「第2章 技術論」

まずは、「2.1 直接処分とガラス固化体処分の相違点」である。使用済核燃料には大量のウランとプルトニウムが含まれている。これを再処理せず地層に処分すれば、地下にプルトニウムをため込むことになる。人工的なプルトニウム鉱山を作ることに等しい。プルトニウムは核兵器に転用される心配があり、国際社会はプルトニウムが持ち出されたりしていないかを確認（保障措置）を永久に続けることになる。また、プルトニウムなどが攻撃されないような措置（核セキュリティ）について国が責任を持つ必要があるため、この点も大きな検討課題だと指摘した。使用済燃料は、ガラス固化体に比べ寸法が大きく、発熱も大きいこと、核物質を含むため臨界への配慮が必要なことなどから、長期的な安全性を評価する上での課題を示した。

「2.2 処分に伴う環境汚染リスクの評価」では、まず放射線から「人を守る」と「環境を守る」とに関する国際的な動向を紹介し、今後検討すべき論点を抽出した。使用済燃料であろうとガラス固化体であろうと、処分に当たっては何重もの安全対策を取るが、それでも異常事態が発生した場合の安全対策を用意する必要がある。これまでの超長期にわたる安全対策の他、これまであまり議論されなかった処分場操業期間中における安全評価について、原子力発電環境整備機構（NUMO）の取り組みを中心に紹介している。

次は、「2.3 使用済燃料の中間貯蔵について」である。ここでいう中間貯蔵とは、日本では使用済み燃料を数十年程度、地上もしくは地下に貯蔵することを指している。本項では中間貯蔵の技術を概観し、日本と諸外国の施設について紹介した。

近年では、地層処分を社会が受け入れ、長期間にわたる工事などを円滑に進めるには、可逆性や回収可能性が求められるようになってきている。事業計画などの変更や見直しを意味するのが可逆性であり、処分場に保管した廃棄物を取り出せるようにしておくことが回収可能性である。「2.4 可逆性と回収可能性」では、このような考え方が求められる背景などについて触れ、諸外国における研究開発動向を紹介し、今後の論点を抽出した。

「第3章 技術論を越える課題」

「3.1 総論」では、高レベル放射性廃棄物の処分問題が「トランス・サイエンス」的問題の極致だと指摘すると共に、直接処分は工学的な配慮だけで済まず社会の価値判断に深く関わる問題を提起すると強調した。「3.2 未来世代への責務とコミュニケーション」においては、未来世代とは誰を指すか、未来世代に対する負担とは何を意味するかを論じ、未来を時間的に区切って考えることを示唆した。

「3.3 政治の役割」では、まず、地層処分に対する合意形成のためには、専門家に丸投げせず、政治が自ら説明責任を果たすことの重要性を指摘し、さらに様々な価値観の対立における政治の責任にも言及した。また、損害賠償制度を例に、円滑な意思決定のためにどんな制度を整備すべきか論じた。

「3.4 個別の政策課題」では、まず「発生量制限における問題点」を取り上げた。原子力委員会の諮問に対し、日本学術会議が「(原子力発電から発生する使用済燃料について) 政策決定過程で総量が明確化されていない」との指摘を行った。本項では、総量管理という考え方について論点を整理した。日本にどの程度地層処分に適した場所を確保できるかという収容限界を見極めて原発利用の規模を考える、といった学術会議の指摘とは違った視点も提起した。次に取り上げたのが「中間貯蔵の政策論」である。福島第一事故以前には、再処理工場の稼働が遅れても柔軟に対応することを目的に中間貯蔵が検討されたが、そのリスクに対する検討がなされなかった点を指摘した。

次が「3.5 コミュニケーションで解決すべき課題」である。本項

ではまず、関係者の努力と問題点を取り上げた。事業者、専門家、一般市民、学校教育について触れている。事業者については、国民自身の行動を引き出す、という点での仕組みや方法が欠如していたと指摘した。続いて、情報の受け手の側の視点を取り上げた。社会は放射性廃棄物処分をどう見ているか、直接処分についてどう考えるか、立地プロセスがどう映るかなどについて検討した。この項の最後が「学会の役割」である。研究活動、情報発信、共考（社会と共に考える）場作り、人材育成・国際協力を取り上げた。

本中間報告の策定に当たっては、なるべく専門用語は避け、多くの人が理解できることを目標に掲げたが、専門用語は多種多様かつ多数あり、全てを避けることはとても不可能であった。この点を補うため、巻末に付録として用語集を添付した。

目 次

はじめに(問題提起)	1
第1章 基本的要件	5
1.1 放射性廃棄物処分に関わる原則	5
1.2 地層処分技術の歴史と直接処分の特徴	15
1.3 議論の背景：原子力政策と直接処分	35
第2章 技術論	39
2.1 直接処分とガラス固化体処分の相違点	39
2.1.1 核不拡散と核セキュリティの観点	39
2.1.2 長期的安全にかかわる評価上の課題	59
2.2 処分に伴う環境汚染リスクの評価	67
2.2.1 「環境の防護」について一論点の抽出	67
2.2.2 処分における重大事故(操業時の安全)、確率論と決定論 ／リスク評価的考え方に基づく評価	78
2.3 使用済燃料の中間貯蔵について	88
2.4 回収可能性	96
第3章 技術論を超える課題	103
3.1 総論－「技術論を超える課題」が意味するところ	103
3.2 未来世代への責務とコミュニケーション	108
3.3 政治の役割	111
3.3.1 説明責任、価値対立を終息させる責任	111
3.3.2 意思決定が円滑に実行される環境整備 －損害賠償制度を中心に－	115
3.4 個別の政策課題	121
3.4.1 発生量制限における問題点	121
3.4.2 中間貯蔵の政策論	130
3.5 コミュニケーションで解決すべき課題	134
3.5.1 関係者の努力と問題点	134
3.5.2 受け手側の視点～人々は何を心配しているのか？～	143
3.5.3 学会の役割	149
まとめ	156

付録；

1. 補足資料

- (1) セーフティーケースの日本語訳について
- (2) 地層処分における安全とリスクについて（メール討議の要点）
- (3) リスクという言葉の積極的使用について
- (4) 隔離処分に関わる基本的考え方－歴史的経緯を踏まえて－
- (5) 国民への説明に用いる原子力関連語彙について

2. 用語集

3. 委員会名簿

4. 委員会活動記録

「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会
中間報告書

本 文

はじめに（問題提起）

現在わが国の原子力発電所は、福島第一原子力発電所事故（福島第一事故）の影響によりすべて運転停止中である。再稼働の準備は進められているが、その一方で原子力発電への依存度の低減等、原子力利用の在り方そのものも問われ続けている。そうした中、再処理事業の進捗に時間を要していること、高レベル放射性廃棄物処分場の立地プロセスが進展しないこと等により、増加し続けてきた使用済燃料の管理の在り方について、様々な観点からの議論が続いている。こうした背景の下に、従来考えられてこなかった使用済燃料の直接処分¹ や長期保管² が、新たな選択肢として検討の俎上に上ってきた。これを踏まえ、2013年4月、「使用済燃料直接処分に関わる社会環境等」研究専門委員会が日本原子力学会に設置され、関連する社会的諸課題に関する検討を開始した。

従来わが国では、使用済燃料に含まれるウラン及びプルトニウムは再処理により分離回収して燃料として再利用し、残る高レベル放射性廃棄物はガラス固化体にして深い地層中に処分するという、いわゆる「全量再処理」の方針をとってきた。このため、使用済燃料を再処理せずにそのまま生物圏から隔離する直接処分の実施について、これまでわが国で検討されたことはほとんどない。直接処分の方式は、処分事業が先行しているスウェーデン、フィンランド等では従来から採られている方式だが、わが国の自然環境の下で、またガラス固化体地層処分の立地プロセスも進展していない社会環境下でこの方式を採用するとすれば、どのような技術的、社会的課題が生じるか、当研究専門委員会での検討の出発点はそこにあった。

当研究専門委員会の検討は、従来の再処理後のガラス固化体の地層処分と使用済燃料の直接処分の技術的相違点を踏まえて、直接処分を選択肢とする場合に検討すべき科学技術を超える課題（いわゆるトランスサイエンス課題）を摘出し、整理して示すところに主眼がある。その際、根本的解決策ではないが、新たな処理技術の実現可能性に期待してあるいはその他の事由により

¹ 原子力委員会は、平成24年に、当時の政府のエネルギー・環境会議の指示を受け、核燃料サイクル政策の選択肢を構成する方式のひとつとして直接処分を提示した（核燃料政策の選択肢について 平成24年6月21日原子力委員会決定）

² 本中間報告では、将来何らかの事情により政策の実行の留保と政策変更があり得ることに留意し、従来の計画貯蔵期間を延長する可能性を含めて「長期保管」即ち「貯蔵期間の延長」という選択肢を考慮する。日本学術会議は、最終処分に先立って数10年から数100年程度のモラトリアム期間をおくための「暫定保管」を提案した（回答 高レベル放射性廃棄物の処分について 平成24年9月11日）。この提案も「長期保管」のひとつであろう。

使用済燃料の貯蔵期間を延長すること（長期保管）も選択肢のひとつとして掲げるべきかも知れない。したがって、①再処理後のガラス固化体の処分、②直接処分、③貯蔵期間の延長の3つが、主要な選択肢として提案されると考え、様々な角度からのこれらの比較を行うことも課題となろう。

直接処分の方法としては、従来のガラス固化体の処分と類似の、深い地層中への隔離処分方式を考えることになる。この場合、処分対象物である使用済燃料には核燃料物質が多量に含まれるなど、その物質組成、形状寸法、重量、放射線量、発熱量等がガラス固化体とは異なる。このため、処分対象物のハンドリングや処分システム中での物質の物理的・化学的挙動も、直接処分では違ったものになると考えられ、それに応じた知識や技術が必要になる。このようなことから、2013年度より文部科学省及び経済産業省が予算化し、研究開発が始められた。

地層処分が通常の技術と大きく異なるのは、その将来にわたる安全性について、数千年から百万年という地質学的時間スケールでの考慮を要する点である。通常の建造物寿命の考慮範囲は高々100年程度であるが、これを大幅に超える時間スケールである。このため、将来予測の不確かさや長期間に及ぶ知識の継承といった科学技術上の問題に加えて、将来の不確かさから生じる社会的問題や、世代を超える倫理の問題も提起される。これらの問題の種類と軽重は、直接処分の場合と従来のガラス固化体処分の場合とでは、異なり得るのでその検討が要る。

核燃料サイクルの物質収支という観点から見て、従来想定してきた高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体の処分と使用済燃料の直接処分との最大の相違点は、前者では処分対象物にウラン及びプルトニウムという核燃料物質をほとんど含まないのに対し、後者ではこれが燃料の大半（97%）を占め、残りは核分裂生成物及びマイナーアクチニド（MA; Np, Am, Cm等）であり、さらに放射化した燃料部材が含まれるという点であろう。こうした相違に応じて、直接処分の実施にともなって想定しなければならないリスクは、ガラス固化体の処分の場合に比べ、より一層多様である。例えば、放射性物質の環境への移行に伴う放射線のリスクについては、そのための対策としての人工バリア及び天然バリアが設計され、長期にわたるその性能が評価されなければならない。このことは両者に共通であるが、直接処分の場合には、プルトニウムやアメリシウムの壊変に伴う発熱の影響は、処分場の設計及び安全評価上考慮すべき事項となる。また、使用済燃料中のプルトニウムはいわゆる原子炉級のプルトニウムであり兵器級ではないが、軍事転用可能であ

ると言われる物質である。この使用済燃料そのものは、数 100 年も経てば透過性放射線的大幅な減衰によりハンドリングと再処理が極めて容易になる。従って処分場に対して、ガラス固化体の処分の場合に比べより一層厳重な核セキュリティを処分場閉鎖後長期間に亘って確保することが課題となる（プルトニウム鉱山問題）。また、ウラン及びプルトニウムには核分裂性物質（ U^{235} 、 Pu^{239} 等）が含まれ、また Pu^{239} は、壊変してもやはり核分裂性物質である U^{235} になるので、核分裂連鎖反応発生のリスクも長期間にわたり考慮しなければならない。

さらに長期の間に生じ得る自然災害や地殻変動のリスクをどう取り扱うかも課題である。個々のリスクの種類と性質に応じて、リスクの指標となる尺度及び評価の対象と範囲を明らかにして適切なリスクアセスメントを行い、その結果を踏まえたリスク管理の戦略を提示することが必要になる。こうした作業を誰がどのように行い、提案し、分析し、どのようにして社会的な合意形成に向けたプロセスを創出するか、ここにも大きな課題がある。

原子力発電に伴い発生する放射性廃棄物の処分に伴うリスクは、核燃料サイクル施設等、原子力発電に関連する施設の操業や廃棄物処理処分等の活動に伴うリスクも含め、関連する活動全体の中で適切に位置づけ、評価することが望ましい。例えば、使用済燃料の直接処分の影響と従来の再処理後のガラス固化体の処分の影響を比較する場合、再処理施設の操業に伴う環境放出、再処理及び MOX 加工工程から生じる TRU 廃棄物や再処理工程で使用済燃料から分別される被覆管等燃料部材廃棄物、施設の廃止措置により発生する廃棄物等、発生する廃棄物全体の処分のリスクを適切に評価し、比較することも必要であろう。

さらに、処分場の立地調査から閉鎖まで 100 年はかかると言われる処分事業は、長期プロジェクトの宿命とも言える様々な変化への備えと対応が不可欠である。すなわち事業継続期間中に生じ得る社会的変化、技術的变化及び環境の変化を逐一予測することは到底可能ではないので、状況の変化に応じた方針変更、政策変更の可能性にも適切に対応できる仕組みが必要である。地層処分の世界でその対応策のひとつは、可逆性及び回収可能性を処分計画の設計に組み込むことであると考えられており、これをどのように具体化するかという課題がある。

直接処分の問題は、放射性廃棄物の処分問題のひとつであるが、同時に使用済燃料の管理の問題のひとつでもある。さらに使用済燃料の管理の問題は、原子力発電における核燃料サイクル政策とその計画の一部をなし、持続可能

な社会の追求や核拡散防止を目的とする国際協調の一環をも構成する。直接処分は、その実現のために必要な知識や技術が様々な理学と工学の分野にまたがっていることに加え、こうした国内外に広がりを持つ課題領域のなかで関係者の関心や利害、価値観が交錯し衝突する問題でもあり、かつ原子力利用に関わる施設の立地問題でもある。

したがって、特に直接処分では、科学技術を超える様々な分野の研究者や技術者の関与あるいは参画のもと、分野を超えた相補的、創造的かつ建設的コミュニケーションが極めて重要になると同時に、多くの利害関係者や、関心のある一般の方々とのコミュニケーションも不可欠となる。これらにどのように取り組んでいくべきか、最終的にはその具体的処方箋が求められるだろう。こうした認識を基礎として、これまでの関連プレイヤーの役割を見直すと同時に、改めて学会の役割や政治の役割を考える必要も生じる。

当委員会が扱っている問題は核燃料サイクル政策全般に係るものではあるが、ここでは特に処分技術、中でも使用済燃料直接処分に関わる諸課題に限定して議論を進めている。本中間報告ではこれらの課題を見渡しつつ、当委員会の1年間の活動で得られた成果を取りまとめたものであるが、なお多くの未検討課題が残されていることにもご留意頂きたい。

第1章 基本的要件

1.1 放射性廃棄物処分に関わる原則

1) はじめに

本節では、放射性廃棄物処分問題を論ずる場合の基本的認識を示す。題目は原則としたが、議論を進める上での認識の共有化、と言った程度のもりである。

委員の中には直接処分、地層処分の問題より、この原則の議論の方が重要なのではないか、と言う意見もあった。そのため、敢えて原則と題している。記述内容については今後さらに委員会や外部からの意見を反映して充実させていく予定である。

2) 処分

処分とは、広辞苑によれば、①基準に照らして処理すること。かたをつけること。①とりはからい。②さばき。処罰。②④公法上、具体的事実や行為についての行政権または司法権の作用の発動。行政処分・処分命令・強制処分・保護処分・保全処分の類。③私法上、既存の権利または権利の客体について直接変動を生じさせること。売却・贈与の類。とされている。地層処分とは、資源エネルギー庁のホームページの用語集によれば、「高レベル放射性廃棄物の最終処分としてガラス固化体を地下数百メートルより深い地層中に隔離する方法をいう。処分後のいかなる時点においても人間とその生活環境が高レベル放射性廃棄物中の放射性物質による影響を受けないようにすることを目的とする」とされている。

本委員会の検討対象とする「直接処分」は、まだ資源エネルギー庁のホームページの用語集に記載されていないが、上述の「地層処分」に関する解説において「ガラス固化体」を「使用済燃料」に読み替えれば良い。

国際的には、単に「直接処分」と言う場合は使用済燃料の地層処分のことを意味する一方で、「地層処分」と言う場合、ガラス固化体または使用済燃料の地層処分を意味している。

3) 安全性の受忍限度

放射性廃棄物処分問題の社会的な理解を高める上で、安全問題は最も重要な問題である。放射性廃棄物処分場の安全性は技術的な安

全評価シナリオによって定量的に解析される¹が、その安全評価シナリオで示されるリスクの判断基準が問題である。設計・計画の段階で技術者がなんらかの仮定条件を置いて検討を進めるのは当然としても、実施段階ではその判断基準すなわち、どれだけ安全なら安全と言えるのか²、言い換えればリスクの許容値は、技術者の仮定条件が自動的に最終的な条件になるのではなく、それが受忍限度として社会的に合意形成されるべきものなのである。

社会で用いられる技術一般、例えば自動車、列車、航空機などの場合は、過去の事故の発生頻度が暗黙の裡に概ね社会的な受忍限度となっている。裏返せば社会的な受忍限度を満たさない技術は社会に受け入れられず自然に淘汰されてきたと言える。

原子力発電所の場合は事故の影響が大きいため、専門家の間では確率論的安全解析(PRA)による事故の発生頻度の評価が行われ、事故発生確率が既存技術の事故発生確率と比して十分低くなるような安全目標値が検討されてきた。

PRAは事故の発生確率が目標値以下になっていることを確認する手法なのであるが、裏返して言えば、それだけの安全対策を施しても、安全目標値以下の確率で事故が発生する可能性が残るということを示しているのである。そのリスクのことを残余のリスク或いは残留リスクと呼んでいる。しかし、この残余のリスクに関する議論は専門家の間での議論に止まり、福島第一事故の前までは社会的受容性向上の障害になるとの観点から、残余のリスクによる事故の可能性に言及することはタブー視され、図 1.1-1 の左の絵のように「事故は起きない」という、誤った理解を誘導するような説明がされる場合があった。これが安全神話と呼ばれるものである。

その反省に立ち、原子力発電所の安全性の説明は、今後は、図 1.1-1 の右側に示すようにリスクの存在と向き合い、明示されるべきであろう。残されたリスクの存在を明示し、如何にそのリスクを軽減する安全対策を講じているかを説明することは自動車などの一般技術では普通に行われていることである。医学の世界でも以前は治療方針を“医者任せ”にすることが多かったが、近年は「インフォームド・コンセント」と呼ばれる方式が定着しつつある。医師が治療方針と併せてその治療過程或いは治療後また、治療を行わなかった場

¹ 放射性廃棄物処分では「セーフティーケース」と言う。

² 国際的には「How safe is safe enough.」と言われる。

合のリスクを治療着手前に患者に説明して合意を得る方法である。原子力でも同じように、施設建設前に国民や近隣住民に対して、その施設にどのような潜在的な危険性があり、それに対してどのような対策を講じているのか、そして周辺地域や将来世代にどれだけのリスクが残されているのかを明示し、合意を得ることが求められる。

事業者はリスクが社会的な受忍限度を下回るまで安全対策を強化することが求められることになる。例えば受忍限度をクリアして事業を始めたとしても、社会的な受忍限度は低下し続けるのが一般的であるので、事業者は永続的に残存リスクを低減化する努力を継続し続けなければならない。これは原子力に限った話ではなく、どの産業技術にも共通してあてはまる考え方である。

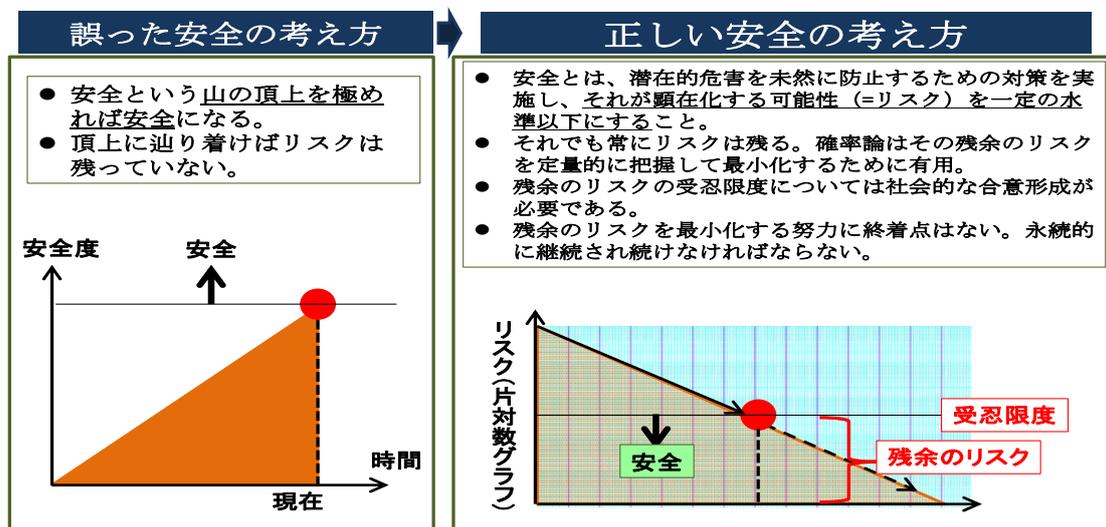


図 1.1-1 安全の考え方

4) 高レベル放射性廃棄物処分場の安全問題の特徴

原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場の安全問題には表 1.1-1 のとおり大きな相違点がある。

いずれの施設でも後述する深層防護 (Defence in depth) という考え方が重要であることには変わりはないが、表 1.1-1 に示す通り、共通している特徴と異なる特徴が存在する。原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場はいずれも放射能の保有量が多く、初期放射線量が高いという点は共通している。臨界問題に関しては再処理後の処分と直接処分の場合で特徴が大きく異なる。

表 1.1-1 原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場の相違

	項目	処分場 (ガラス固化体)	処分場 (使用済燃料)	原子力発電所
1	放射能保有量	多い	多い	多い
2	初期放射線量	高い	高い	高い
3	臨界可能性	無し	有り	有り
4	臨界事故対策	不要	必要	必要
5	漏えい可能性	有り	有り	有り
6	漏えい対策	必要	必要	必要
7	長期の不確実性	高い	高い	低い
8	主要なリスク	地下水汚染	地下水汚染	放射能の大気中放出
9	使用期間	超長期	超長期	短期(数十年)
10	防災対策	不要	不要	必要

ガラス固化体の処分場の場合は臨界の可能性は無いので臨界事故対策が基本的に不要であるが、直接処分の処分場の場合は臨界の可能性を否定しえないため、臨界安全対策が必要となる。原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場はいずれも漏えい対策（閉じ込め安全）が必要であることは共通している。そして、処分場の場合の最も大きな特徴は、リスク評価をする場合の不確実性が大きいことである。何万年、何十万年と言う超長期にわたる安全評価に大きな不確実性が伴うからである。原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場は想定されるリスクが異なる。原子力発電所の事故シナリオは福島第一事故で経験したような放射能の大気中放出であるが、処分場閉鎖後の事故シナリオは、ガラス固化体処分、直接処分とも地下水の放射能汚染である。

このため、原子力発電所では最大リスクである放射能の大気中放出事故を防止する安全対策を最も重視している。これに対して、処分場の場合は大きな事故が起きるリスクは小さいが、使用期間が超長期に及ぶことの不確実性対策を最も重視している。処分場の場合はその不確実性を軽減する様々な対策が講じられている。このため、原子力発電所では深層防護の第5層として防災対策、すなわち事故が起きた場合を想定した住民の避難対策が求められるが、処分場の場合はそれが不要という点は大きな相違点と言える。これらの原子力発電所と高レベル放射性廃棄物処分場の違いや超長期の不確実性対策について国民、地域住民の理解を得ること、すなわち、リスク

コミュニケーションが非常に重要である³。

リスクコミュニケーションが不十分で上述した両者の相違が理解されていないと、処分場問題の議論が原子炉の安全問題と混同され、ちぐはぐな議論に陥る可能性が危惧される。

5) 超長期の安全問題

放射性廃棄物処分は、自然界にあったウランを原子力発電で使った後、再び自然界に存在していた時と同程度の安全性に戻すための活動、だと表現する場合がある。その意味は以下の通りである。原子力発電ではウランの核分裂エネルギーを利用する。その過程で核分裂生成物(FP)や超ウラン元素(TRU)などの放射能毒性の高い物質が生成される。これらのFP、TRU等が高レベル放射性廃棄物の放射能毒性を高めている。再処理する場合はこれらの物質は再処理工場でウランやプルトニウムと分離され、高レベル放射性廃棄物としてガラス固化体に密封された上で高レベル放射性廃棄物処分場に埋設される。直接処分の場合は使用済燃料の中のFP、TRU等はウランやプルトニウムと混在したまま、処分容器の中に密封されて高レベル放射性廃棄物処分場に埋設される。

原子炉で使われたウラン燃料の放射能毒性が自然界に存在している天然ウランと同程度の安全性に戻るまでに数十万年から約百万年かかると見込まれている。その経年変化を濃縮度4.5%の核燃料1トンの解析例として、図1.1-2に示す。これはガラス固化体の場合の解析例であるが、原子炉から取り出された時が最大で、天然ウランの約1千万倍であるが、その後徐々に低下して数万年後に天然ウランと同程度にまで低下する。図1.1-3には直接処分の場合の解析例を示す。この例はスウェーデンの場合の解析例である。

高レベル放射性廃棄物処分場はしたがって超長期にわたる安全評価／解析が必要となるが、対象期間が長いため、実証研究が困難という問題がある。この問題を克服するための工夫のひとつとして、過去に形成され保存されている鉱床などの地質体から、保存環境、様々な地質現象と元素の溶出の関係などを明らかにするナチュラルアナログ研究が行われているが、評価のためのデータが直接得られないという制約があり、それを克服するため様々な工夫を行わざるを得ないが、市民目線から見ると、それらの工夫が「安全性の値切

³鈴木篤之「高レベル放射性廃棄物処分について」原子力安全委員会ワークショップ報告,2003.8.8を基に筆者が最近の情報を加筆

り」ではないかと見られてしまう場合がある。

そのような疑念を抱かれないよう、評価手法の選定や基準の設定にあたっては丁寧な社会的な合意形成が求められている。

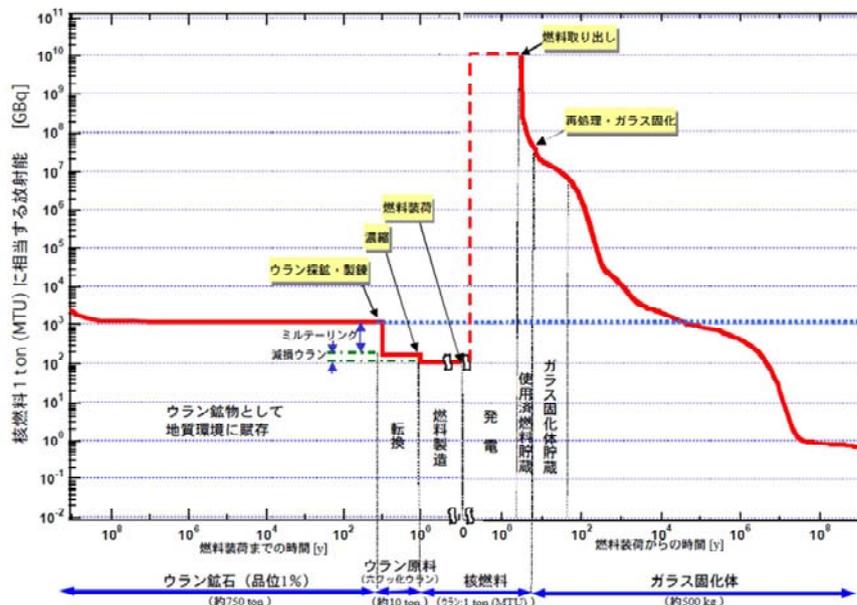


図 1.1-2 放射能の推移から眺めた高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の特徴（濃縮度 4.5%の核燃料 1 トン相当）

出典) 朽山修「高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の処分について」新大綱策定会議(第 12 回)資料第 1-1 号, 2012. 1. 26

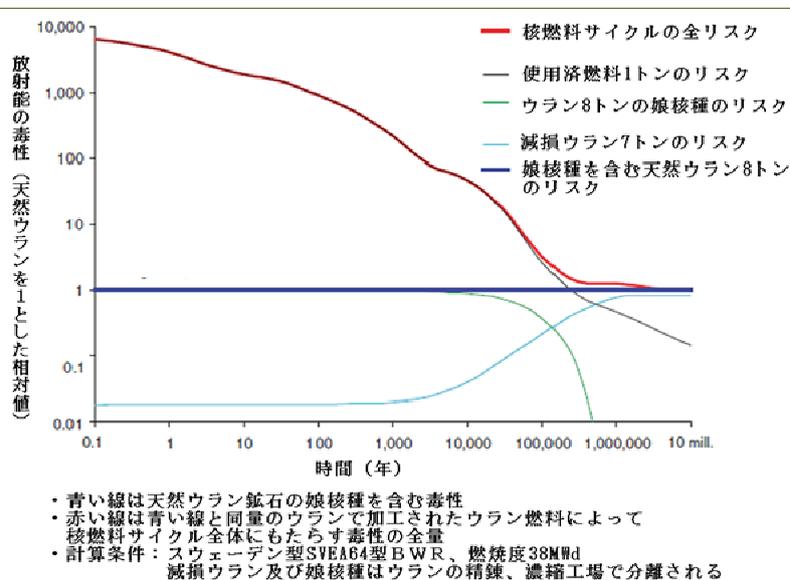


図 1.1-3 核燃料サイクルの放射能毒性の経年変化（直接処分の場合；横軸は原子炉から取出し後の年数を示す）

出典 : Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark Main report of the SR-Site project

6) リスクの意味するもの

工学で使われるリスクとは、ある事象が起きる確からしさと、それによってもたらされる危害の積を指すのが一般的である。

しかし、同じ「リスク」という用語を使っても話し手によって意味が異なる場合がある。

原子力発電所の安全設計では確率論的安全解析で求められる事故確率を「リスク」と呼ぶ場合が多い。例えば、炉心損傷リスクは事故時に压力容器から放射性物質が漏出する確率、すなわちレベル1、PSAの算出結果を指し、「原子炉施設による周辺公衆に対する放射線被ばくのリスク」は、事故時の周辺公衆に対する放射線被ばくの確率、すなわちレベル3、PSAの算出結果を指している。

一方、社会学の分野では場合によっては人が制御できる危険性だけをリスクと呼び、天災のように人知の及ばない事象はリスクとは呼ばないことがある。この考え方は時と場合によって異なるようであるから注意を要する。

原子力でも場合によっては、機器の故障率データのことを「リスク情報」と呼ぶこともある。正確にはリスクを評価するための基礎情報、という意味で用いられているものであるが注意を要する。

7) 深層防護

福島第一事故後に作られた新しい規制基準には、国際的な安全設計思想である「深層防護」の考え方が取り入れられている。深層防護の考え方は元々、軍事的な防衛戦略から発展して作られたものである。

第1層は「異常発生防止」である。具体的には、余裕のある設計、冗長設計、多様性を持たせる設計を行い、製造・建設の品質を高め、安全文化を徹底することにより、異常発生を未然に防止し、出来る限り正常な範囲で運転・操業することを指している。

第2層は「異常の検知と制御」である。具体的には、第1層の対策にも係らず異常が発生したら、出来るだけ早くその異常を検知し、速やかに正常な状態に戻すよう自動的に制御することを指している。

第3層は「設計想定事故の制御」である。具体的には、第2層の対策にも係らず「異常」が制御できず「事故」に発展してしまった場合、緊急設備を駆使して事故の収拾を図り、安全な状態に回復させることを指している。

第4層は「過酷事故対策」である。第3層の対策にも係らず「事

故」が収拾できずに「過酷事故」に発展しそうになった場合、過酷事故対策設備を駆使して過酷事故への発展を防止して正常に停止させる。それでも過酷事故に至ってしまった場合は、あらゆる手段を駆使して外部に放出される放射エネルギーを抑制し、環境への影響最小化に努めることを指している。

第5層は「防災対策」である。第3層、第4層の対策にもかかわらず過酷事故によって放射能が外部に放出される場合に備え、安全な地域に避難させることを始め、周辺住民の放射線被ばくを防止するための防災対策全般のことを指している。

この深層防護対策は IAEA の安全基準では原子力発電所だけでなく、全ての原子力施設に適用すべきであると定められている。ただし、4) で述べたとおり、原子力発電所と処分場の特性の相違を勘案して適用することが肝要である。すなわち、原子力発電所が過酷事故対策にウェイトが置かれているのに対して、処分場では超長期の不確実性にウェイトを置いて適用することが求められる。IAEA の深層防護に基づく安全設計思想を図 1.1-4 に示す。

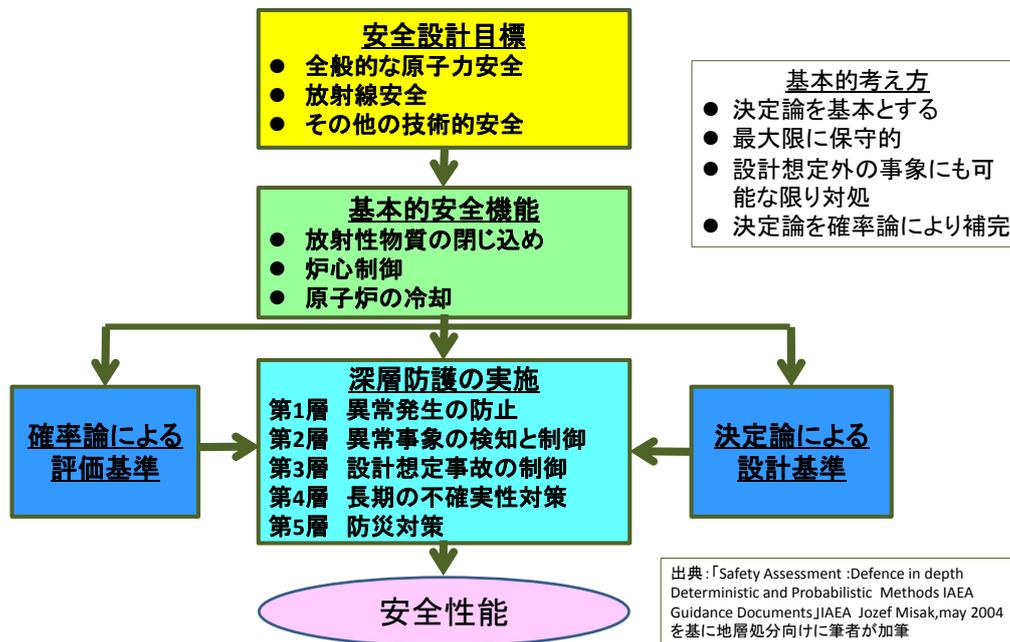


図 1.1-4 IAEA の深層防護に基づく安全設計思想

出典: 「Safety Assessment :Defence in depth Deterministic and Probabilistic Methods IAEA Guidance Documents」 IAEA Jozef Misak, may 2004

注1) 決定論による設計基準: 発生確率がいくら低くても想定した事象が起きることを想定して対策を実施する。防災対策も同様で、最大リスクに対

する防災対策を実施する。

注2) 確率論による評価基準：決定論による安全対策や防災対策を実施したとしても、想定を超える事故が起きる可能性は限りなく低くしなければならぬ。そのためには確率論によって、想定を超える事象が起きる可能性を継続的に評価し、それに対する効果的な改善対策を検討し続けることが求められる。

8) 人知を超える事象

処分場の超長期の安全性の議論で発生確率を推定できないような事象まで想定しなければならないのかどうか大きな議論となる。人知を超える事象まで想定しなくても良いという考え方もあるが、一方ではそれは将来世代に対する責任回避ではないかという考え方もある。どう考えるべきかの合意形成が困難としても、専門家の間で閉じた議論にするのではなく、少なくとも広く社会的な議論を行うべき問題である。

9) 透明性

原子力の透明性が低い問題は日本原子力学会の事故調査委員会でも分析され、学会員の調査結果等が2013年3月に公表された中間報告書で詳しく報告された。その中で目を引いたのは「関係者による自由な意見の表明を望まない風潮があった。」という意見である。学会事故調の最終報告ではこのことを反省し、今後は自由な意見表明が行える、開かれた学会を目指すとしている。

これまで「自由な意見の表明を望まない風潮」がなぜ存在していたのかの背景要因として、安全神話の存在が挙げられる。

確率論的リスク評価(PRA)が20年以上前から実施されていて、事故の発生確率が存在していることは原子力技術者の共通認識であったが、立地自治体の合意取得を始めとする公衆の理解取得を優先する立場から「事故が起きる可能性がある」ことに言及することがタブー視されていた。これが「自由な意見の表明を望まない風潮」を生んできた最大の要因と考えられる。事故が起きる可能性に言及することを避けた結果、「事故は起きない」という安全神話が生まれてしまった。その結果、国際安全基準で定められていた深層防護の第4層「過酷事故の防止と影響緩和対策」が疎かとなり、本来事故発生を前提とした対策であるべき深層防護の第5層「防災対策」が、形式的な対策に止まってしまっていた。

これらの問題が生じた大きな原因の一つは透明性の欠如であると言える。確率論的リスク評価（PRA）の結果を正しく伝えていれば、安全神話は生まれなかった可能性が高い。

福島第一事故後は原子力規制委員会が先頭に立って事故の可能性を前提とした安全対策の実施を進めており、今後は「自由な意見の表明を望まない風潮」は解消されるものと期待される。

立地自治体の合意取得問題が常に難航してきたことの原因の一つには既述した安全の説明論理の問題もあったものと考えられるが、国と自治体が原子力問題に関して対話を行う仕組みがないという制度的な問題が背景要因となっていることも様々な識者から指摘されている。そもそも、運転再開にあたって立地自治体の合意取得が必要、というのは事業者が自治体と締結している安全協定に定められていることであり、法律上は運転再開に関して自治体に何の関与も規定されていない。万一の場合に最も大きな影響を受けるのは地元自治体であることを鑑みれば、原子力施設の安全問題に関し、自治体が直接国と対話が行える仕組みを構築することが透明性向上のために最も有効な対策である。高レベル放射性廃棄物処分場の場合は特に期間が超長期に亘ることからなおさらである。

1.2 地層処分技術の歴史と直接処分の特徴

1) 地層処分概念の開発経緯

1957年に全米科学アカデミー(NAS)は、当時の原子力委員会(AEC)から検討を依頼されていた高レベル放射性廃棄物の最終処分方策として、岩塩層への埋設を推奨し、そのための研究開発の開始を提言する報告書を取りまとめた。この報告書は、高レベル放射性廃棄物の処分方策として地層処分の概念を提示する最初の報告書となった¹⁾。

1970年代中頃になると、世界的な環境問題への認識の高まりに呼応し、高レベル放射性廃棄物の安全な処分に関する見通しを原子力利用の条件として考えようとする世論が高まりを見せた。こうした状況を背景に、その後高レベル放射性廃棄物処分に関していくつかの重要な報告書が国際機関によって取りまとめられた。1977年にはOECD/NEAが、地層処分は、海洋底下処分や地球外処分、消滅処理などの他のオプションに比べ最も成熟度の高い現実的な解決策であり、岩塩層以外に、粘土質層や、硬岩層なども地層処分に適した地質媒体であるとする報告書を取りまとめ、公表した²⁾。1983年には、NASが岩塩以外の、凝灰岩や花崗岩などの岩盤における隔離性能の予備的な評価を行い、処分場としての成立性が見通しうることを示した³⁾。こうして1980年代には、①岩塩以外にも、粘土質層や硬岩層も処分場の候補になりうる、②処分の安全性は、地質環境(天然バリア)のみによるのではなく、工学的な対策(人工バリア)を含むシステム全体(多重バリアシステム)によって確保される、③地層処分システムの性能が長期にわたって満足できるものか否かについては、合理的で、科学的かつ現実的な評価が求められる、といった見解の整理が進み、今日の地層処分概念の基本的な輪郭が定まっていった。

このころから、関係各国で地層処分の研究開発が本格化し、1980年代にはスウェーデンやスイス、カナダなどで地下研究施設における国際共同研究なども開始された。我が国においても、1976年に原子力委員会が、地層処分に重点を置いた調査研究を進めるとの決定を下し、当時の動力炉・核燃料開発事業団を中心に、本格的な研究開発が開始された。こうして1990年代には、多重バリアシステムに基づく地層処分の概念は高レベル放射性廃棄物処分のいわば国際標準として技術的成熟を遂げていった。

その一方で、1980年代後半になると、処分場立地に向けての調査

や地下研究施設の立地が順調に進まない状況がいくつかの国で顕在化し、国によってはそれまでの計画を大きく見直さざるを得ない状況も発生した。このことは、地層処分という超長期の安全対策を必要とする事業は、科学や技術のみで解決できる問題ではなく、世代間の公平性などの倫理的・道義的要求をも含む社会的判断に大きく依存する事業であることを再認識させることになった。1990年以降、国際機関などから地層処分問題をこうした観点から再検討する重要な報告書がいくつか取りまとめられ、地層処分計画においては、科学の進歩や社会の受容性にかかわる状況変化に順応でき、将来世代が他の選択肢を選ぶ可能性を排除しないという見地から、段階的な意思決定が重要であるとの認識が定着していった^{4), 5)}。我が国では、2000年に特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律が制定され、地層処分は研究開発から事業化の段階へと移行したが、法律が定めた3段階の立地選定プロセスにはそうした考え方が部分的に反映されている。

地層処分の技術自体はおおむね1990年代には実施可能なレベルにまで成熟したということができ、2000年代に入ると、フィンランドや米国、スウェーデンのように、具体的に処分場のサイトが決まり、許認可段階に進む国も現れた。しかし合意形成にかかわる困難性は、その後も、我が国の東洋町における失敗や、米国におけるヤッカマウンテン計画破棄、英国におけるカンブリア州西部の処分場選定プロセスからの撤退などにみられるように、様々な形で顕在化している。地層処分に関わる合意形成の困難さの根本的な背景要因は、超長期の安全性が本当に実現しうるのかという疑念であり、それゆえ、社会はその実施に向けての「後戻りのできない決定」を保留または回避したがる傾向が強い。こうしたことから近年、地層処分においては、可逆性や回収可能性（R&R）を担保することが、合意形成を容易にする上での重要要件であり、倫理的要求からも必須の要件であるとの認識が国際的に高まっており、国によっては、R&Rを法的要件にしているところもある⁶⁾。いずれにしても、世界的に地層処分計画においては技術的側面よりも社会的側面の方が格段に重要性を増してきている。

可逆性と回収可能性の定義

(OECD/NEA R&R プロジェクト最終報告書より)

- ①**可逆性 (Reversibility)** とは、原則として、処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻す、あるいは検討し直す能力を意味する。後戻り (Reversal) とは、決定を覆し、以前の状態に戻す行為である。可逆性は、プログラムが進行している期間における、利用できるオプションと設計の代替案を最適化する道筋と考えるべきである。
- ②**回収可能性 (Retrievability)** とは、原則として、処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄物パッケージ全体を取り出す能力を意味する。回収 (Retrieval) とは、廃棄物を取り出す行為である。回収可能性があるということは、回収が必要となった場合に回収ができるようにするための対策を講じることができることを意味している。

2) 地層処分とセーフティケース

(1) 地層処分の基本概念

高レベル放射性廃棄物の処分では、数万年から数十万年といった長期の安全性を確保する必要がある。一方そのような長期間にわたり、人間による管理継続の確実性やそれを担保する社会の安定性を期待することは困難であり、それを前提としなければ安全が担保できない処分システムは適切とは言えない。一方深部地質環境は超長期にわたって物質を閉じ込める固有の性質を有しており、慎重にそのような環境を選べば、人類史を超える期間にわたる安定性も期待しうる。地層処分は、以上のような認識に立脚した工学システムであり、安定な地質環境 (天然バリア) の選定と、適切な工学的対策 (人工バリア) の組合せにより、超長期の受動的な安全性を実現しようとするものであり、その代表的な構成を図 1.2 - 1 に示す⁷⁾。この概念は、再処理政策をとる場合の高レベル放射性廃液のガラス固化体や TRU 廃棄物の処分と、直接処分政策をとる場合の廃棄物である使用済燃料の処分の双方に適用可能な概念であるが、選定した地質環境のほか、埋設対象物の性状や大きさなどによって、具体的な処分システムの設計はいろいろと変動しうる。

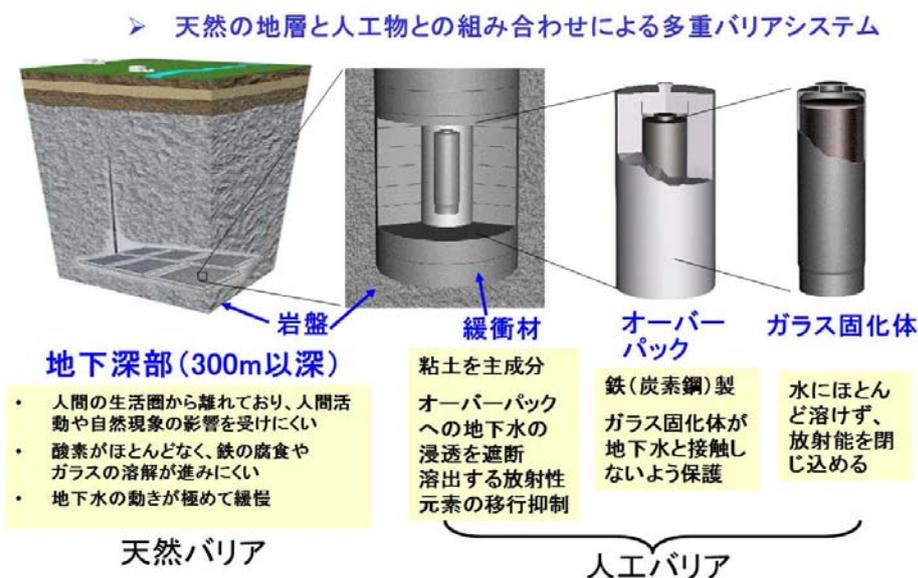


図 1.2-1 地層処分の基本概念（ガラス固化体処分の場合）

(2) セーフティケース

地層処分の安全性に関しては、対象とする全時間・空間スケールに対して文字通りの実証は不可能であり、予測的手法に基づく性能評価によりシステムの安全性能を示す必要がある。しかしながら、そのみでは長期の安全性への信頼構築には不十分であり、より幅広い、多面的な論拠や証拠を駆使して、処分施設の安全性を包括的に論証していく必要がある。こうした論証体系はセーフティケースと呼ばれる⁸⁾ (図 1.2-2)。

事業者は段階的に進める処分事業の各段階でセーフティケースを作成し、提示することで、規制側を含むステークホルダー¹⁾によるさまざまな意思決定に必要な情報を提供することとなる。セーフティケースの重要な側面は、事業の進展に応じて段階的に地層処分の信頼を構築していくと同時に、その時々々のステークホルダーの関心事に応じていこうとすることであり、そのために、これらステークホルダーがコミュニケーションを行う際の共通的な土台としての役割を果たす⁹⁾。

¹⁾ 経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) の Forum on Stakeholder Confidence (FSC)で採用されている定義によれば、放射性廃棄物管理に関する意思決定プロセスにおいて果たすべき役割を持つか、あるいは同プロセスに興味を持つ全ての人々

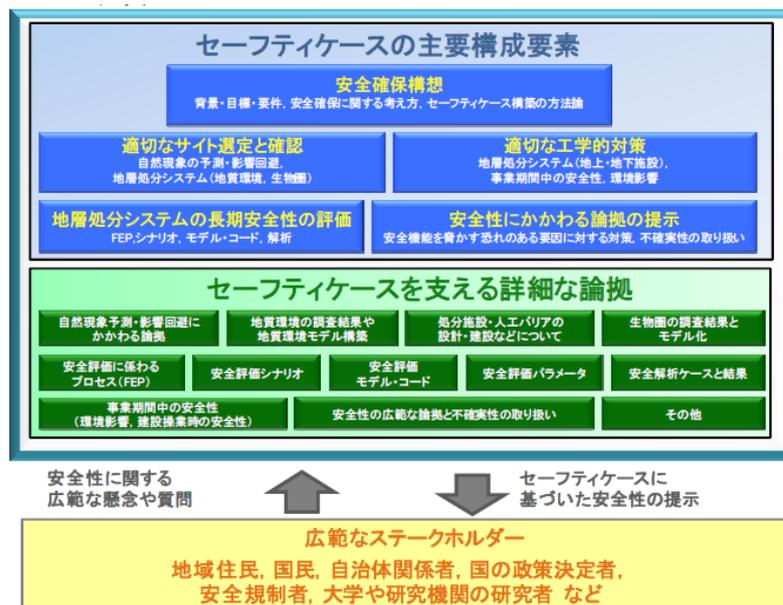


図 1.2-2 セーフティケースの構成要素と役割

(出典：地層処分事業の安全確保（2010年度版）－確かな技術による安全な地層処分の実現のために－NUM0-TR-11-01)

3) 核燃料サイクルのオプションと使用済燃料の扱い

発電を行うための原子炉には様々な形式があるが、今日では世界的に低濃縮ウランの酸化物を燃料とし、軽水を減速材兼冷却材として使う軽水炉が主流となっている。通常軽水炉のウラン燃料は核分裂性の U235 を 3～5%（残りは非核分裂性の U238）含む低濃縮ウランを使用し、燃焼が数%（3～5%程度）進むと、その結果蓄積する核分裂生成物の中性子吸収効果の増大により、核分裂連鎖反応の維持が困難になる。そこで、そこまで燃焼が進んだ燃料は炉心から取り出され、そのあとに新燃料が装荷される（これを燃料交換という）。炉心から取り出された燃料は「使用済燃料」と呼ばれるが、ウラン量でいえば、当初の量の 95%近くが残存する。ウラン中の U235 の濃度は 1%前後に減じているが、その一方で、U238 の中性子吸収で生まれるプルトニウムが 1%程度蓄積している。

使用済燃料の取り扱いに関しては、現在二通りの選択肢がある。一つはそれをそのまま廃棄物とみなして廃棄する道であり、もう一つは、残存するウランやプルトニウムを資源として回収し、核分裂生成物のみを廃棄する道である。前者は直接処分方式と呼ばれ、後者は再処理方式、あるいは再処理・リサイクル方式と呼ばれる（図 1.2-3）。後者の場合、再処理により回収されるプルトニウムは、

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）として軽水炉で再利用されることになる。

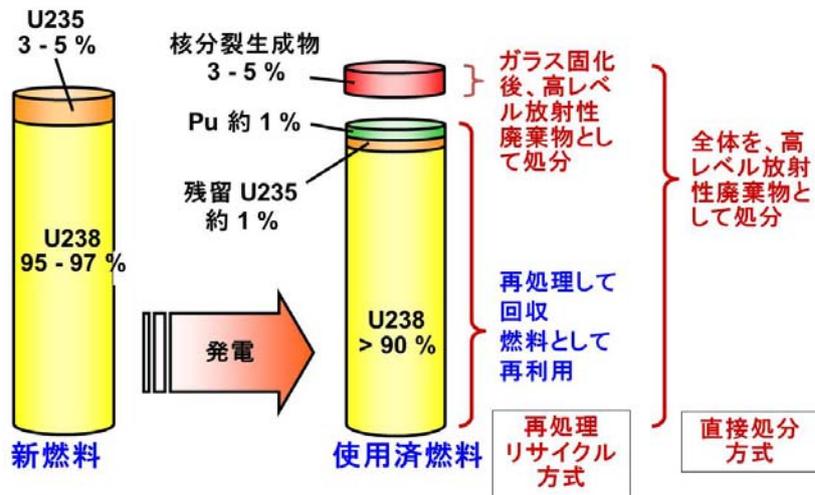


図 1.2-3 軽水炉使用済燃料の取り扱いに関する二つのオプション

MOX 燃料を軽水炉で再利用すると、その結果として MOX の使用済燃料が発生するので、その取り扱いをどうするかという新たな問題が生じる。

MOX の使用済燃料の再処理は、技術的にはフランスではすでに実証されているが、ウラン使用済燃料の処理に主眼を置いて設計された現在の再処理工場では処理効率が悪くなるので、フランスにおいても、現実にはウラン使用済燃料の処理を優先させ、MOX 使用済燃料は貯蔵に回されているのが実態である。また、MOX 使用済燃料中のプルトニウムは核特性上の品位低下のため、軽水炉での多重リサイクルには不向きであることも、MOX 使用済燃料の再処理を後回しにし、当面貯蔵で対処するという道を選択する大きな理由といえる。

軽水炉における再処理・リサイクル方式は、プルトニウムの多重リサイクルが困難であることから、自己完結的な完全リサイクルにはなりえず、将来の高速増殖炉における完全リサイクルに橋渡しができるまでの過渡的リサイクルとみなすことができる。一般に、本格的な再処理・リサイクル政策をとる場合は、将来的には高速増殖炉サイクルの実現を目指す。その場合は、軽水炉時代の MOX 使用済燃料はそうした時代が到来するまで備蓄し、新規に建設する高速増殖炉用燃料向けのプルトニウム供給源とするのが合理的な考え方である。軽水炉の MOX 使用済燃料の直接処分に関しては、再処理・

リサイクル政策の本来的意図からすれば、それを考えるべき蓋然性はきわめて低いといえることができる。しかし、政策変更によって再処理・リサイクル路線が放棄された場合には、残った MOX 使用済燃料の後始末のひとつのオプションとして直接処分も考えうるもので、その実現可能性や問題点については、あらかじめ検討しておく必要がある。

4) 再処理方式と直接処分方式における発生廃棄物の形態概略

(1) 再処理方式における廃棄物の形態

再処理を行う場合は、ウランとプルトニウムを回収した後に残る核分裂生成物（一部超ウラン核種を含む）からなる高レベル放射性廃液のガラス固化体が主たる処分対象となるが、再処理工程や回収プルトニウムの MOX 燃料への加工工程で発生する 2 次廃棄物（性状的には超ウラン（TRU）廃棄物）も処分対象となる。2 次廃棄物は、性状的には超ウラン廃棄物（TRU 廃棄物）に分類される。再処理方式と直接処分方式を廃棄物処分の観点から比較検討する場合には、再処理方式に関しては TRU 廃棄物も含めて議論する必要がある。

ガラス固化体は外形 43 cm の円筒状ステンレス製容器（キャニスタ、フラスコと呼ばれることもある）内で高レベル放射性廃液成分を混入させたホウケイ酸ガラスを固化したもので、外形については英仏日の再処理工場で統一化が図られている。キャニスタ高さは標準的には約 1.3m（容積では約 150ℓ）であるが、これより短い場合もある。標準的なガラス固化体 1 体当たりに充填される固化ガラスの重量は約 400kg で、容器も含めた重量は約 500kg になる。なお、ガラス固化体は、ガラスへの FP 混入率の設定にもよるが、一般的には使用済燃料 1 トンの再処理で 0.7～1.3 本程度発生する。

ガラス固化体は、通常製造直後は崩壊熱により 2kW を超える発熱があるため、30～50 年程度保管することで崩壊熱をある程度減衰させたのちに埋設処分する。埋設処分を行う場合、ガラス固化体は、主に地下水との接触を 1000 年間以上にわたって遅延させる目的で、オーバーパックと呼ばれる厚肉の金属容器に密封される。オーバーパックの材質や形状については、処分場の地質環境や、想定する密封期間や強度、搬送・定置装置との関係など、処分場システム設計との関係で多様な選択肢がありうる（図 1.2-4）。オーバーパックに収納されたガラス固化体の全体重量は我が国の場合で約 6 トンになる。



図 1.2-4 オーバーパックに密封されたガラス固化体(各国の概念)

TRU 廃棄物は、再処理工程で出てくる燃料除去後の被覆管の切断片（ハル）や集合体部材、高レベル放射性廃液以外の様々な工程廃液を濃縮・固化したもの、操業や保守の過程で使用し、汚染したウェスやビニール、工具、交換部品など多種多様な性状と形態を有する。一般的に、可燃性廃棄物の焼却灰や濃縮廃液はセメント固化などで安定化させ、不燃性の固体廃棄物は圧縮減容をしたうえで、所定の容器（コンテナ）に密封する。容器の形状や大きさについては、必要に応じ何種類かが用意される。再処理を行った場合、このような 2 次廃棄物（TRU 廃棄物）を合わせると、廃棄物の体積は当初の使用済燃料の体積よりも大きくなる。しかし 2 次廃棄物は発熱が小さいため、処分時には一か所に集中して埋設することができるので、ガラス固化体も含む全体の処分場の必要面積という点では、直接処分の場合の半分以下で済む。ただし、廃棄体自体の閉じ込め性能の点では、TRU 廃棄物はガラス固化体よりも劣るので、安全確保上は留意する必要がある。図 1.2-5 に、我が国で発生する TRU 廃棄物の分類とそれらの特徴を示す¹⁰⁾。また、図 1.2-6 には、フランスにおける B 廃棄物（我が国の TRU 廃棄物相当）用パッケージの例を示す。

TRU 廃棄物は、一般的には高レベル放射性廃棄物と同じ処分場に埋設するのが合理的であるが、別途 TRU 廃棄物専用の処分場を設ける場合もありうる。前者の場合であっても、TRU 廃棄物の場合、高レベル放射性廃棄物の埋設坑道とは別に、より大空間の埋設坑道を設け、そこに集中的に埋設されることになる。我が国の場合、TRU 廃棄物であっても、規定された放射性核種の濃度が所定の値未満のものについては、地層処分ではなく、余裕深度処分や浅地中処分に

振り分けられる。図 1.2-7 に、ガラス固化体と TRU 廃棄物を併置処分する場合の地層処分場のイメージを示す。

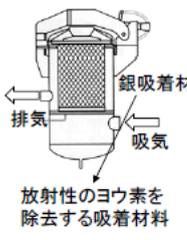
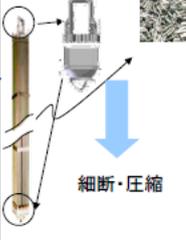
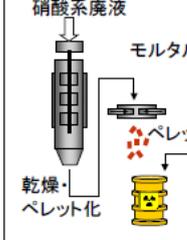
処分方法	地層処分を想定			余裕深度処分・浅地中処分を想定	
	廃銀吸着材	エンドピース	ハル	濃縮廃液等 硝酸系廃液 モルタル等	難燃性廃棄物 ゴム手袋 (焼却・圧縮) 不燃性廃棄物 工具 金属配管
概要	 放射性的ヨウ素を除去する吸着材料	 細断・圧縮	 乾燥・ペレット化		
廃棄体イメージ(例)					
特徴	<ul style="list-style-type: none"> 放射性ヨウ素 (I-129) を含む セメント固化体 	<ul style="list-style-type: none"> 発熱量が比較的大 放射性炭素 (C-14) を含む 	<ul style="list-style-type: none"> 硝酸塩を含む モルタル、アスファルトによる固化体等 	<ul style="list-style-type: none"> 焼却灰、不燃物 セメント固化体等 	
グループ	1	2	3	4	

図 1.2-5 わが国の TRU 廃棄物の分類とそれらの特徴

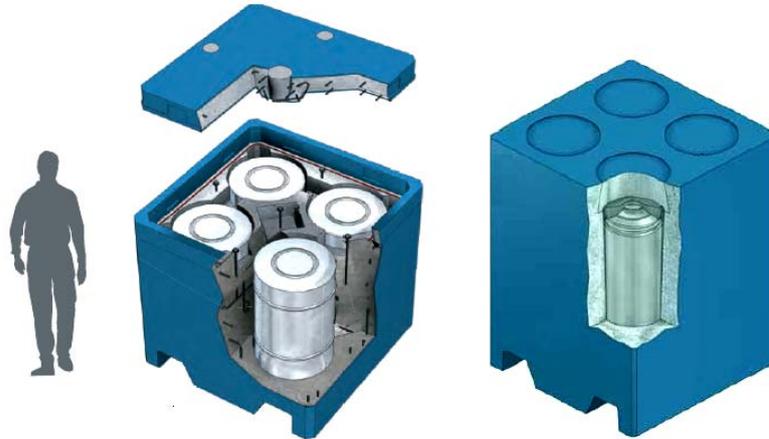


図 1.2-6 フランスの B 廃棄物用パッケージの例

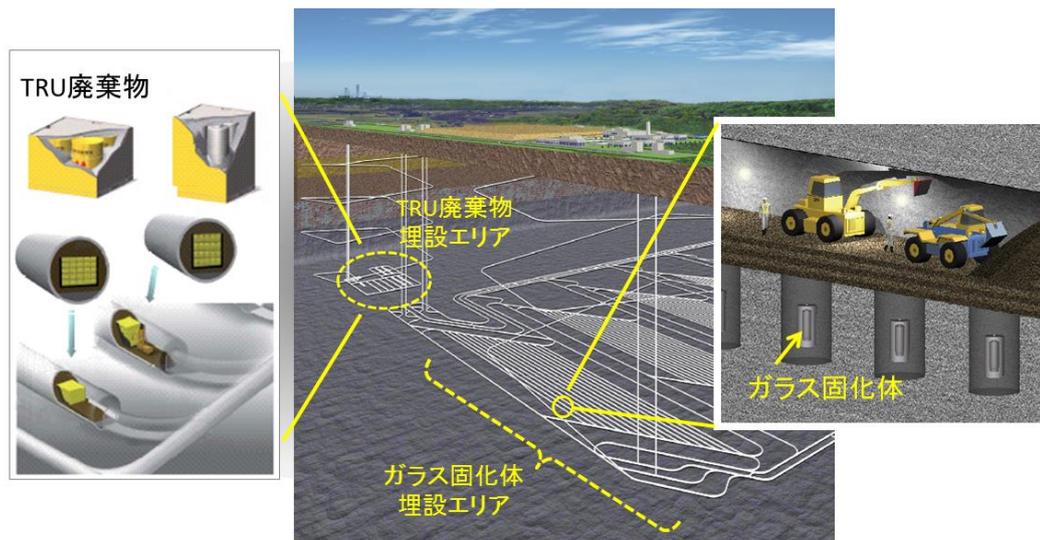


図 1.2-7 地層処分場のイメージ
(ガラス固化体・TRU 廃棄物併置)

(2) 直接処分方式における廃棄物の形態

直接処分を行う場合は、使用済燃料そのものが廃棄物とみなされ、地中に埋設処分されることになる。燃料集合体の長さは約 4 m あるので、それらを密封するキャニスタ（機能的に見ればガラス固化体の場合のオーバーパックに相当）の大きさも、前述のガラス固化体の場合に比べて大きくなり（高さで 5m 前後）、埋設坑道やハンドリング装置などがその分大きくなる。また、ウランやプルトニウムも非分離のまま埋設してしまうため、核分裂生成物の崩壊熱にプルトニウムの崩壊熱が加算されることになり、ガラス固化体処分の場合に比べ、地層処分場の熱設計上の負荷が相対的に大きくなる。このため、単位発電量当たりが必要とされる処分場面積は、直接処分の場合、再処理方式の場合に比べ倍以上になる。また、地層処分を行う前の冷却期間についても、ガラス固化体の場合の倍程度を必要とする。

キャニスタへの燃料集合体の装荷数については、欧州においては PWR 燃料集合体の場合は 4 体、BWR 燃料集合体の場合は 9～12 体が主流になっている。ただし、MOX の使用済燃料の場合、崩壊熱がウラン燃料の場合の数倍になるため、発熱量の観点から集合体 1 体のみの装荷に制限される。図 1.2-8 に、フランス、スウェーデン、及びスイスの直接処分用キャニスタの概念図を示す。キャニスタの全重量は、フランスのウラン使用済燃料用キャニスタの場合 35～43 トンであり、スウェーデンのキャニスタは 25 トン前後になる。

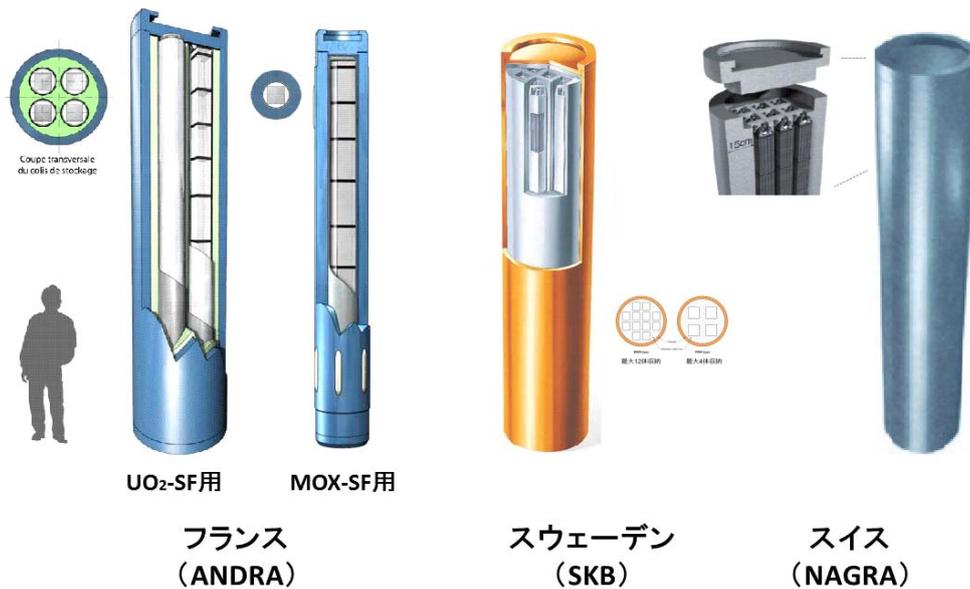


図 1.2-8 欧州各国の直接処分用キャニスタ概念図

5) 処分の観点から見た使用済燃料とガラス固化体の主要特性の違い
 (1) 発熱特性

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、オーバーパックに収納された高レベル放射性廃棄物を処分坑道に埋設する際には、埋設孔とオーバーパックの間に設けられた空間に、粘土の一種であるベントナイトを主成分とする緩衝材を充填する²。緩衝材は地下水の浸透を防ぎ、放射性核種の溶出や拡散を抑える重要な役割を持っている。その機能維持を長期にわたり保証するためには、緩衝材の温度を一定の値以下に抑える必要があり、わが国ではその制限値を暫定的に100℃としている。この制限温度を守るため、残留発熱の程度に応じ、埋設廃棄物の間隔を保持する必要があるが生ずる。このため、埋設時の廃棄物の残留発熱（崩壊熱）は、処分場の必要面積を決める重要な設計因子の一つとなる。

図 1.2-9 は使用済燃料とガラス固化体の崩壊熱特性（ウラン1トン当たりで規格化）を比較したものであるが、50年冷却時点では前者の発熱は後者のそれに比べ約6割大きい。これは、使用済燃料の場合、FPの崩壊熱に加え、プルトニウムやその崩壊で蓄積するアメリシウムが発熱が加算されるためである。

² フランスの処分場候補地のように、母岩が粘土系の堆積岩の場合は、母岩自体の透水性が低く、核種移行遅延効果が大きいので、緩衝材の使用が省略される場合もある。

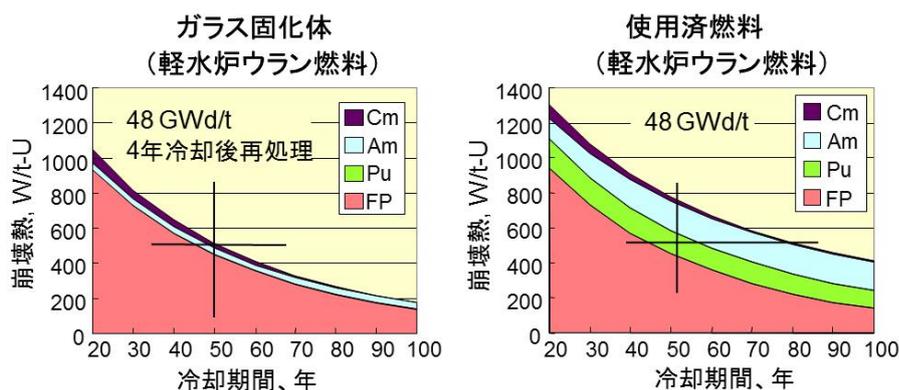


図 1.2-9 ガラス固化体と使用済燃料の崩壊熱の比較

フランスでは、2006年の放射性廃棄物等管理計画法制定に先立ち、処分の実施主体である ANDRA が、Dossier 2005 と呼ばれる処分技術総合評価報告書を公開した。この報告書では、フランスが採用している全量再処理政策に基づく処分場概念に加え、2010年で再処理を止め、直接処分政策に移行した場合の処分場概念も比較検討用として提示している¹¹⁾。図 1.2-10 は、その比較を示すが、2010年以降直接処分に移行した場合には、その後に必要な処分場面積はガラス固化体処分の場合の約3.6倍に増加することが示されている。なお、再処理を行う場合、2次廃棄物として TRU 廃棄物が発生するが、発熱が小さいことから、そのための処分スペースは比較的小さくて済むことはすでに述べた。図 1.2-10 中に B zone とあるのは、TRU 廃棄物の埋設スペースである。ただし、フランスの場合、軍事活動で発生した廃棄物もここに埋設するので、この部分のスペースは相対的に大きくなっている点は留意する必要がある。

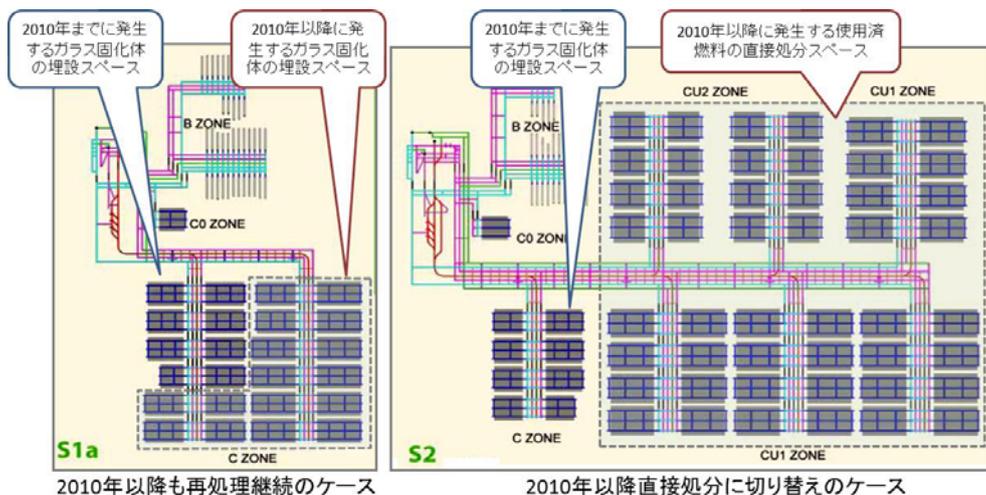


図 1.2-10 処分場面積の比較例(フランス、Dossier 2005 より)

フランスを含むいくつかの国で検討されたガラス固化処分と直接処分のそれぞれにおける処分場面積の比較例を表 1.2-1 に示す^{11), 12), 13), 14)}。これらは、廃棄物のパッケージの設計や配置、岩盤強度、温度制限値などが、それぞれに異なり、まったく同じ条件での比較ではない。しかしながら、一般的に直接処分は、ガラス固化体処分に比べ、より広い処分場面積を必要とすることがこの表から見て取ることができる。こうした比較は、我が国では、原子力委員会の 2005 年原子力政策大綱策定に先立って開かれた新計画策定会議の下ではじめて行われ、さらに 2012 年の原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会で再評価が行われた¹²⁾。

表から明らかなように、諸外国の評価に比べ、我が国の検討では処分場面積比はやや小さめに評価されているが、それでも倍以上の値になっている。国土が狭く人口密度が高い我が国は、処分場の立地に向けての社会的・政治的ハードルは、諸外国に比べ相対的に高いと言わざるを得ない。そうした実情を踏まえれば、処分場面積の問題は核燃料政策を考える上で無視できない重要な視点となりうる。

表 1.2-1 直接処分とガラス固化体処分の処分場面積の比較

評価例	処分場面積比 (直接処分/G固化体処分)
	(G=ガラス)
原子力発電・核燃料サイクル技術検討小委員会(H24.3)	2.7
フランス ANDRA Dossier 2005	3.6
ベルギー ONDRAF SAFIR-2	6
米国 ANL/AFCI	5.7 (a)

(a) U, Pu, Am, Cm を 99.9% 除去した場合

(2) 潜在的毒性

放射性廃棄物の潜在的毒性は、それ自体は安全上の直接的指標とはならないが、処分の安全性を考える上での出発点となる指標である。図 1.2-11 は、軽水炉使用済燃料とガラス固化体の潜在的毒性の経時変化の相対比較図であり、冷却期間 100 年以降ではガラス固化体の潜在的毒性は使用済燃料のそれよりもおおむね 1 桁小さくなることわかる。これらの潜在的毒性は、しばしば、新燃料 1 体を作るのに必要なウラン鉱石量が持つ毒性（厳密性を欠く表現である

が、これを「ウラン鉱石の毒性」と呼ぶ)と比較される。ガラス固化体の場合、その潜在的毒性がウラン鉱石の毒性を下回るためにはほぼ1万年の冷却時間を要するが、使用済燃料の場合には約10万年を必要とする。また、ガラス固化体からいわゆるマイナーアクチノイド元素(MA)を除去した場合には、その潜在的毒性は300年程度でウラン鉱石の毒性を下回る

図1.2-12の上段は、潜在的毒性を縦軸に線形表示し、主要組成別に示したものであるが、使用済燃料の冷却初期段階の潜在的毒性のほぼ半分はプルトニウムに由来することがわかる。また同図の下段から明らかなように、核分裂生成物(FP)の毒性は100年程度の間急速に減衰し、1000年から10万年の間は毒性の9割以上をプルトニウムが占めることになる。したがって、再処理でプルトニウムを回収することは、廃棄物処分の観点からすれば、廃棄物の潜在的毒性の低減に大きく貢献していることがわかる。ガラス固化体の処分においても、処分事業の社会的受容性を向上させるためには、MAの分離変換が望ましいという論があるが、そうした立場からすれば、再処理路線から直接処分路線への切り替えは、逆方向を指向する方針転換といえる。我が国では、これまで一貫して再処理政策をとってきたが、東日本大震災以来の原子力への忌避感の高まりの中で、再処理不要論が高まっている。しかし、直接処分政策に転換する場合、「猛毒のプルトニウム」をそのまま地下埋設することになるわけであるから、地層処分事業推進の観点からすれば、立地の困難性は一層増すことは想像に難くない。この点は、我が国で直接処分を検討する場合に、忘れてはならない問題の一つであろう。

なお、地層処分の安全性は、実際には潜在的毒性で判断されるべきで問題はなく、2)で述べたような安全対策とそれに関する性能評価をベースとして構築されるセーフティケースを通じて理解されるべきものである。

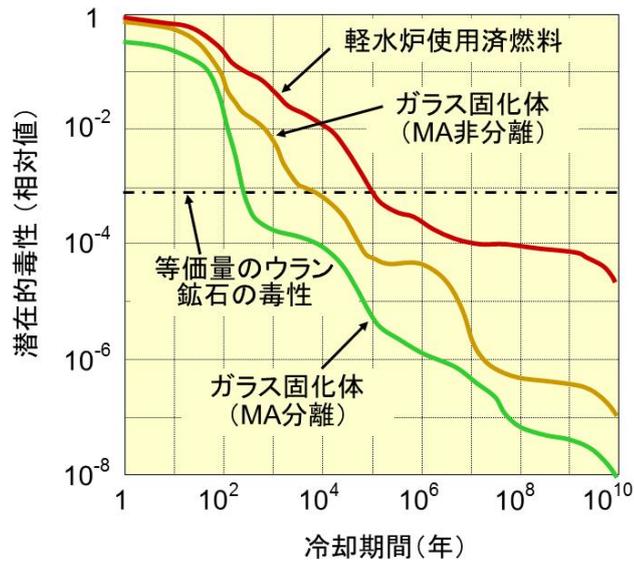


図 1.2-11 使用済燃料とガラス固化体の潜在的毒性

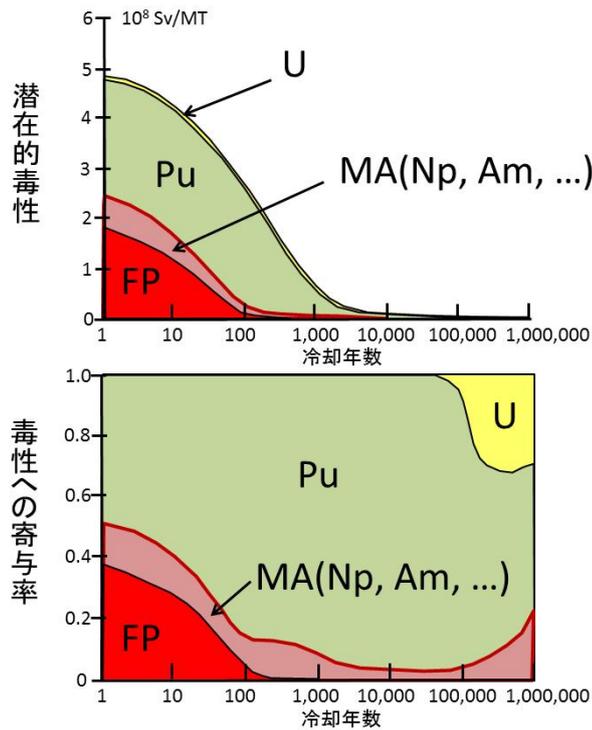


図 1.2-12 潜在的毒性の内訳

(3) 使用済燃料中のプルトニウムの特性

直接処分の場合、プルトニウムを含む使用済燃料をそのまま地下埋設するため、安全上は臨界安全解析が必要となることに加え、地層処分場に恒久的な保障措置の適用が求められる。

図 1.2-13 に、様々な使用済燃料中のプルトニウムの同位元素比を、兵器級プルトニウムと比較して示す。Pu-239 と Pu-241 は核分裂性で、それらの合計が全体に占める割合をフィッサイル率 (fissile content) と呼ぶ。使用済燃料中のプルトニウムのフィッサイル率は、燃料の燃焼度が高くなるほど減少し、MOX 使用済燃料の場合は一層低くなる。プルトニウム同位体組成は、臨界安全に直結するパラメータであり、直接処分用のキャニスタ設計や安全評価に大きな影響を与える。

プルトニウムは、フィッサイル率が低下するほど、核兵器への利用の困難性が増すが、Pu-238 の同位体比が 80% 以上の場合を除き、いかなる同位体組成のプルトニウムでも保障措置が適用される。

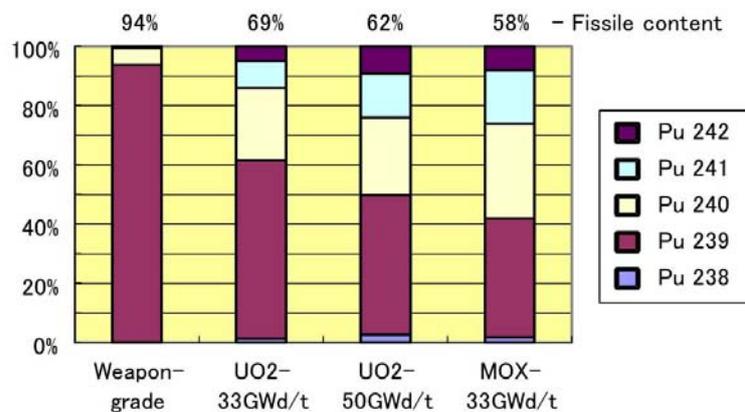


図 1.2-13 様々なプルトニウムの同位体組成 (典型例)

6) 我が国における直接処分の予備的安全評価

わが国では、これまで一貫して再処理政策をとってきたため、直接処分に関する研究開発は全く行われてこなかった。直接処分の安全評価に関しては、2005年の原子力政策大綱策定に先立って2004年に開かれた新計画策定会議の下に設けられた技術小委員会で行われた予備的安全評価が最初の試みであり、その後もそれ以上に進んだ検討は行われていない。以下に、上述技術小委員会の検討結果の概略を紹介する。

主要な解析の基本条件

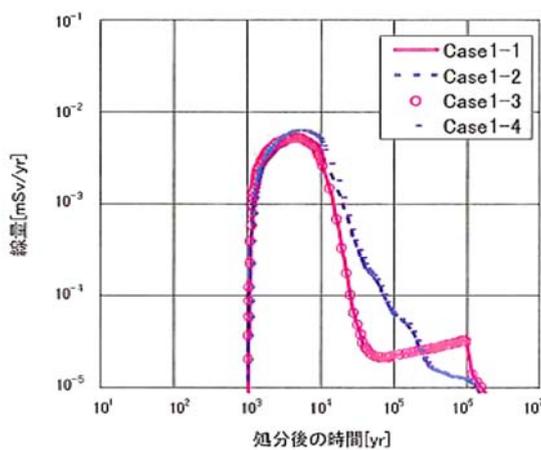
- キャニスタの寸法・形状についてはスウェーデン KBS-3 (PWRタイプ) を想定。
- オーバーパック材料としては炭素鋼とし、肉厚を 19 cm とした (第2次取りまとめに同じ)。
- 処分場の基本概念は第2次取りまとめに準拠。

- オーバーパックは 1000 年で機能喪失すると想定（第 2 次取りまとめに同じ）。
- 使用済燃料からの核種溶出については、一定割合が瞬時溶出し、それ以外は UO₂ マトリックスの溶解と調和的に溶出するとした。
- UO₂ マトリックスについては、100 万年での溶解を想定し、1 万 5 千年のケースも評価した。
- それ以外の解析条件は第 2 次取りまとめに従った。

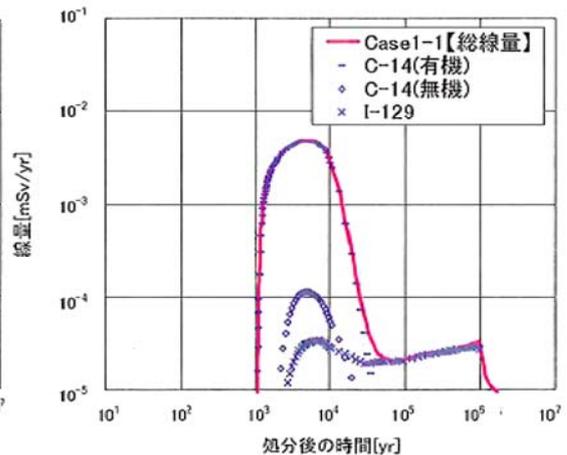
核種移行解析結果

代表的な核種移行解析結果の例を図 1.2 - 14 に示す。解析結果の概要は以下のように整理することができる。

- 総線量の最大値は $\mu\text{Sv/y}$ のオーダー
- 線量最大値の発生時期は、処分後 5,000~8,000 年
- 支配各種は C-14（有機）
- 結果の特徴：
 - ① 人工バリアによる遅延効果が小さい C-14（有機）が支配的なため、オーバーパック破損（処分後 1,000 年）以降に早期に最大値が生じる。
 - ② 諸外国の安全基準（0.1~03 mSv/y）を下回る結果となっている。



Case1-1~Case1-4 の総線量の比較



Case1-1 における主要な核種

図 1.2-14 核種移行解析結果の例

(Case1-1~Case1-4 はケーススタディ番号；詳細略)

上記解析結果を、再処理を行う場合の評価結果と対比して図 1.2

ー15に示した。後者については、ガラス固化体に関しては第2に取りまとめの結果を、また TRU 廃棄物に関しては、第2次 TRU レポートの結果を示した。直接処分の解析結果と対比する場合は、両者の結果を加算して比べる必要がある。図から明らかなように、ガラス固化体の処分に由来する線量は直接処分の場合に比べ、格段に小さくなるが、TRU 廃棄物からの影響を加算すれば、再処理ケースと直接処分ケースは、線量的には同レベルの結果を与えることがわかる。ただし、再処理ケースの場合、TRU 廃棄物については、堅牢なオーバーパックがないため、解析上、処分直後から核種の漏出が始まると仮定しており、その結果として線量上昇が埋設後ただちに始まる。直接処分ケースでは、オーバーパックの効果で、線量の立ち上がりは1,000年経過後から始まることになる。この段階では、直接処分に関しては、あくまでも暫定的な条件設定に基づく解析であり、その条件について詳細な吟味が行われているわけではない。直接処分の検討を進める場合には、今後より詳細な吟味を経た条件設定のもとでの評価が望まれる。また、更に具体的な条件設定のためには、直接処分に固有のパラメータの信頼性を向上させるための研究開発も必要であり、あらためてそのニーズの明確化が望まれる。

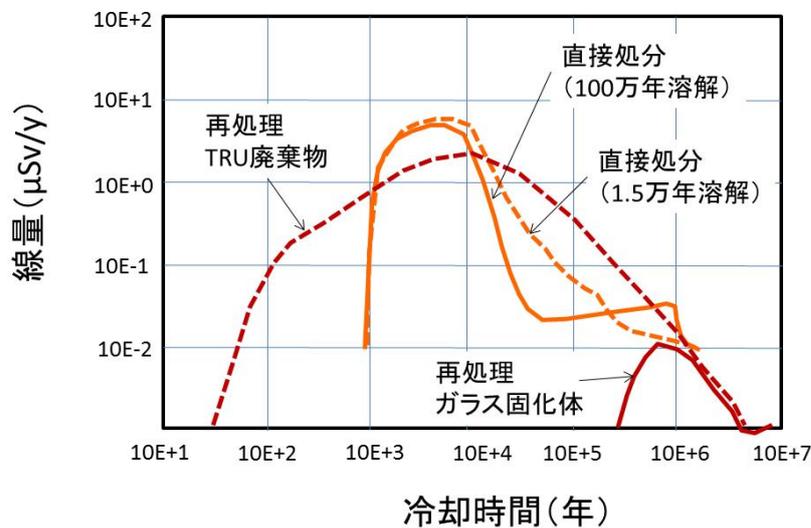


図 1.2-15 直接処分ケースと再処理ケースの線量評価結果の比較

参考文献

- 1) NAS, *The Disposal of Radioactive Waste on Land*, (1957)
- 2) OECD/NEA, *Objectives, Concepts and Strategies for The Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes*, (1977)
- 3) NAS, *A Study of The Isolation System for Geological Disposal of Radioactive Wastes*, (1983)
- 4) NAS, *Rethinking High-Level Radioactive Waste Disposal: A position Statement of the Board of Radioactive Waste Management*, (1990)
- 5) OECD/NEA, *The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes*, (1995)
- 6) OECD/NEA, *Reversibility and Retrievability (R&R) for the Deep Disposal of High-Level Radioactive Waste and Spent Fuel*, (2011)
- 7) 河田東海夫「高レベル放射性廃棄物処分事業の概要と安全性」
学術の動向, 2010.11
- 8) OECD/NEA, *Post-closure Safety Case for Geological Repositories-Nature and Purpose*, (2004)
- 9) 原子力安全委員会特定放射性廃棄物処分安全調査会「地層処分に関する安全コミュニケーションの考え方について」2011年1月12日
- 10) NUMO「地層処分低レベル放射性廃棄物に関わる処分の技術と安全性」NUMO-TR-10-03, 2011.1
- 11) ANDRA, *Dossier 2005 Argile, Tome: Architecture and management of a geological repository*, (2005)
- 12) 原子力委員会 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第9回)参考資料「核燃料サイクルの技術選択肢及び評価軸について(改訂版)」, 2012.3
- 13) ONDRAF/NIRAS, *SAFIR2: Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2*, (2001)
- 14) R. A. Wigeland et al., "Repository Impact of Limited Actinide Recycle", Proc. GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, October 9-13 2005

1.3 議論の背景：原子力政策と直接処分

我が国の原子力政策では、1956年策定の第1回「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」（以下、長計）において「将来わが国の実情に応じた燃料サイクルを確立するため、増殖炉、燃料要素再処理等の技術の向上を図る。」と明記されて以来、一貫して再処理方針を掲げてきた。従って最終的に処分すべき廃棄物の形態も、使用済燃料集合体ではなく、再処理施設から生じるものが想定されていた。高レベル放射性廃棄物の最終処分に係る方針が初めて政策文書に現れるのは1967年の第3回長計であるが、その記述は以下の通りである。

「中・高レベルの廃棄物については、適切な最終処分区域の決定がとくに重要であるので、慎重に検討するものとし、当面は、放射性廃棄物の量等を勘案のうえ、必要とする貯蔵のための施設および場所ならびに貯蔵用容器の開発について検討をすすめる。また、将来、固体廃棄物中に含まれる有用核種の抽出等、再利用の可能性について検討をすすめる。」

明示的な記述こそないものの、この前段「核燃料」の項で基本的な考え方として「使用済燃料の再処理、プルトニウムの利用等を国内で行なうこと」と明記してあることを踏まえれば、廃棄物の形態として使用済燃料集合体ではなく、再処理からの生成物が想定されていたことは明らかである。

この方針に沿って我が国では2011年までの40年余りにわたり、再処理工程から生じるウラン・プルトニウム等の再利用可能な燃料を除いた廃棄体、いわゆるガラス固化体が地層処分の対象物として想定され、その特性を前提条件とした技術開発や安全解析等が行われてきた。2000年まで9回を数えた長計及びその後2005年の「原子力政策大綱」まで一貫して再処理方針が掲げられ、再処理しないことが想定されてこなかった以上、研究機関も民間企業もそれに沿った開発方針を取ってきたことは当然といえよう。

この一貫した再処理方針に対し、大きな転機となったのが2011年3月の福島第一事故である。これ自体は原子力発電施設での事故

であり、使用済核燃料の再処理や高レベル放射性廃棄物処分の技術的な課題に直接影響を与えるものではなかった。しかしながら、この事故を契機として我が国の将来にわたる原子力利用の是非についてゼロベースでの見直しが行われたことから、ウラン資源の有効活用という再処理の意義が問われることとなり、直接処分まで現実的に想定した研究開発を行う意義が、日本の原子力開発史上初めて議論されることとなった。

2011年9月、エネルギー政策見直し議論を行っている「エネルギー・環境会議」より核燃料サイクル政策の選択肢の提示を指示された原子力委員会は、直ちに「原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会」を設置し、想定されうる将来の原子力発電規模に応じた核燃料サイクルの選択肢に関する情報や技術根拠等の整理を開始した。

具体的には同技術小委において「全量再処理」「全量直接処分」及び「半量再処理、半量直接処分」の政策3選択肢を想定し、総合エネルギー調査会基本問題委員会がエネルギー・環境会議に対して提示した、2030年における原子力発電規模の4選択肢（発電量に占める原子力発電の割合がそれぞれ0、15、20-25、35%）について、それぞれの原子力比率に最適な核燃料サイクル政策を適用するための評価を行った。この技術小委では多角的な観点から議論を展開し、その結果、原子力委員会は2012年6月、エネルギー・環境会議に対して将来想定される原子力発電規模に対応した核燃料サイクル政策の選択について、表1.3-1に示すような提言を行った。

表 1.3 - 1 核燃料サイクル政策の選択肢について（概要）

2030 年の 原子力 比率	使用済燃料 取扱い 基本方針	当面の政策の進め方
(A) 0%	全量直接 処分が適切	<ul style="list-style-type: none"> ● 六ヶ所再処理工場を廃止 ● 使用済燃料は長期貯蔵 ● 直接処分の実施に向けた取組みを開始
(B) 15%	再処理/ 直接処分 併存が適切	<ul style="list-style-type: none"> ● 六ヶ所再処理工場は稼働 ● その能力を超える使用済燃料は貯蔵 ● 貯蔵された使用済燃料の再処理と並行して直接処分実施に向けた取組みを開始
(C) 20-25%	全量再処理 が有力	<ul style="list-style-type: none"> ● 六ヶ所再処理工場は稼働 ● その能力を超える使用済燃料は貯蔵 ● 次の再処理施設に向けた取組みを開始

出所) 2012 年 6 月 21 日原子力委員会決定「核燃料サイクル政策の選択肢について」より編集

2012 年 9 月、「エネルギー・環境会議」は、「2030 年代には原子力に依存しない社会を 1 日も早く実現する」という趣旨の「革新的エネルギー・環境戦略」を提示した。その中には核燃料サイクル政策及び再処理の是非について以下のように記述されていた。

『引き続き従来の方針に従い再処理事業に取り組みながら、今後、政府として青森県をはじめとする関係自治体や国際社会とコミュニケーションを図りつつ、責任を持って議論する。』

『なお、当面以下を先行して行う。

－直接処分の研究に着手する。

(中略)

－国が関連自治体や電力消費地域と協議をする場を設置し、使用済核燃料の直接処分の在り方、中間貯蔵の体制・手段の問題、最終処分場の確保に向けた取組など、結論を見出していく作業に直ちに着手する。』

すなわち、2012 年 9 月時点では、原子力ゼロの社会を 1 日も早く実現する一方で、再処理の可能性も完全に廃棄はせず、ただ直接

処分の研究に着手すること、埋設する対象物に関わりなく最終処分場の問題解決に取り組むことを明記したに止まっていた。

「革新的エネルギー・環境戦略」は結局、閣議決定されることなく国家戦略室からの提言のまま宙に浮き、実効的な施策が取られることはなかった。2012年12月の衆議院選挙で歴史的な大勝利を収めた自民党政権は、民主党政権下で掲げられた「革新的エネルギー・環境戦略」をゼロベースで見直す方針を表明し、それまでのエネルギー政策見直し議論自体が見直されることとなった。

2013年12月、再開された政策議論の場「基本政策分科会」は「エネルギー基本計画に向けた意見」を提示し、定量的な数値目標こそ明示しなかったものの、原子力を引き続き重要なベース電源と位置づけるよう強く提起した。これを受け、2014年4月11日、政府は基本政策分科会での議論の成果として、「エネルギー基本計画」を閣議決定。その基本計画には、原子力発電について「安全性の確保を大前提に、重要なベースロード電源」との位置づけが示されている半面、「依存度は可能な限り低減しつつ、確保していく規模を見極める」とも記述があり、将来の規模に対する明確なコミットメントはなされていない。更に、核燃料サイクルについては「これまでの経緯等も十分に考慮し、関係自治体や国際社会の理解を得つつ、再処理やプルサーマル等を推進するとともに、中長期的な対応の柔軟性を持たせる」とあり、ますます何が将来的な目標なのかわからない状況である。

2012年6月の原子力委員会決定において最適な核燃料サイクル選択肢は将来の原子力発電比率により変化しうることが明示されたこと、及び2014年4月の「エネルギー基本計画」において再処理等の核燃料サイクル選択肢について議論を続けていく姿勢を国が示したことを踏まえれば、2013年末現在、我が国の核燃料サイクル政策は依然として「オープン・ディスカッション」の状況にあるといえよう。そのような状況である以上、原子力の研究開発に従事している関係者は、廃棄物の毒性低減や被ばく等の健康被害、環境影響の最小化等、多角的な観点から、再処理・直接処分の双方についてオープンかつ積極的な推進姿勢を維持していくことが期待されている。

第2章 技術論

2.1 直接処分とガラス固化処分の相違点

2.1.1 核不拡散と核セキュリティの観点

1) プルトニウム鉱山問題

直接処分の核不拡散上の利点は、使用済燃料自体が強い放射能を持つことと、それらを地中深く埋設して隔離することで、人間の接近を二重に困難にし、したがってプルトニウム回収を困難にすることにあるとされている。しかしながら直接処分は、プルトニウムを含む使用済燃料をそのまま地下埋設するため、保障措置の恒久的適用が求められる。

軽水炉の使用済燃料中に蓄積するプルトニウムはいわゆる「原子炉級プルトニウム」に分類され（表 2.1.1-1 参照）、兵器級プルトニウムに比べ、発熱と自発核分裂による中性子発生量が多い。このため、原子炉級プルトニウムは、信頼性に欠け爆発効率が悪い「脅迫用核爆発装置」には利用できても、ミサイルに搭載する本格的な核兵器への利用には適さない。70年代初頭まで長年ロスアラモス国立研究所で核兵器設計部門の部長を務めていたカーソン・マーク氏は、この点を次のような表現で述べている¹⁾。

Taking "weapon" to signify an object suitable for stockpile by a military organization, then heavily irradiated reactor plutonium would not be attractive for an arsenal of pure fission devices.

表 2.1.1-1 核的特性から見たプルトニウムの分類

	Pu240の含有率	核兵器への利用可能性
スーパー級	< 3 %	最適
兵器級	3 - 7 %	標準的材料
燃料級	7 - 18 %	利用可能(核実験実績あり)
原子炉級	18 - 30 %	おそらく利用可能(核実験実績なし)
MOX級	> 30%	現実的に利用不可能

しかしながら図 2.1.1-1 に示すように、300 年後には発熱は兵器級プルトニウム並みに低下してしまい、原子力級プルトニウムの本格的核兵器への利用を阻む 2 つの障壁の一つが消失してしまう。このことは、直接処分地下

埋設されプルトニウムは、300 年後には、核兵器原料としての魅力が格段に増すことを意味する。

図 2.1.1-2 に、米国のヤッカマウンテン計画での処分を計画していた使用済燃料用キャニスタの横 1 m の位置に 8 時間たった場合のガンマ線及び中性子線による被ばく線量の経時変化を示した。この図から、300 年後には、キャニスタ近くに 1 時間たっても 1mSv の被ばくしか受けないことがわかる。このことは、300 年たてば、嚴重な放射線防護がなくとも裸のキャニスタ近くで長時間作業をすることが可能になり、使用済燃料回収がきわめて容易になることを示唆している。また回収後の使用済燃料からのプルトニウム分離も、重遮蔽のない、より簡便な設備で実施が可能となる。

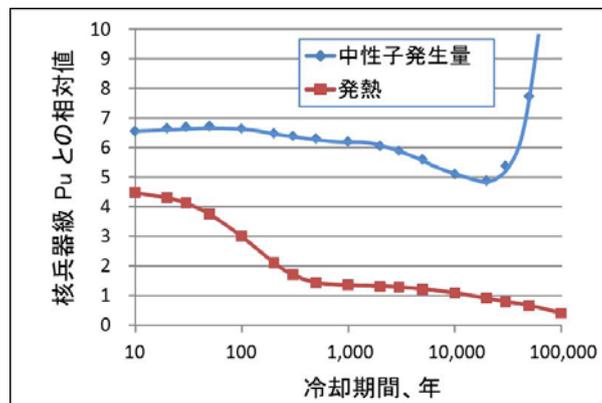


図 2.1.1-1 原子炉級プルトニウムの特性の経時変化 (核兵器級 Pu の値を 1 とした時の相対値で表現)

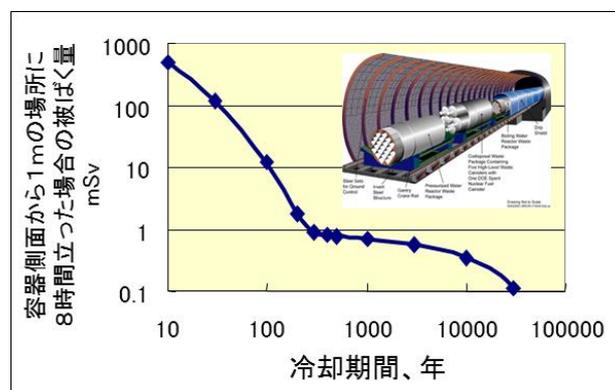


図 2.1.1-2 使用済燃料キャニスタ近くでの被ばく量の減衰

再処理技術の拡散を憂う立場の保障措置専門家は、直接処分は再処理・リサイクル方式に比べ核拡散抵抗性が優れていると主張するが、一方別の専門家からは、それを無制限に進めると、世界各地にプルトニウムが埋設され、いずれ世界的に管理不能な核拡散リスクに発展する危険性があるとの指摘もなされてきた。ソ連崩壊後の余剰核兵器の削減に向け、解体プルトニウム（性状としては兵器級プルトニウム）の処分が問題になった際には、その処分方法として、プルトニウムをガラス固化して埋設する方法と、原子炉で燃焼させる方法の2案が提案された。この問題に関して米国原子力学会が組織した「プルトニウムの防護と管理に関する特別パネル」では、ガラス固化体オプションよりも原子炉での燃焼オプションの方が望ましいとの勧告を出したが、その際に核燃料サイクルの選択に関しては世界的に統一される必要はないとしつつ、使用済燃料の直接処分に関して以下のような見解を示している²⁾。

- 使用済燃料の蓄積増大は、長期的に見れば核拡散のリスクが高まる可能性がある。使用済燃料の放射能は長時間のうちには減少し、そこに含まれるプルトニウムへのアクセスが次第に容易になるからである。
- したがって、使用済燃料の直接処分は国家レベルでの核拡散の脅威を消滅させることにはならない。

この問題は、「プルトニウム鉱山問題」と呼ばれているが、核拡散防止条約下での当面の活動の重要な視点が、新たな再処理国や濃縮国の出現を抑え込むことに置かれているため、残念ながらこれまで保障措置分野の専門家は、この問題を掘り下げる検討をほとんど実施してこなかった。しかしながら、図 2.1.1-1 や図 2.1.1-2 に示したような事実に向ければ、この問題について、あらためて真面目に取り上げ、検討することは、十分に意味のあることといえる。特に近年、東アジアや中東でも新たに原子力発電を行う機運が高まっており、そうした国々においてもいずれ使用済燃料の後始末問題は重要な課題となってくる。こうした新たな状況を考えれば、「プルトニウム鉱山問題」をいつまでも無視し続けることは適切ではなく、そろそろ、その将来リスクを抑え込むための方策に関する検討を開始すべき時期に来ているのではないだろうか。以下、今後の議論の参考のために、プルトニウム鉱山の核拡散リスクに関する二つの異なる見方を例示する。

直接処分に関わる 2 つの異なる見解 (その 1)

プルトニウムの発見者 G. Seaborg の見解

直接処分政策は、予測不能な核拡散リスクを持ち際限なく増え続ける「プルトニウム鉱山」を将来世代に残すことになる。それを避けるためには、プルトニウムをそれぞれの世代で消費できる核燃料サイクル政策をとる必要がある。

平和利用の核燃料サイクルは核拡散リスクの主要因ではなく、また将来にわたってそうではない。核拡散リスクの主要因は、国家が核兵器生産を目的として開発する専用小規模施設であって、その種のリスクは仮に平和利用の核燃料サイクルを放棄しても消えるものではない。したがって、この種の危険性を的確に識別し、確認する国際的能力の強化が重要であり、その方向で IAEA の国際保障措置制度を強化することが大切である。

Glenn T. Seaborg, Nuclear Recycling No. 2 (1996)

直接処分に関わる 2 つの異なる見解 (その 2)

Nuclear Control Institute 科学部長 Edwin Lyman の見解

使用済燃料の地層処分によって惹起される核拡散リスクは、さまざまな合理的なシナリオの元で、処分場からのプルトニウム回収が、新規の核分裂性物質生産に比べて同等の困難性を有しているということが立証できれば、受け入れ可能だろう。

予備的な検討によれば、現在の地層処分概念が上記基準に合致しない可能性はかなり低いと見積もられる。

Edwin Lyman, A Perspective on the Proliferation Risks of Plutonium Mines, NCI, Dec. 1994

Nuclear Control Institute はプルトニウムの民生利用に反対する米国の著名な団体であるが、直接処分を推奨する側のプルトニウム鉱山問題に対する 1994 年の認識はこの程度にとどまっており、その後これ以上に検討が深められた形跡はみあたらない。

2) 地層処分と核拡散防止の間の理念の衝突

もう一つの問題は、地層処分に関して近年世界的に議論されている「可逆性・回収可能性」(R&R、定義については2.4節参照)との関係である。最終処分とは、元来「回収可能性を意図しない恒久的な隔離」と定義されてきた。しかしながら R&R 議論の進展により、今日では倫理的要請からではあるが、地層処分の計画遂行には可逆性が求められ、それを担保するために埋設した廃棄物の回収に関し、一定レベルの技術的可能性の保証が求められている。このことは、見方によっては、直接処分の核拡散抵抗性を担保する2つの要素の一つ、使用済燃料の地下深部隔離の恒久的確実性が、地層処分における倫理的要請から崩されてきていると解釈することができる。地下深部に埋設される廃棄物は、かつては「悪意の試みがない限りは恒久的に隔離されるもの」という前提で扱うことができたが、今後は、「いつ取り出されることになるかわからないもの」という前提で見なければならぬのである。埋設される使用済燃料について、当該国は、保障措置上の懸念とは関わりなしに、いつでも取り出せる正当な理由を主張できるように時代が変化してきたのである。

地層処分場のサイト選定の重要な要件の一つは、その地域に有望な地下資源が存在しないことである。処分場の長期安全性をもっとも深刻なレベルで損なう可能性がある将来の人間侵入の可能性を極力排除するための重要な要件である。しかし、直接処分の場合には、地下埋設するプルトニウム自体が、エネルギー資源や核兵器原料としての潜在的利用価値を有するため、将来的に意図的な人間侵入を促す可能性を否定しきれない。

以上述べたように、直接処分の場合、地層処分と核拡散防止とでは、元来目指すべき方向性の点で互いに矛盾する側面を持っている。もっと端的に言えば、地層処分と核拡散防止の間で、「理念の衝突」が生じているのである。この問題については、今後、核燃料サイクルや廃棄物処分に関する専門家と、核不拡散分野の専門家が協調してより矛盾の少ない解を見出していく必要がある。その方向性について、本稿で完全に論ずることはできないが、少なくとも直接処分によって生まれる「プルトニウム鉱山」がもたらす将来リスクの有効な軽減策の一つとして考えられるのは、地層処分場を複数の国による共同事業として推進し、多国間管理のもとに置くことであろう。

直接処分の地層処分場に埋設されるプルトニウム量は、小規模処分場の場合であっても保障措置上の有意量 8kg をはるかに超え、潜在的に優に 100 発以上の核爆発装置の製造が可能な量に相当する。このことは、直接処分の地層処分場の将来的核拡散リスクは、その規模に依存すると考える必然性はほとんどないことを意味する。そのため、「プルトニウム鉱山」の世界レベル

の核拡散リスクは、処分場の規模にはよらず、処分場の数に直接比例すると考えてよい。したがって、多国間管理のもとで共同処分場を作るとは、まず第一に処分場の数を減らすという点で、核拡散リスクを直接的に低減させることができる。その上、多国間管理の下では、特定の国による「隠匿された悪意の試み」を抑え込む効果が期待できるので、核拡散リスクを一層低減できる。将来、今日よりもより多様な地域で使用済燃料の直接処分の必要性が生ずることになる。その場合、以上のような考察に立脚すれば、核拡散防止上の要請から多国間管理下での処分が強く望まれるようになることが予想される。

参考文献；

- 1) Carson Mark, “Reactor-Grade Plutonium’s Explosive Properties” , NPT at the Crossroads, NCI (1995)
- 2) ANS, Protection and Management of Plutonium, ANS Special Panel Report (1995)

3) 使用済燃料とガラス固化体の処分における保障措置と核セキュリティ対応

(1) 使用済燃料とガラス固化体の処分概念比較

バックエンド対策の重要課題の一つとして、使用済燃料を地層処分する際、その核不拡散/保障措置と核セキュリティの対策について、如何に効果的かつ効率的に実施するかということがある。使用済燃料直接処分、ガラス固化体は、当初放射線量率が高く、容易に近寄れないこと等から、一般的に核拡散抵抗性や核セキュリティが高いと言われている。しかしながら、このうち使用済燃料は、2.1.1の1)で述べたように、300年後には兵器級プルトニウム並みの発熱に低下してしまい、原子力級プルトニウムの本格的核兵器への利用を阻む2つの障壁（発熱と中性子発生量）の一つが消失してしまう。このことは、直接処分で地下埋設されたプルトニウムは、300年後には核兵器原料としての魅力が格段に増すことを意味する。

図2.1.1-3は、使用済燃料とガラス固化体の処分について、保障措置と核物質防護対応に関する検討状況を簡単に比較したものである。

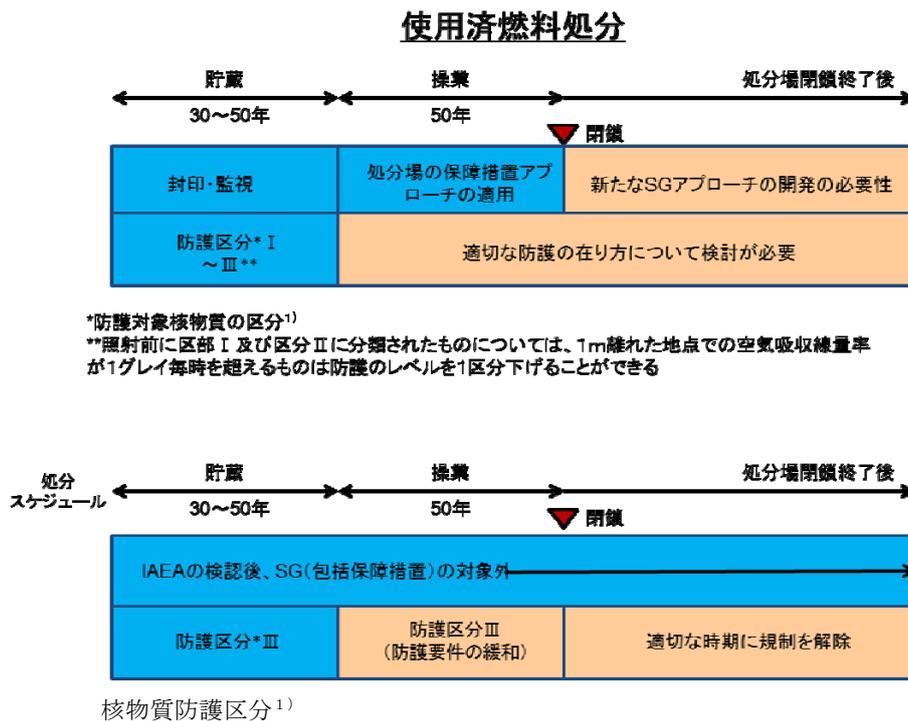


図 2.1.1-3 使用済燃料とガラス固化体の処分に関する保障措置と核物質防護対応の比較

① ガラス固化体処分

ガラス固化体処分については、日本政府と国際原子力機関（IAEA）間の協議結果を反映し、固化体中に含まれる核分裂性物質は極めて少ないことから、原則その地層処分開始前までに IAEA が検認を実施した後は、包括保障措置（INFCIR153 タイプ²⁾）の適用対象外となる。しかしながら日本政府と IAEA 間の協議後イラク等で未申告施設が発見されたことから、IAEA 保障措置制度の強化及び効率化の検討が行われ、その結果として、IAEA 追加議定書（AP）³⁾ が、1997 年 5 月に IAEA 理事会で採択され、現在各国で AP を含めた保障措置が適用されている。IAEA の判断で、この AP についてはガラス固化体の処分にも適用される可能性がある。

また核物質防護⁴⁾の対応については、基本的には 2007 年 8 月の原子力委員会核物質防護専門部会の報告書⁵⁾を反映したものである。しかし IAEA が 2011 年 1 月に新たに発行した核セキュリティに関する勧告文書（INFCIRC225Rev5）⁶⁾等の要件及び福島第一事故の教訓に基づき、2012 年 3 月の原子力委員会/核物質防護部会の報告書「我が国の核セキュリティ対策の強化について（原子力委員会決定）」⁷⁾等に基づく規則の改正内容等については、今後ガラス固化体処分の核セキュリティ対策に反映する必要がある。

② 使用済燃料処分

わが国においては、これまで核燃料サイクル政策（再処理オプション）を推進してきたため、使用済燃料の直接処分に関する保障措置や核セキュリティ対策については、ほとんど検討がなされていない。使用済燃料直接処分の場合、使用済燃料は多くの核分裂性物質（特にプルトニウム）を含んでいるということが、ガラス固化体と大きく異なり、核不拡散/保障措置及び核セキュリティ対応の観点からこの点を十分に配慮することが必要である。

保障措置適用については、IAEA を中心に 1980 年代末頃からその手法の検討が開始された。使用済燃料が処分された後、IAEA 査察官が直接にアクセスして核物質の検認を行うことが出来ない。このことから、新しい IAEA 保障措置アプローチについて、IAEA 支援計画の枠組みで、欧州連合（EU）や米国などが参加して検討が進められてきた⁸⁾。そして、IAEA に 1994 年から SAGOR（Development of Safeguards for the Final Disposal）、その後 ASTOR（Application of Safeguards to Repositories）という専門家会合が設置され、検討が進められている。また、個別にはフィンランドとスウェーデンの使用済燃料の地層処分計画が進んでいることから、IAEA はこれらの国及び EURATOM 等を交えて、これらの地層処分への具体的な保障措置適用

について議論を行っている。

他方、核セキュリティ対応については、使用済燃料は地層処分された後、数万年程度はプルトニウムの貯蔵体になるので、ガラス固化体に比べ超長期にわたり一層強化した対策が求められる。IAEA の新しい核セキュリティ基本本文書（INFCIRC225Rev5）や核セキュリティサミット⁹⁾の結論を踏まえて、今後、如何に具体的に各国の原子力政策や規則などに反映するかが、大きな課題となっている。使用済燃料処分の核セキュリティ対策は、基本的には各国の責任で行われるものであり、最近の動向を十分に踏まえた、効果的かつ効率的な具体的な対策が望まれるところである。

なお、使用済燃料貯蔵に関する保障措置と核セキュリティ対応については、これまでの我が国の規制法・規則に従って確実に実施されている。

（２） 我が国への IAEA 保障措置適用

我が国は、統合保障措置（IS）¹⁰⁾の適応を受けており、1977年に包括保障措置協定、1999年に追加議定書（AP）をそれぞれ締結し、以後 CSA 及び AP 双方に基づく IAEA 保障措置を誠実に受けてきた。その結果、2004年6月、IAEA は、我が国について「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しないとの「拡大結論」を発表し、同年9月、IS の実施が開始された。IS が継続して実施されるためには、IAEA が毎年6月に発表する保障措置実施報告書において「拡大結論」が維持される必要があるが、我が国については、2004年から現在までの同報告書において「拡大結論」が維持されている。

また、現在 IAEA は、保障措置についてより効果的かつ効率的に実施するため、国レベルアプローチの概念を構築し、それを実施に移しつつある。それは、IAEA 保障措置に関連する情報量（環境試料、サテライト情報、オープンソース情報等）の増加に伴い、従来の保障措置クライテリアに基づく保障措置評価から、より情報を活用した保障措置評価への移行の必要性が認識され、また評価効率向上等の観点からも、より柔軟なアプローチが求められるようになった。その結果として、保障措置目的の達成のために、戦略的なアプローチとして国レベルアプローチの概念が確立された。

国レベルアプローチとは、保障措置に関する各国特有のファクターを考慮し、個々の国を評価するアプローチのことである。その概念は、1992年、1995年の IAEA 理事会の決議の中ですでに盛り込まれており、2001年から IAEA はそのアプローチを開始している。このアプローチは、「拡大結論」が導き出された国に適用され、効果的で効率的であることが、これまでの実施結果を通じて評価されている。フィンランドやスウェーデン等における使用済燃料処

分に適応する IAEA 保障措置には、このアプローチが取られている。

(3) 使用済燃料貯蔵施設の保障措置

使用済燃料が原子炉から取出された以降は、保障措置に関する知識の連続性 (CoK: Continuity of Knowledge) を維持する必要がある。CoK が切れた場合 (たとえば封じ込め/監視装置の連続性が途切れた場合など) は、IAEA により再検認が必要となる。

使用済燃料貯蔵施設に対する保障措置の概要は以下のとおりである。

①湿式貯蔵施設 (使用済燃料プール) の保障措置

使用済燃料中に照射済みの直接利用物質 (プルトニウム) を含むことから、原則 3 カ月毎に IAEA による在庫量の検認を受けなければならない。未申告の核物質、原子力活動が無いことが確認されている場合は、年 1 回の実在庫の検認でよい。

②乾式貯蔵施設の保障措置

使用済燃料を貯蔵容器に収納する際に全数の検認を受ける。貯蔵容器の開封を検知する封印と、貯蔵容器の移転を検知する封印の取付けがなされる。そして年 1 回の実在庫検認で封印を確認される。

③検認手法

現在、使用済燃料の保障措置 (監視技術、定量的検認) 技術としては以下の図に示す手法がとられている。

- 使用済燃料
 - 照射済み直接利用物質(Pu)を含む → 適時性目標は3カ月が基本
- 検認の方法
 - 負数確認、ID確認
 - 属性の検認 → ICVD、DCVD、IRAT、SFAT
 - 部分欠損の検認 → DCVD、FDET



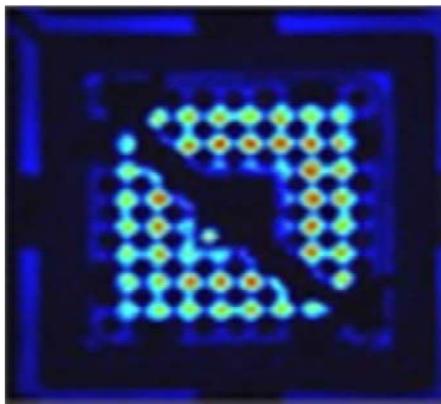
Improved Cerenkov viewing device



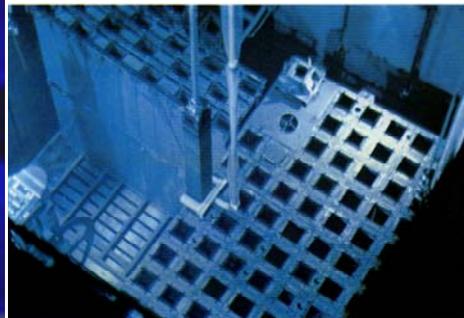
Irradiated fuel attribute tester



Fork detector irradiated fuel measuring system



Cerenkov Image



SMOPY Detector

※FORK Detector-フィッションチェンバー→ 全中性子計測(主に ^{244}Cm の寄与)。SMOPY Detector -電離箱等→ FP からのガンマ線測定

図 2.1.1-4 使用済核燃料の保障措置

IAEA 保障措置では、貯蔵等に使用するキャスクへの使用済燃料封入については、いわゆる”Difficult-to-access” エリアへの移動とみなされ、封

入前に核物質の定量的な検認が求められる。現在この検認方法については、精度よく定量できる NDA（非破壊測定）技術がないために、DCVD（デジタル・チェレンコフ光監視装置）や FDET（ γ 線、中性子線計測装置）等による属性の確認のみとなっている。従って使用済燃料体から核物質の一部の不正な抜き取りが行われていないことの定量的確認が十分にできていないのが現状である。

現在、米国等においては、新規原子力参入国における使用済燃料の増加、そして長期保管使用済燃料の自己放射線防御能力が低下すること（比較的接近しやすくなる）、現状において、一部抜取転用を確認できる定量的 NDA（非破壊測定）技術が存在しないこと（現在の IAEA の検認手法は定性的な属性検認）等から、使用済燃料中核物質の検認技術として、使用済燃料中のプルトニウム量を精度よく直接測定できる NDA 技術の開発に取り組んでいる。米国エネルギー省国家安全保障庁（NNSA）、米国国立研究所（ロスアラモス研究所がとりまとめ）を中心に、以下の目標を設定し、そして 14 の技術を検討し選択・統合して新たな技術開発を実施している¹¹⁾。

第 1 次目標：使用済燃料中プルトニウムの直接かつ独立定量を誤差が 5% 以内で可能とする。

第 2 次目標：国際保障措置での査察官用の装置を改善する（定性検認⇒定量検認）。

（4）使用済直接処分に適用する保障措置

使用済燃料を直接処分する際は、核不拡散/保障措置の対策を十分に行うことが必要である。非核兵器国においては、核兵器不拡散条約（NPT）及び二国間原子力協定等に基づく IAEA 保障措置の適用を受ける。

① 直接処分に適用する保障措置手法の検討経緯^{12), 13)}

ア；使用済燃料処分に関する保障措置は、1988 年に IAEA において「放射性廃棄物処分の原則とクライテリアに関する作業部会」が結成され、その検討が開始された。同じころ、IAEA は使用済燃料の地層処分に関する保障措置の政策立案のため、数回検討会を開催した。その後 1994 から 1998 年にかけて、IAEA への支援計画として、包括保障措置協定の枠組みで保障措置の在り方を検討するため、SAGOR（Development of Safeguards for the Final Disposal）という WG が設置された。

イ；1997 年頃使用済燃料処分に適応する IAEA の保障措置ポリシーとして、以下の基本概念を構築した。

- 保障措置協定に基づく保障措置を適用する。
- 保障措置は、「設計情報の検認」、「受入と流れの検認」、「知識の継続 (CoK)」が基本的な方法で、処分後在庫検認が出来ない点を考慮する
- 一度封入された燃料の再検認が出来ないこと、長期に施設が存在すること等を考慮する。耐性のある信頼性の高いシステムが必要。
- 保障措置システムは施設設計に組み入れる (Safeguards by Design)

- ウ ; 1998 年から 2005 年まで SAGOR-IIWG で検討が進められた。この間、専門家から多くの関連するレポートが発表されている。
- エ ; 2004 年に EU 諸国に追加議定書が発効し、この内容をフィンランド等の使用済燃料処分の保障措置にも適応するため、2005 年から IAEA に新たな専門家会合、ASTOR (Application of Safeguards to Repositories) が設置され、現在まで検討が進められている。2010 年に IAEA の Nuclear Energy Series No.NW-T-1.21 として「Technological Implications of International Safeguards for Geological Disposal of Spent Fuel and Radioactive waste」と題する報告者が出された。2011 年にかけて、使用済燃料処分に適応する一般的保障措置手法、即ち収納施設 (Encapsulations Facility)、地下トンネル (Repository) 等、個別の施設に対する保障措置手法は施設に合わせて別途開発する等を決めた。
- オ ; 個別にはフィンランドとスウェーデンの地層処分の計画が進んでいることから、IAEA は、EURATOM を交えて適用する保障措置について議論を進めている。特に、フィンランドのポシヴァ社は、2012 年に収納施設の設計を終えて、同年 12 月 28 日使用済燃料処分場の建設許可申請書を雇用経済省へ提出した。2013 年～2014 年に許認可を得て、2015 年から建設開始というスケジュールを立てている。特に 2011 年から具体的な保障措置適応の議論も加速している。例えば、2013 年 5 月にベルギーで開催された第 35 回 ESARDA (European Safeguards Research & Development Association) の年次大会¹⁴⁾では、燃料サイクルバックエンドのセッションのほとんどが、使用済燃料処分の保障措置に関するものであった。

②保障措置手法

使用済燃料処分に対する保障措置は、定置期間中及び処分場が閉鎖されて以降も継続する必要がある。その保障措置の手法を図 2.1.1-5 に示すが、考え方としては、処分後使用済燃料の再確認ができないことから、システム故障の可能性を回避し、かつ知識の連続性 (CoK) を確実にするように、採用された措置が十分な冗長性、多様性及び堅牢性を持っていることが重要とされている。具体的な保障措置手法として、処分場建設前の段階においては、処分サイトに関する知識の確立、建設段階では設計情報の検認、運転段階では核物質の移動や在庫の検認、処分場閉鎖後は地上のモニタリング(目視や遠隔監視等他の手段)等が含まれる。

具体的には、以下の各段階で必要な措置が取られる。

《処分場の運転開始前》：国が使用済燃料直接処分場を建設すると決定した時から最初の処分コンテナが到着するまで

《処分場の運転開始後》：最初の処分コンテナが到着した時から最終的に閉鎖するまで

《運転終了後 (閉鎖後) 》

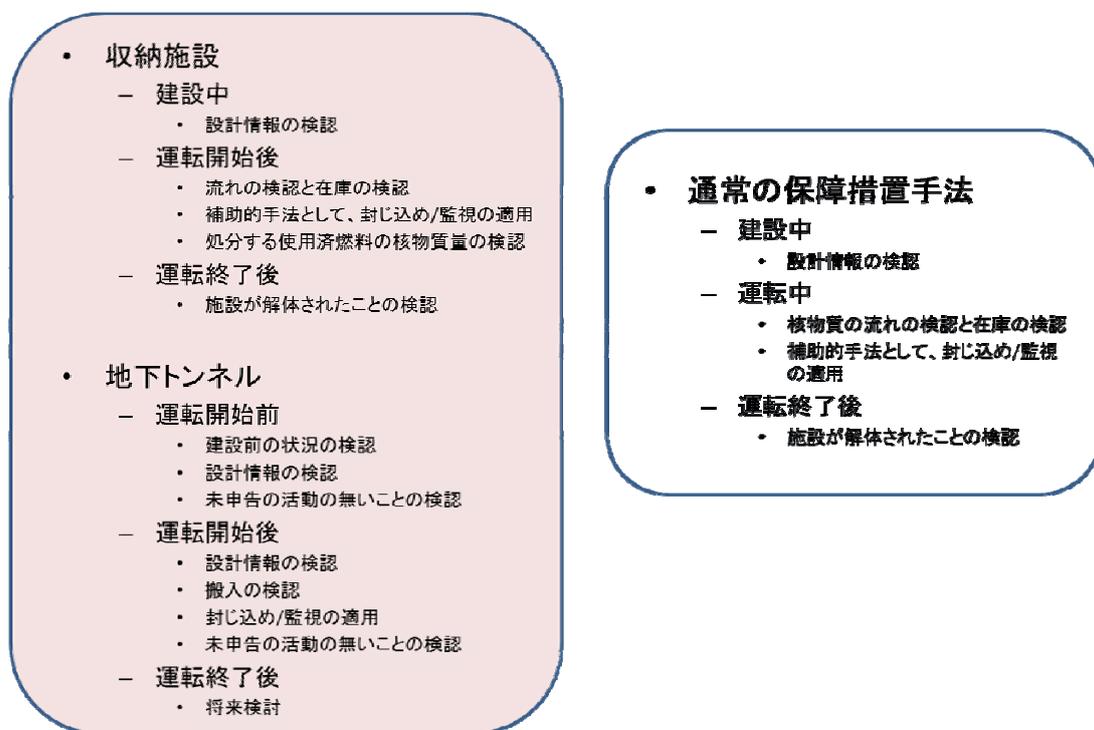


図 2.1.1-5 使用済核燃料処分の保障措置手法

封じ込め/監視について、地層処分場の地上施設においては基本的には従来の保障措置手法が適応される。しかし、地下施設については、封じ込め/監視を基本とした手法に基づく新たな技術開発が必要となっている。

閉鎖後の保障措置ポリシーとしては以下の点が考えられている。

- 国はその保障措置に関する資料や情報を保持し、地層処分後保障措置下の核物質が存在する限り、重要な記録は保持する。
- 閉鎖後の保障措置は、核物質へのアクセスをするような未申告な行為ができないことを保証する表面モニターの措置(surface monitoring measures)等を図ること。
- サイト特有の要件として、写真又はビデオの記録、リモートサーベランス (optical, satellite, geophysical and environmental techniques 等) の適応を考慮する。
- IAEA の要請に基づき、国は IAEA が地層処分に関係すると考える処分場内外の建屋、場所等へのアクセスを認めなければならない。
- 出来るだけ早期の地層処分に関する情報提供 (計画、設計、コンテナ、貯蔵場所、建屋、地域の鉱山、他 IAEA が必要と考える情報等)。
- Safeguards Verification System (監視/封じ込め、モニタリングや NDA システム、設計情報、Verification (DIV) 等の適用 IAEA と国との間で、以下の内容に関する事前取り決めが必要とする。
 - 最終閉鎖後封印された処分場へのアクセスへの意図
 - 地層処分場から使用済燃料を回収する意図

(5) 使用済燃料処分に対する核セキュリティ対応

①核セキュリティの概念

核セキュリティの概念は幅広いもので、核テロの脅威には、核兵器の盗取、核爆発装置の製造を目的とした核物質の取得、「汚い爆弾」を含む放射線源

の悪意を持った利用、原子力施設への妨害破壊行為などによって引き起こされる放射線障害、が含まれる。IAEA の核テロ対策を検討する諮問委員会 (Adsec) は、検討作業用の定義として、「核物質、その他の放射性物質またはそれらの関連施設に関する盗取、妨害破壊行為、不法アクセス、不法移転またはその他の悪意を持った行為に対する予防、検知および対応」としている。なお、核物質防護という言葉があるが、これは核物質の盗取及び原子力施設に対する妨害破壊行為に対する対策のことであり、核セキュリティは核物質だけでなく、放射性同位元素を含むすべての放射性物質を対象としている。また、核セキュリティ対応の責任については、IAEA の核セキュリティに関する国際会議における閣僚宣言 (2013 年 7 月)、核セキュリティサミット等で、国内の核セキュリティに対する責任はすべて国家に帰属することを強調している。

②核セキュリティ対応

前述したように使用済燃料処分の保障措置については、IAEA 及び関係国で鋭意検討が進められているが、核セキュリティへの具体的対応については今後の課題となっている。核物質及び原子力施設の防護に関する核セキュリティ勧告 (INFCIRC225Rev) 等の IAEA 文書や核物質の防護に関する条約 (核物質防護条約) と 2005 年核物質防護条約改正 (未発効)、テロリストによる爆弾使用の防止に関する国際条約 (爆弾テロ防止条約)、核によるテロリズムの行為の防止に関する国際条約 (核テロ防止条約) に基づき、各国の責任で使用済燃料処分に適応する規制法や規則等を整備し、実施することになる。

我が国は、核物質防護制度の導入として、1988 年原子炉等規制法及び関係省令を改正し、核物質防護規定の策定、核物質防護管理者の選任、情報の管理 (核物質防護秘密の導入は平成 17 年改正) を規定した。また 2005 年に INFCIRC/225/Rev. 4 の取入を行うため、原子炉等規制法及び関係省令を改正し、核物質防護検査の実施、設計基礎脅威の策定、秘密保持制度の導入 (核物質防護秘密の導入) を図った。さらに、福島第一事故の教訓を取入るため、2011 年 12 月に実用炉則を改正、また 2012 年 3 月に原子炉等規制法関係省令を改正して、福島第一事故の教訓、及び核セキュリティ勧告 (INFCIRC225Rev) 等の取入を行った。

核セキュリティ対応の基本的考え方は、IAEA の勧告文書 (INFCIR/225/Rev. 5) 等に基づき使用済燃料処分に關し、核テロ等による放射性物質の盗取や処分施設の妨害破壊行為について、以下の防止措置をとる必要がある。

- 等級別手法と深層防護の一層の深化
- 対抗部隊との協力、演習の実施及び評価(フォースオンフォース訓練等)
- 性能基準に基づく物理的防護システムの設計、評価及び改善
- 核セキュリティのための計量・管理システムからの情報の活用
- 内部脅威者の脅威に対する防護(信頼性確認等)
- 新たな脅威への対策(スタンドオフ攻撃、サイバー攻撃に対する防護等)
- 非常時における核セキュリティ基本機能の継続
- 原子力施設の立地選定及び設計への早期の物理的防護考慮、等

これらの具体的検討にあたっては、すでに先行している保障措置対応とのインターフェイス等を考慮することが重要である。

(6) まとめ

核不拡散/保障措置及び核セキュリティ対応の観点から特に考慮すべきは、原子炉から取り出されて、数十年経過した使用済燃料の直接処分である。それは、処分後数百年を超えると、核分裂生成物が減少して、人間がアクセス可能な線量率まで低減する。また、処分後数万年程度は多量プルトニウムの貯蔵体になる。現在、原子力発電計画は中国、インド、東南アジア、中近東等で積極的に推進されていることから、世界的には、中間貯蔵施設や地層処分として、今後多量のプルトニウムが使用済燃料中に蓄積されることになる。

一方で、使用済燃料の扱いを困難かつ高価なものにしている核分裂生成物が、時間の経過に伴い崩壊する。その結果、原子炉取り出し後 50 年から 100 年後には使用済燃料の貯蔵施設や処分場から核物質を不法に回収または盗取し、プルトニウムを分離し、核兵器に転用することを企図するものが現れるのではないかと、との懸念が高い。それを防ぐ手立てとして、長期貯蔵期間中や処分後も継続的に核不拡散/保障措置や核セキュリティ対応が求められている。特に米国においては、原子炉取り出し後 30-40 年経過した使用済燃料も既にあり、保障措置だけでなく核セキュリティ上も、使用済燃料からプルトニウム等が抜き取られていないかを直接的に測定する技術の開発が急務と考えている。そのため、2008 年より NGSI (Next Generation Safeguards Initiative) を立ち上げ、使用済燃料中のプルトニウム量を直接測定できる NDA (非破壊測定) 技術の開発を進めており、その一部については JAEA も共同研究を行っている。

また、地層処分で検討されている「可逆性」や「回収可能性」という概念

についても、核不拡散/保障措置及び核セキュリティの観点からは、使用済燃料へのアクセスを長期間にわたり可能にする側面があることから、地層処分の専門家と核不拡散・核セキュリティの専門家の間で、将来世代に負担を残すことの是非ということも含めた社会科学的観点からの検討が重要である。

さらに、使用済燃料の地層処分に関する核セキュリティ対応については、現在処分施設に特化した IAEA 規則等はなく、現状は施設設計における核セキュリティの強化や設計基礎脅威等についてのアイデアレベルの状況にある。核セキュリティは各国がそれぞれの責任で実施していくことが基本であるが、今後処分施設の核セキュリティ対応については、IAEA を中心とした国際的なレベルでも積極的に検討を進める必要がある。2010 年 4 月に米国で開催されて第 1 回核セキュリティサミット、2012 年 3 月の韓国での第 2 回サミット、2013 年 7 月に開催された IAEA での閣僚級の核セキュリティ国際会議、そして 2014 年 3 月に開催されたオランダでの第 3 回サミット等の成果とモーメンタムを維持して、今後、具体的に各国の使用済燃料直接処分の政策やその規制等に反映することが重要である。

参考文献；

- 1) 核物質防護区分：原子炉等規制法など参照
- 2) 包括保障措置（INFCIRC153 タイプ）；NPT 締約国である非核兵器国が、NPT 第 3 条 1 項に基づき IAEA との間で締結することを義務づけられている、当該国の平和的な原子力活動に係るすべての核物質を対象とした保障措置協定。「NPT に基づく保障措置協定」、「フルスコープ保障措置協定」又は、「包括的保障措置協定」とも呼ばれている。IAEA 作成文書 INFCIRC/153 がモデル協定となっている。
- 3) IAEA 追加議定書（AP）；IAEA との保障措置協定を締結した国との間で追加的に締結される保障措置強化のための議定書である。1993 年、イラク及び北朝鮮の核兵器開発疑惑等を契機に、IAEA 保障措置制度の強化及び効率化の検討が行われ、その結果として、未申告の核物質や原子力活動がないこと及び保障措置下にある核物質の軍事転用がないことを検認するために IAEA が追加的に必要とされた権限等を盛り込んだモデル追加議定書（INFCIRC/540 (corrected)）が、1997 年 5 月に IAEA 理事会で採択された
- 4) 核物質防護；核物質の盗難や保管場所の不法な変更、さらに原子力施設が破壊されて核物質が散逸すること等を物理的に防護すること。国際的には核物質の防護に関する条約、国内的には原子炉等規制法等に従って実施される。
- 5) 原子力委員会核物質防護専門部会の報告書「高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）等の防護の在り方に関する基本的考え方に関する検討」2007 年 8 月 www.nsr.go.jp/archive/nc/siryo/bougo02/siryo5.pdf
- 6) IAEA 核セキュリティに関する基本文書（INFCIRC225Rev5）；核セキュリティとは、「核物質、その他の放射性物質、その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、探知及び対応であり、具体的には、テロリスト等による核物質や放射線源の悪用が想定される以下の 4 つの脅威が現実のものとならないようとられる措置のことをいいます。①核兵器の盗取、②盗取された核物質を用いた核爆発装置の製造、③放射性物質の発散装置（いわゆる「汚い爆弾」）の製造、④原子力施設や放射性物質の輸送等に対する妨害破壊行為」
<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/Series/127/IAEA-Nuclear-Security-Series>
- 7) 2011 年 10 月、内閣府原子力委員会・原子力防護専門部会報告書を「福島第一原子力発電所事故を踏まえた核セキュリティ上の課題への対応について」及び 2012 年 3 月 21 日、同部会報告書「我が国の核セキュリティ対策の強化について」<http://www.aec.go.jp/>

- 8) IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.21, Technological Implications of International Safeguards for Geological Disposal of Spent Fuel and Radioactive Waste、2010
- 9) 外務省 web: http://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku_secu/
- 10) 統合保障措置 (IS) とは、包括的保障措置協定 (CSA) に基づく保障措置と追加議定書 (AP) に基づく保障措置を有機的に結合した概念。CSA 及び AP 双方の下で利用可能な保障措置手段を最適に組み合わせ、最大限の効率性を達成するためのもの。具体的には、従来の計量管理を基本としつつ、短期通告査察又は無通告査察を強化することで、IAEA の検認能力を維持したまま査察回数の削減を可能とするもの
- 11) DOE/NNSA Next Generation Safeguards Initiative
<http://nnsa.energy.gov/mediaroom/factsheets/nextgenerationsafeguards>
- 12) IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.21, Technological Implications of International Safeguards for Geological Disposal of Spent Fuel and Radioactive Waste、2010
- 13) The challenges of safeguarding Geological Repositories, Preliminary Requirements and Instrumentation Concepts, Cristina Ciuculescu, Eric Smith, Julian Whichello, Jim Sprinkle Stephanie Poirier, Jim Sprinkle, IAEA, October 2011
- 14) http://esarda.jrc.ec.europa.eu/index.php?option=com_content&view=article&id=70&Itemid=238

2.1.2 長期的安全にかかわる評価上の課題

高レベル放射性廃棄物処分の安全性を長期にわたって確保するためには、①地層処分にとって適切な地質環境を有する処分地が選定（サイト選定）され、②人工バリア及び処分施設から構成される処分場がそこに適切に設計・施工（工学的対策）される必要がある。また、その安全確認は、③処分場から人間の生活圏に至る放射性核種の移行経路を想定したシナリオに基づき、一般公衆が放射性物質から受けると想定される線量を評価し、定められた放射線防護レベルを超えることが無いことを確認することが基本（原子力安全委員会、2000¹⁾）とされている。

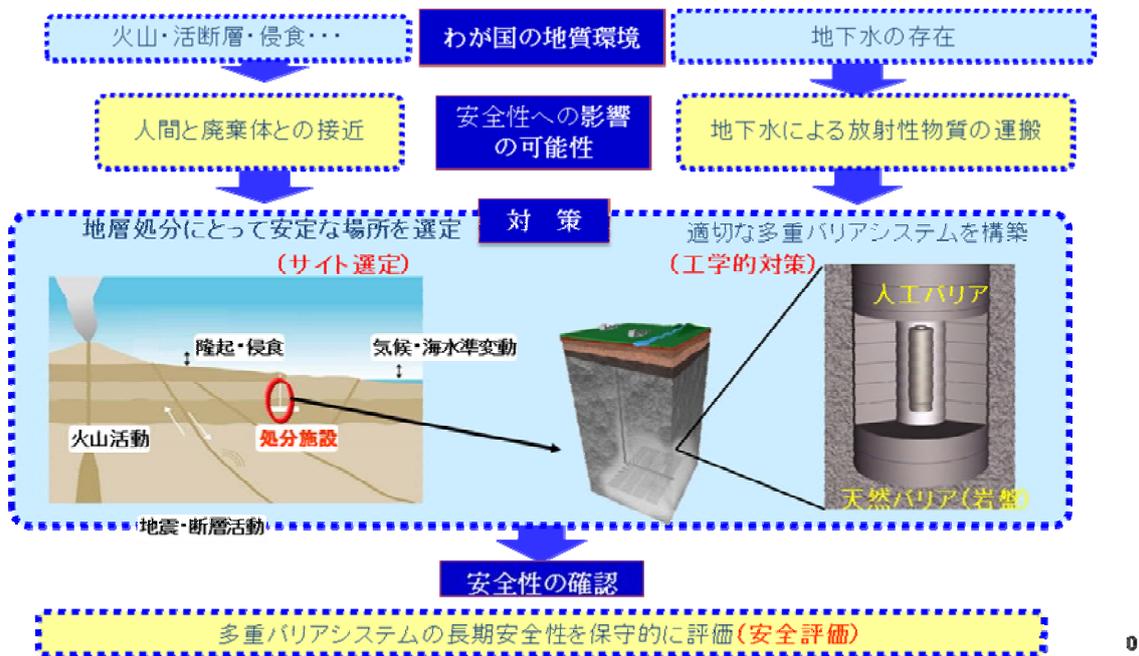


図 2.1.2-1 地層処分の長期的安全確保についての基本的な考え方

図 2.1.2-1 に地層処分の長期的安全確保の考え方を示す。この放射性核種の移行経路を想定したシナリオのうち、重要なものは、地下水の流れに伴って移行する経路、すなわち、人工バリアによって閉じ込められていた放射性核種が地下水に溶出し、地層（天然バリア）を経て人間の生活環境である地表に運ばれるという地下水移行シナリオ（OECD/NEA, 1991²⁾，核燃料サイクル開発機構, 1999³⁾）を以て、安全評価上の第一義的なシナリオとして想定することが適当（原子力安全委員会、2000¹⁾）とされている。

現在、日本には地層処分対象とされる廃棄物として、ガラス固化

体と一部の TRU 廃棄物があるが、このような考え方は廃棄物の種類によらず、共通的なものであり、使用済燃料の直接処分（以下、「直接処分」とする）にあたっては、このことは基本的に変わらないと考えられる。

他方、廃棄物ごとに物理化学的特徴が異なることから、このことに対応した廃棄物安全確保方策も必要である。参考までに日本のガラス固化体とスウェーデンの使用済燃料について図 3.2 に示す。ちなみに、直接処分を採用するスウェーデンやフィンランドにおいては、既に処分予定サイトが選定された段階にある。両国ともに使用済燃料を銅一鉄製のキャニスタに封入し、その周囲を緩衝材（ベントナイト）で取り囲み、力学的・化学的に安定した地層（岩盤）に定置する概念を採用し、地下施設を用いた技術開発を実施している。

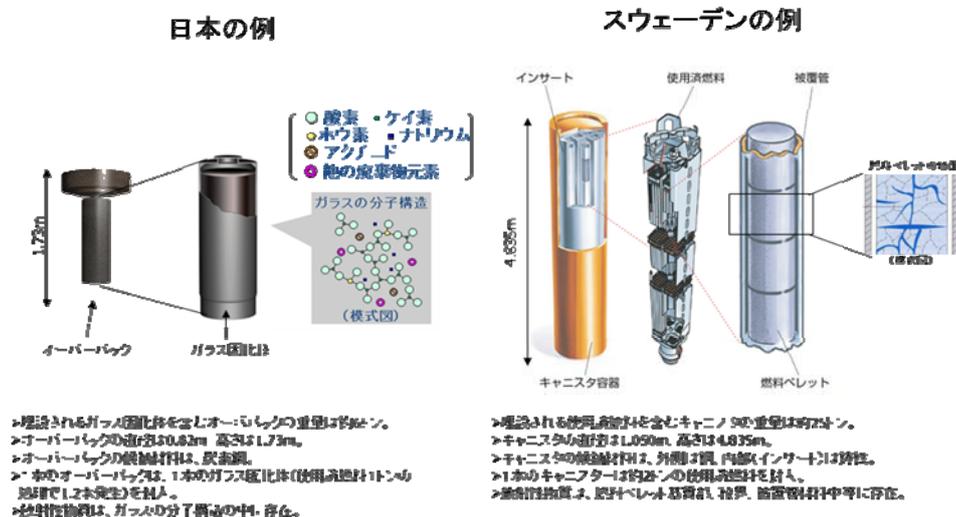


図 2.1.2-2 ガラス固化体と使用済燃料及びそれぞれの容器等の比較
(日本とスウェーデンの例)

原子力委員会（2004）⁴⁾ は、ガラス固化体及びその地層処分との相違からみた直接処分固有の留意点として、以下の3点を挙げている。

- 直接処分はプルトニウムを環境中に廃棄するものであること
- 長期間安定な物質として選択されたガラス固化体と違い、直接処分は使用済燃料の形態で処分するものであること
- 使用済燃料の廃棄体はガラス固化体に比べ発熱量が大きく、寸法も大きく重いこと

また、このような点を踏まえて、安全評価上の課題と設計・施工

上の課題をそれぞれ次のように整理している。

① 安全評価上の特有課題（7項目）

- 評価上考慮するシナリオ
- 臨界回避・評価
- 核種の瞬時溶出挙動と評価
- UO_2 マトリクス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動及びそれらの影響
- 放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響
- 廃棄体が大きくなることによる掘削影響領域の拡大等の挙動と影響
- 核種挙動や移行特性

② 設計・施工上の課題（9項目）

- ガラス固化体に比べ、寸法、重量ともに大きくなることに対する処分坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討
- ガラス固化体に比べ発熱量が大きくなることに対する処分場設計への影響評価
- ガラス固化体に比べ放射線量が大きくなることに対する遮へい対策
- 放射線分解による酸化還元フロントに対する対策
- 臨界を避けるための検討
- 非収着性核種（C-14）に対する被ばく低減化対策
- 地上施設の詳細検討
- 操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策
- 回収可能性の検討

処分場閉鎖後の安全評価にあたっては、国際的に合意された地層処分に係る基本的な安全評価の方法論（たとえば OECD/NEA, 2012⁵⁾）や評価基盤（例えば JAEA KMS, 2009⁶⁾）をよく考慮、活用しながら、また、上述のような諸外国の研究開発成果も考慮しつつ直接処分に固有の現象理解を進め、評価モデルの構築と必要な核種移行パラメータとしてのデータ整備を行う必要がある。

また、処分に係る経済性向上の観点（原子力委員会、2006⁷⁾）から、同一の処分サイトにガラス固化体等に加えて使用済燃料も埋設することも可能性として考えられる。この場合、相互に異なる処分

システムが、たがいに物理・化学的な影響を及ぼし、地下水移行シナリオに基づく評価において放射線学的な安全指標である線量の大幅な増大をもたらしたり、核種移行過程が複雑化して評価が困難になったりすることがないように、廃棄体の有する特性（たとえば熱的特性や、含有される化学物質）と、その場の地質環境（地下水の水理等）をよく考慮して、処分坑道の配置が行われる必要がある。このような検討は、ガラス固化体と TRU 廃棄物の併置処分問題としてすでに検討された事例（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、2005⁸⁾、原子力委員会、2006⁷⁾ など）があり、考え方について参照できる。

(予備的な線量評価の例)

原子力委員会（2004）⁴⁾ は、直接処分のコスト評価のなかで、線量を指標とした予備的な安全評価を行っている。図 2.1.2-3 に、その評価事例の一部を引用する。この図から、線量は容器の寿命として想定された期間（この場合は埋設後 1000 年）直後から急増し、最大線量の支配核種は C-14（半減期 5740 年）となっている。また、C-14 の減衰後は I-129（半減期 1570 万年）が支配的となる。この場合の C-14 は、使用済燃料の構成材料（ステンレス鋼、ジルカロイ等）に含まれる N-14 の放射化生成物であり、化学形態としては有機形態と無機形態のそれぞれが考慮されているが、有機形態の場合のほうが最大線量は大きい結果となっている。I-129 はウランの核分裂生成物であり、核種移行評価上、非吸着核種として扱われている。（図 2.1.2-3 において、左が硬岩系、右が軟岩系での評価例）

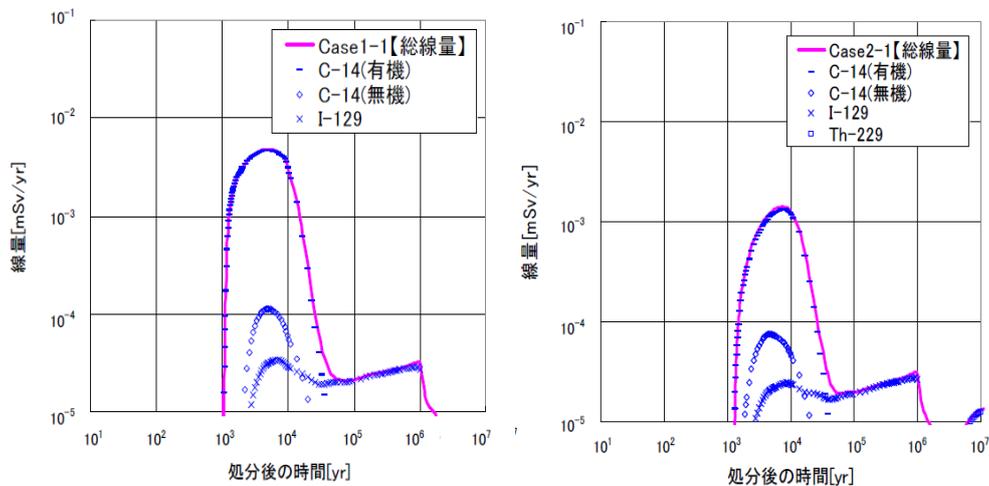


図 2.1.2-3 直接処分の線量評価結果の例（原子力委員会 2004）⁴⁾

このような直接処分の線量評価事例を、同様な環境条件（硬岩系）でのガラス固化体の地層処分（核燃料サイクル開発機構, 1999³⁾）及び TRU 廃棄物地層処分（電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, 2005⁸⁾）の評価事例と比較を図 2.1.2-4 に示す。また、TRU 廃棄物の廃棄体の例を図 2.1.2-5 に示す。

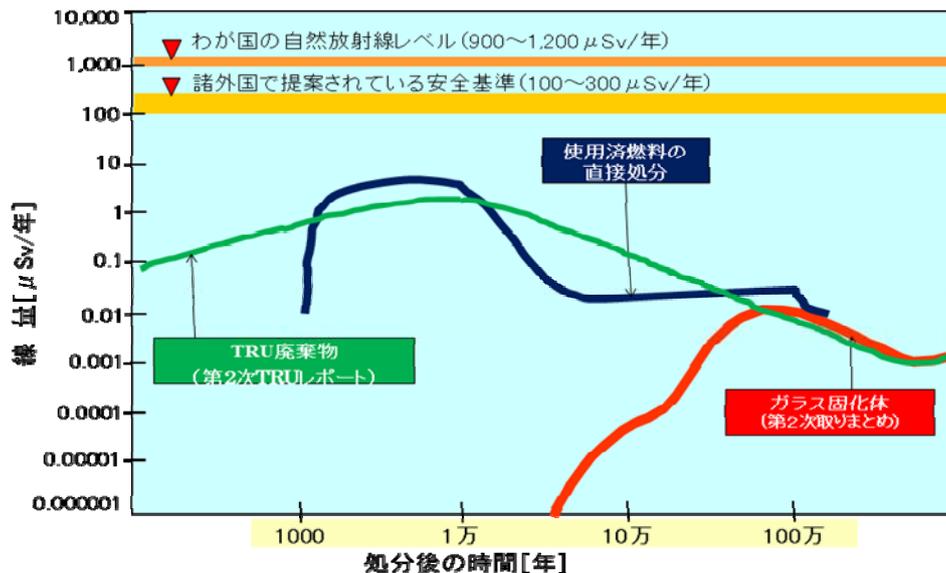


図 2.1.2-4 使用済燃料直接処分とガラス固化体及び TRU 廃棄物の地層処分における線量評価事例の比較

なお、この図において、評価条件は次のとおり。

- オーバーパックの寿命は使用済燃料直接処分及びガラス固化体ともに 1000 年
- 評価条件はレファレンスケースで、地表における被ばく線量を評価

この図から、最大線量は直接処分や TRU 廃棄物のほうが有意に高く、またそのピークが現れる時期も早いことが分かる。これは C-14 や I-129 が使用済燃料直接処分や TRU 廃棄物地層処分の評価線量の支配的核種であることによる。これらの核種は燃料サイクルにおける再処理工程においては、TRU 廃棄物中に選択的に回収され、ガラス固化体にはほとんど含まれない。なお、最大線量やその出現時期については、廃棄体の核種インベントリ、処分システムの仕様、核種移行モデル、地質環境条件の設定などにより変化することであることに留意しなければならない。

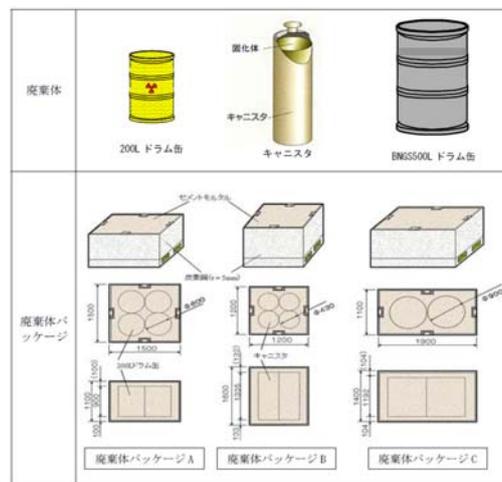
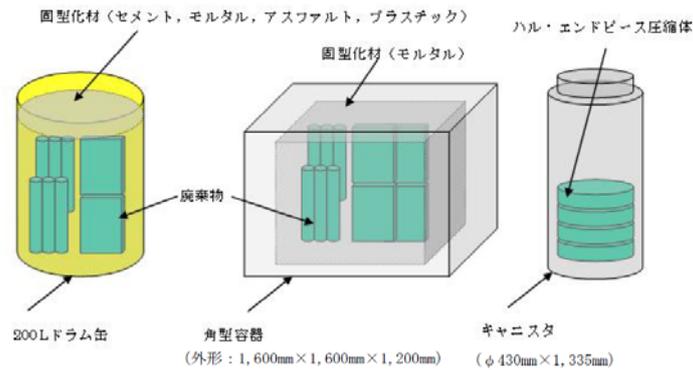


図 2.1.2-5 TRU 廃棄物廃棄体の例⁸⁾

(直接処分に必要な技術開発上の要件)

原子力委員会 (2004)⁴⁾ では、上記の安全評価上の 7 課題と設計・施工上の 9 課題のそれぞれについて、今後の信頼性向上に向けた取り組みをまとめている。

これは、上記の予備的安全評価結果（とくに C-14 の挙動）も考慮されたものであるが、このことを参考として、今後必要な技術開発上の要件は次のようになると考える。

- ① 安全評価上の検討として、
 - 直接処分に特有な現象の理解と網羅的・体系的なシナリオ構築、このために必要な実験データの取得。
 - リスク論的安全評価の考え方を考慮したシナリオ区分の検討。
- ② 設計・施工上の検討として、
 - 廃棄体の大型化に伴う処分システムの安定性や力学挙動評価。
 - 放射線場であることも考慮した容器ハンドリング、搬送定置等

の技術開発。

- 熱影響の観点からの処分場設計。
- 放射線分解による酸化・還元場の解析評価。
- 臨界防止のための解析評価や受入れ基準等の整備。
- C-14 の寿命を考慮した長寿命容器材料の開発検討や収着材料の開発。
- 地上における受入れ・貯蔵、詰め替え、遠隔溶接等に関する技術開発や設計。
- 回収可能性を考慮した処分システム等の検討。

参考文献；

- 1) 原子力安全委員会；高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について 平成 12 年 11 月 (2000)
- 2) OECD/NEA; Review of Safety Assessment Methods, A Report of the Performance Assessment Advisory Group of the Radioactive Waste Management Committee, OECD Nuclear Energy Agency (1991)
- 3) 核燃料サイクル開発機構；わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第 2 次取りまとめ-分冊 3 地層処分システムの安全評価-JNC TN1400 99-023(1999)
- 4) 原子力委員会（新計画策定会議、技術検討小委員会）；基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書、平成 16 年 11 月(2004)
- 5) OECD/NEA; Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste., Outcomes of the NEA MeSA Initiative, NEA No. 6923 (2012)
- 6) JAEA; KMS http://kms1.jaea.go.jp/kmsif/kms_login.html (2009)
- 7) 原子力委員会（長半減期低発熱放射性廃棄物処分技術検討会）；長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の基本的考え方-高レベル放射性廃棄物との併置処分等の技術的成立性- 平成 18 年 4 月 18 日(2006)
- 8) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構；TRU 廃棄物処分技術検討書 -第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ-JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR-2005-02(2005)

2.2 処分に伴う環境汚染リスクの評価

2.2.1 「環境の防護」について一論点の抽出—

1) はじめに

放射性廃棄物の処分は IAEA 基本安全原則 SF-1¹⁾ が定める基本安全目的である「人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護（筆者注：原文は protect）すること」を達成するように計画される必要があることが国際的な合意である。

放射性廃棄物の処分に関して、この基本安全目的を達成するために採用されている戦略は、「必要な程度に廃棄物を閉じ込め、接近可能な生物圏からそれを隔離すること」であり²⁾、これを達成するために、処分場の立地と設計がなされる。しかし、廃棄物に含まれる放射性核種を、その潜在的危険性がなくなるまで処分場に完全に閉じ込め、永久に隔離することは不可能であり²⁾、長期の間には、一部の放射性核種は主に地下水とともにイオンやコロイド等の状態で、場合によってはガス状態で、人工バリアを通過して天然バリアを移行し、最終的には生物圏へ到達することを考えなければならない。

我が国では、「人を電離放射線の有害な影響から防護する」との目的については、廃棄物中の放射性核種が生物圏へ到達する結果として、最終的に人に及ぼす影響（被ばく）を評価尺度とした「処分の安全性」として論じられることが多い。これまでの処分の研究開発では、地下の処分施設からの放射性核種の移行の状態及びそれによる人の最終的な被ばくの予測について様々な解析評価手法の開発が行われ、それらの手法を用いた解析評価の結果、地層処分は安全であり「人を電離放射線の有害な影響から防護する」との目的は達成できる見通しがあることの論証がなされてきている。

一方、「環境を電離放射線の有害な影響から防護する」との目的については、我が国ではこれまで、あまり論じられていない。しかし、放射性廃棄物の処分においては、処分施設に隔離し閉じ込めた放射性核種が、長期の間には隔離・閉じ込めを破り、自然の岩盤等に移行することを考えなければならないのであるから、「環境の防護」について何らかの考察が必要であると考えられる。これが本検討の問題意識である。

2) 「環境の防護」の観点の必要性

(1) IAEA 安全文書における記述

SF-1¹⁾では、「原則7：現在及び将来の世代の防護；現在及び将来の人及び環境を放射線リスクから防護しなければならない。」として、「環境の防護」が要求されている。地層処分についても原則7に沿うことが求められている。

また、同文書の3.28項では、以下のように記述されている。

「・・・(略)現在の放射線防護体系では、・・・(略)環境防護の目的で現在講じられる措置の一般的な意図は、(個々の個体とは別に)何らかの種の集団が害となる影響を受けるほどの放射線被ばくから生態系を防護することであった(し現在もそうである)。」

さらに、IAEAの安全基準SSR-5²⁾では、以下の記述がある。

○ 2.21 項

「・・・(略)電離放射線の有害な影響から環境を防護する課題、及びこの目的のための基準の策定は、国際的に議論されているところである。」

○ 2.22 項

「…(略)起こり得る環境の広範な移動経路を考慮に入れた線量の計算値は、これで環境防護の指標としてみなし得る。」

○ 2.23 項

「汚染物質の濃度及びフラックスの予測と、それらの地圏又は生物圏にある自然起源の放射性核種の濃度及びフラックスとの比較のような、付加的指標や比較もまた、…(略)全体としての環境防護のレベルを示すのに有効であろう。その他の検討すべき因子には、地下水源の保護の必要性及び汚染物質が放出される環境の生態学的感受性などが考えられる」

上記のIAEAの文書では、「何らかの種の集団が害となる影響を受けるほどの放射線被ばくから生態系を防護すること」との記述がなされている他、「起こり得る環境の広範な移動経路を考慮に入れた線量の計算値は、これで環境防護の指標としてみなし得る。」とも述べている。後者のことから、人の被ばく線量を基準以下とすることで、環境防護についても達成できていると見なすこともできるかもしれないが、一方で、被ばく線量以外の付加的指標の有効性についても指摘されている。

本項では、「人の防護」と「環境の防護」とは防護の対象を区別

して考える。すなわち「人」と「環境」に対して異なる防護指標を考慮することが防護の目的を達成する上で合理的であると考えて検討を行っている。

ただし、「人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護」するというのは、「人の防護」と「環境の防護」とを区別して考えるものか、それとも一体として考えるものか、については一度整理しておくことが必要であると考えられる。それによって、防護の考え方や具体的指標が異なることになるからである。

この他、SSR-5²⁾では、「重要である場合には、非放射線学的な毒性危険物もまた評価されなければならない」として、2.24項に、「処分施設に存在する非放射性物質の影響は、国のあるいは他の特定の規則に従って評価されなければならない、・・・(略)。」と記述されている。

このように、非放射性有害物質が共存する場合には、その人及び環境への影響を評価する必要があることを忘れてはならない。

(2) 我が国の法令等における記述

我が国では、改正炉規制法第一条(目的)に、「この法律は、・・・、もって国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資することを目的とする。」と規定され、法目的に「環境の保全」が加えられた。なお、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」においては、「環境の防護」に係る規定はない。

一方、原子力安全委員会の「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について(第1次報告)³⁾では、処分の方針として、以下の記述があるものの、「環境の防護」について明確な記述はない。

- 高レベル放射性廃棄物の処分は、・・・「多重バリアシステム」により、高レベル放射性廃棄物を物理的に生活環境から隔離し、その中の放射能やそれらからの放射線が人間とその生活環境に影響を及ぼさないようにすることを基本としている。
- 処分の安全性は、一般公衆が受けると想定される線量の評価値が、定められた放射線防護レベルを超えることがないことを確認することが基本。
- 環境への放射性物質の放出量(フラックス)を安全評価の指標として評価することにより、安全評価を補完している国がある。

また、日本原子力学会がまとめた「原子力安全の目的と基本原則」⁴⁾の「解説6：「人」と「環境」を防護対象とする意味」では、IAEAやICRP等におけるこれまでの考え方や検討の経緯等を紹介した上で、結論として以下のように述べている。

「「人」と「環境」の定義及びその持つ意味は、時代とともに社会の発展と共に変遷してきているものと捉えるべきであり、現状で、本規則において、固定的で明確な定義、具体的な意味を明確に与えることはあまり意味がない。寧ろ、現時点では「人」と「環境」を防護するために、つまり「人」の生命と健康、ならびに「生存環境」への放射線リスクを引き起こす原子力施設とその活動における放射線リスクを合理的な範囲で可能な限り抑制して行くという視点を重視して、その防護措置を講じ、それを継続的に改善していくことが最も重要なことであると考えられる。」

このように、基本原則に「環境の防護」が加えられているものの、防護の具体的な考え方あるいは防護の指標を提唱していない。

(3) 諸外国の基準等における要求

参考文献3の参考資料によれば、諸外国では、「安全性を考える上での基本事項」に「環境の防護」に関する記述が見受けられる。以下は、参考文献3の参考資料からの抜粋である。

○ カナダ：

「現状許容されないような環境への将来予測される影響がなく、天然資源の将来的な使用が、・・・による汚染によって阻害されない方法で・・・」

○ スウェーデン：

「生物の多様性及び生物学的資源の持続的な利用が、電離放射線の有害な影響に対して保護・・・」

○ スイス：

「生存する種を危険にさらさず、・・・」

この他に、諸外国で策定された主な安全基準等の内容も紹介されている。例えば、フィンランドでは「処分された廃棄物の影響が、その地域で自然の放射性物質に起因するレベルを大きく上回らないものとして設定される。」としている。

以上より、第1に確認すべきこととして、次の論点が抽出できる。

論点1：

- ・地層処分では、「人の防護」に加えて「環境の防護」の観点が必要であるか。
- ・「人の防護」と「環境の防護」とは区別して考えるか、それとも一体として考えるか。

3) 「環境の防護」における「環境」の意味

「環境の防護」における「環境」の意味を明らかにすることは、その意味によって、防護の考え方、防護指標が異なる可能性があることから、重要と思われる。

従来、地層処分の議論で登場する主な「環境」関連用語は以下のとおりである。それぞれの意味を再確認し、本件の対象はどれであるかを定める必要がある。その場合、防護の具体的対象・内容も考慮することが重要と思われる。

- 生物圏(biosphere)
- 接近可能な生物圏(accessible biosphere)
地下水、地表水及び海洋資源を含め、人により利用されあるいは人への到達が可能な環境要素を含むもの(参考文献2)
- 地圏(geosphere)

SF-1¹⁾では、3.28項に、以下のような記述がある。

「……(略)環境防護の目的で現在講じられる措置の一般的な意図は、(個々の固体とは別に)何らかの種の集団が害となる影響を受けるほどの放射線被ばくから生態系を防護することであつたし現在もそうである。」

このような記述からすると、SF-1¹⁾で意味する「環境防護」とは、生態系の防護であることから、環境とは、生物の生存圏すなわち生物圏を意味するものと考えられる。

一方、SSR-5²⁾では、2.2項に、以下のような記述がある。

「放射性廃棄物の処分に関してこの基本安全目的を達成する

ために採用されている戦略は、必要な程度に廃棄物を閉じ込め、接近可能な生物圏からそれを隔離することである。生物圏とは生物が通常生活する環境の一部であり、「接近可能な生物圏」とは人により利用されあるいは人への到達が可能な地下水、地表水及び海洋資源を含むこれらの環境の要素を一般的に含むものとされている。それ故、「接近可能な生物圏」は、本安全要件出版物に定められた目的、基準、及び要件が防護するために規定された環境の一部である。」

この記述から、以下のことが理解できる。

- 生物圏は生物が通常生活する環境の一部。
- 「接近可能な生物圏」から廃棄物を隔離することが基本安全目的を達成する戦略。
- 「接近可能な生物圏」とは、人により利用されあるいは人への到達が可能な地下水、地表水及び海洋資源を含むこれらの環境の要素を一般的に含むもの。
- 「接近可能な生物圏」は、本安全要件出版物に定められた目的、基準、及び要件が防護するために規定された環境の一部。

上記の IAEA 文書の記述に基づくと、「環境の防護」における「環境」の意味は、次の2通りの可能性がある。

- 「環境の防護」における「環境」の意味は、生物圏である。
- 「環境の防護」における「環境」の意味は、「接近可能な生物圏」である。

以上のように、SSR-5²⁾ の④の記述からは、「環境の防護」における「環境」の意味は、生物圏であると理解されることになると思われるが、確認が必要である。

一方、「これら以外の「環境」は防護する必要はないのか?」、との疑問もあり得る。すなわち、生物圏を除く「地圏」であり、処分場近傍の環境から生物圏に達するまでの自然環境である。処分場近傍の地下環境は、人工バリアから最初に放射性核種が移行するエリアであり、そこから生物圏に向けて放射性核種が移行する。よって、このエリアを「環境の防護」の観点から何等かの防護を行う必要があるとの考えがあり得る。

なお、地圏や生物圏等の「環境」は地殻変動、気候変動等の影響で長期的には変化するが、「環境の防護」においてこの変化をどのように関連づけるかを明確にしておくことが重要であると思われる。

参考までに、図1に我が国で検討された「地下水シナリオの評価概念モデル」⁵⁾で用いられている生物圏、地圏及びそれらの境界の概念を示す。

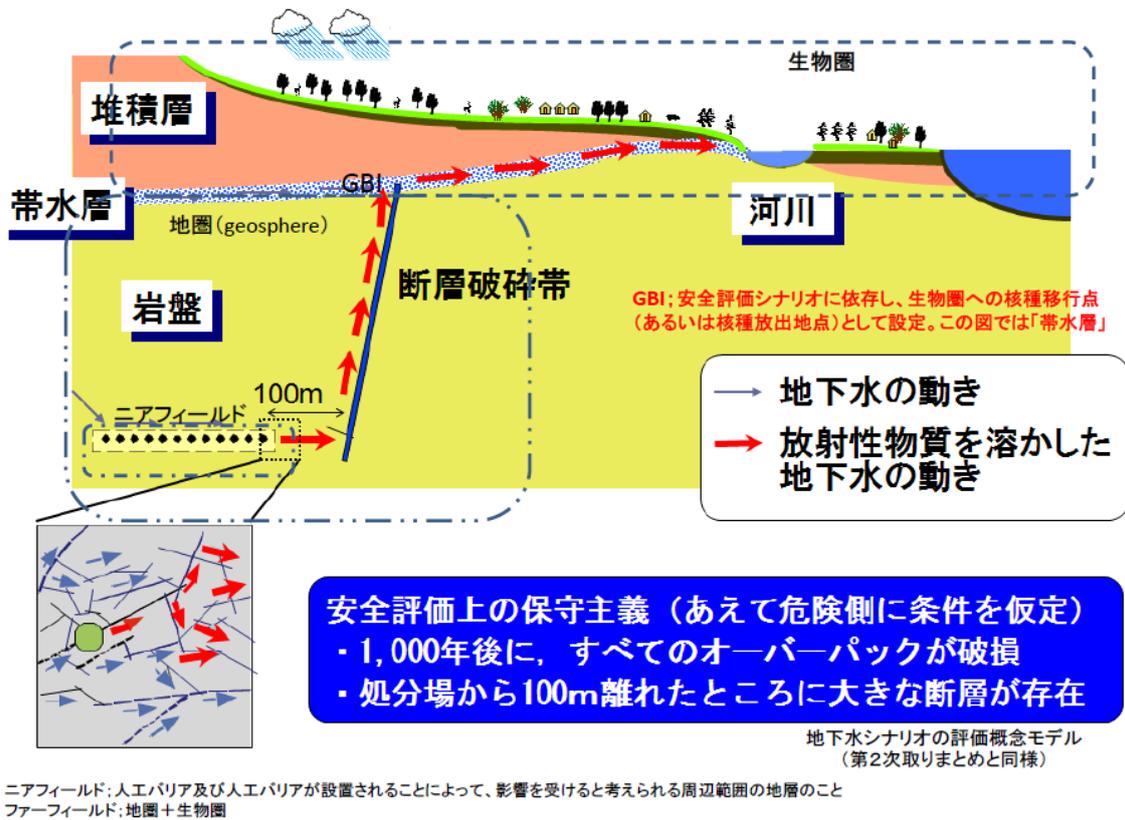


図 2.2.1-1 我が国で検討された「地下水シナリオの評価概念モデル」

(参考文献 5) の「図 5.3-2 レファレンスシステム」を基に加工 ; JAEA 提供) ^v

以上より、次の内容が論点として抽出できる。

論点 2 :

- ・「環境の防護」における「環境」の意味は何か
- ・「防護」の対象・内容は何か。
- ・「環境の防護」において「環境」の時間的変化はどのように関連づけるか

4) 「環境の防護」の指標

地層処分において、「環境の防護」の観点が必要となれば、「環境」の意味及び防護対象・内容に基づき、防護の指標を決めることが必要である。防護の指標を検討する原点となる情報は、人工バリアからその周辺の岩盤へ移行する放射性核種の移行挙動（核種の種類、速度、量）及びそれ以降の移行挙動である。

原子力安全委員会の「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第1次報告）³⁾」には、安全指標の比較表が示されている（表1参照）。この表では、指標を人間向けと環境向けに大別し、環境向けとして4つが取り上げられているが、ここで「環境の防護」の観点から考察の対象となり得るのは、閉じ込め性に直結する指標である以下の3つであると考えられる。

- 環境濃度
- 生物圏におけるフラックス
- バリアを通過するフラックス

しかし、これらの指標例は、被ばく量という主となる安全指標の補完指標との位置づけから抽出されていると考えられることから、ここで検討している「環境の防護」の観点から有効な指標となり得るかについて、確認する必要があると思われる。つまり、「環境の防護」を視点とする場合に、表1に取り上げられているこれらの指標の意味合いあるいは有効性について、さらにはこれ以外の指標の必要性・可能性について、環境の時間的変化も念頭に置きながら、検討することが必要である。この検討では、指標の具体的な決定の方策についても併せて考察することが重要である。有効な指標の検討においては、環境中に存在する自然放射性物質との対比が重要な意味を持つ可能性がある。

表 2.2.1 - 1 安全指標の比較³⁾

指標		長所	短所
人間	リスク	<ul style="list-style-type: none"> ・人間への影響の直接的指標 ・人間への全ての被ばく経路の統合が可能 ・被ばくの起こりやすさ考慮可能 ・他の危険性と直接比較可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・意思疎通上の問題 ・確率の推定に関する問題 ・遠い将来への適用性に関する問題 ・計算が複雑
	線量	<ul style="list-style-type: none"> ・十分に確立され理解されている ・人間への影響の直接的指標 ・人間への全ての被ばく経路の統合が可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・被ばくの起こりやすさを考慮できない ・遠い将来への適用性に関する問題
環境	環境濃度	<ul style="list-style-type: none"> ・概念的に簡単 ・人間の状態と無関係 ・局所的な環境影響に関する尺度 	<ul style="list-style-type: none"> ・人工放射性核種に対する直接的な天然の比較物が存在しない。 ・一般的な参考レベルの定義の問題
	生物圏におけるフラックス	<ul style="list-style-type: none"> ・局所的な生物圏や人間の変化に対して比較的無関係 ・広域的あるいは地球規模での環境影響の尺度 	<ul style="list-style-type: none"> ・概念的に難しい ・一般的な参考レベルの定義の問題 ・人工放射性核種に対する直接的な天然の比較物が存在しない。 ・局所的な安全指標とならない
	バリアを通過するフラックス	<ul style="list-style-type: none"> ・バリア性能の直接的指標 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全性とは直接関係しない ・全体的安全目標とはならない
	時間	<ul style="list-style-type: none"> ・理解容易 ・バリア性能の直接的指標 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全性とは直接関係しない
廃棄物	放射性毒性指数	<ul style="list-style-type: none"> ・理解容易 ・重要な期間の指標 	<ul style="list-style-type: none"> ・不完全で仮定に離京を受けやすい

なお、ICRP 等では、放射線防護に関して環境の防護に係る検討が行われてきているので、その関連資料(例えば、ICRP Pub. 103 (2007), Pub. 108(2008), Pub. 114(2009)等)を参考とすることとともに、諸外国の考え方(例えば、英国 N D A の Geological-Disposal-Geosphere-status-report-December-2010 等)及び基準等³⁾についても詳細に調査検討することが必要である。

以上より、次の内容が論点として抽出できる。

論点 3 :

- ・「環境の防護」の観点からの指標は必要か
- ・環境の時間変化と指標とはどのように関連づけるか
- ・有効な指標は何か
- ・有効な指標の具体的内容をどのように決定するか

5) 使用済燃料の直接処分に係る「環境の防護」を検討するに当たっての留意点

使用済燃料の直接処分に係る「環境の防護」について検討する場合、直接処分における放射性核種の岩盤への移行挙動を評価し、その移行挙動の持つ環境防護上の意味合いを検討することになる。とりわけ使用済燃料の直接処分の場合には、ガラス固化体の地層処分には含まれていない多量のプルトニウム、炭素 14 及び水に可溶性である放射性ヨウ素の移行挙動に特に着目することが重要である。

使用済燃料の直接処分における放射性核種の岩盤への移行挙動とガラス固化体の地層処分の移行挙動とを、使用済燃料及びガラス固化体の間で量的な相関が成立しているとしても、直接的に比較し、その結果から直接処分があるいは再処理が「環境の防護」上優れているか否かという議論はできない。もし、このような比較、すなわちワンスルー方式とリサイクル方式の「環境の防護」上の優劣を検討する場合には、量的な相関を成立させたいうで、再処理で発生するすべての廃棄物及び Pu, U をリサイクルする場合にはその工程で発生するすべての廃棄物の処分に伴う核種の移行挙動を併せて考え、それに対応する量の使用済燃料直接処分の場合と比較検討することが必要であることに留意すべきである。

6) まとめ

地層処分における「環境の防護」に関して、論点を 3 つ抽出した。諸外国の例を見ても、「環境の防護」は「人の防護」と並んで重要な安全確保上の考慮事項であると考えられる必要があるように思われる。また、地層処分の安全評価における不確実性への対応や評価の頑健性の確保の観点からも、「人の防護」の指標に加えて、「環境の防護」の指標を併せて設定することは重要な意味を持つと思われる。

しかし、一方でそう簡単に具体化できるものでもないと考えられ、その必要性を含め、海外の状況を参考としながら、十分に考察・検討を行うことが重要である。

なお、そもそも「人の防護」と「環境の防護」は区別して考えるものか、あるいは一体として「人と環境」の防護」として考えるべきかを明らかにする必要もある。

参考文献；

- 1) IAEA Safety Standard “Fundamental Safety Principles”
Safety Fundamentals No. SF-1(2006)
- 2) IAEA Safety Standard “Disposal of Radioactive Waste”
Specific Safety Requirements No. SSR-5(2011)
- 3) 原子力安全委員会「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第1次報告）（2000年11月6日）
- 4) 日本原子力学会標準委員会「原子力安全の基本的考え方について 第1編 原子力安全の目的と基本原則」AESJ-SC-TR005(2012年11月)
- 5) 核燃料サイクル開発機構、「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第2次取りまとめ-総論レポート」（1999年11月26日）

2.2.2 処分における想定事故（操業時の安全）、確率論と決定論／リスク論的考え方に基づく評価

1) 処分における想定事故

東北地方太平洋沖地震に伴い発生した福島第一事故が、想定を超える津波や設計を超える事象の複合から重大事故に至ったことを踏まえて、NUMO は、操業期間中の安全確保の検討の一環として、設計上の想定を超えた場合に発生する事象（以下、異常状態）を対象とした検討を実施している^{1),2)}。以下では、この事例における考え方や検討結果を紹介する。（なお、現状において、放射性廃棄物の処分や管理のための施設（原子炉等規制法でいう廃棄物埋設施設や廃棄物管理施設）に関しては、重大事故の考え方は示されていない³⁾。）

地層処分施設の操業期間中における放射線防護としては、放射性廃棄物からの放射線の漏洩を防止するための遮へい対策、ならびに、放射性廃棄物からの放射性物質の漏出を防止するための閉じ込め対策を実施するが、多重防護の考え方にに基づき、これらの防止策に加えて、防止策が成功しなかった場合に発生する異常状態のための安全対策を準備しておく（図 2.2.2-1）。異常状態としては、具体的には、装置の故障、電源喪失、火災の発生等が上げられる。異常の拡大防止策が成功しなかった場合、廃棄体（ガラス固化体）の異常状態（廃棄体あるいは廃棄体を封入したオーバーパックへの外力作用、温度の上昇など）に至る。さらに、閉じ込め・遮へいの対策が有効に働けば事故を防ぐことができるが、そうでない場合、何らかの放射線影響を伴う事故に至る。検討すべき異常状態を抽出するために、イベントツリーによる分析手法を用いている（図 2.2.2-2）。

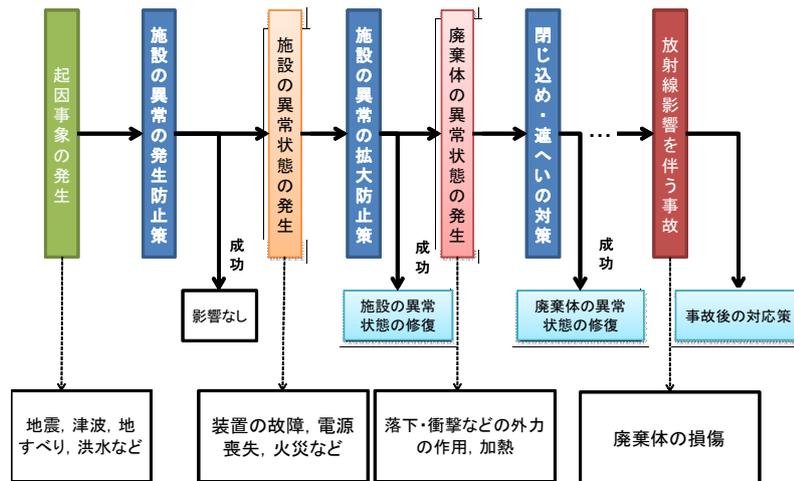


図 2.2.2-1 多重防護の考え方に基づいた安全対策

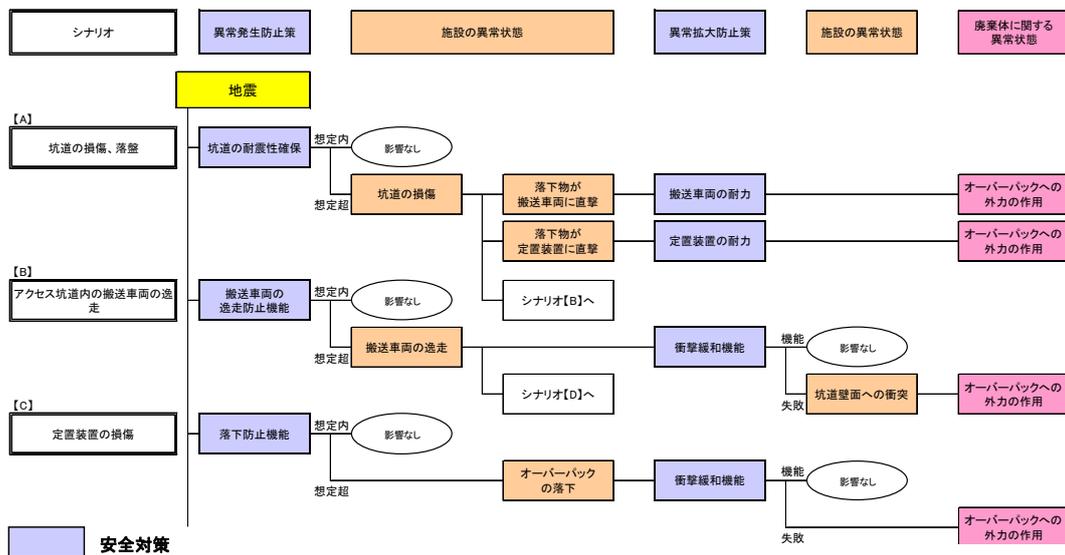


図 2.2.2-2 影響伝播の分析例

NUMO では、落下や爆発に対するオーバーバックの耐衝撃性や、電源喪失時のガラス固化体の温度上昇影響、火災影響について定量的な評価を実施し、設計想定を超えた異常状態が発生しても、放射性物質の漏えいが起こりにくいことを数値解析により確認している。

地下施設におけるメタンガス爆発に対するオーバーバックの耐衝撃性を検討した例を図 2.2.2-3 に示す。地下坑道内の換気、ガス濃度を爆発限界未満とすること、機器を防爆仕様とすること等、ガス爆発の発生防止およびそれによる影響回避のための対策を講ずるが、電源喪失などによりメタンガスが地下坑道内に充満し、さらに、対

策があつたにもかかわらず爆発するような事象を想定して数値解析を実施している。最も爆発力が大きくなる場合として、爆轟波（燃烧反応を伴いながら超音速で伝播する波）の発生を想定する。爆轟波がオーバーパックに到達し、オーバーパックは最大速度 72 km/h で坑道壁面に衝突するが、オーバーパックに生じるひずみは破断ひずみ以下であり、破断亀裂の発生には至らないという結果が得られている。

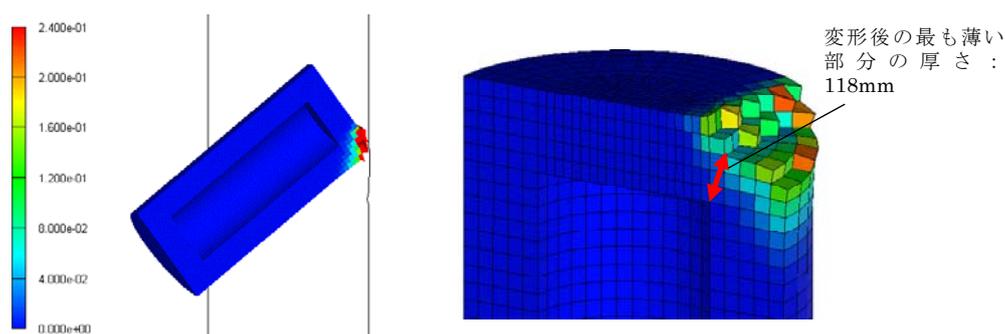


図 2.2.2-3 メタン爆発により飛ばされたオーバーパックが坑道壁面に衝突した場合の破損状況（左：衝突後 40 ミリ秒後の相当塑性ひずみの分布、右：衝突個所の拡大。破断ひずみを超えた部分は描画していない。）

また、想定を超える異常状態の影響をできるだけ限定するためには、異常状態からの修復策を検討しておくことも重要である。一例として、地下坑道でオーバーパックを定置中に落盤事故が起こった場合を想定し、その際の復旧作業の方法を検討している（図 2.2.2-4）。通常のトンネルの修復技術等，既存技術を組み合わせることで、復旧作業が可能であるとの見通しが得られている。

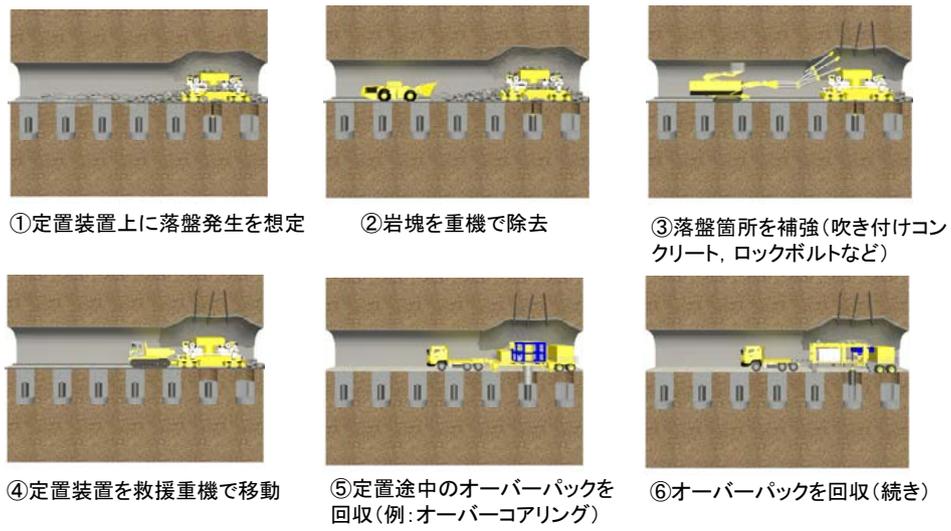


図 2.2.2-4 地下施設における落盤からの修復策の検討例

2) 決定論的評価と確率論的評価／リスク論的考え方に基づく評価

(1) 定義と実際

①原子力施設に係る決定論的評価と確率論的評価の定義

放射線影響評価は、その目的に応じて決定論的評価と確率論的評価に分類されている。決定論的評価とは比較的短期の評価または被ばくの原因となる事象の発生確率を安全側に見て1と仮定する場合に適用される。原子力施設の定常運転時及び低レベル放射性廃棄物浅地層処分の評価がこれに相当する。一方、確率論的評価は、潜在的影響（Potential impact）の評価を目的とし、極めて長期にわたる評価または被ばく原因事象の発生確率が1をかなり下回ると想定される場合に適用される。原子力施設の事故時の確率論的評価及び高レベル放射性廃棄物の地層処分の長期評価はこれに相当する⁴⁾。

②評価手法と実際

決定論的放射線影響評価では、一般に、パラメータの最良推定値を用いて、原子力施設からの放射性物質の放出量に基づいて、ア) 大気、表面水系及び地層、並びに生態圏中での放射性物質の移行・濃縮過程を解析し、イ) 人間が接触する環境媒体、吸入摂取する空気及び経口摂取する食物中の放射性物質濃度を算出し、ウ) 合理的に想定される被ばく経路に基づいて、線量係数（Dose factor: 単位放射性物質濃度当たりの被ばく線量）を用いて被ばく線量が算出される。

一方、確率論的評価では、被ばく原因事象の発生確率及び評価に用いるパラメータ値の確率分布を考慮して、決定論的手法と同様な解析により、被ばく線量またはリスクの確率分布が算出される。確率論的評価では、被ばく原因事象の同定及びパラメータ値の選定に伴う不確かさを客観的に低減できるとの利点があるが、確率分布で与えられる評価結果の解釈が線量基準（実効線量限度）との比較の観点では必ずしも明確ではないとの欠点がある。このため、確率論的評価は評価に伴う不確かさを把握するとの面で決定論的評価を補完するものと考えられ、我が国では原子力施設の安全審査では事故時も含めて決定論的手法が採用されている⁴⁾。

原子力発電所の安全目標は「一般公衆が社会生活で受けている原子力発電所以外からのリスクより十分低いこと」（H2年原子力白書）が基本である。その後の検討を受け、H25.4.10 原子力規制委員会は安全目標の確率数値を示した。ここでは、炉心が損傷する程度の事故を「1万年に1回／炉」。放射性物質の放出を抑えられるとし

ても格納容器の機能が喪失した程度の事故を「10 万年に 1 回／炉」。放射性物質の放出が抑えられない事故を「100 万年に 1 回／炉」としている。しかし、現行の安全評価には決定論的手法が用いられている。確率論的手法は、不確実性を取りあつかううえで優れた特長を持ちながら、施設の安全性を公衆に説明する場にはいまだ適用されていない。

(2) 確率論的手法の理解の難しさ

確率論的手法を正しく理解することの難しさの根底には 2 つの問題がある。それは、「低確率事象の認知問題」とリスク認知における「リスクアバース（危険嫌忌）の問題」である。

「低確率事象の認知問題」では、例えば 10^{-6} 以下の確率は理解しにくいという、確率を認識する最小閾値があること^{5),6)}。低確率の領域での確率の大小を区別することの困難さ⁷⁾や異なる事象の頻度判断の歪み^{7) 1}などが示されている。

「リスクアバース（危険嫌忌）の問題」では、可能性と蓋然性の二つの概念の区別しにくさ^{5) 2}、確率的な表現への人間の認知能力のバイアス⁸⁾が指摘されている。

このような人間の認知能力を反映し、安全性の評価の過程で確率を利用する場合でも、公衆への説明の場ではリスクを感じにくい表現が用いられることがある³⁾。

¹ 葛西(1989)は、原子力の過酷事故とそれによる放射能汚染、または宝くじの賭けなどのように、その損失や利得が生起確率の低さに反比例して甚大であるような確率事象を「有意味低確率事象」と呼んだ。そして、既往の研究の事例から、 10^{-8} 程度の低確率を正確に表現する確率語は存在せず、「ほとんど絶対に起こらない」とか「考えられない」といった言葉を用いても、 $10^{-2} \sim 10^{-3}$ と 10^{-8} を区別することすら不可能であることを示した。これは、低確率の領域での確率の大小を区別することの困難さを意味するものである。

また、葛西は異なる事象の頻度判断の歪みに関して、①低頻度の事象を過大評価し、高頻度事象を過小評価すること、②実際の客観的頻度の大きさには関係なく、ある特定の事柄の頻度を誇張し、その他の頻度を過小評価することの 2 点を指摘した。

² Cohen(1976)は、「賭の比率が反対チーム側について天文学的に大であっても、落胆しないでいる賭博者」の例を示した。これは、勝つ確率の大きさを無視し、勝つという単なる可能性をひとつの評価できる確率としてあつかう人間の特徴を表しており、可能性と蓋然性のふたつの概念を区別できていないことを説明した。確率論的安全評価が用いられるとき、その確率の大小に関係なく事故の可能性つまりリスクが存在することについて公衆の意識が集中することをこの研究は示している。

³ 例えば「100 年に一度の降水量」という表現が設計降雨を公衆に説明するとき用いられる。これは「再現期間 100 年の確率降水量」であり、この降水量以上の大雨が平均すると 100 年に 1 回の確率で起こりうることを意味する。

(3) 直接処分の決定論・確率論の視点からの特徴

確率論的扱いの要否の判断に対しては、設定されるシナリオ、偶発的で重大な事象の有無、評価の確実性、発生確率やリスク[発生確率×被ばく効果]の大きさが関係する。

[2.1 節]で示された直接処分の特徴は表 2.2.2-1 のようである。ガラス固化体の処分と比較して確率論的扱いの要否の判断と強い関係を持つものは、◎、○で示している。今後は、評価技術・工学技術の開発、およびデータの蓄積とあわせ、確率論的安全評価の考え方を考慮したシナリオ区分の検討が重要である。

表 2.2.2-1 直接処分の特徴と確率論的扱いとの係わり

○係わりあり、◎係わりが特に強い

a. 直接処分固有の留意点	①プルトニウムを環境中に廃棄	—
	②長期間安定な物質として選択されたガラス固化体ではない	○
	③発熱量、寸法、重量が大きい	○
b. 安全評価上の特有課題	①評価上考慮するシナリオ	◎
	②臨界回避・評価	○
	③核種の瞬時溶出挙動と評価	○
	④UO ₂ マトリックス溶解挙動とそれに伴う核種溶出挙動及びそれらの影響	○
	⑤放射線分解や酸化還元フロント進展の挙動と影響	○
	⑥掘削影響領域の拡大等の挙動と影響	○
	⑦核種挙動や移行特性	○
c. 設計・施工上の課題	①重量・寸法の増大に対する、坑道、処分孔、人工バリア仕様等の検討	—
	②発熱量増大に対する処分場設計への影響評価	○
	③放射線量増大に対する遮へい対策	—
	④放射線分解による酸化還元フロントに対する対策	—
	⑤臨界を避けるための検討	○
	⑥非収着性核種(C-14)に対する被ばく低減化対策	○
	⑦地上施設の詳細設計	—
	⑧操業中及び閉鎖後管理段階の保障措置やテロ対策	—
	⑨回収可能性の検討	—

(4) リスク論的考え方に基づく評価^{9), 10)}

諸外国の安全規制において、確率論の導入によりリスク論的考え方に基づく評価を設定している事例がある⁹⁾。それらは以下のように分類される。

① 決定論的安全評価を確率論的安全評価により補完する手法

(仏、Dossier2005) 0.25 mSv/年以下。ただし、偶発的事象に関する仮想状況については、その発生確率を考慮するリスク概念([当該事象の発生確率]×[それに伴う被ばく効果])の使用を検討することができる。

② 確率論的考え方を採用した決定論的安全評価手法

(フィンランド、オルキルオト) 公衆のいかなる個人に対しても

年間実効線量の期待値（線量×シナリオの発生確率）を 0.1mSv に制限。

③ 確率論的安全評価を決定論的安全評価により補完する手法

（スウェーデン、SFR-1,-2）最も被ばくするグループにおける代表的な個人に対するリスクが 10^{-6} /年を超えないように処分場を設計（但し、少数のグループで構成される場合には 10^{-5} /年を超えない）。ここでは、選定したシナリオに基づいて定量的なリスク解析を行う。しかし、例えば巨大な地震などのように、個々の事象が特定の世代に対してどのような悪影響を及ぼすかについて十分な情報を得られない場合は、決定論的方法と確率論的方法の両方を用いることができる。基本データが不十分な場合には、ピアレビューや専門家集団による考察を利用。また、補完的な安全指標（バリア機能(多重バリアの効果)、放射性物質流量、環境中放射能濃度)を用い処分場の防護能力を推論。

④ 確率論的安全評価手法

（米国、WIPP）閉じ込め性能に対する段階的基準を設定し、これを満足すべき信頼度レベルを規定。

国内においては、旧原子力安全委員会が、「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項」を示す中で、長期の予測に伴う不確かさを適切に取扱う方法論として、リスク論的な考え方の安全規制への適用の重要性を示した¹¹⁾。ここでいうリスク論的な考え方に基づく安全規制とは、安全評価のためのシナリオの発生確率の正確な定量化を要求するのではなく、シナリオをその発生の可能性に基づき大別し、それぞれに対応した放射線防護基準との比較を行なうというものである。これは、線量/確率分解アプローチと呼ばれ、ここでは、どのようにシナリオ設定を行うかが重要となる。同委員会は、余裕深度処分の長期の安全評価に関して、リスク論的な考え方を適用するためのシナリオ設定の考え方を取りまとめており¹²⁾、今後、直接処分を含めた地層処分の安全評価の考え方に影響することが考えられる。

参考文献；

- 1) NUMO-TR-13-01 技術年報 2012 年度，2013 年 5 月.
- 2) 東日本大震災を踏まえた操業期間中の安全確保の検討，NUMO 技術開発報告会 2013 資料，2013 年 6 月 26 日.
- 3) 原子力規制庁，原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係法令等の整備等について，第 33 回原子力規制委員会会議 資料 1-1，平成 25 年 11 月 27 日.
- 4) 高度情報科学技術研究機構，原子力百科事典 ATOMICA
- 5) Cohen,J., 北村晴朗／佐藤怜訳 『心理的確率 現代心理学の展開 2』，誠信書房，1976,pp.34-35
- 6) Borel,E., Probabilities and Life (trans.Baudin,M.),New York:Dover,1962,p28 (first published 1943)
- 7) 葛西俊治「低確率事象に関する認知研究について」，北海道工業大学研究紀要，No.17,1989,pp.263-271
- 8) Kahneman,D., Tversky,A., 'Prospect Theory: An Analysis Decision under Risk' Econometrica, Vol.47, No.2, 1979, pp.263-291
- 9) 原子力安全基盤機構，原環センター：‘リスク論的考え方に基づく安全評価シナリオの分類例について’，埋設分科会用検討資料，H18.6.22
- 10) 梅木博之，‘海外の安全基準とシナリオ設定の考え方’，低レベル放射性廃棄物埋設分科会資料，H18.6.22
- 11) 原子力安全委員会：『放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について』 H16.6.10
- 12) 原子力安全委員会：『余裕深度処分の管理期間終了以後における安全評価に関する考え方』 H22.4.1

2.3 使用済燃料の中間貯蔵について

原子力発電所から発生する使用済燃料の最終処分については、再処理－高レベル廃液のガラス固化・貯蔵－地層処分という現在の日本の方針と、諸外国の多くで採用され日本でも近年議論されつつある直接（地層）処分方式(再処理を行わない方式)の2つの方式がある。いずれの方式を採用するにしても、そのプロセスに使用済燃料を中間的に貯蔵することを組み込むことにより、上記処分プロセスにフレキシビリティを与えることができる。なお、本章の「使用済燃料の中間貯蔵」とは、地上、地下の貯蔵施設において使用済燃料を燃料プール、キャスク等の設備に貯蔵期間を想定して（日本では50年程度であり、諸外国では、さらに100年以上の貯蔵を検討中の例もある。）、貯蔵する場合を指すものとし、最終処分場において、その閉鎖までの間、再取り出し可能な状態においておく場合は含めないものとする。

日本における使用済燃料の貯蔵量は、平成23年10月にIAEAに提出された日本政府報告¹⁾によれば、原子力発電所内に合計13,890t、独立行政法人日本原子力研究開発機構の施設内に145t、及び日本原燃株式会社の施設内に2,834tの合計16,869tである。

1) 使用済燃料の貯蔵方式

(1) 乾式貯蔵と湿式貯蔵

使用済燃料の貯蔵方式としては、乾式と湿式がある。乾式は、冷却方式としては自然循環方式によることから、冷却機能を動的機器に依存することがなく、このため、全交流電源の喪失等の事態に際しても冷却機能が失われることはない。東京電力福島第一原子力発電所には、金属キャスクを使用する乾式貯蔵設備があり、東日本大震災においても、貯蔵中の使用済燃料は安全に貯蔵されていたことが報告されている²⁾。

ただし、自然循環冷却方式を採用するためその冷却能力には限度があり、例えば、原子炉から取り出したばかりの崩壊熱の大きい使用済燃料の貯蔵には不向きである。また、使用済燃料をキャスク、キャニスタ等の内部に収納密封してしまうため、貯蔵中に使用済燃料の状態を確認することは難しい。

乾式方式としては、キャスク（輸送貯蔵兼用の金属キャスク、又はコンクリートキャスク）方式、米国において多用されている横型

サイロ方式 (NUHOMS として知られる)³⁾、ボルト方式⁴⁾等がある。

湿式は、(原子力発電所や再処理工場に併設されている) 使用済燃料プールと同様なものであり、冷却方式として一般には強制循環方式を採用するため、冷却機能を動的機器に依存することになる。しかし、使用済燃料の冷却能力の制限は乾式の場合に比較すれば緩やかである(発電所の使用済燃料プールであれば原子炉取り出し直後の使用済燃料を直接貯蔵することが可能であるが、原子力発電所から独立した施設の場合には輸送等の制限がある)。原子力発電所から独立したプールによる使用済燃料貯蔵を目的とした施設としてはスウェーデンの CLAB が有名である⁵⁾。なお、使用済燃料プールでありながら、自然循環冷却方式を採用したゲスゲン原子力発電所の例もある⁶⁾。

(2) キャスクによる乾式貯蔵

使用済燃料の乾式貯蔵方式としてキャスクを使用する貯蔵システムが多用されている。本システムは、金属キャスクを使用するシステムと、コンクリートキャスクを使用するシステムとに大別できる。それぞれの概要、特徴が表 2.3.2-1⁷⁾に示されている。

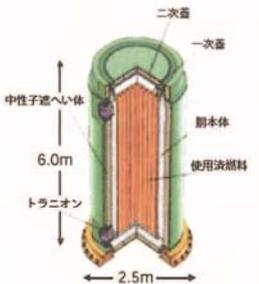
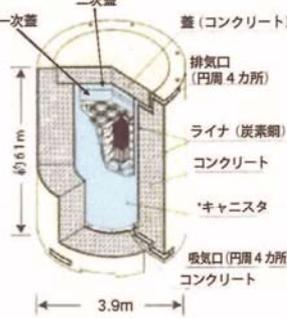
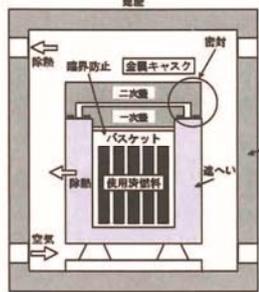
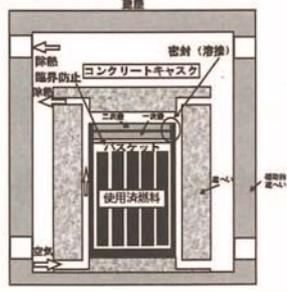
金属キャスクとして、輸送貯蔵兼用キャスクが使用される場合には、原子力発電所内の使用済燃料プールで使用済燃料がキャスクに装荷され、蓋締め、真空乾燥、He 充填及び所定の検査の後、貯蔵施設に輸送される。貯蔵施設においてはキャスクについて所定の受入検査が行われた上で、貯蔵が行われ、一定期間の貯蔵後、再処理施設等へ輸送される。このため、金属キャスクは B 型輸送物¹⁾として要求される安全要件を満足することが要求されており、貯蔵施設としての安全機能も、これら B 型輸送物としての安全要件を満足するキャスク本体の安全機能に多くを依存している。但し、輸送物としては要求されていない長期健全性(経年劣化への対応)及び、貯蔵施設としての安全要件が新たに加わることになる。後述する日本の貯蔵施設(リサイクル燃料備蓄センター)においても輸送貯蔵兼用キャスクが採用されている。

コンクリートキャスクは、使用済燃料を収納したステンレス鋼製

¹⁾ B 型輸送容器：原子力百科事典 ATOMICA には、「一般に、核燃料物質等を輸送する場合、これらを輸送容器に収納した状態で輸送するが、我が国の原子炉等法の定義によると、このように輸送容器に収納されているものを核燃料輸送物と呼ぶ。」、また、「輸送物は、内部に収納する放射エネルギーにより L 型、A 型、B 型に区分される。その規定量は、A 1 値および A 2 値として規則等により定められている。この値以下の量の放射性物質を輸送する場合は A 型輸送物、これを超える量の場合は B 型輸送物として取り扱われる。」と記載されている。

のキャニスタをコンクリート製のキャスクに収納するものである。キャニスタの蓋部は一般には二重構造(一次蓋、二次蓋)であり、いずれの蓋も溶接することにより閉込機能(密封機能)が担保される。本方式は米国等で広く採用されている。

表 - 2.3.2-1 金属キャスクとコンクリートキャスク
(電力中央研究所資料⁷⁾より掲載)

方式	金属キャスク貯蔵	コンクリートキャスク貯蔵
キャスクおよび貯蔵施設の概念例		
		
キャスク総重量	110 トン (PWR24体またはBWR69体収納時)	180 トン (PWR24体またはBWR69体収納時)
キャスクの主な機能	輸送・貯蔵兼用	貯蔵専用
密封機能	一次蓋、二次蓋とも金属ガスケット (蓋間圧力常時監視。外部への漏えいを実質無視できるよう金属キャスク内部は負圧、蓋間空間は正圧。)	一次蓋、二次蓋とも溶接構造 (蓋間圧力監視なし。除熱性能の向上を期待する場合、キャニスタ内部は正圧。)
キャスクの遮へい機能	鋼、鉛、レジン、グリコール水の組合せ	コンクリート、鋼の組合せ (蓋にレジンを使用する場合あり。)
未臨界機能	キャスクバスケットの幾何学的配置及び中性子吸収材により未臨界を維持	
除熱機能	金属キャスク表面を自然冷却	コンクリート製貯蔵容器に給排気口があり、キャニスタ表面を自然冷却

注) 本表の例では、金属キャスク又はコンクリートキャスクを建屋内に貯蔵しているが、諸外国では、建屋を設けず、金属キャスク又はコンクリートキャスクを屋外で貯蔵している場合もある。

2) 日本における使用済燃料貯蔵

(1) 日本における使用済燃料貯蔵施設（リサイクル燃料備蓄センター）概念

「核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第43条の4第2項に定める「使用済燃料貯蔵施設」としては、リサイクル燃料貯蔵株式会社のリサイクル燃料備蓄センターがある。

施設概要⁸⁾を下記に示す。

リサイクル燃料²備蓄センターの概要

- 施設の計画地点；青森県むつ市
- 貯蔵方式；乾式貯蔵方式
- 施設の建設；当初、3,000 トン規模の貯蔵建屋を1棟建設し、その後2棟目を建設。
- 建屋規模；約 130m×約 60m×（高さ）約 30m（3,000 トン規模の場合）
- 主要な設備・機器
 - ・ リサイクル燃料を搬入・貯蔵・搬出するための設備
 - ・ 金属キャスク
 - ・ 貯蔵建屋
 - ・ 金属キャスク取扱設備
 - ・ その他付帯設備（放射線監視設備等）
 - ・ 港湾施設
 - ・ 日本原子力研究開発機構関根浜港を使用予定
 - ・ 輸送道路
 - ・ 事務・管理棟

なお、最終的な貯蔵量は、約 5,000 トン、貯蔵期間は 50 年とのことである。

(2) 使用済燃料貯蔵施設の安全機能

使用済燃料貯蔵施設については、「閉じ込め(密封)」、「臨界防止」、「遮蔽」及び「除熱」の4つの安全機能と地震、津波等の条件下においてそれらの安全機能を担保するための構造強度が重要となる。

輸送貯蔵兼用の金属製乾式キャスクを使用する場合には、安全機能の多くをキャスクが担保することになるが、キャスクを建屋内に貯蔵する場合には、建屋側もキャスクと相まって安全機能を果たす

² リサイクル燃料：使用済燃料

こともある（例えば、使用済燃料の除熱はキャスクと建屋の双方の除熱機能が相まって達成される。また、遮蔽機能について、殆どの遮蔽機能はキャスクが担保するものの、キャスクを多数設置する場合、敷地境界における一般公衆の被曝線量を十分に低くするために建屋側にも遮蔽機能が必要となる場合がある。）。

また、貯蔵施設全体として、これらの安全機能が長期間（例えば50年間）に渡り維持されることが必要である。

（3）長期貯蔵及び貯蔵後輸送について

平成14年10月に当時の原子力安全委員会が「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全指針」⁹⁾を制定した。その中において「～使用済燃料貯蔵施設であって、使用済燃料集合体を事業所外運搬用の輸送容器である金属製乾式キャスクに収納して搬入し、別の容器に詰替えることなく貯蔵し、貯蔵終了後、施設外に搬出する（省略）。なお、本施設では、貯蔵期間³中及び貯蔵終了後に、収納された使用済燃料集合体の検査等のために当該金属キャスクの蓋等を開放することは想定していない。」旨を明記し、「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」（第63回原子力安全委員会資料第2-2号）¹⁰⁾において、下記の要求を行っている。

- ① 事業者は、中間貯蔵後の輸送における金属キャスク及びその収納物の健全性確認の観点から、原子力発電所内での乾式貯蔵の状況調査等を継続的に実施し、長期健全性に関する知見の蓄積を図ること。
- ② 行政庁は、①を踏まえ、中間貯蔵後の金属キャスク及びその収納物の輸送に係る安全性を確保するための発送前検査として中間貯蔵施設の特徴を考慮した合理的な検査方法を定めること。

上記要求を受けて、「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」（平成21年6月25日 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 中間貯蔵 WG、輸送 WG）¹¹⁾が提出されている。

³原子力安全委員会が審議において念頭においた使用済燃料の貯蔵期間はおよそ40～60年間

上記報告書においては、事業者から得られた知見（東電福島第一原発及び原電東海第二原発における乾式キャスク貯蔵結果（使用済燃料の目視確認等：BWR、米国アイダホ国立研究所の成果：PWR）、及び JNES、電中研あるいは諸外国のデータをもとに、使用済燃料、金属キャスク、バスケット及び蓋部について、健全性を確認するための手段とその根拠が記載されている。

上記の評価により、金属キャスクの蓋を開放して内部を検査することなく、長期貯蔵中⁴及び貯蔵後の輸送における安全が確保されるとしている。

3) 諸外国における使用済燃料貯蔵等

(1) 米国の使用済燃料貯蔵施設

NUREG-1350, (2013-2014) によれば¹²⁾、米国内の商用発電炉の使用済燃料の貯蔵量は 2012 年 12 月時点で約 69,000MTU であり、毎年約 2,400 MTU ずつ増えていくと見込まれている。認可された ISFSI(Independent Spent Fuel Storage Installation：独立型使用済燃料貯蔵施設)は 65 施設である。

(2) ドイツの使用済燃料貯蔵施設¹²⁾

ドイツにおいては、2007 年 10 月現在で 15 カ所の使用済燃料貯蔵施設があり、全て金属キャスク方式を採用している。うち、12 カ所は、原子力発電所の敷地内の施設である。また、この他に高温ガス炉の使用済燃料の貯蔵施設がある。

(3) 使用済燃料貯蔵に係る諸外国の動向等

米国では、2010 年 1 月に ‘Blue Ribbon Commission on America’s Nuclear Future’が設立され、2012 年 1 月に DOE(Department of Energy)長官に対し 8 項目の勧告を行っており、その中において集中 (Consolidated) 貯蔵施設の推進を勧告している¹³⁾。

また、米国では、超長期(100 年以上)の貯蔵を想定した、Extended Storage Collaboration Program(ESCP)¹⁴⁾が進行中である。ESCP は、Electric Power Research Institute(EPRI)が取りまとめ機関となり、NRC、DOE 等米国政府機関、研究所、及び諸外国の研究機関の協力を得ている。

⁴本文章中に直接記載はないが、安全審査指針策定時の前提として、貯蔵期間として 40 年～60 年としている。(脚注 3 参照)

参考文献；

- 1) 使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約 日本国第4回国別報告、平成23年10月
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/oshirase/2011/10/231024-3-1.pdf>
- 2) 福島第一原子力発電所乾式貯蔵キャスク1基目の点検結果報告、東京電力株式会社、平成25年3月27日、(東京電力㈱ホームページ)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_130327_05-j.pdf#search='%EF%BC%92%EF%BC%89+%E7%A6%8F%E5%B3%B6%E7%AC%AC%E4%B8%80%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E7%99%BA%E9%9B%BB%E6%89%80%E4%B9%BE%E5%BC%8F%E8%B2%AF%E8%94%B5%E3%82%AD%E3%83%A3%E3%82%B9%E3%82%AF%EF%BC%91%E5%9F%BA%E7%9B%AE%E3%81%AE%E7%82%B9%E6%A4%9C%E7%B5%90%E6%9E%9C%E5%A0%B1%E5%91%8A'
- 3) W.J.McConaghy, R.A.Lehnert, R.J.Deese
'Design and operation of large capacity horizontal concrete modular storage system for irradiated nuclear fuel',
<http://www.wmsym.org/archives/1988/V2/78.pdf#search='Horizontal+Modular+Storage'>
- 4) 'Interim Spent Fuel Storage Facility', Public Limited Company for radioactive Waste Management (PURAM)
<http://www.rhk.hu/en/our-premises/isfs/>
- 5) 'Clab' SKB 社ホームページ
<http://www.skb.se/upload/publications/pdf/ClabEng.8.3.pdf#search='CLAB+spent+fuel'>
- 6) Urs Appenzeller, 'External Spent Fuel Storage Facility at the Nuclear Power Plant in Gösgen', Technical Meeting (TM) on Spent Fuel Storage Options, IAEA Vienna, July 2-4 2013
http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical_Areas/NFC/documents/spent-fuel/TM-45455/Agenda-14-SWITZERLANDExternalspent_fuel_storage_facility_at_NPP_Goesgen_Switzerland.pdf

- 7) コンクリートキャスク貯蔵技術－経済的な中間貯蔵実用化への挑戦－、電中研レビューNo.52(15頁、表 1-3-1)、一般財団法人電力中央研究所、2006年2月
<http://www.denken.or.jp/research/review/No52/chap-1.pdf>
- 8) リサイクル燃料貯蔵株式会社 ホームページ
<http://www.rfSCO.co.jp/company/business.html>
- 9) 「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全指針」、原子力安全委員会、平成14年10月
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/shinsashishin/pdf/1/si029.pdf>
- 10) 「使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」、第63回原子力安全委員会資料第2-2号、平成14年10月
<http://www.nsr.go.jp/archive/nsc/anzen/shidai/genan2002/genan063/siryo6.htm>
- 11) 「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について」(平成21年9月24日 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 核燃料サイクル安全小委員会 中間貯蔵 WG、輸送 WG)
<http://www.meti.go.jp/report/data/g90924aj.html>
- 12) NUREG-1350, Vol.25 (2013-2014), Sec.5
<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1350/v25/sr1350v25-sec-5.pdf>
- 13) Report to the Secretary of Energy, Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future, Jan.2012
http://cybercemetery.unt.edu/archive/brc/20120620220235/http://brc.gov/sites/default/files/documents/brc_finalreport_jan_2012.pdf
- 14) Extended Storage Collaboration Program (ESCP) Progress Report and Review of Gap Analyses, 2011 Technical Report, Electric Power Research Institute, Aug.2011
<http://www.epri.com/abstracts/Pages/ProductAbstract.aspx?ProductId=00000000001022914>

2.4 回収可能性

1) 可逆性と回収可能性

(1) 背景

処分とは放射性廃棄物の回収を意図せずに、ある施設または場所に廃棄物を定置することを意味する¹⁾。しかし、多くの国では地層処分計画が実施段階に近づくにつれ、可逆性・回収可能性への関心が高まってきている。

可逆性・回収可能性とは、例えば2007年に開始されたOECD/NEAの放射性廃棄物管理委員会(RWMC)が行った可逆性と回収可能性(R&R)に関するプロジェクト(R&R Project)において、以下のような定義をしている²⁾。

- ・ 可逆性(Reversibility)：原則として、処分システムを実現していく間に行われる決定を元に戻す、あるいは検討しなおす能力
- ・ 回収可能性(Retrievability)：原則として、処分場に定置された廃棄物あるいは廃棄体を取り出す能力

つまり、可逆性とは処分事業の計画の変更や決定の取り消しなどの選択ができることであり、管理や意思決定に関わる概念である。一方、回収可能性とは、定置した廃棄物を回収する必要が出てきた場合の技術的な概念である。可逆性を確保するためには回収可能性を維持する必要がある。

可逆性・回収可能性は、安全で、社会的に受け入れられる地層処分という最終的な目標に向けた長い工程を円滑に進めるために必要な概念として、多くの国において、法律や政策レベルで導入されている。例えば、米国、フランス、スイスなどの一部の国では、処分場を閉鎖するまでの操業期間中の可逆性・回収可能性の考え方を法令に明記している。一方、スウェーデンでは法令上の規定はないものの、事業者が設計に回収可能性を組み込んでおり、後述するように必要な回収技術の実証試験も行なっている。日本では、処分場の閉鎖に際して「それまでに得られたデータを追加し、安全評価の結果が妥当であることの確認を行う。また、その妥当性を確認するまでの期間は、高レベル放射性廃棄物の回収の可能性を維持することが重要である」³⁾としている。

これらの要件を設定するに至る背景には、容易に回収できるようにすることを求めるというよりは、後戻り困難な意思決定を避ける、

あるいは将来世代が意思決定に参加できるようにしておく、という社会的要請への配慮があったものと考えられる。人間が関与した処分場の管理から受動的な安全性の担保に移行する時点まで、すなわち施設を閉鎖する最終的な合意が得られるまでは回収可能性を残すという考え方が国際的なトレンドになりつつある。

(2) 回収可能性に関する考え方

回収可能性の目標は、将来社会が廃棄物の回収を実施する、あるいは回収したい意思を持つことを想定して、回収の実現可能性を保証することである。しかし、留意が必要なこととして、回収可能性を設計に組み込んだとしても、それが長期安全性を損なってはいけないという点がある。

回収可能性の考え方を取り入れているどの国においても、長期安全性の確保を理由に処分場の閉鎖後に回収可能性を求めている計画はない。回収可能性を有した計画とする理由として、主に以下の4つの理由がある。

- ・ 将来に対する謙虚さまたは柔軟性、あるいは新しい考えや提言を受け入れる姿勢の尊重（科学および技術の進展の反映による処分システムの改善、廃棄物の資源としての有効利用の可能性などを考慮）
- ・ 安全のさらなる保証を提供、あるいは将来の不確かさに伴うリスクのマネジメント手段を提供
- ・ 元に戻せない「不可逆の」状態を余儀なくされることを嫌う人々の望みへの配慮
- ・ 可逆性と合わせ、利害関係者及び関心のある人々の意思決定への継続した参加の保証

また、回収可能性は閉鎖前の処分場が貯蔵施設と最終処分施設のハイブリッドとみなされる限りにおいては必要である、と一部では考えられている。

2) 事業の進捗と回収可能性の関係

処分事業が進み、処分場が最終的な形態、機能を備えるに従って、回収が次第に困難になっていくと考えられる。

- ・ 操業前段階：廃棄物は貯蔵施設で管理されているので、容易に回収することができる。
- ・ 操業段階：処分坑道・連絡坑道が埋戻されるまでは、基本的に

は定置するときと逆の動線により回収できるよう設計する、または実証することは可能だが、埋戻し後はアクセス坑道、処分坑道の再掘削が必要なうえ、地下水が処分孔に流入し緩衝材のベントナイトが膨潤することにより自ら加圧され締め固められるので、緩衝材の撤去の困難さや必要コストが徐々に増してくると予想される。また、アクセス坑道が埋め戻された後は、アクセス坑道の再掘削が加わり、さらに困難さやコストが増す。

- ・ 閉鎖後段階：閉鎖後しばらくは、アクセス坑道の埋戻し後と同様の方法で回収が可能であるが、遠い将来になるとオーバーパックの健全性が損なわれ、放射性物質が周辺の工学バリアや地層に移行していると予想されるため、作業者の安全対策を含め、より大きな回収の労力、コストがかかる。

前述の R&R Project では、事業の進捗と回収の容易性とコスト、受動的管理と能動的管理のバランスの関係を図 2.4-1 のように示している。地層処分施設の受け入れに関わる利害関係者の懸念には、万が一の場合に定置した廃棄物の回収が比較的容易に行えるのか、それでも安全を確保できるのかという点があろう。この図は利害関係者との対話において定性的な説明のために活用することを目的に開発されたコミュニケーションツールである。

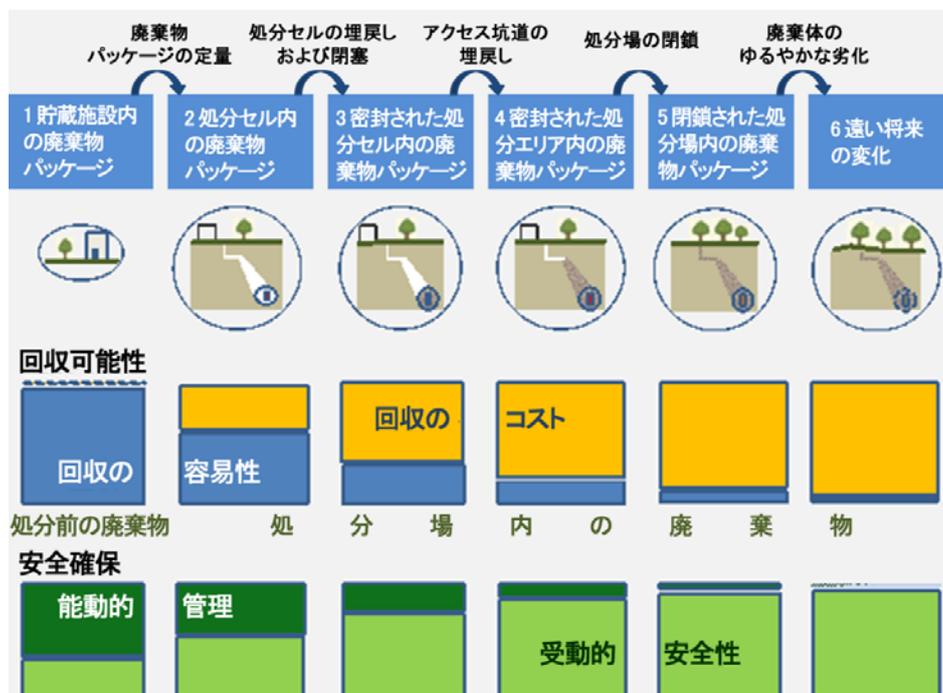


図 2.4-1 処分の全事業段階における回収可能性の変化を表したスケール

3) 海外における回収技術の研究開発動向

廃棄体の回収は、原理的に現状の鉱山技術やトンネル技術を応用することにより可能と考えられている⁴⁾が、各国において回収可能性の考え方や技術の机上検討が行われている。回収技術を設計に反映している国（フランス、アメリカ）、設計には反映せずに回収技術の実現可能性を示すことに焦点を当てている国（フィンランド、スウェーデン、スイス）などがある。また、スウェーデンでは、回収技術の試験を実施している。以下にスウェーデン、フランスの例を紹介する。

(1) スウェーデン

実施主体である SKB では、回収に必要な技術は基本的には処分のために用いられる技術と同じまたは類似と考えているが、特に膨潤した緩衝材に拘束されている廃棄体を解放させるための技術について、詳細な検討と実規模スケールでの実証試験を行っている。2006年にエスポ地下研究所において、処分孔に豎置きした使用済燃料を模擬した実規模キャニスターを対象に、緩衝材の再飽和・膨潤試験の後、キャニスターの回収試験を実施し成功している。採用された方法は、廃棄体回りの緩衝材を塩水によってスラリー化して除去するものである。図 2.4-2 に示すようなリング状の装置で塩水を緩衝材にかけてスラリー化し、吸引して除去したのち、スラリーは遠心分離器で固液分離され、塩水は再利用されている⁵⁾。



左：試験装置の概念図、中央：緩衝材スラリー化装置、右：緩衝材除去後の写真

図 2.4-2 スウェーデンで実施された回収試験

(2) フランス

フランスでは、2006年に放射性廃棄物等管理計画法が制定され、高レベル放射性廃棄物について「可逆性のある地層処分」を行うことを基本とし、可逆性を確保する期間を少なくとも100年以上（処

分場の閉鎖段階までを意図)と規定した。「可逆性のある地層処分」の意味するところは、処分事業を段階的に実施し、各段階において様々な視点から処分場設計の変更や定置された廃棄物の回収が実施可能な、将来世代に選択肢を残す柔軟性を持つ処分概念であるとしている。

実施主体の ANDRA が示したガラス固化体の地層処分概念は、地中に鋼製スリーブを設置し、その中にガラス固化体を挿入するものである。ガラス固化体は伸縮機構を有する定置ロボットでスリーブ内を搬送、定置される。搬送を容易にするため、ガラス固化体を収納するオーバーパックにはセラミック製のパッドが装着されており、廃棄体の回収はこの搬送・定置の動作を逆転することで可能と判断されている。

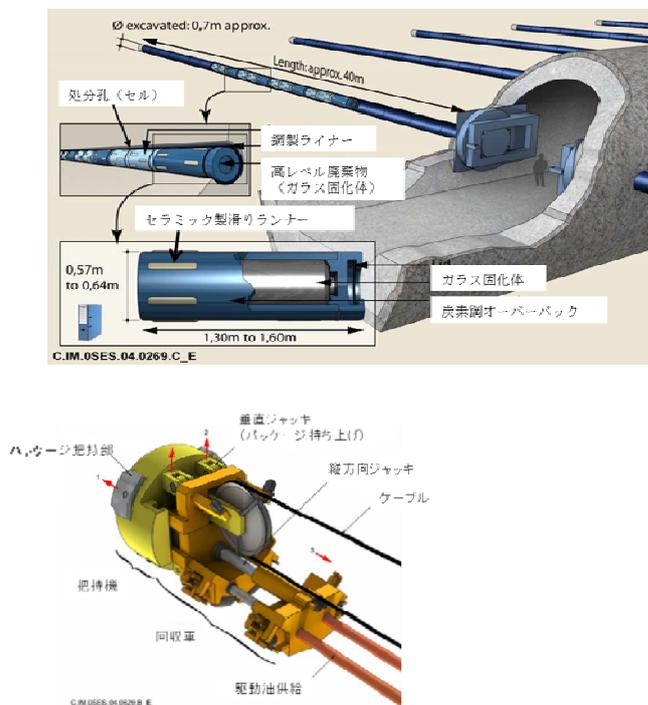


図 2.4-3 フランスの処分場概念 (左) と回収用牽引ロボット装置例 (右) (DOSSIER2005)

4) 可逆性・回収可能性に係る今後の取り組み

最後に、使用済燃料の直接処分の場合を含めた、今後の可逆性・回収可能性に関する検討の取り組みのあり方について述べる。

使用済燃料の直接処分における回収可能性を検討する場合、大きく3つの追加的配慮が必要となる。1つめは核セキュリティ及び保障措置に対する考慮の必要性である。例えば、使用済燃料が敵対者

により回収されれば、恐喝の材料または核兵器の材料に使われる脅威が増す。もし閉鎖前の観察段階において回収を容易にするために地下のアクセス坑道を埋戻さず開通したままにする選択をした場合、施設及び核物質を防護し、保障措置検査を実施する期間が延長されることになる。地下の検査体制やモニタリングシステムの維持のための必要な労力が相当大きくなる可能性があり、費用の検討も必要となる。2つめは、将来世代が使用済燃料を価値あるものとして回収しようとする意図が生じる可能性である。閉鎖後においても回収可能性を維持することを求めている国は今のところないが、少なくとも、閉鎖後における将来世代が回収しようとする場合に備えて、モニタリングや記録保存でどう対応すべきかについての検討が必要となろう。さらに3つめとして、福島第一原子力発電所の事故を契機に地殻の長期安定性に関するリスクの取り扱いを再考する必要が生じると考えられるが、潜在的毒性を長期に有する使用済燃料の直接処分の場合、リスクが高まるといえる。リスクへの備えの一つとしての「回収可能性」も、今後の論点となる可能性がある。

日本学術会議の「回答 高レベル放射性廃棄物の処分について」(2012)において提言された「暫定保管」は、保管終了後の廃棄物の扱いを決定しない上での保管という点で、地層処分とは大きく異なる。しかし、超長期における安全性に関する不確実性への対応や最新の科学技術への柔軟な対応のために導入されてきた可逆性や回収可能性を含む段階的アプローチの考え方と基本的な思想は共通しているとも考えられる。「暫定保管」がその後どうするのかに言及しない考え方であるのに対し、可逆性・回収可能性は、将来における変更の可能性を処分システムに組み入れた考え方であると言えるのではないか。可逆性・回収可能性が、将来予見できないことも起こりうることを前提として、技術が社会に受け入れられるような仕組みの重要な一つとしてどうあるべきか、議論を深める必要がある。

参考文献：

- 1) IAEA, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, 2001
- 2) OECD/NEA, Reversibility and Retrievability (R&R) for the Deep Disposal of High-level Radioactive Waste and Spent Fuel, 2001
- 3) 原子力安全委員会「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について(第一次報告)」H12年11月
- 4) IAEA: TECDOC-1187, Retrievability of high level waste and spent nuclear fuel, 2000
- 5) Äspö Hard Rock Laboratory, Retrieval of deposited canister for spent nuclear fuel, IPR-08-04, 2008

第3章 技術論を超える課題

3.1 総論—「技術論を超える課題」が意味するところ

1) はじめに

本章では、前章で検討した「技術論」、すなわち、直接処分の利害得失や技術要件、実現方法についての理工学的な検討から検討の範囲を広げ、人文社会科学的な検討を要する事柄、あるいは、広く社会的な議論を経た民主的な意思決定によって判断を下すべき事柄を具体的に列挙し、検討や議論、判断がなされるべき論点を整理して示すことを目的とする。

言い換えれば、本章では直接処分に関する「技術論を超える課題」が論じられることになる。

具体的な項目毎の検討は次節以降に譲ることとして、本節では、直接処分に関する「技術論を超える課題」を論じる上で踏まえるべきと思われる3つの基本的な考え方を示すこととする。

2) 直接処分の「トランス・サイエンス」的性質

第一に挙げられるのは、高レベル放射性廃棄物（HLW）処分の極めてトランス・サイエンス的な性質は、直接処分について検討する際にも強く意識されるべきであるということである。

直接処分という個別的な方法の選択以前に、HLWの処分はそもそも、いわゆる「トランス・サイエンス」的問題の極致である。

「安全性」の基準設定問題をはじめ、「時間軸の長さの扱い」、「「実証」の困難性」、「リスクに対する基本的スタンスにおける溝の大きさ」などが関わることがその理由である¹⁾。科学社会学者の松本三和夫はこれらの性質に鑑み、HLW処分の問題の本質は「無限責任の有限化」にあると指摘している²⁾。

HLW処分技術開発の50年以上の歴史的経緯の中で議論されてきたのは、狭義の「技術的」な課題だけではなく、「無限責任の有限化」の方法そのものでもあった。専門家たちは、（意識的であったかは別として）この極めて「トランス・サイエンス」的な問題に対処するために、さまざまな技術哲学的な判断を積み重ねてきた（例：OECD/NEAの1977年の報告書における「隔離」の必要性の立論と将来の社会変動についての見方³⁾）。

HLW処分方法として最有力視される「地層処分」とは、「無限責任の有限化」の方法の提案であり、ある技術哲学的な判断に基づく「考え方」（例：「最終処分」「隔離」「可逆性」「回収可能性」「性能評価」「セーフティーケース」等）の集合体でもあることを深く認識する必要がある直接処分は地層処分の

技術的なバリエーションの一つであることから、こうした個別の「トランス・サイエンス」的課題の多くは地層処分一般と共通していると考えられる。

もちろん、直接処分の技術的な特徴が、それらの中のある事柄の社会的・政治的・経済的あるいは倫理的な問題性をとりわけクローズアップさせたり、あるいは、別の事柄をめぐるそうした困難を緩和したりすることは十分考えられる。しかし、直接処分が「トランス・サイエンス」的な問題であることそのものは動かしがたいであろう。「トランス・サイエンス」的な問題とはそもそも、そのように技術的問題とそれを超える問題が相互作用するような種類の問題を指すのである。

ここで大切なことは、HLW 処分の直接処分と使用済燃料再処理後のガラス固化体処分との違いはいわゆる技術的な差異であり、処分概念の検討や具体的な施設設計において専門家が最小限の配慮と変更を加えればよいという性質のものではないという事だ。この点は社会の価値判断と深く関わっており、思った以上に根源的な差異を生むのである。

例えば、直接処分とガラス固化体処分は、何を「廃棄物」と捉え、何を「資源」と捉えるかについて大きな差異を生むが、この判断は簡単な費用便益分析などによって下しうるものではなく、原子力技術に対する社会の考え方、ひいては科学技術とリスク、そして将来の不確実性に関する世界観や価値観に深く関わる問題である（将来世代との関係については、3.2 節で具体的に論じられる）。

しかし同時に、この判断は、両方の処分方式に対する技術的蓄積の違い、現状の知見における安全性についての評価結果の差異といった、狭い意味での技術的な情報によっても大きく左右されるし、これまでの政策やそれによって形成されてきた社会状況といった経路依存的な現実とももちろん深く関わる（これについては1章の1.2 節、1.3 節も改めて参照されたい）。

このように考えれば、直接処分という HLW 処分方法について社会が議論を行い、検討を深め、判断を下すことは極めて複合的で境界条件の厳しい課題であり、それは狭い意味での技術的な評価や判断を大きく超える問題であることが深く認識されるのである。なお、この点については3.3.1 節でさらに詳しい整理を行う。

3) 社会からの低信頼という現実—求められる公正・公平性

次に挙げられるのは、とりわけ2011年3月の福島原発事故以降における、原子力利用や HLW 処分に対する日本社会全体の厳しい見方の中で、HLW の直接処分に関する議論も行われざるを得ないという現実を正面から真摯に受け止めるべきだという点である。

3.3.1 節で詳述するように、そもそも直接処分は福島原発事故後の原子力政策見直しの動きの中で、その日本における研究や実施の必要性・可能性が浮上したものである。核燃料サイクルの確立を政策目標とし、使用済み核燃料の全量再処理を前提としてきた従来の日本の原子力政策の枠組みにおいては、直接処分は具体的に検討するべき課題ではなかった。

そして、原子力政策の大がかりな見直しがなぜ行われたかといえ、それは明らかに福島原発事故を契機に、従来の原子力政策はその全体が不適切・不相当であるとの認識が社会的に共有されたからに他ならない（具体的な経緯については 1.3 節参照）。このことは同時に、そうした従来の政策を立案・形成・制度化・運用してきた原子力関係のアクターに対する社会からの信頼は大きく損なわれたことも意味する。

有り体に言えば、全量再処理の実施とガラス固化体の地層処分という従来の前提は、そのような、信頼し得ないアクターによって形成され、維持されてきた誤った方針であるとの認識が意識的にせよ、無意識的にせよ、社会には広範に存在するとの見方に立たざるをえない。そして、こうした負の決定的評価（スティグマ）を背負った従来の方針に対する代替案が（再処理路線の縮小もしくは中止とそれに伴う）直接処分の実施であり、これについてその実現可能性を真剣に検討・追求することは社会から専門家に対する強い要求であるとも考えられ得る。

したがって、直接処分をガラス固化体処分に比して次善であるとか、劣位にあるといった前提に立った議論は、仮にそれが過去の経緯の中で一定の根拠を備えたものであっても、少なくともいったんは保留にし、予断なく学術的・専門的な検討を行い、社会が判断に当たって考慮すべき両者の差異や、直接処分の実施を考える場合に特に注意を払うべき事柄などについて公正・公平な評価を提示することが強く求められている。

これはもちろん、こうした社会からの求めに対して安易に、表面的に歩調を合わせるように技術的・専門的評価を歪曲することを示唆するものでは決してない。

そうではなく、従来の政策や技術選択肢としてのガラス固化体処分に何らかの特別の地位を与え、それとの比較で直接処分について論じるような予断が本報告に滑り込まないように、特に意識することが極めて大切なのである。真に学術的な妥当性のみで依拠した評価に徹し、仮に動機が善意のものであっても、関係者の特定の政策的意見・判断が分析や結論に決定的な影響を与えることのないよう、改めて肝に銘じるべきであろう。本章の各節は、各担当者がこの点に留意して筆耕したものであるが、それが十分であるかは、本報告書に対する社会のステークホルダーからのフィードバックを積極的に

受け止めて、検証を続ける必要があると思われる。

また、本章では従来の政府の原子力政策においては重視されていなかったものの、特に福島原発事故後に社会の各ステークホルダーから問題提起や提案がなされた考え方、すなわち、使用済核燃料の発生量制限の考え方（これは日本学術会議が提言した「総量管理」の考え方と重なる）や使用済核燃料の中間貯蔵の活用可能性についての検討についても、3.4.1 節と 3.4.2 節でそれぞれ論じられる。これらは政策的な選択肢を広げ、社会の多様なニーズに応えた議論を深めるきっかけになりうると思われ、やはり各ステークホルダーからのフィードバックを受け止めながら、今後も検討を深めていくべき論点だと思われる。

4) 社会と対話し、共創する姿勢の必要性

最後に挙げられるのは、本報告書は学会員が HLW の直接処分に関して今後取り組むべき学術的・専門的課題を示すことと、社会に対してこの問題について検討や議論、判断がなされるべき論点を示すことに徹するべきであるという点である（本学会に求められる役割については、3.5.3 節で省察がなされる）。

これらはいわば当然のことでもあるようにも思えるが、「トランス・サイエンス」的問題においてそのような立場を貫くことは実は容易ではない。「トランス・サイエンス」的問題は、その性質上、専門家の社会観・世界観・価値観・政治的意見などと学術的・専門的見解を明確に切り分けて議論することが難しいからだ。

学術的に客観に徹して検討や評価を行ったとしても、その含意から結論を導く際にそうした成分が影響を与えることに注意しなければならないし、客観に徹したと信じて行われた検討や評価であっても、他のステークホルダーからすると、特定の信条、考え方を前提にした立論と思われて疑念を呼ぶといった齟齬もしばしば発生する。

また、本報告書のような文書は、学術的な検討の結果を専門家自身が共有するとの趣旨のものとなる以上に、社会の他のステークホルダーに対して教え、論ずような趣旨のものとしてしまうことも少なくない。

こうした状況を踏まえ、本報告書は専門家自身の果たすべき責任や取り組むべき課題の確認と、社会に対しては関係する学術の現状を知らせ、社会的に議論されるべき課題や論点とそれらに対する専門的な解決策やその案を選択肢として提示することに第一義的な力点を置くよう、努めて抑制的な態度で書かれるべきであり、専門家がこれまで検討や議論を重ねてきた事柄を社会がそのまま受け入れるように訴えるものであってはならない。

特に、本章は敢えて技術論を超える課題、すなわち「トランス・サイエンス」的性質が強い問題に注目して論じる部分であることから、この点をひととき強く意識する必要がある。特定の信条や考え方に基づく、まさに「技術論を超える」結論を他のステークホルダーに対して押しつけるようなものとなる危険と懸念は大きいのである。

これに対し、日本原子力学会の学術団体・専門家団体としての社会的な役割や責任、また、その中に設置された研究専門委員会の報告書であるという本報告書の性質にも鑑みれば、本報告書は何よりもまず、学会員である原子力専門家、HLW 処分専門家が自ら取り組むべき課題を明確にし、それらに対する取り組み方を明らかにするべきである。

他のステークホルダーに対する発信は、最新の学術状況の報告、その上で考えられる選択肢や判断の材料となるべきデータ等の提示、協働や共考の呼びかけなどであるべきだ。他者に非が存在し、専門家コミュニティの考えの筋道や結論には誤りはないと断じたり、そのことを暗黙に前提としたりするような態度を取ってはならないのである。

この点に関して、3.5.1 節では、原子力事業の関係者がこれまで行ってきた、社会の各ステークホルダーとのコミュニケーションの努力をこうした観点から批判的に省察される。また、3.5.2 節では、社会の各ステークホルダー、特に一般市民が高レベル放射性廃棄物管理・処分問題をどう受け止めているかを調査結果に基づいて論じることで、こうした見方をより確かなものとするのが試みられている。

以下、以上で述べた基本的な考え方に立って、「技術論を超える課題」についての具体的な検討結果を示す。

【参考文献】

- 1) 寿楽浩太 (2013) 「高レベル放射性廃棄物処分の「難しさ」への対処の道筋を探る——求められる知の社会的な共有と「価値選択」の議論」、『科学』、83(10)、pp.1164-1173。
- 2) 松本三和夫 (2009) 『テクノサイエンス・リスクと社会学——科学社会学の新たな展開』 東京大学出版会。
- 3) OECD/NEA (1977) “Objectives, Concepts and Strategies for The Management of Radioactive Waste Arising from Nuclear Power Programmes”.

3.2 未来世代への責務とコミュニケーション

1) 「技術者が達成すべき目標」と「人々の直感的理解」

高レベル放射性廃棄物の放射能は時間の経過と共に減少するが、それが十分に低いレベルになるには、数万年から数十万年かかる。つまり、現世代が原子力発電という形で恩恵を享受した結果として、未来世代が住む地球に強い放射能を持つ廃棄物が残ることになる。これは、現世代が加害者になり未来世代に被害を与えるとも考えることができる。この点をどう考えるか、IAEA 始め OECD/NEA など国際機関で様々議論が繰り返されてきた。もちろん、日本の原子力委員会などもこの問題に取り組んできた。

この命題に対する答えは時代の流れと共に、例えば環境への影響をどう考えるかなどの点で変化するが、共通するのは「放射性廃棄物は、将来世代の健康への予想される影響が、今日受け入れられている影響のレベルを超えないよう管理されなければならない」、「放射性廃棄物は、将来世代に不当な負担を課すことのないよう管理されなければならない」という考え方である。

放射能の減衰にかかる時間の長さ、と、将来世代に対する責任を考え合わせると、高レベル放射性廃棄物の処分問題は、数十万年先までの安全性を考えざるを得なくなる。地層処分は地下の施設に廃棄物を収納し終わったら、地下の施設を埋め戻すことになっている。処分に関わる技術者が、数十万年先の安全性という目標を達成すべく努力することは極めて当然である。埋め戻したらあとはどうなっても構わないという態度は許されない。

2) 未来世代とは誰か

処分概念の選択や処分場の立地、処分のための制度設計などに当たっては、様々なステークホルダーが広く参加する議論を重ねることが必要である。しかし、未来世代は重要なステークホルダーであるにも関わらず、未だ存在せず議論に参加することはできない。未来世代に対してフェアである唯一の方法は、技術者が目標達成に最大限努力することと、現世代が「何を考え、何をしたか」という詳細な記録を未来世代に伝えることである。

その上で、現世代が十分な議論を積み重ねる必要がある。そこで大きな問題に突き当たることになる。技術者はどうしても、目標が達成可能であることを示そうとする。つまり、現世代の議論に 10

万年という気の遠くなるような時間を持ち込むことになる。人々は狐につままれたような気分になり、直感的に「そんな先のことが分かるはずがない」と考えてしまう。遠い未来になればなるほど不確実性が増大する。説明すればするほど、専門家が信用できなくなるのも無理はない。

10万年という時間の流れも、何段階かに区切ることで、人々に考えやすくなるのではないだろうか。人々の直感的な感覚からすれば、一言で未来世代と言われれば、孫の時代を思い浮かべるのではないだろうか。孫の世代といえ、せいぜい100年後である。歴史を見ると一つの政治体制が続くのは最大で300年程度だとすれば、300年後程度なら思いを馳せることができるかもしれない。その上で1000年後、3000年後、1万年後、3万年後といった具合に、未来を分割して議論をすれば、多少は議論が容易になるかもしれない。

現世代が地下の岩盤に最終保管した高レベル放射性廃棄物が、それぞれの未来世代にどうなっているかを説明し、その状態で地殻の変動などがどう影響するかを考える。それが現世代として受け入れられるか否かを議論する。受け入れられない場合は、どう改良するかを議論し、新たな技術が必要であれば研究開発に取り組むこととする。

3) 未来世代の不当な負担とは

未来世代が背負うかもしれない負担にも様々な種類がある。①経済的負担、②リスクの負担、③精神的なストレスの負担、④資源や環境など未来世代も享受する権利を現世代が奪ってしまうことによる負担、などが考えられる。これらの負担を考えるには二つの視点が必要である。原子力という選択肢を採用するか否かで、未来世代の負担がどう違ってくるかの検討がまず重要になってくる。

その上で、現世代が抱えている放射性廃棄物をどう扱うか、今後原子力を選択するとすればその結果の廃棄物をどう扱うか、について未来世代の負担がどう違ってくるかを検討することになる。地層処分に関わる議論の中で、「地層処分ありきという議論は受け入れられない」という主張を耳にする。歴史的に見ると、国際機関などでこの検討を重ねて地層処分が選択された経緯がある。しかし、その検討も専門家の間だけの検討であった。未来世代の負担についても、様々なステークホルダーとの議論を積み重ねて、多くの人が納得する必要がある。

例えば、リスクの負担には、被ばくするリスク、テロリストの標的になるリスク、国際社会における日本の地位を危うくするリスクなどが考えられる。廃棄物の扱い方によって、そのリスクがどう違うか評価をして、どんな方法を選択するか議論が必要である。さらに地層処分を選択する場合でも、未来世代の負担を軽減するために現世代が何をすべきか考える必要がある。風評被害など精神的負担、経済的負担についても同様である

地層における廃棄物の状態を考える場合より、未来世代の負担を考える場合の方が10万年といった超長期間を一括することは困難である。この場合も、100年後、300年後、1000年後、3000年後、1万年後、3万年後の世代に対する負担という形で議論する方が分かりやすいのではないだろうか。

また、ガラス固化体による未来世代の負担は放射線の影響が主だと考えられる。近未来の世代に対しては、経済的負担を残すかもしれないが、それについては必要な資金を積み立てるなどの対策が考えられる。現実には原子力発電環境整備センターが積立金の管理を行っている。これに対し、直接処分では永久に保障措置を受けざるを得ないことから、埋設した廃棄物に人が接近する心配が大きくなり、核セキュリティを確保し続けるという負担も必要になる。こういう措置を怠ることは、日本が国際社会で非難を受けるという負担にもつながりかねない。直接処分とガラス固化体処分では、未来世代に対する負担の質が大きく違ってくることについても、しっかり考慮する必要がある。

3.3 政治の役割

いかなる技術であれ、実社会でこれを活用するには何らかのリスクが伴う。一般論で言えば、当該技術によるメリットがリスクを大きく上回れば、それを活用することが正当化されると考えられる。では、メリットを享受するために人々はどの程度のリスクを受け入れるべきか、となると答えは容易でない。もっぱら国民がどう考えるかでしかない。

このような課題について、国としての意思決定ができるのは、選挙で様々な権限を付託された政治だけである。もちろん、専門家が政治に対し、様々なオプションを示したり、リスクとメリットについての的確に説明したりすることは極めて重要である。専門家の考え方を十分に尊重することが求められるが、意思決定をするのはあくまでも政治の仕事である。

意思決定には、何事であれ責任が伴う。責任には大きく二つの要素があると思われる。一つは権限を付託した国民に対する説明であり、もう一つが、意思決定が円滑に実行されるための環境整備である。説明としては、意思決定に至った経緯や考え方、国民が負担すべきリスクとメリット、リスクが顕在化し危機に至った場合の対処などである。環境整備としては、国民と意思決定者の対話の場の設定、ある地域が特に大きなリスクを負担するような場合にはそれを保障する制度の確立、危機に至った場合に対処法の準備などが考えられる。

3.3.1 説明責任、価値対立を終息させる責任

一般に、政治は、国益の保護、安全の保障、次世代の教育、価値観の調整、善き社会の創出、社会的制度の設定、社会の統治など広い視野に立った意思決定がその役割である。一方、科学者や技術者（以下、科学技術者）は、科学や技術を専門とする人・学者・実践者であり、理工学的な専門知識を社会に提供したり、様々な製品を発明・生産したりする。

福島第一事故以来、原子力を巡っては様々な価値観の対立が起きている。さらに、国民といっても、地域や都会の住民もいれば、異分野の様々な専門家もいる。もちろん職業や立場からの主義主張もある。日本社会で原子力を広く利用するといった意思決定には、上述のような広い視野が必要であり、様々な価値対立を収める必要

がある。まさに、政治家においては、科学技術者の助言を誠実に受け止め、意思決定の責任を全うする必要がある。

放射性廃棄物の処分問題のように、長期不確実性を包含する技術については、理工学と人文・社会科学の知識を総動員し、政治による総合的な判断が求められる。狭い特定分野の専門家だけが集まっても、国民を納得させる判断は難しいであろう。まさに科学技術者と政治の協働が不可欠である。

例えばフランスの例である。放射性廃棄物管理機関（ANDRA）が1987年に4つのサイトで地層調査を開始したが、地元で激しい反対運動が起こり調査は中止に追い込まれた。政府は事態を打開するために議会科学技術評価局の委員であったバタイユ議員に反対運動の原因に対する包括的調査を依頼した。調査結果を基に政府は「放射性廃棄物管理研究法」を成立させ、バタイユ議員を廃棄物交渉官に任命した。こうした政治の積極的な取り組みによって、フランスにおける高レベル放射性廃棄物の処分場立地問題は比較的順調に進み始めた。政治が役割を果たしたと考えられる。日本でもようやく、高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する議員連盟が発足した。議員連盟がどんな役割を果たすか未知数ではあるが、今後の動きに大いに期待したい。

1) 地層処分概念の問題点

高レベル放射廃棄物（ガラス固化体）の地層処分は、生物圏における最大被ばく線量を許容限度以下にするとの観点から、数十万年先まで安全性を担保することが謳われている。従来の地層処分の安全確保思想は、発生者責任並びに未来世代の負担軽減の観点から、現世代が処分場の安全性の確証を行って処分場を永久に閉鎖し、人工・天然双方から構成される多重バリア機能に依拠した受動的安全の仕組みで、未来の生活環境の長期安全性を確保するものである。いわば現世代が全てを決定し実行するという考え方である。この考え方は次のような問題点を内包する。

- ① 放射性物質の隔離性能がいずれ喪失することを前提に処分システムを設計している
- ② 原理的に長期安全性を実証することが不可能で、特に、処分場閉鎖前、閉鎖後の過酷事故の考え方が不明確である

①について、人間の被曝だけ防げばいいとの考え方では許容され

ても、地層やそこに生息する生物に負の影響を与える可能性が残り、社会的に許容されない心配がある。また、②について、原因が天然現象や人間侵入のような外的なものであれ、臨界などの内的なものであれ、過酷事故が起こらないことを原理的に確証できない限り、長期的安全性を確信できないとの考え方も成り立ち得る。

2) 直接処分と適応的アプローチ

上記のような考え方に対し、世代間の公平性ということに重点を置く考え方もある。後世の各世代が自律的に考え、個々の世代に最善策を模索・決定する機会を残す方が理にかなっているとする立場である。

普遍性の高い科学技術でさえ解決不可能な超長期不確実性の問題を純粹の科学技術だけで解決するには限界がある。遠い未来になればなるほど不確実性は大きくなる。社会は刻々と変化するし、科学技術の関わる知識も時代と共に変化する。米科学アカデミーでは、諸状況の変化に応じて取り組み方を変化させていく adaptive approach (適応的アプローチ) の必要性を訴えていた¹⁾。社会や知識の変化に適応するアプローチである。

長期的に安定したガラス固化体の処分ですら、適応型のアプローチが検討されうる。使用済燃料を直接処分する場合は、処分場に大量のプルトニウムを集積することになる。現行の制度では、プルトニウムに対して、保障措置が適用される。しかもプルトニウム 239 の半減期は 2 万 4000 年と長く、保障措置を考えただけでも、社会の変化や技術の変化に柔軟に適応することを考えた方が合理的ではないだろうか。

適応的処分を視野に入れると、処分方策は次の二つの軸で考えることができる。一つの軸は、現時点で処分の最終的な姿を決定するか、社会の変化を考えて最終的な姿は将来に譲るかである。もう一つの軸は現時点で最善と思われる技術で最終的な姿を決めてしまうか、技術の変化に応じて最終的な姿を変化させるかである。これを表示すれば次のような表になり、典型的には 4 つの方策が考えられる。

表 3.3.1-1 処分方策のオプション

技術（処分概念） 制度（期間）	固定的 現在の技術を前提に	可変的 技術の変化に応じて
永久的 最終的姿を現時点で決定	永久処分型	技術適応型
区分的 最終的姿は将来、当面を決定	制度適応型	制御型

直接処分を考える場合には、ガラス固化体の処分の場合にもまして、これらの処分方策をどう組み合わせて行くかが課題になる。この選択についても、その時代その時代において、科学技術コミュニティによる科学的・学術的視点からのアドバイスを受け、政治が責任を持って意思決定していくべき課題である。

3.3.2 意思決定が円滑に実行される環境整備

－損害賠償制度を中心に－

1) 無限責任の明確化

政府は平成 25 年 12 月 20 日に、福島復興の加速に向けた包括的な指針を閣議決定した。その中で、事業実施に関する責任の所在は未だ不明な部分があるものの、東京電力の資金繰りに充てる交付国債の増額、原子力損害賠償支援機構が保有する東電株の売却益を財源とする除染費用の確保、中間貯蔵施設の建設費用の確保、汚染水対策の費用確保等、主に資金の確保策が矢継ぎ早やに打ち出された。

2011 年 3 月 11 日の事故から既に 2 年 10 ヶ月が経過しており、このような措置は遅きに失していると言える。この 2 年 10 ヶ月の間、避難者の生活は精神的にも財政的にも困難を極め、時間が経過するとともに避難者の立場を弱体化させ、本来当然の措置として受ける権利のある損害賠償に至るまで、交渉、調整に時間が掛かっている。万が一に備え、本来はこのような措置は法律に基づき確実に、かつ速やかに実施できるように手当てされているべきものであり、後から予算や税制などで手当するような性格のものではない。

このような状況に鑑み、原子力施設の立地選定、特にプルトニウムを大量に含む使用済燃料の処分場の選定に当たっては、まず原子力災害に伴う無限の責任を負えることができるのは政府のみであることを認識し、その上で原子力損害賠償の制度を、現在の事業者の無限賠償責任から有限責任とし、残る無制限の賠償責任を政府の責務とすることが、被害者を迅速かつ適切に救済することのできる道と考える。

2) 損害賠償等の詳細契約事前締結

損害賠償等の具体的な内容として、財産の損害、健康被害、心理的被害、風評被害、除染等、生活の場を失ったことに対する一定期間の生活保障、あるいは元の生活環境、水準と同等以上の生活の保証、土地買い上げなどの詳細を事前に明確にしておく必要がある。また、事業者またはどの政府機関が、どのような財源をもとに、どのようなタイミングで何時実施するかなどについても、事前に明確にしておく必要がある。住民を代表する自治体と国の間の契約（安全協定等）により、万が一の場合に住民の受けることのできる当然の権利として、損害賠償が保証されていることが必要である。

これらの措置は、政府が使用済燃料直接処分候補地として選定し

地元をお願いする段階で、地元住民が納得できる程度の内容としてあらかじめ提示される必要がある。これにより、事故後の弱い立場の住民を相手に、事業者または政府がなし崩し的にことを進めてしまうことを防止する為の有効な手段となりうる。

3) 具体的な財源確保手段の明示

これら損害賠償等の措置は、事業者にあってはあらかじめ積立金として積み立てておくことが適切と考える。実施に不確実性を伴う、後付けによる電気料金値上げなどによる財源確保方法は、なし崩し的方法であり適切ではない。政府にあっては損害賠償等の具体的な措置を法律で定めておくことが必要である。このような場合、通常「政府は適切な措置を取る」あるいは「所用の財源を確保する」というような曖昧な表現になることが多い。実際には事故が発生した時点で、その時の政権を担う政党の方針や、政府の政策・財政状況等によって、量、質ともに当初の期待からはかけ離れた措置となることが往々にしてある。従って、例えば財源は〇〇税、税率〇%、徴税期間を限定して、あらかじめ基金を積み立てておくか、原子力災害防止対策が発令されれば自動的に財源措置が発動されるような仕組みになっている必要がある。

以上のような措置が明確になれば、将来の生活保証措置などについて一定の具体性を持って住民は判断することが可能となり、事業者または政府に対するより具体的な意見を提出できるようになると共に、少なくとも損害賠償については事業実施に伴う責任の所在が明確になり、事業者や政府が信頼感や安心感を得る一助となることが期待される。これまで原子力施設の立地に際しては、自治体に立地以前の段階から地元振興・協力金などが交付され、あるいは土地買収や漁業権の保証など特定の権利者が主な事前交渉の相手になっていた。しかしこれからは万が一の場合に被害を受けることになるかもしれない住民が、損害賠償等の請求を行える利害関係当事者として、具体的に意見を述べる権利を有することになると考えられる。

(過去の原子力施設の安全性や立地に関わる裁判では、立地地域や隣接地域以外の住民は、多くの場合利害関係当事者とは見なされてこなかった経緯がある。)

事業者や政府は、事前に被害者の範囲を特定することは困難なことなどを理由に、可能性のある全ての関係者の意見を聞くことは現実的でないと主張するかも知れないが、2011年3月11日の教訓を

踏まえて万が一のリスクを考えれば、原子力とはそれほど手間ひまのかかるエネルギーであると自覚すべきであろう。

4) 損害賠償等の内容及び地元との交渉の情報公開

立地候補地の住民に提示される損害賠償等の内容や交渉状況が一般国民に公開されるならば、国民は税や電気料金としていずれ負担しなければならないことを具体的に認識できるようになる。その結果原子力施設に対する経済的評価がより定量的に把握でき、経済性に関わる議論の収束が促進されるものと期待される。利害関係者間の交渉ごとは公表すべきではないとの意見もあろうが、税金や電気料金の値上げとして一般国民に少なからぬ影響が及ぶことを考慮すれば、透明性の確保の観点からも、情報は当然公開されるべきであろう。ここに国民的合意形成が必要とされる理由もある。また、一般国民と地元住民の間で意思疎通が促進されるきっかけになることも期待される。

ここで注意を要することは、これまで事故は起こらず、起きたとしてもたいしたことはなく、あるいは損害の程度が予測できないとの理由で、事業者または政府は万が一の場合の具体的な措置を怠る傾向になりやすいことである。安全技術論争ではなく、万が一の場合どうするかは措置であるから、たとえ技術論として想定し難くとも、〇〇した場合はどうするというような保険的な概念で、「無過失」、「無限責任」を原則として保障の内容を決めておくのも一つの方法である。何もなければ結果として幸いであったと理解すべきであろう。

5) 損害賠償等の判断基準や手続き部署の明確化

法律によって事故時の損害賠償等の詳細内容を決めるためには、まずは使用済燃料直接処分地立地候補地域で損害賠償等の対象となる被害と、その判断基準を定めておく必要がある。多くは今回の福島事故によって実務的に定められていると思われるが、法律あるいは契約で定められている確かな判断基準となっているものは少ないように思われる。今なお被曝線量 1 mSv/年を除染の判断基準とすることがどうか議論があることはその一例である。地元住民の意見の反映は、この契約内容を決める時が正念場になると思われる。

損害賠償等の詳細が決まれば、どの政府機関がどのような権限と義務を持ってどのような事務を担当するかの所掌が決まり、職員

責任意識も変わり、責任逃れの事務のタライ回しの弊害は解消するであろう。復興を大義名分にして、本来被害者の損害賠償等に速やかに費やすべき資金が、使われない、あるいは無駄な公共工事や関係のほとんどない地元復興予算として大盤振る舞いされかねない状況も改善されることが期待される。損害賠償等の措置内容に不満がある場合、あるいは当初想定できなかった損害賠償等については、当該損害賠償等の種類ごとに、その妥当性を速やかに判断できる専門的な調停機関をあらかじめ決めておくことも必要である。一つの機関あるいは裁判所だけでは処理が困難な場合を想定しておくべきであろう。

6) 避難生活の品質を考慮した包括的な避難者救済措置の明確化

避難者が一時的避難、一定期間の避難、あるいは帰還困難な場合に備え、政府はあらかじめ必要な国有地の確保、あるいは民間住宅の借り上げ契約を事前に行っておくとともに、帰還困難の避難者が大規模になる場合は、食品センター、医療センター等が整備された大規模ニュータウンを短期間に造成し、移住してもらう手はずを整えておくことも必要であろう。2011年3月11日後は、民間住宅の需給情勢が一変し、民間の土地借り上げさえ容易ではなくなった現実がある。また住民の避難移住に伴い、元からいた地域住民との間で軋轢が生じている例もあり、そうならないように生活環境設計に腐心すべきであろう。

7) 自治体の役割

地元自治体の役割は、以上のような損害賠償等の契約にあたって、直接被害を受ける可能性のある直接利害関係者として、あるいは住民を代表して事業者や政府との交渉を担当し、地域社会を守る立場を堅持することが重要である。政府が前面に出て実施する場合の使用済燃料の直接処分地の立地プロセスにおいては、政府や事業者と自治体との間で安全協定等が締結されると想定される。その安全協定に損害賠償等の契約を含むようなことになる場合は、安全協定は単なる紳士協定にとどまらず、万が一の場合に備え地元住民の生活を守るための経済的担保措置として重要な手段となりうる。

8) 最後に

我が国の多くの政府機関や自治体は、いざ緊急事態になれば相当程度の集中力をもって場当たりのながら対処する力は持っているが、

自衛隊や消防隊のように普段から緊急時対応の実地経験を積んでいる組織を除けば、緊急事態に備えて実効性のある対策を、当事者意識をもって用意周到に準備しておくことが苦手であるように見受けられる。したがって、使用済燃料の直接処分地の選定にあたっては、上述の諸対策を事前に講じておくことを勧めるものである。

なお、ここでは主に被害を受ける住民のための損害賠償制度等について論じたが、損害賠償制度を整備しておくべき分野は他にもありそうである。例えば、原子力災害時に避難者を誘導する者や、輸送に携わる車両の運転手など、緊急時対策要員として現地に派遣される人々、あるいは除染作業、廃炉作業などに携わる人々の確保をより実効性あるものにするためには、作業等に伴い万が一健康被害や心理的被害などが生じた場合に備え、要員派遣の指示や要請を行う立場にある政府や事業者をはじめとする関係機関は、これらの損害を十分に補償するための損害賠償制度を整備・強化しておく責務があると考えられる。

(国の費用負担等に関する参照資料)

① 福島復興再生特別措置法 第八十四条 (この法律に基づく措置の費用負担)

この法律の規定は、この法律に基づき講ぜられる国の措置であって、原子力損害の賠償に関する法律の規定により原子力事業者が賠償する責めに任ずべき損害に関わるものについて、国が当該原子力事業者に対して、当該措置に要する費用の額に相当する額の限度において求償を妨げるものではない。

② 原子力損害の賠償に関する法律 第三条 (無過失責任、責任の集中)

原子炉の運転等の際、当該原子炉の運転等により原子力損害を与えたときは、当該原子炉の運転等に関わる原子力事業者がその損害を賠償する責めに任ずる。ただしその損害が異常に巨大な天災地変又は社会的動乱によって生じたものであるときは、この限りではない。

③ 同法 第十六条 (国の措置)

政府は、原子力損害が生じた場合において、原子力事業者が・・・損害を賠償する責めに任ずべき額が賠償措置額をこえ、かつ、この法律の目的を達成するため必要があると認めるときは、原子力事業者が損害を賠償するために必要な援助を行うものとする。

2 前項の援助は、国会の議決により政府に属させられた権限の範囲内において行うものとする。

参考文献；

1) National Research Council:

『One Step at a Time: The Staged Development of Geologic Repositories for High-Level Radioactive Waste』. Washington, DC: The National Academies Press, 2003.

3.4 個別の政策課題

3.4.1 発生量制限における問題点

1) はじめに

原子力委員会は1995年に高レベル放射性廃棄物処分懇談会を設置し、約2年をかけ国民的議論を含む精力的な審議を進め、1998年5月に「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について」と題する報告書をまとめた。

政府はこの考え方に沿って制度を整備すべく2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」を国会で可決。同時に2000年10月、この法律の定めるところに従い、処分事業の実施に取り組む原子力発電環境整備機構（NUMO）を立ち上げ、処分場の立地、適正調査を行う段階から地方自治体に対しての調査受入の公募を行うという仕組みを整備して、その取り組みを行ってきた。

2008年に至り、原子力委員会はこの間の取り組みについて、いわゆる政策評価を行い、この公募の取り組みの進捗が思わしくないところを如何に改善すべきかについて、政府に対して知恵を出すよう依頼すると同時に、2010年9月、国民に対する説明や情報提供の在り方について高度かつ専門的な意見を求めるため、日本学術会議に検討を依頼したが、依頼から約半年後の2011年3月、東日本大震災および福島第一事故が発生し、国民の原子力そのものに対する不信、放射線・放射能に対する不安などから、我が国のエネルギー供給における原子力発電の必要性に関する否定論が世論として明確に顕在化したことは、周知のことである。

このような状況の中、福島第一事故以降の国民の認識も踏まえ、日本学術会議は、2年にわたる検討成果を6つの提言にまとめ2012年9月に原子力委員会に対して、回答書¹⁾を提出した。

2) 日本学術会議の提言と原子力委員会の見解

日本学術会議は、既述の回答書で6つの提言を行っているが、会議では、地層処分について国民の理解を得るためにはどのようにすれば良いか、との意識に立ち、それまでの国の進め方を分析した結果、放射性廃棄物の処分問題に関わるこれまでの取扱いに対して、「原子力発電を巡る大局的政策についての広範な社会的合意を作り上げることに十分に取組まないまま、高レベル放射性廃棄物の最終処分地の選定という個別的な争点についての合意形成を求めるという、手続き的に逆転した形となされてきた。」、すな

わち、「まず、大局的な方針や原則についての合意を形成し、これに立脚して、個別課題について合意に基づいた意思決定を積み重ねていく手順を踏まなかったことに問題がある」と指摘している。

この指摘は、処分廃棄物の超長期にわたる安全性／危険性に対する科学・技術的能力に加え、「そもそも論」として、原子力発電から発生する使用済燃料の「総量（発生量）」が政策決定過程において明確化されていない点であり、回答書では、合意形成の道を探るための基本的考え方としての「総量」を以下のように定義した。

高レベル放射性廃棄物の最終処分に関するこれまでの日本国政府の政策に対する批判と不振の根底には、**総量管理の考え方が欠落**しており、高レベル放射性廃棄物が無限大に増大していくことに対する歯止めが効かなくなるのではとする危惧がある。総量管理という考え方は、**今後の原子力発電の大局的政策を策定する上で重要な要因**であるだけでなく、**社会的合意に基づいて高レベル放射性廃棄物問題を解決するためには、極めて重要な条件**である。

・・・(中略)・・・

総量管理とは、高レベル放射性廃棄物の総量に関心に向け、それを望ましい水準に保つように操作することであるが、その**合意としては、「総量の上限の確定」と「総量の増分の抑制」があり**、その内実がいかなるものとなるかは、原子力政策の選択と深く関係している。「総量の上限の確定」とは、総量に上限を設定することであり、社会が脱原子力発電を選択する場合には、その脱原子力発電のテンポに応じて上限が定まってくる。「総量の増分の抑制」とは、総量の増加を厳格に抑制することであり、単位発電量あたりの廃棄物の分量を可能な限り少ない量に抑え込むことに他ならない。

これを受けた原子力委員会は、回答書に対する見解²⁾「(1)処分すべき高レベル放射性廃棄物の量と特性を原子力・核燃料サイクル政策と一体で明らかにすること」の中で、「総量管理」の考え方が提言された背景には二つあるとしている。

背景の一つは、「国民との間で、原子力発電に伴って発生する高レベル放射性廃棄物の発生量や特性、その処分の考え方についての認識を共有する努力が不十分であった」とし、原子力委員会として認識する総量と増分について以下のように記している。

- ① 高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）発生量は、
 - 30GWeの原子力発電を1年間運転して発生する使用済燃料から再処理して発生するガラス固化体は約1,000本/年
 - 上記の原子力発電所を40年間運転した際に発生するガラス固化体は約40,000本発生
- ② 同規模の原子力発電を継続した場合、必要となる処分場の規模と増分は、

- 処分場の規模は、約 40,000 本以上のガラス固化体を定置できる面積が必要（処分費用を算定するために処分施設の試設計を行なった結果、40,000 本以上の本数のガラス固化体を処分できる規模の処分場であれば、ガラス固化体 1 体当たりの処分単価は大きく変わらない）
 - 処分場の数は約 30 年以上の間隔をおいて一カ所ずつ開設
 - 長半減期の TRU 廃棄物のセメント固化体も併せた併置処分を考慮しても、処分場の規模に与える影響は小さく、処分場規模の考え方を考えるものではない。
- ③ ①、②を含めて、処分の取組に係る情報や仕組みの存在は必ずしも国民と共有されていない。

と纏めている。

さらに背景の二つ目は、原子力政策、特に核燃料サイクル政策と廃棄物処分の関係が十分に議論されてこなかったとして、

- 「総量管理」の提言を受けたことは、「トイレなきマンション」という表現に代表されるように、過去の原子力政策や核燃料サイクル政策において、廃棄物処分の取組が原子力発電の取組と一体で議論されてこなかったのではないかとの批判がある。

としている。

上記の背景のもと原子力委員会は、国に対して今後のエネルギー・環境政策策定に係る取組の中に、

- 将来における「核燃料サイクルの取組に合わせ、処分に関わる廃棄体の形態と量および処分場の規模」について整理し、選択肢を示し、それらの得失について丁寧に国民に説明していくべき。
- これら状況の整理や選択肢の提示、国民へ説明するという取組は、継続的に行われるべきであり、都度、新しく得られた情報を取り入れて定期的に改定されるべき。

を反映すべき、と見解を示した。

3) 総量管理（発生量制限）に係る考察と問題点

原子力委員会の見解からもわかるように、上記の①～③で示された見解は、これまでの反省を込めた重要な発信であるが、一方で、高レベル放射性廃棄物の総量に関する原子力委員会の認識を文言通りに捉えれば、「1 施設当たりガラス固化体で 40,000 本を処分施設の基本埋設量とし、これに基づく処分技術を確立しておけば、原子力発電の継続期間、規模により増加した場合でも約 30 年以上の間隔で 1 施設ずつ増加させることが可能である。」と読み取れる。果たして、何施設追設するつもりであったのであろう。

これでは、日本学術会議が指摘するように、「... 総量管理の考え方が欠落しており、高レベル放射性廃棄物が無限大に増大していくことに対する歯止めが効かなくなる。」と認識されても已むを得まい。

一方、日本学術会議が提言する「総量管理」の考え方も、読み手によって二つの捉え方ができる。

一つは、提言の文言通り、高レベル放射性廃棄物の無限大の増大、すなわち、発生源である原子力発電の期限なき依存を抑制するため、一定期間原子力を利用しようとも、依存の期限を明確化し、「発生量の上限」を決めること、そして、総量上限に達する時期までには他の代替手段を講じるか、もしくは、代替手段が得られない場合には、上限到達時期を遅らせるために抑制手段を講じるべき、との捉え方である。

二つ目は、日本には地層処分に適した場所やそこで確保できる面積（容積）はどれだけあり、その収容力はどの程度であるかが明らかになれば、収容限界（「総量」）が一義的に見えてくる。その収容量から逆算すれば、原子力発電の規模や活用期間が決まる。また、処分方法についてもガラス固化体にするのか、直接処分するのかにより、先に決めた収容量から発電規模も増減する。当然、廃棄体を減容させるための技術開発が進めば、自ずと収容限界に達するまでの時間的余裕が生じることになる、という捉え方である。

いずれも、原子力発電の量と比例関係にある廃棄物の「総量」であるが、前者は、「今」を起点として今後の予測をエネルギー政策に反映する考え方であり、後者は、「最後」を起点に、そこから遡った「今」や「途中」のエネルギー政策に反映する考え方である。

前者の捉え方に立脚した場合、上限を画一的に特定できるのは、提言にもある「脱原子力を選択する場合」のみである。図 3.4.1-1 に現在の既設原子力発電所を順次寿命と共に廃止する場合の設備容量推移³⁾を示す。この図より、設備の寿命を 40 年とした場合、2050 年には原子力発電による電力供給はゼロとなる。仮に設備寿命を 60 年とした場合でも供給停止は 2070 年となる。よって、この間に毎年発生する使用済燃料の量を積分することで新たな使用済燃料の発生量は一意的に決まり、現在すでに存在する高レベル放射性廃棄物の量を加えた量が「総量の上限」となる。

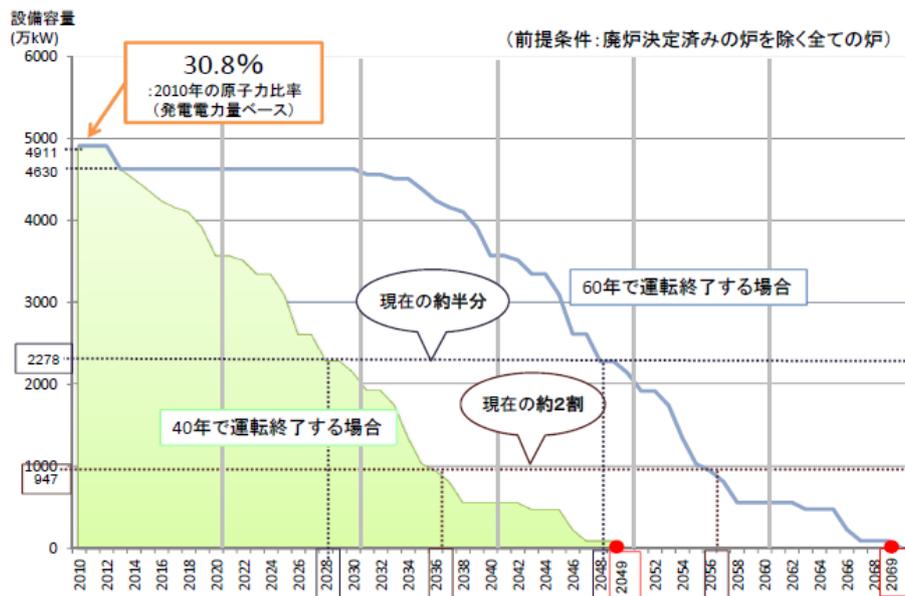


図 3.4.1-1 原子力発電順次廃止の設備容量曲線³⁾

しかし、ある一定の原子力発電を継続することを選択した場合、いつまで原子力発電を継続する必要があるかについて、国が中長期と定義（10～20年先）する期間を超えて40～50年先の国内エネルギー事情までも現時点で責任を持って予測し、その発電設備容量から使用済燃料の発生量とともに廃棄物発生量の総量上限を決めなければならないという問題が生じる。そこで、先に示した図 3.4.1-1 をベースに原子力発電シナリオを3つのケース単純化し、発生する高レベル放射性廃棄物量（ここでは、原子力委員会見解に示された数値、30GWe でガラス固化体 1,000 本/年）を評価した。評価曲線を図 3.4.1-2 に示す。

なお、ここでは、これまでに発生しているガラス固化体及び使用済燃料をガラス固化体に換算した約 23,500 本⁴⁾ は除外し、今後発生する廃棄物発生量として議論する。

3 ケースで 2010 年以降の廃棄物発生量は、ガラス固化体にして

- ① 40年で運転終了する場合（図中の緑破線） : 約 22,400 本
 - ② 2030～2050 年まで現在の半分の設備容量を一定維持する場合（図中の赤破線） : 約 31,700 本
 - ③ 60年で運転終了する場合（図中の青破線） : 約 40,800 本
- と概算できる。

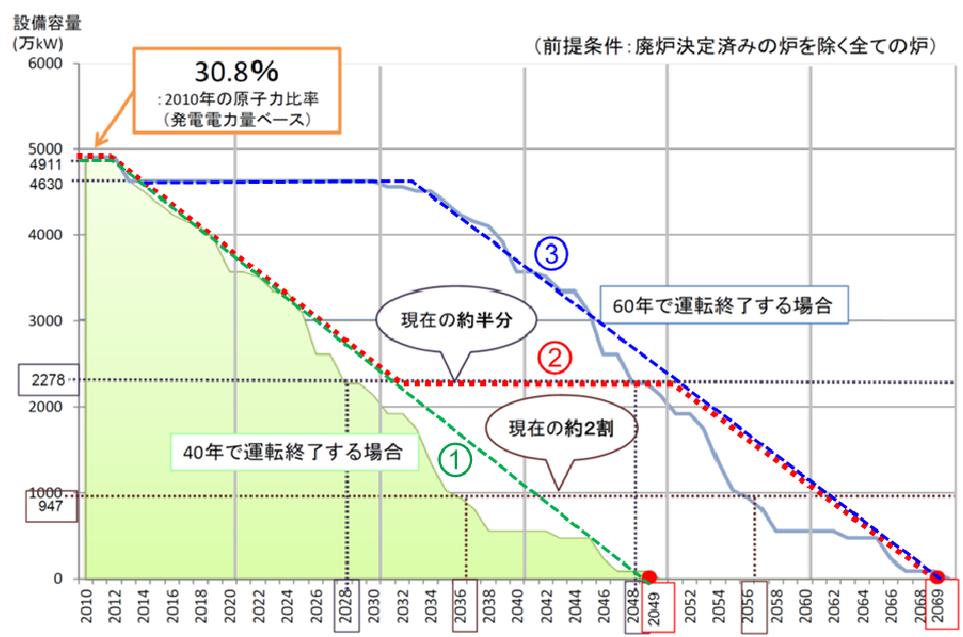


図 3.4.1-2 高レベル放射性廃棄物発生量評価曲線

果たして、①脱原子力選択と、②ある一定期間の原子力発電維持の選択の差、約 10,000 本に対して何を基準に事の是非を問えば良いであろう。例えば、①、②のいずれも 2030 年頃までの約 16 年間は原子力発電が漸次停止し、2030 年時点では約 2600 万 kW（累積で約 21GW）不足することとなる。この資金の 16 年間、特に 5 年程度は、国のエネルギー施策で重点的強化を図ろうとしている代替エネルギーの商業化等が計画通りに進むか否か不確かさが大きく、進まない場合には、自ずと化石燃料を中心としたエネルギーに頼らざるを得なくなり、国内経済や産業、ひいては国民生活に影響を及ぼすことも十分に予想されることから、①、②の選択枝を採る場合には、不足分のエネルギー政策とその影響度を定量的に国民に示し説明した上で、どこまで許容するかについて社会的に合意形成を図ることが必要である。

その一方で、①、②を回避するため③の選択をする場合には、廃棄物発生量として約 20,000 本の増加となり、生活への影響度の低下は免れるものの放射性廃棄物総量の引き上げとの相殺（トレードオフ）が受容できるかの判断となるなど、社会的合意形成を得るうえで受忍限度の妥当性や説明性、説得性で抽象的とならざるを得ない判断が必要になると考えられる。ここでは、気軽にケーススタディということで、単純化した 50～60 年先を試算（予測ではないことに留意が必要）したが、「国」として評価する場合には、ある程度の確度を持った評価が求められることから、「中長期」と称

して 10～20 年のスパンの議論とならざるを得ない。

このようなことから、「今」を起点に今後のエネルギー政策を議論し総量上限を決定するには、国のエネルギーに関する大局的政策策定において、代替エネルギー施設のインフラ整備をはじめ、原子力発電による電力供給の不足分を補う他の全てのエネルギー供給インフラの長期的な計画（予測ではない）が不可欠であり、加えそれらの変化幅、国際情勢、日本経済、地球温暖化対策の進捗等、不確かさに対する将来予測を考慮に入れなければならない。真の意味での「総量の上限」設定は厳しいのではないかと考えられる。

次に後者、すなわち、「最後」を起点に、そこから遡った「今」や「途中」のエネルギー政策を考える場合、原子力発電に頼らざるを得ないとしても、放射性廃棄物は、その発生国が発生国内において処分するという国際的な取り決めがあるわけであり、まずは国内で高レベル放射性廃棄物の地層処分に適した場所と広さ（面積や容積）がどの程度確保できるか、その収容限界を「絶対総量」として把握すべきであろう。そうすることで、どれだけ原子力を頑張ったとしても収容の絶対量が確定されるので、直接処分であれガラス固化体であれ、収容に必要な既知の面積から、原子力が継続可能な期間と規模は一義的に決まる。その上で、収容限界のギリギリか、あるいは何割を実質的な限界（「総量」）とするかについて社会的合意形成を図り、原子力発電への依存度を「今」に遡って複数ケーススタディし、それぞれの結果と得失を国民との間で認識共有することが可能になるのではないだろうか。このようなケーススタディの実施は、処分方法の選択においても有用になる。図 3.4.1-3 は、使用済燃料を直接処分する場合の容器（キャニスタ）体積を 1 として再処理から発生したガラス固化体を内包するオーバーパックを発生体積で比較したものであるが、使用済燃料の直接処分体に対してガラス固化体は約 1 / 4 の体積になる¹。ただし、この比較は、「だから、ガラス固化体が良い。」というつもりはなく、限られた処分場の面積（容積）ゆえに、時代々々に変化する周辺状況の不確かさや処分方法の確立の進捗状況など、状況や条件に対する選択肢を増やし、社会的合意形成に寄与することも大きいと考えられる。

¹ 潜在的有害度の点で再処理廃棄物は TRU 廃棄物も発生する。

比較項目		技術オプション	
		直接処分	再処理
処分時の廃棄体イメージ			
発生体積比※1		1	約0.22 約0.15
潜在的有害度		天然ウラン並になるまでの期間※2	約10万年
		1000年後の有害度※2	約8千年
			約300年
コスト※3		核燃料サイクル全体 (フロントエンド・バックエンド計)	1.00 - 1.02 円 / kWh
		処分費用	1.39 - 1.98 円 / kWh
			0.04 - 0.08 円 / kWh
			試算なし ※高速炉用の第二再処理工場が必要

※1 数字は原子力機構概算例 直接処分時のキャニスタを1としたときの相対値を示す。
 ※2 出典: 原子力政策大綱 上欄は1GWyを発電するために必要な天然ウラン量の潜在的有害度と等しくなる期間を示す。下欄は直接処分時を1としたときの相対値を示す。
 ※3 原子力委員会試算(2011年11月)(割引率3%のケース) 軽水炉再処理については、使用済燃料を貯蔵しつつ再処理していく現状を考慮したモデルと、次々と再処理していくモデルで計算。

図 3.4.1-3 高レベル放射性廃棄物の発生体積の比較 5),6)

さらに、このような決定過程を経ることで、代替エネルギーのインフラ整備や放射性廃棄物の減容技術の開発に関する実用化達成目標や時期を明確化することも可能となり、その開発進捗状況によって、途中の政策の不確かさへの対応や他電源系の状況対応などの柔軟性が得られるなど、国の施策や計画について国民への説明性が向上するのではなかろうか。

しかし、上記の決定過程を推進する場合、最も問題となる点は、適地を選定するという作業をまず始めに行わなければならないことである。果たして、処分という超長期に比して極めて短期間にこの適地を決定することができるのであろうか。

これまでに示された国の委員会等で示される処分場の選定計画⁷⁾では、文献調査、概要調査、精密調査を経て選定が行われるが、それぞれ2年、3年、15年と約20年が必要とされている。現在、その調査技術等は、地震国日本の経験を生かし、日本原子力研究開発機構(JAEA)やNUMOによって確かなものとなっているであろうが、例えば、概要調査で予測し得る適地としての確度はどの程度なのか、また、精密調査をすれば確度がどの程度になるのか、各調査段階の判定基準はどのようになり、超長期に対する安全性を短期取得情報からどのように判断するかなど、国民が判断できる定量的な結果の開示提供と議論が必要と言える。

しかし、何箇所もの適地精密調査の結果を待っていたのでは、政策が決められないため、何らかの判断条件を持って暫定する必要がある、その確度の低さを考慮に入れ「何割を実質的な限界」とするかの「何割」に焼き

直し、政策に反映することも必要になる。調査は国が中心となって中断することなく進め、例えば、3年毎のエネルギー基本計画見直しの際に、最新知見を反映し改訂することが必要と考える。

参考文献；

- 1) 原子力委員会第 39 回定例会議 資料 1-2-2 「回答・高レベル放射性廃棄物の処分について（本文）」（日本学術会議資料）－平成 24 年 9 月 11 日
- 2) 原子力委員会決定「今後の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る取組」について（見解）－平成 24 年 12 月 18 日
- 3) 総合資源エネルギー調査会 第 7 回基本政策分科会 資料 1「今後の原子力政策について」（資源エネルギー庁）－平成 25 年 10 月 16 日
- 4) 第 12 回新大綱策定会議 資料 1-2「高レベル放射性廃棄物に対する取組と各国の動向について」（内閣府）－平成 24 年 1 月 24 日
- 5) 総合資源エネルギー調査会原子力部会放射性廃棄物小委員会第 1 回会合 参考資料「高レベル放射性廃棄物処分について」（事務局提出資料）－平成 25 年 5 月 28 日
- 6) 第 13 回エネルギー環境会議 資料 2「エネルギー環境戦略策定に当たっての検討事項について」（国家戦略室）－平成 24 年 9 月 4 日
- 7) 総合資源エネルギー調査会原子力部会放射性廃棄物小委員会第 1 回会合 資料 2「高レベル放射性廃棄物処分について」（事務局提出資料）－平成 25 年 5 月 28 日

3.4.2 中間貯蔵の政策論

1) 福島第一事故後になぜ処分場問題がクローズアップされたか

福島第一事故の後、なぜ高レベル放射性廃棄物処分場の建設遅れ問題が大きくクローズアップされたのであろうか。その原因のひとつは脱原発世論の高まりであろうが、もうひとつの原因は、4号機の使用済燃料プールにキリンとニックネームが付いた首の長い特殊な消防車から冷却水を放水する映像を連日TVで放映されたためではないだろうか。使用済燃料の大量貯蔵が大きなリスクを伴うものであることが衆目の目に焼き付いたのである。福島第一サイトに使用済燃料が大量に貯蔵されていたのは処分場の立地選定が遅れているためではないかと思われたとしても不思議ではない。後述するように、米国では処分場建設の遅れから中間貯蔵施設の増設問題が大きな課題になっているからである。

もちろん、東電福島第一原子力発電所に大量（11,000体）の使用済燃料が貯蔵されていたのは再処理工場の操業遅れのためであり、最終処分場の建設地選定の遅れとは無関係であるが、だからと言って使用済燃料の大量貯蔵が正当化されることにはならない。ただでさえ事故リスクを抱えている原子力発電所での使用済燃料の大量貯蔵を回避する方策がなかったのかが検証されて然るべきである。

2) 使用済燃料貯蔵の安全対策と政策の柔軟性

福島第一事故前には使用済燃料貯蔵のリスクはほとんど認識されていなかった。今回経験したような、全停電と冷却源喪失が同時に、長時間継続する可能性があるとは考えられていなかったからである。したがって、使用済燃料の大量貯蔵が大きなリスクを伴うものであるとの認識も乏しく、貯蔵能力の許す限り貯蔵しておくことに経済性の問題以外、何ら問題ないと考えられていた。

一方、燃料サイクル政策の柔軟性の観点から発電所外での貯蔵、すなわち中間貯蔵の必要性を説く議論は存在していたが、安全性の観点からの議論ではなかった。

福島第一事故の教訓を受けて全停電と冷却源喪失が同時に、長時間継続する可能性に対する備えを求められることになった現時点では、改めて使用済燃料政策の見直しが求められる。第一は安全性の観点からの見直しであり、第二は政策の柔軟性の観点からの見直しである。経済性の観点から割高とされてきた乾式キャスク貯蔵は静

的な安全性を有することから今後は活用範囲の拡大を検討すべきであり、また、原子力政策の先行きが不透明になったことから、これまで以上に核燃料政策に柔軟性を持たせる必要性が高まっている。安全対策と政策の柔軟性の両面から中間貯蔵施設を再検討する必要性が高まっていると言える。

3) 処分前の中間貯蔵の長期化対応問題

(1) 直接処分の場合

米国では直接処分政策を採っているため、処分場の建設の遅れは使用済燃料の中間貯蔵施設の貯蔵容量に直結している。すなわち、処分場の建設が遅れば使用済燃料の中間貯蔵期間がそれだけ長期化することになる。

この処分場建設の遅れに伴う中間貯蔵の長期化問題に対して、ブルーリボン委員会の提言では、貯蔵設備の耐久性検討のほか、保障措置やセキュリティ対策の強化の検討が提言されている。

我が国の中間貯蔵については次項で述べる。

(2) 再処理の場合

我が国ではこれまで全量再処理政策が採られているため、処分場の建設の遅れは使用済燃料の中間貯蔵問題に直結していない。使用済燃料は処分する前に再処理するからである。中間貯蔵施設の貯蔵容量や貯蔵期間に影響するのは再処理工場の操業時期と処理量である。六ヶ所再処理工場の試運転の長期化による本体施設の操業が遅れると使用済燃料の中間貯蔵施設の貯蔵容量の増大や貯蔵期間の長期化の滞留原因となる。

では、再処理工場が操業開始した後、処分場建設が遅れたらどうか。

使用済燃料は再処理工場でウラン、プルトニウム、低レベル放射性廃棄物及び高レベル放射性廃棄物（＝ガラス固化体）に分離される。ウラン、プルトニウムは燃料に加工されて原子炉でリサイクル利用され、低レベル放射性廃棄物は低レベル放射性廃棄物処分場に処分される。ガラス固化体は高レベル放射性廃棄物処分場に地層処分される。ガラス固化体は冷却のため、処分場に移送する前に30～50年間は六ヶ所村で保管貯蔵する計画となっている。仮に高レベル放射性廃棄物処分場の建設が遅れる場合は、保管貯蔵期間が長期化することになり、ガラス固化体貯蔵庫の耐久性検討や

立地自治体との協議といった課題が出てくる。

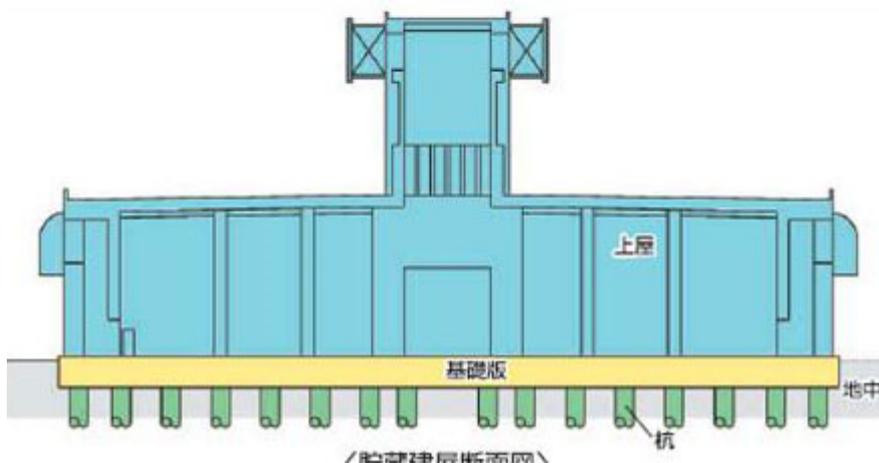
なお、現在の計画でも 30～50 年間貯蔵してから処分することになっているので、再処理工場の操業期間中に生産されるガラス固化体を全て貯蔵できるだけの保管貯蔵施設は考慮されている。

<参考資料 1> 使用済燃料中間貯蔵施設（乾式キャスク貯蔵）

青森県むつ市のリサイクル燃料貯蔵㈱の例（3,000 トン貯蔵）



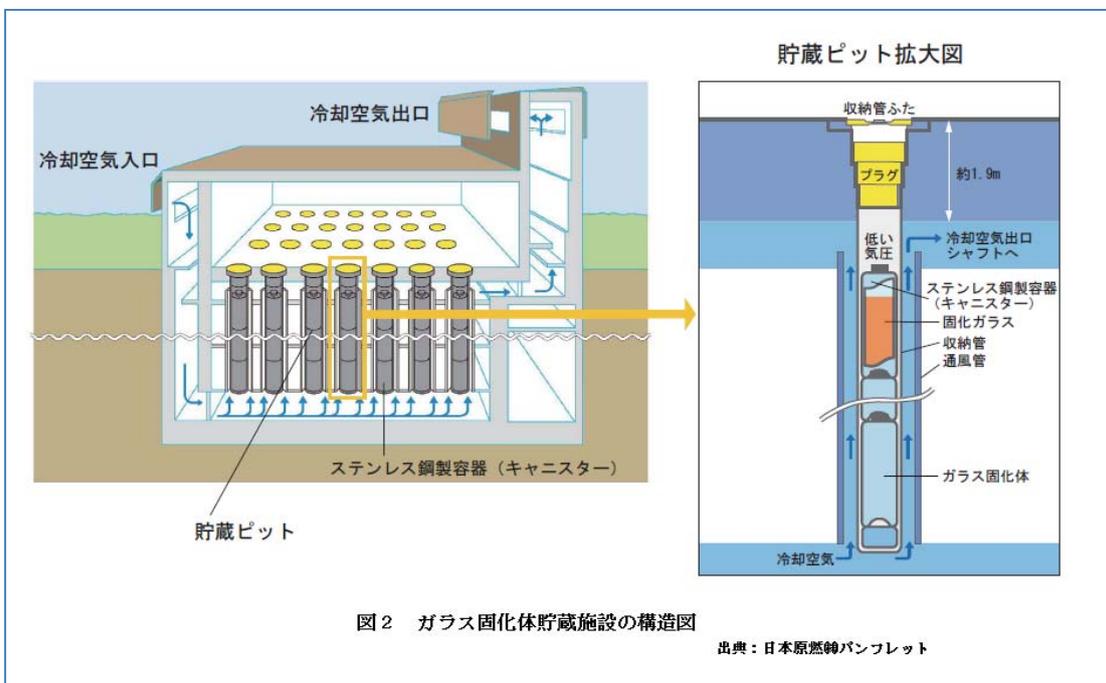
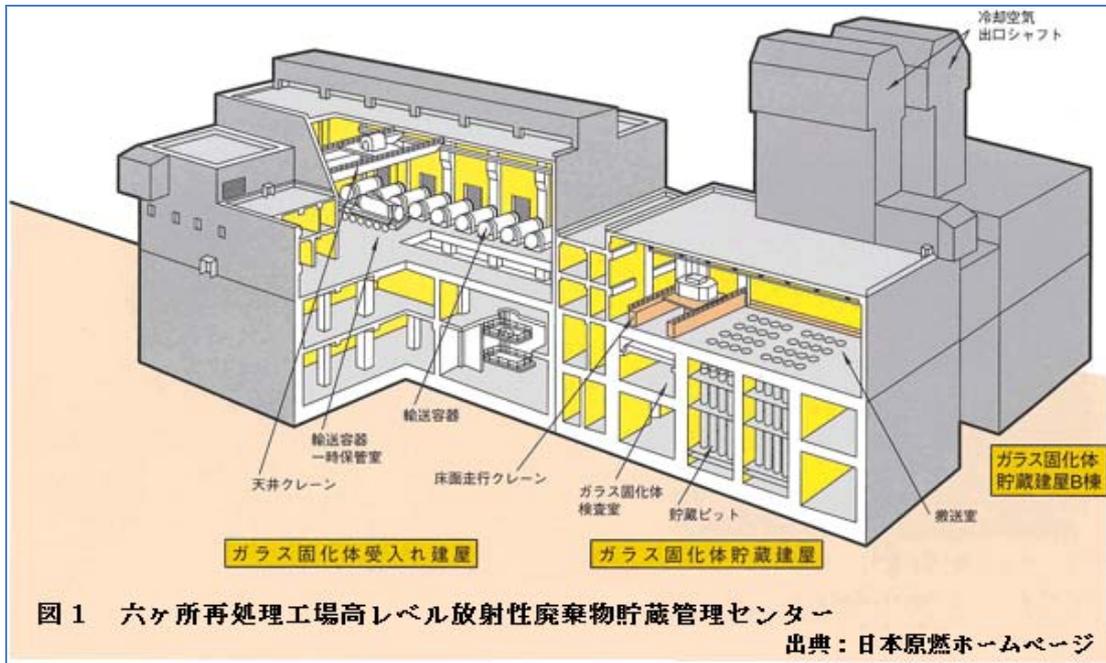
構 造	鉄筋コンクリート造／一部鉄骨鉄筋コンクリート造／一部鉄骨造
基礎形式	杭基礎
建物規模	地上1階建て、高さ約28m
建築面積	約8,200㎡
延床面積	約8,000㎡



（リサイクル燃料貯蔵㈱ホームページ等より）

<参考資料 2> ガラス固化体貯蔵施設

青森県六ヶ所村の日本原燃高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの例（1,440本貯蔵）



3.5 コミュニケーションで解決すべき課題

3.5.1 関係者の努力と問題点

本節では、使用済燃料直接処分について考える上で、そもそも、このような問題が指摘されてきた根本原因ともいえる、我が国における原子力エネルギーに対する取り組みについて振り返ってみる。このような書き出しをすると、「わが国における取り組み」として、国の原子力政策を思い浮かべる方が多いであろうが、ここでいう「我が国」には政府に加えて、いわゆる「マスコミ」（最近の用語ではメディア）、次世代を育成する教育界、原子力事業を推進してきた事業者といった主体が含まれる。

多くの人びとがそうした様々な関係主体に身を置いていることに加えて、わが国が民主主義社会である以上、そうした直接の関わりを持たない一般市民も含めた国民誰もが、様々な機会に各自の意思を表明することでこうした「取り組み」に大なり小なり関わっているとも言える。

原子力利用を民主的に進めるためには、こうした多様な関わり方を持つ国民が、それぞれなりに、自らの判断で主体的に意思決定し行動できることが大切である。そのためには、国や事業者といった直接の関係主体は人びとに対して積極的に、適時・適切な情報の提供を行うとともに、寄せられる意見に真摯に耳を傾けることが必要であろうし、人びともまた、原子力や放射線に関係する事柄を理解する基礎的な能力(リテラシー)を積極的に高め、国や事業者から発信された情報を理解した上で主体的な判断を行い、意見を表明できるようにしておくことが望ましいと考えられる。

こうしたコミュニケーションをめぐる環境整備とコミュニケーション実践の努力は、特に福島第一事故を経た今日において、いっそう重要さを増していると考えられる。こうした認識に基づき、本節ではこれら主要な関係主体で行われてきたコミュニケーションをめぐる努力の有無やその概要、そして今回の福島第一事故であぶりだされた問題点についておさらいする。

1) 事業者の努力

これまで、原子力関係者は一般市民との間で原子力に関するコミュニケーションを深める活動を全くやってこなかったわけではな

いことは、原子力施設立地自治体も含めて、関係各機関に広報組織¹⁾が存在し、原子力科学館の類が立地地域を中心に多数配置されてきたことから裏付けられる。

ただし、これらは原子力利用の正当性をアピールすることが主たる目的であり、例えば、事故時の対応に関する情報提供は全くないか、有っても限定的であった。またその手法は、主として報道機関を対象とした情報提供（プレスリリース）や TV コマーシャル、新聞広告、更には各機関の広報誌や展示館活動を通じた PA 活動、立地地域の自治体への情報提供といったもので構成されていた。つまり、一般市民と直接コミュニケーションを取るための努力が主流ではなかったのである。

もちろん、近年はいわゆる市民参加型と名うった公聴会形式の会合も都市部を中心に展開されてきている²⁾。しかしそれでも、こうした取り組みは「広聴」と名打っていても、いわば「お上が聞き置く」域を出ておらず、双方向コミュニケーションからはやや距離がある（ほど遠い）ものとの指摘もあり、あくまでも一歩前進といった段階と言わざるを得ないであろう。

処分事業においても、残念ながらおおむねこうした状況は共通しているものの、その事業の難しさからか、双方向対話の試行も含めた市民参加型の取り組みも、他の分野に比べて比較的積極的に行われてきたとは言える。

特に、法により事業主体とされた原子力発電環境整備機構 (NUMO) においては、近年、有識者で構成されたアドバイザリー委員会のバックアップの下、年間 10 億円を超える資金を投入して処分事業の意義や、その進め方について TV コマーシャルや新聞広告も含めて、それなりの規模で広報活動を続けてきている（同社の Web ページで公開されている事業計画参照）。また、同社は一般市民の意識調査なども継続的に実施してきており、東日本大震災及び福島第一事故による意識の変化についてもそれなりに把握している。例えば、総合エネルギー調査会に提出された資料³⁾では、事故により放射性廃棄物処分問題への関心は増えたものの、処分方法への信頼度はあまり変化していない様子が伺える。

上記の例はいわゆる双方向型のものではないが、最近では NPO 法人を活用したワークショップ形式の双方向対話も始まっており、こちらは従来型の PA に比べて手間はかかるものの、理解度の向上という点において特筆すべきものが出てきているとの報告もある

4)。

以上のように、これまで国や事業者においては、国民に対し、政策や計画の周知・理解の醸成等の「広報」の努力が払われてきたことは事実である。しかしながら、これまでの努力のほとんどは、あくまでも事業を進めるために「理解を得る」ことが目的とされ、そのための「伝え方」という面で工夫がなされてきた。他方で、一般市民の意見に耳を傾けたり、あるいは、人びと一人ひとりが入手した知識や情報をもとに主体的に判断することを支援したりするような取り組みは極めて手薄であったと言わざるを得ない。

国のエネルギー、特に原子力については、意図的か否かは別として、専門家にその判断を任せてもらっていたことは否定できない。事故が起こる前までは、それでも問題は無かったが、今般の事故により本当にそれでよかったのか再考する必要がある。もちろん、非日常的な課題と言わざるを得ない原子力の問題について、これを専門としない一般国民に、常に考え続けて欲しいというのは、必ずしも現実的ではないようにも思われる。

しかし、福島第一事故を経た現在は、今後の国民生活に大きな影響を与えるエネルギー源の選択肢の一つとして原子力を考慮するか否かも含めて、一般国民に「我がこと」として捉えてもらい、その意見や判断に耳を傾けるべき局面であると考えらるべきであろう。

それではどうすればいいのか？結局は事業者側が原子力利用のメリットだけでなく、それが内包するリスクについても、そのリスク低減策も含めて丁寧に説明すること、一般国民の意見に真摯に耳を傾けること、選別・加工せずに積極的に情報公開を行うことなど、一般国民が原子力に関する選択を「我がこと」と捉え、それぞれ判断することを可能にするための努力を続けるしか無いように思う。こうした努力は公平・公正・透明な仕組みのもとで粘り強い長期の取り組みが要求されるものと考えらる。

この様な活動の拠点として、事業者や研究機関が運営している科学館や展示館は有用であり、昨今、経済性、効率性の観点のみから、一部を除いてこれらの施設が廃止、削減されている現状は憂慮すべきことと考えらる。廃止するのではなく、むしろ前述の観点からその機能を補強していくべきではないだろうか。

2) いわゆる専門家について

こうした取り組みを構想する場合に重要なのが、いわゆる「専門

家」の役割である。

一般に原子力の専門家と言うとどのような人たちを指しているのであろうか。原子力が宇宙開発や海洋開発と並ぶ総合科学技術の一つであることは疑いがないと思う。即ち、機械工学、電気工学、化学工学といったいわゆる工学系の「技術者・研究者」は勿論のこと、物理、化学、生物学、等々の理学系の「研究者」もいるし、放射線医学を始めとする医学系の「研究者」や社会心理学といった分野の「研究者」もいる。

それぞれの専門家はそれぞれの学問分野を基盤として原子力に関わる様々な事項に関する研究・開発を行い、原子力学会や保健物理学会といった原子力分野と当初から関わりの深い学会だけではなく、社会心理学会といった、一般的には異なる分野と思われる学会をも活動の範囲としている。

このように、一言で原子力の専門家と言っても、実は非常に多くの分野の専門家の集団であり、さらには、その中には原子力について肯定的な取り組みをする人から、中立的、更には批判的な取り組みに打ち込んでいる人というように、立場も実に多種多様である。

このことは、逆に言えば原子力を専門とする人でも放射線や放射能に対する理解も一様ではないことを意味する。例えば、ICRPの勧告の内容を正確に理解している人は、ひと口に「原子力の専門家」と言っても実は多くは無いというのが実情ではなかろうか。

我が国では欧米諸国と異なり、事故時対応に関するICRPの勧告が出された状況においても、福島第1事故のようなシビアアクシデント及びその際の放射線防護活動の有り方について、十分に議論を尽くして対策を立て、万全の準備をしておくことができなかったことは、今般の事故を経験させられた専門家集団として痛恨の極みと言うべきであろう。

実際に起きてしまったシビアアクシデントにおいて関係者がうろたえたのは、備えが無かったがゆえの、ある意味当然の帰結であったとも考えられる。これは、決して繰り返すことの許されない不備であったと言わざるを得ない。

深層防護の考え方（及びその延長としてのシビアアクシデント時の放射線防護の有り方）を、放射線の専門家を含め原子力の各分野の専門家が、原子力に共通する安全基本原則として徹底してこなかったこと、その結果原子力において最も重要であるとする安全について、原子力の専門家としての中身を伴っていなかったことは大い

に反省すべき点と思う。

3) 一般市民の原子力に関するリテラシー

他方、一般の市民の側における、原子力や放射線についてのリテラシーを高める努力はこれまでどうであっただろうか。

原子力を専門としない、いわゆる一般市民の原子力に関する知識は、これまでは小中学校を始めとする正規の教育機関からはほとんど供給されてこなかった。人びとにとっては、原子力関係機関の広報活動を通じて発信された情報がほぼ唯一の源であったのではない。そして、その内容は原子力事業者にとって都合の良い情報（原子力施設がいかに安全か、を強調する内容）に偏りがちであった。

こうした状況は原子力施設立地地域においてもそう大きくは異ならなかったと思われる。そうした関係機関からの「公式の」情報ばかりを受け取っていた地域住民は、施設の安定運転継続と共に、いわゆる原子力推進派と反対派のせめぎ合いの中からいつの間にか形成された「安全神話」⁵⁾に基づいた情報提供ばかりを受けることとなった。こうした状況においては、人びとが原子力施設の安全を当然で確実なものと理解しており、日常的に万一の場合に備えることや心の準備を求めるのは、およそ無理であったと考えられる。

今から振り返った理想論として言えば、事業者を始め、国や自治体は地域住民に対して原子力の潜在的危険性を真摯に説明し、その危険性が顕在化しないための事故防止策及び万一事故が発生した場合の緩和策等の安全対策、万一のための防災対策を構築し、説明し、十分な定期的防災訓練も行い、地域住民の理解納得を得るべきであった。

施設立地を最優先とせざるを得ない状況がこうした望ましい状況を実現する妨げとなっていたのであれば、そのことは猛省されるべき事柄である。

また、事業者自身も（いわゆる反対運動から出される批判を意識する中で）自らが発信した情報が作り出した「安全神話」に自ら惑わされ（あるいは引きずられ）、いわゆる想定外事象への備え（深層防護の第4層のブラッシュアップ）を怠っていたことが、結果として今回の事故につながり、また、その帰結をより大きなものとしたことは、既に事故報告書等、様々なかたちで指摘され、批判されてきたところである。

一般論として、原子力に関わる情報は一般市民の日常生活からか

け離れたものである。原子力立地地域の人びとは、地域にとって際立って非日常的イベントである立地当初には強い関心を払い、事業者や自治体、さらには反対の立場の方々から提供される様々な原子力関係情報に耳をそばだてていたかもしれない。しかし、その時期（施設の建設から運転開始時期まで）を過ぎ、施設の安定運転が継続されればされるほど、皮肉にも人々の関心を呼ばなくなってしまった可能性がある。結果として、唯一の情報源であった事業者や地元自治体が配布する原子力関係のパンフレットや情報誌、さらには原子力に警鐘を鳴らす立場の人達が発信した情報すらも、人びとの関心を持たれなくなっていたのかもしれない。

もちろん、関係機関から安全を強調するばかりの資料を見せられていた状況を考えれば、地域住民の人びとが意識的にこれらの情報に目を通し続けていたとしても、その内容には今回のような原子力災害に対する具体的な備えを的確に示すものはなく、有効な備えとして機能しなかったであろうことに疑いはないだろう。

社会システムデザイナーの横山禎徳氏は「原子力、生命科学、情報科学には経験則が未だ存在しない故に基礎知識なしに専門外の者が理解したような気分になれる分野ではなく、それ故に専門知識を持たない一般国民は情緒的判断に走りがち」と指摘している⁶⁾。しかしながら、専門知識を持たない一般国民が「情緒的判断」に走るかどうかは一概には言えないという指摘や、「情緒的判断」が結果として安全確保の上で正しかったと言うことも有りうることを考えると、専門知識の有無と災害時の行動の適否はリンクしないのではないかと考えられる。

むしろ、先般の事故の最中においては、原子力の専門家すらも冷静な判断が難しかったことを思い起こせば、放射線の有用性や、原子力施設の安全性を繰り返し学習して貰ったとしても、それが「情緒的」ではない判断を促し、今回のような原子力災害における冷静で適確な対処につながったと考えることには無理があると考えられる。先般の事故においては、一般国民よりも、これを守るべき国のリーダーとそれを支える人たちが混乱したのは記憶に新しい。

一般市民の人びとが原子力や放射線についてのリテラシーを高め、主体的な判断を示すよう促すことはむしろ、大局的な政策判断を民主的に行う場合や、防災活動における積極的な協力を得る場合においてこそ、特に重要であり、正当なものであろう。

逆に、危機管理の場面では、まずはそれ以上に国民を守るべき国

のリーダーやそれを支える仕組みをより確かなものとし、人びとに適時に適切な情報を提供するとともに、所要の措置を確実に講じられるようにすることの方が先決なのではないか。

従来はこのような切り分けが明確に意識されず、また、市民の側のリテラシーの向上のゴールを、推進側が掲げる方針への理解の増進に置いていた可能性がある。前述のように、リテラシー向上を促す努力は、「我がこと」と捉え、主体的な判断を行ってもらうために行われるべきものであり、特定の方針への賛成を促したり、リーダーや専門家の役割を肩代わりすることを求めるものであったりしてはならない。今後はこうした反省の上に立った取り組みが求められる。

4) 学校教育上の問題

ところで、人びとのリテラシー向上を促す努力として主要なものには学校教育が挙げられうる。そこで、学校教育における原子力、放射線関係の学習の扱いについてもこれまでの状況を確認する。

我が国においては、詰め込み教育への反省もあって、40年ほど前から小中学校の授業時間が削られるようになったが、この中で特に理科が軽んじられる傾向となっていたと指摘されている(2014年1月9日付の読売新聞によると、中学生の理科の教科書の分量は2002年時点で1962年の半分以下にまで減っていたとのこと)。とりわけ、放射線も含めた原子力に関する教育については、30数年前までは中学校で行われていたようであるが、⁷⁾1977年の学習指導要領の改定により放射線が除外されたこともあり、その後は(それが受験問題に出されないのも一因という説もあるが)充実した補助教材まで準備されている地域であっても、中学3年の3学期の終わりに、時間があればやる程度のごく軽い扱いとされており、事実上ないがしろにされてきたとの批判がある。

さらに、近年では、「ゆとり教育」と言われつつも、それを実行する教員にとってはむしろ負担増になっていたことという問題もあり、そのような状況の中で教科書以外の教材を使った授業を求めること自体、無理難題と言える状況だったのかもしれない。

原子力学会ではこうした状況を憂慮し、20年ほど前から初等・中等教育(小・中・高校)の教科書のエネルギー、原子力、放射線関連記述の調査を行う専門の委員会を設けて、不適切な記述を指摘するとともに、資源・エネルギー・環境を柱として教科書の内容充実

を図って欲しいとの働きかけを、文部科学省をはじめ関係各方面にわたって行ってきている⁸⁾。

この働きかけが功を奏したのか、平成 14 年 8 月に「原子力・エネルギーに関する教育支援事業交付金交付規則」が施行された。これは国が都道府県に対し「予算の範囲内において、当該都道府県が主体的に実施する原子力・エネルギーに関する教育の推進及び高等学校における原子力人材育成の推進に要する費用の全部又は一部に充てるための交付金を交付する」もので、原子力に関わる教育について、学校教育を側面から支援する性格を持っている。これは学校教育の本筋ではないかもしれないが、国が原子力に関わる教育を見直す姿勢を示した点で注目すべきと考える。とはいえ、このような動きが福島第一事故前の理解促進活動の一環として行われたことは否定できず、意図したか否かは別として「安全神話」を補強していた側面が無いとは言えない。

学習指導要領（レベルで）の見直しは、後述するように平成 20 年の学習指導要領の改定時まで待たねばならなかった。福島第一事故がその改定作業の最中に起ったことは歴史の皮肉とも言えるかもしれない。

先般の事故に伴う放射線への恐れや心が痛む遠隔地避難、農林水産物に対する風評被害の要因としては、放射線に関する知識不足だけではなく、「科学的に正しい情報」を発信するはずの専門家の信用が、事故により既に地に落ちていたという状況や、被災者の家族の安全や健康を願う心理が絡まっているものと考えられる。したがって、国民の放射線リテラシー向上だけでこれらの諸問題が解決するとは思えないが、より冷静な行動に導く一つの手立てにはなるのではないかと考える。

加えて、このような事態の再発を防ぐためにも、事故時の食品安全基準、被ばく防護基準等を事前に明確に定め、発災後は安易にそれをゆるがせにすることがないようにすることも必要と考える。

このような状況の中で、事故後にはなったが、平成 20 年度の学習指導要領の改定の結果として、例えば中学校で平成 24 年度から放射線について教えることになった（前掲の新聞記事でも 2012 年時点で 1962 年レベルまで教科書の分量が回復したことが指摘されている）ことは特筆すべきことと思う。

国レベルの動きと並行して、例えば福井県環境・エネルギー懇話会では平成 13 年頃から小中学校での放射線教育に対する取り組み

を行ってきている⁸⁾等、前記の文科省の「教育支援事業交付金」の効能かも知れないが、原子力立地点において、学校の外からリテラシー向上に向けた取り組みが生まれている。また、今般の原子力災害の中心的被災地である福島県においては、国の支援を受けながら、独自に放射線等に関する教育に取り組んでいることも付記しておく。

原子力は、とりわけ資源小国である我が国においては、現代におけるエネルギー選択の中で基盤として重要なものとして位置づけるにしろ、別の立場に立つにしろ、いずれにしても我が国の有り様と併せて将来を担う子供たちがエネルギー問題を考えるために必要な情報の提供をする仕組みを整備すべきと考える。

参考文献；

- 1) 例えば、原子力委員会「政策評価部会」第17回資料第2-2号：原子力発電関係団体協議会会員道県における原子力広報事業概要一覧（平成18年度）
- 2) 例えば、原子力委員会政策評価部会の「原子力政策大綱に示している原子力と国民・地域社会の共生に関する取組の基本的考え方の評価について」2007年11月20日
- 3) NUMOが総合エネルギー調査会第2回放射性廃棄物小委に資料2として提出した「広報活動効果測定」他
- 4) 私たちの地域づくりから学ぶ持続可能な未来への一歩；NPO 法人持続可能な社会をつくる元気ネット 2013年9月1日
- 5) 2012年6月9日日本再建イニシアティブと東京大学主催のシンポジウム「日本再建のための危機管理」における北大鈴木教授と東大松本教授の対談「絶対安全神話：なぜ危機は語られないのか」における鈴木教授の論（Business Media 誠 掲載記事）
- 6) 2013年10月22日第2回原子力安全シンポジウムにおける横山禎徳氏の講演資料
- 7) 第12回原子力委員会資料第1-2-2「学校における放射線教育」田村隆一 2010年3月9日
- 8) 例えば、三菱重工のWebページ「原子力のページ」2009年秋号 vol.79；九州大学特任教授 日本原子力学会副会長(当時) 工藤和彦
- 9) 例えば、福井県環境・エネルギー懇話会 エネルギー教育 先生のためのセミナーレポート第1回～第13回

3.5.2 受け手側の視点 ～人々は何を心配しているのか？～

日常生活の経験からも分かるように、「コミュニケーションがうまくいかない」「理解してもらえない」といった問題の原因は、情報の送り手、受け手、媒介者すべてに責任がある。しかしながら、圧倒的な情報格差・知識格差がある問題では、まず送り手側が受け手側や媒介者のニーズや特徴を踏まえて努力をする必要がある。手がかりとなる情報も、知識も、そしておそらく関心も理解する義務もない相手が、自ら行動してくれることは望めないからである。

本項では、直接処分を含む放射性廃棄物問題や原子力利用に関わる問題が、受け手、特に一般市民にどう受け取られているかを考察する。受け手の視点を把握することは、コミュニケーションの改善に資するだけでなく、放射性廃棄物処分問題を考える上で、社会が何を「技術論を超える課題」とみなしているかを考えることでもある。

1) これまでの科学技術の失敗から人々が学んだこと

最初に、原子力を含む“科学技術”やそれに関わる“専門家”がどのように受け止められているかを整理する。

多くの意識調査が、一般市民は科学技術の恩恵を認識していることを示してきた（例えば、内閣府世論調査¹⁾、国民性調査²⁾、電中研調査³⁾など）。人々は、

科学技術によって、生活が経済的物質的に豊かになり、快適で便利な暮らしが実現しているととらえている。しかし、恩恵ばかりではないとも考えている。図 3.5.2-1 は、統計数理研究所が 50 年以上の長期にわたって追跡調査しているデータであり、人々は近年一層科学技術

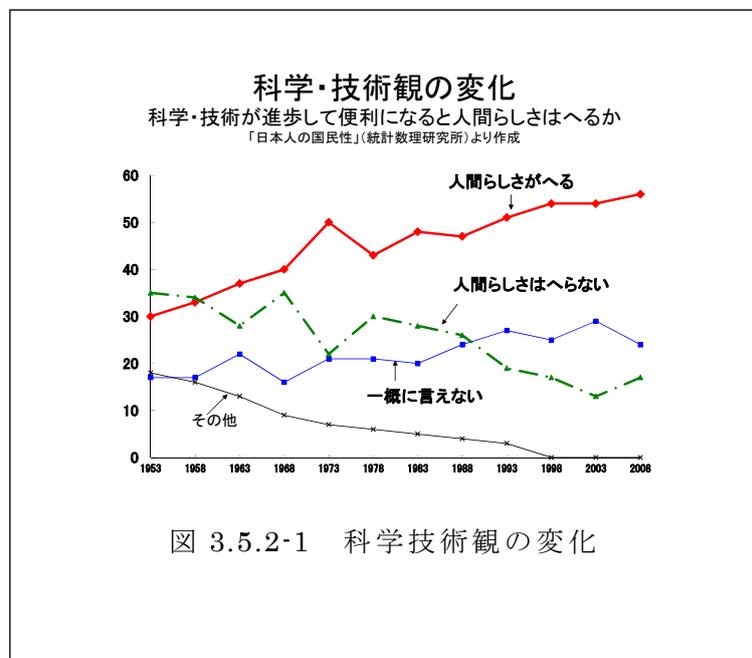
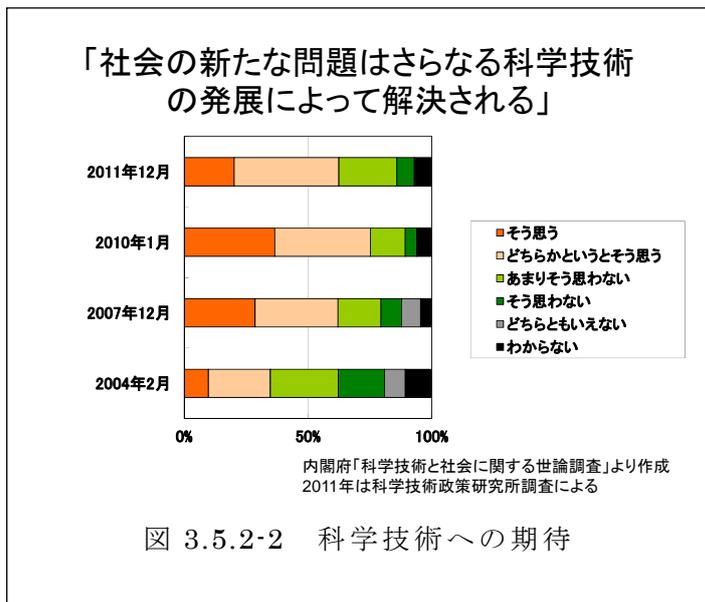


図 3.5.2-1 科学技術観の変化

の負の側面を意識するようになってきていることを示している。一方で、人々は将来の科学技術の発展に期待を抱いている（図 3.5.2-2）。科学

技術は問題を起こすかもしれないが、将来新たな科学技術によって問題を解決できるという科学技術進歩への楽観論は根強い。



このような人々の変化の背景には、科学技術の発展とともに、それらがもたらす弊害や被害が明らかになってきたことがある。例えば、様々な薬害や公害問題、夢の物質と称賛されたアスベストやフロンがもたらした影響、BSEを蔓延させた畜産業の実態、そして非常に発生確率が低いと言われて

きた原子力施設での事故の発生。これらの事実は、科学技術の予見可能性や発信されている情報、科学者・技術者に対する信頼に疑念を抱かせるものであった。

表 3.5.2-1 に、市民が科学者や技術者などの“専門家”をどのように見ているのか、また科学技術がもつリスク情報の公開性をどう受け止めているかを調査した結果を示す⁴⁾（小杉（2012））。1999年以降、科学者や技術者への信頼が高まっていたが、東日本大震災後には以前と同じ状況に戻っている。ただし、科学や技術の方向性を専門家に任

表 3.5.2-1 市民の“専門家”や科学のリスク情報に対する見方

市民の回答	1999年	2009年	2012年
科学者や技術者は社会的影響や環境影響を考えずに研究を進めがちである	3.89	2.60	3.55
科学や技術の研究の方向性は、内容をよく知っている専門家が決めるのがよい	2.97	4.33	3.21
社会的影響力が大きい科学や技術の評価には市民も参加するべきだ	3.60	4.45	3.76
科学や技術の危険性を示す情報は一般の人々には隠されている	3.90	4.39	3.97

注) 数値は回答（1＝そう思わない～5＝そう思う）の平均値

すという人が減ったものの、科学や技術の評価への市民参加に同意する人の割合も減っている。人々も科学や技術の方向性や評価をどのよ

うにすべきなのか、とまどっているといえよう。

科学技術に市民が関心をもち、関与するためには、まず情報提供が必要である。しかしながら、表 3.5.2-1 が示すとおり、人々は「科学や技術の危険性を示す情報は一般の人々には隠されている」と考えている。この不信感を払しょくするような情報提供努力が、科学技術を推進する側に求められるのではないだろうか。

以上のように、複数の世論調査が“科学技術にはプラス面とマイナス面があり、マイナス面はあまり知らされていない”と人々が感じていることを示している。また、これまでの歴史から、“マイナス影響については専門家自身も知らないことがある”ことを体験し、“専門家は社会や人々のためというより専門家自身のために研究開発を行っている”のではないかとの疑念を抱いている。このような科学技術に対する見方が原子力利用や放射性廃棄物処分に対する見方にも影響を及ぼしていることを考慮する必要がある。

2) 放射性廃棄物処分に対する見方

放射性廃棄物は、豊富な電力を供給する原子力の負の側面として、原子力利用の歴史の最初から意識されていた。したがって、負の側面が隠されていたわけではない。しかし、東海村に原子の火がともって以来 50 年以上を経ても、解決策は地中深くに埋めることと、人々は説明を受けている。この 50 年あまりの間、情報伝達や情報処理、医療など多くの分野で目覚ましい技術革新が起こってきたことと対照的である。

福島第一事故以来、除染や汚染水対策の状況は、日本に放射性物質に対する科学技術が十分なかったという印象を植え付けている。除染は土壌をはぎ取ったり、水で洗浄したりするしかなく、廃棄物は山のように発生し、しかも効果に疑問が出される状況にある。汚染水対策にはまず海外の装置が導入され、国産技術導入後もトラブルは頻発、挙げ句の果ては除去しきれない放射性物質を薄めて海へ放流するしかない。莫大な費用と人手をかけ、多くの方々が努力しておられることは承知しているが、それゆえに一層、“この程度の技術力で高レベル放射性廃棄物を適切に処分できるのか”という疑問を抱かせてしまう。

さらに、地層処分という点では、従来から地下の安全性への疑問が出され、廃棄物処分の専門家ばかりでなく地質学や地震学の専門家が「地下の方が揺れない」「活断層などの影響を受けない場所を選ぶことができる」などと説明を繰り返してきた。しかし、東北地方太平洋沖

地震は、我々の自然界に対する理解不足を改めて気づかせたのではないか。

3) 社会的視点からみた直接処分の長所と短所

以上のように、市民が科学技術を評価する際には、その科学技術に関わる人々や組織が科学技術のマイナス面をどう理解し扱おうとしているのか、将来の科学技術の進歩をどう考慮するか、扱う人々は信頼できるのか、現状の技術力はどの程度か、自然界についてどこまで理解できているのかなどについても考慮する可能性が高い。しかも、放射性廃棄物問題の場合、これらの問題が超長期に渡って継続することを考えなければならない。

では、ガラス固化体の地層処分と使用済燃料の直接処分は、上記の視点から、どのような特性をもっているだろうか？現世代ができるだけ責任をもって処分方法を決めて道筋をつけようという姿勢は共通しているが、ガラス固化体は再処理が前提であり、利用見通しの不確実なプルトニウムを増やし、より処分の困難な放射性廃棄物を生み出してしまう。逆に、直接処分は国内での研究開発が不十分で、技術的裏付けがない。しかし、ガラス固化体にしてしまうと、新たな処分技術が登場しても、取り出して作り直すことは難しい。使用済燃料のままであれば、技術進歩を取り入れることはより容易だろう。つまり、直接処分は、現在の問題を解決するだけでなく（ただし資源問題は発生するかもしれない）、新たな問題を生み出しにくく、“やり直し”しやすい選択肢のひとつとみなすことができよう。もちろん、これまで研究蓄積がない点は直接処分が地層処分に劣る点であるが、海外での実績が生み出されつつあることは、直接処分技術に対する信頼に影響を及ぼすだろう。日本原子力学会は、ガラス固化体の地層処分の優位性を明確にするためにも、直接処分に対するこのような見方が正しいのかどうか、技術的な検証を行っていくべきではないか。

4) 立地プロセスが抱える問題

かつて日本は低レベル放射性廃棄物処分施設の立地に成功した国として称賛されていた。しかし、諸外国が立地プロセスの見直しに取り組む間、日本では、原子力関連施設を受け入れることに対する経済的見返り、つまり立地地域への交付金制度の拡充に力点が置かれてきた。

交付金制度が立地地域の振興に寄与したことは事実である。しかし一方で、交付金に依存する自治体を生み出してもきた。福島事故の被

災地である双葉町が、2009年に早期健全化団体になったことは有名である。双葉町の人口は、1980年代後半をピークに減り始め、事故前には立地前の人口を下回り（1970年7424人、2010年6932人）、その打開策として7,8号機増設の要望が出されていたのである。

このような事実は、市民にどのように受け取られているであろうか？ 立地による経済的恩恵と安全とを引き換えにしたと見られてはいないだろうか？ 地域振興とは、一時的な経済的豊かさではなく、地域の持続的発展を目指す営みである。廃棄物処分場を含む原子力関連施設の立地支援制度は、地域が求める“地域振興”にはなかなか結びついていないのではないだろうか。

高レベル放射性廃棄物の処分場が決まらない背景には、立地プロセスに関する社会科学研究があまりにも少なく、政策立案時に十分考慮されなかったこともある。NUMOが提案した自治体からの自発的な応募が機能するには、いくつか条件が必要である。

例えば、その応募によって十分なメリットが得られることや、自治体の意思（選択）によってプロセスが進んでいくことである。メリットについては、残念ながら金銭的なものしか提示されていない。これは、交付金制度に代表される従来型の立地支援策であり、持続的な効果がないとみなされる。自治体の意思によって進むためには、最初から複数の自治体がこのプロセスに参加する必要がある。もし1自治体しか参加していなければ、拒否することはできなくなるとみなされる。フィンランドやスウェーデンが、複数の候補地から始まり、必ず地元の意思を確認しながら段階的にプロセスを進めていったことの意味を考える必要がある⁵⁾（楠戸（2012））。

人は、他者から押し付けられるリスクを、自発的に選択できるリスクよりはるかに高く感じ、受け入れがたい。ガラス固化体の地層処分にしろ、使用済燃料の直接処分にしろ、当該地域の人々のみならず、社会全体が、その選択は地域社会が主体的にしたものであると認識できるような透明性、公平性、地域の主体性を備えたプロセスを検討する必要がある。

参考文献；

- 1)内閣府（2010）科学技術と社会に関する世論調査
- 2)統計数理研究所（2010）日本人の国民性調査，
<http://www.ism.ac.jp/kokuminsei/index.html>（最終閲覧日
2014/04/08）
- 3)小杉素子・土屋智子（2000）科学技術のリスク認知に及ぼす情報環境の影響—専門家による情報提供の課題—（財）電力中央研究所，
Y00009
- 4)小杉素子（2013）東日本大震災後の人々の科学技術に対する考え方の
変化，電力中央研究所研究報告，Y12010
- 5)楠戸伊織里（2012）放射性廃棄物の憂鬱，祥伝社新書 269

3.5.3 学会への期待

1) はじめに

高レベル放射性廃棄物処分を考えるにあたって、2つの基本的課題があると考えられる。

1つ目は、原子力はミクロの技術として核種毎に注目した核反応までを扱う科学をベースとしており、その後始末としての放射性廃棄物においても同一の科学基盤に立って構築された方策は追及しておくべきと考える。即ち核種毎にふさわしい処理、処分の知見を蓄積することである。

2つ目は、高レベル放射性廃棄物を地球環境に委ねることは、これまでの知では構築できない社会システムであることである。それは何万年という超長期の時間スケールを俯瞰しなければいけないことと、その間における社会活動そのものと共に地球という営みの予測に関して、人類の未知の領域を覚悟しなければいけないことである。

原子力の恩恵に預かった人類は、放射性物質に対する安全確保を図るとともに、廃棄物中の核物質に対する保障措置という極めて人間臭い仕事を創造し、その確立を図らないといけない。これらに対し、科学的、社会学的、哲学的な知を蓄積し、システムの統合を図って、新しい分野へ挑戦することになる。これらの知の創生、蓄積、システム化に関しての学会の役割を考えてみる。

2) 学会に期待される役割

福島事故を契機とした制度改革により、我が国の今後の原子力政策の方向付けは原子力委員会の役割が原子力利用に関する政策の重要事項に重点化されることとなった。その中で、同委員会が展開すべき活動の中心はエネルギー基本計画となり、これからの研究開発の目指す方向、課題、ロードマップ、環境整備等に関しては、総合的見地から学会が問題提起する役割が大きくなる

学会に期待される活動としては、まず、学術的な研究活動の牽引と結集があり、技術的領域とともに社会システム構築の研究が技術分野との連携を図りつつ重要となる。そこでは、次章以下で述べる情報発信と共考の場づくりで提示される課題について、研究開発課題とそれへの研究の行動計画の提示が期待されるだろう。今後は、実際に研究に取り組む諸機関の役割も踏まえて、検討を深めていくことが必要であろう。

(1) 研究活動

① 技術的研究（理学・工学）

我が国がこれまで高レベル放射性廃棄物として対象としてきたガラス固化体の地層処分に関わる研究は、NUMO や原子力機構をはじめとした研究機関で進められてきた。これらの分野としては、地層、地質、地下水の基礎的研究、さらに処分の工学的対応の研究や地層処分システムの安全評価あるいは想定外事象の評価等も進められてきた。

今後は処分に伴う周辺環境への影響評価などきめ細やかな分野にも展開させていくことになる。

更に使用済燃料の直接処分を対象とすると、使用済燃料中の核種毎のふるまいまで腰を据えて向き合えないといけない。照射された核燃料そのものの研究であり、放射性物質が使える施設、試験装置等の整備も必要になるだろう。これらの研究から得られる知見が廃棄体のトレーサビリティを確保するための基礎となるものと思われる。この研究は廃棄体に含まれる廃棄物そのものの負荷を低減する目的で進められている核種分離・変換技術との一体的取組を成すと考える。核燃料サイクルシステムとの整合性を考慮しつつの原子力に係る大きな柱をなすべき研究課題と位置付けることが求められる。

また、直接処分においては、プルトニウム等の核分裂性物質が含まれており、保障措置の上で大きな関心事項である。処分事業の特質を踏まえた保障措置の課題は検認方法、基準値、それらをベースとした法制度構築などに及ぶ。

また、将来世代に託す上でのトレーサビリティを考えると、どのような品質保証の仕組みを作り上げ、レベルアップしていくのかも、取り組むべき課題であろう。例えば注目核種の特定、検査方法、記録方式、伝承方法、永続性担保の仕組みなどが課題となる。

これら技術的研究から創生された最新の知見を集大成し、体系化し、パブリックコメントも取り入れてまとまった知を、指針・基準作成という標準化の活動に結びつけることは、学会の科学的、技術的な知を社会と共有していく意味で重要である。

② 社会的システム構築の研究

原子力学会の「放射性廃棄物地層処分の学際的評価研究専門委員会」で、理学、工学の専門家と人文・社会科学の専門家による議論

を通じて、専門的知見を総合していく学際的協働の重要性が検討¹されている。

そこでは学際的協働に係わる論点が提示されているが、ここでは、学際的協働作業の課題の抽出を若干、試みて、今後の検討に些か資すればと思う。

超長期の予測では大きな不確かさを覚悟しないといけない人間の活動について、特に福島事故を経験したことを踏まえると、哲学、倫理・道徳、宗教の分野からの考究による知見からは、多くの示唆が期待される。

将来の世代との責任継承、有史から現在までよりも超長期の人間のふるまいに対応すること、最後にはそれを自然に委ねる（戻す）こと、また、人知を尽くしても将来世代に委ねることに対しては、最終的に諦念（観）を交えた我々世代の判断を行うことの哲学的考察も必要であろう。

その際、これまでも国内外で活発にすすめられてきた世代間にまたがるリスクの理解や向き合い方、特に放射線に係わるリスクであり、放棄、放念するわけにはいかない特性を考慮する。

廃棄物処分実現の合意形成プロセスの研究はまさに学際的研究であり、前述の学際的協働でも検討されている第三者機関に関する学術的な考究は段階を踏んで進められる処分事業では次第に進化、深化させていかないといけない。

廃棄物処分の合意形成は廃棄物処分の単独でなく、発電に伴う受益行為との経済倫理も含む総合的議論が欠かせないことも忘れてはいけない。

地層処分事業が成立するには、立地実現プロセスに沿って進められるが、段階の進展に伴う新しい技術的課題の提起ばかりでなく合意形成プロセスに関する知見に基づく法制化さらには処分地と受益権との総合的連携や地域振興の創出の仕組みに関する研究も期待される。

（２）情報発信

① 研究活動の状況、成果の発信

地層処分は実験でそのまます実証、確認したりすることは難しく、

¹放射性廃棄物地層処分の学際的評価 2014年「放射性廃棄物地層処分の学際的評価」研究専門委員会

また、一般の市民が専門家の議論に基づく処分概念の構築プロセスに触れる機会もなく容易には理解を得られにくい。批判的な見解もきちんと情報発信し、透明性高く、議論の過程がトレーサブルでないといけない。

学会としては、学会に係わる人、さらに関心を寄せる方ばかりでなく、一般市民の方に対し、研究活動の様子、成果に接することができるよう紹介し、説明して、情報を提供し、考えてもらうようにすべきである。ここでは、海外や既往の見解との比較などを含め解り易く説明する必要がある。

また、学会活動として、片手間での情報発信でなく、受け手の立場に立った発信を専ら行う担当を設置するのも効果的であろう。学会活動を中心とした成果をベースにした、今後の研究活動あるいは事業展開への取り組みの提言も積極的に発信する役割がある。

そこでは、学会の研究活動の成果として創生される指針・基準等の標準や学会誌掲載の研究論文等を国際社会に向けて、きちんと受け止められるよう提供していくことは、地層処分が人類の未知の領域を覚悟しなければいけないという点からも特に重要である。

② 国際情報の紹介

地層処分では海外の状況は特に関心の高いところである。政治、社会、文化の違いはもとより、地質の違いなども関心がもたれている。海外の研究活動あるいは処分事業に係る報告書、情報などで特に従来の見解・主張、技術とは異なる画期的（異色）なものは時宜を外さずに紹介するべきである。

③ 多様な見解の紹介

特に地層処分に直接関係しない理学・工学の専門家ばかりでなく、人文・社会科学の専門家の批判的見解、疑問も紹介し、認識を共有し、有益な議論が展開できるようにすべきである。これらに係る論文は、評論誌などに掲載されることが多く、情報収集のためアンテナを高く張っておく必要がある。

④ 情報館設置

原子力発電の受益圏である都会には、原子力関係の情報館は極めて限られている。一般市民が質問も投げかけられ、学ぶことができる場の提唱をしたらどうだろうか。地層処分のようにこれまでの知では解決できない課題については一人一人が学び、考え、行動する

という姿勢が重要である。それを実現する場づくりの設計を学会活動として行うことを提案する。ここでは原子力関係で研究や仕事をしたOBのシニア世代の活躍が期待される。

⑤ メディアとの交流

メディアの最前線では、世代交代が頻繁であり、判断経緯も含め、日頃からの精緻な直接的な情報提供と地層処分の関係者が研究であれ、事業推進であれ、きちっと説明責任を果たし続けることが重要である。

⑥ 歴史的変遷の情報

時代とともに社会が変遷する中で事業の進展が成熟することに伴い、研究を含め事業自体も変化してきている。これらの底流にある考え方の変化、データの蓄積など歴史的変遷に係るトレーサビリティの情報を提供することは、新しい知の創生の営みに対する刺激を与えることになるだろう。

(3) 共考の場づくり

前述のように学際的協働が求められるということは関係者間でどのような共考の場を設置するかが次の課題となる。

① 学識研究者間

理学・工学と人文・社会科学の専門家の学際的協働が求められることは、これまでの知では十分解決できない人類の存在を問う壮大な挑戦と言うこともできる。

学術の総合的共考の場としての学術会議が挑戦的課題に値するとして継続的に正面から取り組むよう働きかけるべきであろう。

異分野の学識研究者間で開陳され、大きく見解が異なることには、それらの議論を更に発展させる論点を明確にし、その論点の見解を深めていく具体的課題を提示できるようにし、更なる深化が期待できるようにする。

また、関係者間が真摯に学び、考えられるようなセミナー、学習会などは繰り返し行うべきである。

② 一般市民との共考

地層処分は全国民が覚悟を決めることから逃れられない。原子力発電所になじみのある立地地域はもとより、都会での共考の場の設

定が重要である。各種会合を設けたり、その機会を活用して、講師を派遣することになるが説明と言うより話題提供、問いかけのようにして、複数の講師で、硬直的な意見交換にならないようにする。

各地で最近、サイエンスカフェが開催されるが、宇宙や地層処分の対象となる地球の営みも含め、核反応、放射線利用、放射線への安全等アトムカフェのようなものも考えられる。地層処分の概念と直結しているオクロの天然原子炉の話などは一般には全く知られていない。このような場は前述した各地の情報館の活用も考えられる。更にこれらが小中学校の教育に繋がることも期待する。

(4) 人材育成・国際協力

地層処分が事業化して立地問題と立ち向かうには、第三者機関による合意形成プロセスが必要となる。そこでは、多様な意見を引き出し、参加者が自ら考えて、議論を効果的、合理的に意思決定に結び付けられるようなファシリテータが欠かせない。

また、このような原子力にとっての根源的な大きな課題解決には優秀な多くの人材が欠かせない。今の世代が取り組む壮大な社会システム構築への挑戦に意欲と情熱を傾けられるよう働きかける。最近はそれに応えるような人材の参加の気配もある。それには地層処分の放射性廃棄物処分での位置づけ、歴史的変遷も含めた良質の教科書作りも学会の役割であろう。

学際的協働作業と言うことであれば、異色の優れた論文も期待されるが、広く関係学会にも目配りして、創造的な優秀論文の表彰も行うべき。

世界の中では、地層処分事業の準備が進んでいる国もあり、地球規模の課題の認識の下、国際交流、技術交流、相互駐在などにより、次世代を支える若い人たちの交流を図るべく学会も努力を図るべきであろう。

なお、学会事故調最終報告書の提言Ⅲにおいて、学会に求められる役割の内、「学際的取り組み」として次の3点が挙げられていることを付記する。

- (ア)原子力安全に関する他のアカデミアを含めた俯瞰的な討論と協働のための「場」を構築するとともに、主導的な役割を果たさなければならない。

- (イ)原子力はさまざまな専門分野を含む総合科学技術である。原子力安全を確保するためにはこれらの専門分野との境界に隙間ができないよう、総合的な視点が欠かせない。これまでもその機能強化に努めてきたが、今後とも他のアカデミアを含めた領域横断的・総合的な取り組みを継続・強化する。
- (ウ)それらの成果を学会の提言として発信する。

まとめ

「はじめに」で記したように当委員会は、平成 24 年 6 月 21 日の原子力委員会による直接処分の核燃料サイクル政策選択肢への導入宣言と、同年 9 月の学術会議から原子力委員会への回答に盛り込まれた「直接処分も選択肢に入れるべし」との指摘を発端として発足した。発足に当たり、本件に係る課題の広がりや複雑さを考慮して、処分事業に関する専門家は勿論のこと、使用済燃料の取扱い上の重要課題である核不拡散等、他の工学分野の専門家、さらには人文社会科学の専門家にも加わってもらった。

委員会の立ち上げに当たっては、準備会合として平成 24 年 11 月より月に一度の頻度で翌 25 年 3 月まで 5 回の会合を持ち、委員会発足に向けて論点の整理を行った。その間、委員会設置手続きを行い、日本原子力学会理事会の決議を経て、平成 25 年 4 月に発足した。その後、平成 26 年 3 月まで 13 回の会合を持った。また、これらの委員会活動の中で、各委員の間で共通認識を醸成することを目的として、鳥井主査による「文章力講座」を通じて報告書執筆時の留意点について確認した他、委員会外部より核不拡散に関わる実務者、処分技術開発の先駆者、国語の専門家、原子力広報の経験者、市民コミュニケーションに関わっている NPO 法人の代表の方、等々に適宜臨席して頂き、貴重な講義を賜った。これらの講師による講義やこれに併せた意見交換により、当委員会の各委員が刺激を受けたことは言うまでもない。

また、当委員会に半年ほど先行して、地層処分そのものをテーマとする「放射性廃棄物地層処分の学術的評価」研究専門委員会が議論を始めていたことから、この委員会との連携を期して、双方の幹事を相互にオブザーバー参加させると共に、3 名の委員に兼務をしてもらった。なお、当該委員会は一年余の議論を経て最終報告書¹⁾を作成し、解散した。当該委員会の議論については当委員会において適宜紹介し、当委員会の議論を進める上で参考とした。

約 8 か月間、9 回（準備会合を含めると計 14 回）の委員会で行われた議論を経て、平成 25 年 12 月からは初年度としての中間報告書をまとめることとし、各委員に課題を割り振って、分担執筆した。

さらに、平成 26 年原子力学会春の年会において、3 月 27 日に「使用済燃料直接処分の課題－異なる分野の専門家の対話から－」と名打った企画セッションを持ち、委員会以外の原子力学会員に当委員会の議論のエッセンスを紹介した。この企画セッションには 100 名を超え

る聴衆を集めることができ、限られた時間ではあったが 5 件の質疑応答が行われた。中でも、世代間倫理について、興味深いやり取りがあった。

これまでの議論をまとめると、おおよそ以下のようなになる。

- ① 直接処分された使用済燃料は、透過性の放射線量の低下により 300 年後にはその取扱いが容易になるため、保障措置の継続性の確保ということも含めて、使用済燃料中のプルトニウムの防護が重要な課題となることが確認された。
- ② 再処理後の廃棄物の地層処分の場合と使用済燃料の直接処分の場合の放射線影響を、TRU 廃棄物の寄与も含め比較すると、再処理後の方が、将来のどの時点においても小さいであろうということが示唆された。
- ③ 加えて、慎重に処分場を設計することで、いずれの方策を採っても、将来の世代に与える放射線影響は諸外国で示されている安全基準 $0.1\sim 0.3\text{mSv/y}$ より十分小さいであろうことが示唆された。
- ④ 地層処分の安全性は、本来は性能評価やリスク評価を含むセーフティケースにおいて評価されるべきものであるが、今日の社会では、潜在的毒性の大きさやその継続期間の長さで感覚的に評価されやすい。直接処分の場合は、潜在的毒性の高さとその継続期間のいずれもが再処理後の地層処分の場合に比べ 1 ケタ以上大きくなるので、合意形成上のハードルが高くなる可能性がある。とくに、プルトニウムを直接埋設することに対し、忌避感が高まる可能性については留意する必要がある。
- ⑤ 地層処分そのものの発想は、その考慮すべき時間の長さから継続性の点で懸念がある人間社会による管理よりは自然環境の持つ隔離性に委ねたほうが将来世代のリスクが小さくできるであろう、という考え方に立脚している。
- ⑥ 一方で、将来世代の選択肢と選択権を狭めることをどう考えるかとの議論もあった。いわゆる暫定貯蔵や再取出し性がそのための方策と考えられているが、直接処分においては、プルトニウムの存在故にガラス固化体処分よりも課題が多いことが確認された。
- ⑦ そもそも世代間の公平性や世代間倫理とは何か？との疑問もあり、リスクとベネフィットの世代間配分の観点から、単純な受益世代と受苦世代に区分けするに止まらず、将来世代のための資源

の温存と言う視点も考えるべきとの指摘があった。

- ⑧ 直接処分は高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分方策の一つの選択肢であり、根源的にトランスサイエンス的な要素を多分に含んでいる。したがって、この検討には広範な分野の専門家の参画、即ち学際的な仕組みが不可欠との共通認識に至った。
- ⑨ 直接処分は福島原発事故後の原子力政策見直しの動きの中で、（社会からの信頼を失った原子力関係者が中心となって形作ってきた）使用済燃料の全量再処理という路線自体が否定された上で出てきた代替案と捉えるべきとの意見もあった。
- ⑩ また、一般国民の立場で見れば、「他者から押し付けられるリスクは、自発的に選択できるリスクよりはるかに高く感じられる」のであり、その選択にはそれを受け入れる地域による主体的な判断が不可欠との認識を共有することが大切との指摘があった。
- ⑪ この他、このような問題における学会としての役割についても若干の検討を加えた。
- ⑫ 以上のような議論を踏まえ、当委員会においては、予断なく学術的・専門的な検討を行い、社会が判断に当たって考慮すべき両者の差異や、直接処分の実施を考える場合に特に注意を払うべき事柄などについて公正・公平な評価を提示することを心掛けた。
- ⑬ この点については、当事者が意識すればそれで良いというものではなく、特に中立的立場からの検討やフィードバックが何より重要であることから、今後そのような仕組みも検討していく。

当委員会の議論においては、いわゆる原子力の専門家と、人文社会科学系の専門家との間でしばしば厳しい論争が展開された。その背景には、使用済燃料の直接処分を含めた地層処分と言う事業の難しさ（人類が経験したことの無い超長期にわたる期間に対する考察が必要であること、合意形成が得難い将来世代への配慮に関すること、等々）がある。今般、中間報告書として、まとめ上げたものの、個々の議論について解を得るには至っていないばかりか、中には、まだ議論の端緒についたばかりの課題も存在していることはお分かり頂けることと思う。

当委員会は課題の難しさから、当初より、議論の期間として2年ないし3年を考慮していた。これから、2年目の議論に入ることになるが、本中間報告書を参照しつつ、委員会外部の方々の意見も伺いながら、更に議論を重ねて行くこととしたい。

なお、本中間報告書はいわゆる処分技術の専門家だけではなく、他分野の専門家や関心のある一般の方々も含めて、できる限り広範に活用してもらうべく、難解と思われる専門用語、略語について解説した用語集を作成し添付したので、参照頂きたい。

最後に、本委員会を進めるに当たり、原子力機構の堀さん、原子力安全研究協会の増田さん、聖徳大学の林教授、つくば科学万博記念財団の久保さん及び NPO 法人「持続可能な社会をつくる元気ネット」の崎田さんに、それぞれの御経験を基に、御講演をいただき、当委員会の委員各位の率直な質問に丁寧にお答えいただいたことをここに再掲し、あらためて謝意を表したい。

参考文献；

- 1) 放射性廃棄物地層処分の学際的評価 2014年1月 日本原子力学会「放射性廃棄物地層処分の学際的評価」研究専門委員会 編