

JNC TJ8420 2001-013

放射性廃棄物管理計画に関する調査

(核燃料サイクル開発機構 契約業務報告書)

2000年12月

丸紅 株式会社

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせ
してください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構
(Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2000

2000年12月

放射性廃棄物管理に関する調査

千葉 裕之*

要旨

諸外国における放射性廃棄物の管理プログラムの内容や廃棄物管理に関する情報を収集、整理する一環として、英国、スペイン、ドイツの状況を調査した。

調査の内容は、原子力や放射性廃棄物対策に関する政策、放射性廃棄物管理の現状、関連組織体制、基準・規則、処理処分の現状、今後の計画などである。

英国では、低レベル廃棄物は、ドリッグ処分場で浅地中処分が行われているが、中レベル廃棄物は最終的には地層処分するが、現状では処分サイトは明確になっておらず、サイト選定基準もない。使用済燃料は再処理し、HLWはガラス固化の後50年間貯蔵する。

スペインでは、低中レベル廃棄物は、エル・カプリル処分場で浅地中処分されている。使用済燃料は、再処理せず直接処分する。処分サイトの決定は2010年までは行わない。

ドイツでは、全ての廃棄物を深地層処分する。非発熱性廃棄物は、これまでアッセおよびモルスレーベンで処分されていたが、現在は行われていない。これらは、コンラッドの旧鉄鉱山で処分する計画になっている。使用済燃料は、政権交代に伴い、直接処分することに政策転換された。処分場候補地のゴルレーベンの調査は中断されている。

本報告書は、丸紅株式会社が、核燃料サイクル開発機構の委託により実施した調査の結果である。

機構担当部課室：東海事業所 環境保全・研究開発センター 環境保全部 環境計画課

* 丸紅株式会社

Examination on Radioactive Waste Management in U.K., Spain and Germany

Hiroyuki Chiba*

Abstract

As a part of gathering and developing information about overseas radioactive waste management programme, the current status in the UK, Spain and Germany has been studied.

It includes "Basic Policy for Nuclear and Policies relating to Countermeasures for Radioactive Waste", "Current Status of Radioactive Waste Management", "Related Organizational Structure", "Regulation/Criteria" and "Current Status and Future Plan for Treatment and Disposal" etc.

In the UK, LLW disposal is carried out in near-surface repository at Drigg. Deep geologic disposal of ILW is assumed, however, no site is yet determined and no well defined site-selection criteria exists. All spent fuels are reprocessed and HLW will be stored for at least 50 years after vitrification.

In Spain, LLW is disposed in near-surface repository at El Cabril. Spent fuels are not reprocessed but disposed directly. Repository Site will not be determined until 2010.

In Germany, deep geologic disposal is applied to all wastes. Radioactive wastes with negligible heat-generating had been disposed at Asse and Morsleben, but it is no longer carried out at the moment. Those wastes are to be disposed at Konrad, which is the site of an abandoned iron-ore mine. Due to the change of regime, the policy for spent fuels has been changed into direct disposal. Site-development work at Gorleben has been suspended.

This work was performed by Marubeni Corporation under contract with Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC).

JNC Liaison: Planning Section, Waste Management Division, Waste Management and Fuel Cycle Research Center.

* : Marubeni Corporation

目 次

ページ

要旨

E.1	英国	1
E.2	ドイツ	13
E.3	スペイン	28

第 I 章 英国

1.0	原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策	39
1.1	現状と政府の政策	40
2.0	放射性廃棄物管理の現状	47
2.1	管理区分	47
2.2	廃棄物の発生量	50
2.2.1	現在貯蔵されている廃棄物	50
2.2.2	今後発生する廃棄物発生量予測	52
2.3	廃棄物の発生場所	59
2.4	廃棄物の処理処分フロー	63
2.4.1	コンディショニングとパッケージ	65
2.4.2	廃棄物の貯蔵と輸送	71
2.5	クリアランス及びリサイクル	72
3.0	関連組織体制	79
3.1	廃棄物発生者	79
3.2	規制当局	82
3.3	処理の実施主体	86
3.4	処分の実施主体	87
3.5	その他関係組織	88
4.0	規制・基準	93
4.1	区分	93
4.2	処分場	94
4.3	廃棄物の受入基準値・関連法規制値	96
4.4	廃棄物要件	97

4.5	検認	100
5.0	処分場	103
5.1	処分場名	104
5.2	受入廃棄体	110
5.3	受入基準	115
5.4	処分場規模	117
5.5	処分量	117
5.6	施設	118
5.7	廃棄体要件	119
5.8	スケジュール	121
5.8.1	LLW 処分スケジュール	121
5.8.2	ILW 処分スケジュール	121
5.8.3	HLW 処分スケジュール	127
6.0	処理処分の現状と計画	131
6.1	廃棄体毎の処理・処分単価	131
6.1.1	LLW 廃棄体の単価	132
6.1.2	ILW 廃棄体の単価	133
6.1.3	HLW 廃棄体の単価	138
6.2	処理技術	140
6.3	再処理施設の廃棄物処理	143
7.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画	149
8.0	放射性廃棄物管理における人員・資金計画	153
9.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び 処理・処分実施上の課題	156
9.1	原子炉デコミッションング廃棄物	157
9.2	原子力潜水艦とその使用済燃料	157
9.3	短寿命 ILW	158
9.4	極低レベル廃棄物	159
10.0	参考文献	161
	添付資料 -いくつかの管理シナリオに基づいた HLW および使用済燃料の発生 量	164

第II章 ドイツ

1.0	原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策	186
1.1	現状と政府の政策	187
2.0	放射性廃棄物管理の現状	195
2.1	管理区分	195
2.2	廃棄物の発生量	198
2.2.1	現在貯蔵されている廃棄物	198
2.2.2	今後発生する廃棄物発生量予測	201
2.3	廃棄物の発生場所	201
2.4	廃棄物の処理処分フロー	209
2.4.1	使用済燃料と HLW の処分フロー	210
2.4.2	LLW と ILW (非発熱性廃棄物)の処分フロー	213
2.5	クリアランス及びリサイクル	221
3.0	関連組織体制	224
3.1	廃棄物発生者	225
3.2	規制当局	229
3.3	処理の実施主体	234
3.4	処分の実施主体	236
3.5	その他の関係組織	236
4.0	規制・基準	240
4.1	区分	240
4.2	処分場	241
4.2.1	ウラン鉱山・精錬廃棄物	241
4.2.2	放射性廃棄物管理	242
4.2.3	原子力施設のデコミッショニング	248
4.3	廃棄体の受入基準値・関連法規制値	250
4.4	廃棄体要件	254
4.5	検認	255
5.0	処分場	258
5.1	処分場名	261
5.1.1	モルスレーベン放射性廃棄物処分場	262
5.1.2	コンラッド最終処分場プロジェクト	264
5.1.3	ゴルレーベン処分場サイト	266

5.2	受入廃棄体.....	268
5.2.1	モルスレーベンの廃棄体.....	269
5.2.2	コンラッドの廃棄体.....	269
5.2.3	HLW 及び使用済燃料廃棄体.....	270
5.3	受入基準.....	276
5.3.1	モルスレーベン廃棄体受入要件.....	276
5.3.2	コンラッド廃棄体受入要件.....	278
5.4	処分場規模.....	282
5.5	処分量.....	283
5.6	施設.....	283
5.7	廃棄体要件.....	288
5.8	スケジュール.....	292
6.0	処理処分の現状と計画.....	294
6.1	廃棄体毎の処理・処分単価.....	295
6.1.1	ウラン採掘・精錬廃棄物の単価.....	286
6.1.2	非発熱性廃棄物の処理・貯蔵・処分単価.....	296
6.1.3	使用済燃料及び HLW 処分.....	299
6.2	処理技術.....	300
6.3	再処理施設の廃棄物処理.....	303
7.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画	307
8.0	放射性廃棄物管理における人員・資金計画.....	315
9.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び 処理・処分実施上の課題.....	317
10.0	参考文献.....	323
第Ⅲ章 スペイン		
1.0	原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策.....	327
1.1	現状と政府の政策.....	328
2.0	放射性廃棄物管理の現状.....	332
2.1	管理区分.....	333

2.2	廃棄物の発生量	334
2.2.1	現在貯蔵されている廃棄物	334
2.2.2	今後発生する廃棄物発生量予測	336
2.3	廃棄物の発生場所	340
2.4	廃棄物の処理処分フロー	343
2.4.1	ILW の処理処分フロー	343
2.4.2	使用済燃料と HLW の処理処分フロー	345
2.5	クリアランス及びリサイクル	349
2.5.1	無条件クリアランスレベル	353
2.5.2	条件付きクリアランスレベル	354
2.5.3	クリアランスレベルの検認	358
3.0	関連組織体制	360
3.1	廃棄物発生者	360
3.2	規制当局	362
3.2.1	基本的な法律の枠組み	362
3.2.2	規制当局	363
3.3	処理の実施主体	365
3.4	処分の実施主体	368
3.5	その他関係組織	369
4.0	規制・基準	371
4.1	区分	374
4.2	処分場	374
4.3	廃棄体の受入基準値・関連法規制値	377
4.4	廃棄体の受入基準値	378
4.5	検認	379
5.0	処分場	382
5.1	処分場名	383
5.1.1	エル・カプリル	383
5.1.2	深地層処分 (DGD)	390
5.1.2.1	花崗岩	392
5.1.2.2	岩塩	394
5.1.2.3	頁岩	396
5.1.2.4	その他の処分場活動	397
5.1.3	ウラン鉱山の修復と鉱滓処理	399
5.2	受入廃棄体	403
5.3	受入基準	405
5.4	処分場規模	406

5.5	処分量	407
5.6	施設	409
5.7	廃棄体要件	414
5.8	スケジュール	415
6.0	処理処分の現状と計画	417
6.1	廃棄体毎の処理・処分単価	417
6.2	処理技術	418
6.3	再処理施設の廃棄物処理	421
7.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画	422
8.0	放射性廃棄物管理における人員・資金計画	431
9.0	放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び 処理・処分実施上の課題	438
10.0	参考文献	442
添付資料	A- スペインにおける原子力施設許認可手続	445

英国における廃棄物管理（要旨）

ES.1 歴史的にみた概略と規制当局について

英国では1940年代後期、第二次世界大戦後に始められた核兵器開発プログラムの一環として核分裂性物質を作るための原子炉が建設されたことにより放射性廃棄物の発生が始まった。これらの原子炉は、イングランド北西部のウインズケル・サイト（後にセラフィールドと改名された）に建設され、アルミニウム被覆の金属ウラン燃料を使い、その燃料を黒鉛スリーブに挿入するものであった。これらの原子炉は有名な火災が原子炉の一つで発生した1957年まで運転された。商業用の原子力産業は、ほぼ時を同じくして発展し、まずは研究・開発あるいは実験用の原子炉（例えば、ハーウェルやウインフリス）が、ついで最初の商業用動力炉がコールダー・ホール（ウインズケル・サイトの近く）で1957年に運転を開始した。これら初期の原子炉はマグノックス（主にマグネシウム）被覆の金属ウラン燃料が使われ、今日でも依然8基が稼働中である。第2世代の原子炉である改良型ガス冷却原子炉（AGR）（7基が依然運転中）は酸化物燃料を使っており、サイズウェルに建設された第3世代の原子炉（加圧水型原子炉）も同様である。英国の高速増殖炉プログラムはドーンレイ・サイト（スコットランド北部）を中心とし、そこに原型炉が建設、運転された。このプログラムは1994年に終了し、サイトは現在デコミッシング中である。高速増殖炉プログラムの一部として、増殖炉燃料の再処理がドーンレイ・サイトにおいて小規模で行われた。英国には現在稼働中の原子力発電所が16カ所（合計35基の原子炉）ある。

英国での再処理は1960年代初期、セラフィールド（ウインズケル・サイト）再処理施設の建設と運転により始まった。英国の原子炉で使用された酸化物燃料と海外顧客の使用済燃料を再処理出来るようにするために、熱中性子炉酸化物燃料再処理プラント（Thermal Oxide Reprocessing Plant: THORP）が建設され、1994年から操業している。

廃棄物の貯蔵に関する英国の戦略は、1970年代後期と1980年代初めに変化した。1980年以前には、中レベル放射性廃棄物（ILW）は、プール、湿式・乾式サイロ、タ

ンクに貯蔵されていたが、最終的な処理、処分の見通しはなく、またそれぞれの廃棄物の種類を分離しようとしたり、分離しておくこともなされていなかった。再処理の第1サイクルから出てくる高レベル放射性廃棄物（HLW）は濃縮廃液の形でタンクに保管された。

1980年代始めに、ILWは分別されて、発生後すぐに封入/パッケージ化された。その理由は、そうすることにより放射線リスクを減らし、ライフサイクル管理コストを下げることを示されたからである。1990年の初めにセラフィールドで廃棄物ガラス固化プラントが運転を開始したことにより、HLWは液体としていつまでも貯蔵されるのではなく、3-5年の冷却期間の後にホウケイ酸ガラスにガラス固化される。

低レベル放射性廃棄物（LLW）の処分は1959年に（セラフィールド・サイトの近くの）ドリッグに国営LLW処分場が開設されたことにより始まった。サイトは英国全土の原子力産業と大学/病院からの放射性廃棄物を受入れているが、ドーンレイでの高速増殖炉プログラムから出てくる放射性廃棄物は除かれている。ドーンレイの廃棄物は同サイト内で処分される。どちらの施設も浅地中処分である。

英国での最初の実施組織は、1959年原子力設備（免許と保険）法が導入された後の1960年に設立された原子力施設検査局（HM Nuclear Installations Inspectorate: NII）であった。NIIは原子力施設の運転管理とサイト許認可に関し現在も責任を負っている。1995年環境法が英国議会を通過してからは、放射性廃棄物に関する規制（廃棄物排出の管理）についての責任は2つの新たに作られた機関、すなわち環境庁（EA）とスコットランド環境保護庁にある。

政府機関である英国原子力公社（UKAEA）は英国における原子力関連の研究・開発を監督し、これらの活動で使われた施設と発生した放射性廃棄物に関して責任がある。これには、ドーンレイ及びハーウェルのサイトにおける建屋のデコミッションングならびに廃棄物の処分が含まれている。

英国にはHLW処分に関する実施組織がまだ存在しない。NIREX（BNFL、ブリティッシュ・エナジー、UKAEA及び政府が所有）は、LLWとILWのための浅地中処分施

設と深地層処分施設の開発に関する責任を負うが、HLW に対しては責任がない。英国原子燃料会社 (BNFL) は、LLW 処分のためのドリッグ・サイトを運営している。廃棄物の発生者と所有者は、これらの廃棄物の処理、貯蔵、輸送 (処分ルートの開発も含め) に関する責任があり、「汚染者負担」の原則の下、処分にに関する財政的な責任も負う。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第 1.1、3.2、3.3、3.4、3.5、と 4.2 節を参照されたい。

ES.2 廃棄物の発生量 (現状と将来) について

英国では 4 つの分類が一般に使われているが、法律で定められた放射性廃棄物の分類はない。極低レベル放射性廃棄物 (VLLW) は、廃棄物 0.1m³ 中のベータ/ガンマ放射能が 400,000Bq 以下、あるいはどの個別要素のベータ/ガンマ放射能も 40,000Bq 以下であるものである。LLW は、アルファ核種に関し廃棄物 1 トンあたり 4GBq、あるいはベータ/ガンマ放射能については廃棄物 1 トンあたり 12GBq を越えないものである。ILW はその放射能が LLW の上限を越えるものである。HLW は使用済燃料再処理から生じたものであって、使用済燃料中の放射能のおよそ 95 パーセントを含むため、大きな放出熱を持っている。HLW は、所定の処分場に処分される前に、少なくとも 50 年間貯蔵されることになる。使用済燃料は、現在、英国では廃棄物とは考えられておらず、再処理されている。しかしながら、再処理するかどうかの決定は発生者に任せられ、そのために何らかの形で使用済燃料を処分するという要求が出てくる可能性がある。

LLW の例としては、セラフィールドでの再処理事業や原子力発電所、病院、研究所、及び製造業から出てくる紙、梱包材料、ビニールカバー、防護服、くず金属、建設廃材などがある。ILW の例としては、使用済原子燃料から分離された被覆管；廃水処理から生じるフィルター、イオン交換樹脂、スラッジ等の廃棄物；使い古して使用できなくなった原子炉部材やプラント機器；医療で使われた特定の放射性同位元素；産業や軍事で使われた特定の放射性物質などがある。LLW は、全てではないが大部分が浅

地中の施設で処分されており、一方、ほとんどの ILW は現状、深地層処分が望ましいとされている。ILW の中には浅地中処分が可能なものもある。全ての HLW は、最終的には深地層処分場に入るであろう。

廃棄物の種類は 1,066 あり、発生する放射性廃棄物の量は 1998 年 4 月の時点で、処分出来る形態に処理したとすると、LLW はドリッグとドーンレイで貯蔵されている量が 5,900m³、処分されている量が 220,000m³、ILW は 74,100m³ (すべて貯蔵施設)、HLW は 680m³ (セラフィールドに 665m³ 貯蔵、残りはドーンレイで貯蔵) となっている。英国での放射性廃棄物の全体量 (既存及び 2030 年までの計画量、デコミッショニングを含む) は、(1994 年の見積りで) 廃棄物として LLW が 1,910,000m³ (体積としては全体のほぼ 87% であるが、放射エネルギーとしては無視できる程度)、ILW が 289,000m³ (体積としては全体の 13%、放射エネルギーとしてはおよそ 10%)、そしてキャニスターに入った高レベル廃棄物が 2,280m³ (体積としては全体の 0.1%、放射エネルギーとしては全体のおよそ 90%) となっている。

英国では採鉱/精錬事業は行われていないため、回復及び/あるいは処分を必要とするウラン鉱滓はない。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第 2.1、2.2、2.3、4.1 節を参照されたい。

ES.3 発生後から処分前までの廃棄物管理のフロー

すべての廃棄物のコンディショニングは廃棄物発生者の責任である。LLW の場合、既存の廃棄物と、新たに発生する廃棄物とでは管理の仕方が違ってくる。貯蔵されている既存の LLW は一般的に寿命が長めの放射性核種を含んでいて、ILW と同様に管理されるであろう。(新たに発生する) 他の LLW は発生後にドリッグに送られ、超高圧縮で減容された後、最終処分するために高さが半分の ISO 貨物コンテナの中でグラウト固化される。この方法をとっているのは、こうすることにより処分容積を減らし (ドリッグ・サイトの運転期間を延長する)、廃棄物中の空隙を出来るだけ小さくすること

により、閉鎖後に圧縮されてサイトの覆土が崩壊する可能性を小さくするためである。

ILW 発生後すぐに選別して封入、パッケージ化する現在の英国のやり方は、既存の放射性廃棄物と新たに発生した放射性廃棄物とは違った廃棄物管理のフローを生んでいる。既存の ILW は大部分が使用済燃料再処理から生じたものであるため、セラフィールドやドーンレイに集中されている。一旦再取出しされ、分離された後、これらの廃棄物のコンディショニングは新しく発生した ILW の処理に使用されるのと同じ施設を利用して行われる。一般に、「歴史的な」廃棄物の再取出しとコンディショニングは 2002 年までに大きく増加し、2002 年になるとセラフィールドでボックス封入施設が、ハーウェルでハーウェル・スラッジ封入プラントが稼働し、およそ 2015 年までには処理が完了する予定になっている。ドーンレイの廃棄物処理プラントは 2010 年までには稼働しない予定となっているが、これが稼働すると処理能力がさらに増えることになる。現在セラフィールドで稼働中で、古い廃棄物と新たに発生した廃棄物の両方をカバーする施設としては、イオン交換により廃液を処理するプラント (SIXEP 施設)、改良アクチナイド除去プラント (Enhanced Actinide Removal Plant: EARP)、ILW のセメント固化プラントが 4 つ (マグノックス燃料の被覆管用のマグノックス封入プラント (Magnox Encapsulation Plant)、THORP 廃棄物や他の再処理固体廃棄物とスラッジ用の封入プラント (Waste Encapsulation Plant)、フロクキュレーション装置とスラッジ用の廃棄物パッケージ化・封入プラント (Waste Packaging and Encapsulation Plant)、及びプルトリウム汚染材料を処理するための廃棄物処理センター (Waste Treatment Complex)) がある。他の稼働中の施設としては、ドーンレイのセメント固化プラント (Cementation Plant) とハーウェルのアルファ/ベータ/ガンマ施設 (Alpha/beta/gamma Store) がある。すべての ILW 封入及びパッケージ化の目的は、50 年間のサイト貯蔵及び処分場運転下さらにその後 50 年間の貯蔵に適した本質的に一体型 (モノリシック) の固化体を作ることである。

HLW に関し、英国では再処理及び 50 年間の残滓貯蔵を強調している。英国における様々な使用済燃料の貯蔵には、原子炉サイトでの湿式及び乾式貯蔵とセラフィールドでの湿式貯蔵があり、これらを全て合わせると再処理で問題があってもそれを吸収できるだけの容量となる。最高 8,000 本の HLW 収納用ステンレスキャニスターを 50

年間貯蔵するための地上施設がセラフィールドで計画されている。

再処理施設としては、AGR と加圧水型原子炉燃料のための熱中性子炉酸化物燃料再処理プラント（Thermal Oxide Reprocessing Plant: THORP）に加え、マグノックス燃料取扱いプラント（Magnox Fuel Handling Plant）（マグノックス燃料と AGR 燃料の両方をカバー）及び関連したマグノックス燃料再処理工場（Magnox Fuel Reprocessing Plant）、がある。セラフィールドにおける全ての再処理から生じる残滓は、封入しパッケージ化するために廃棄物ガラス固化プラントに行く。

再処理が推進されると、英国では使用済燃料の大規模な輸送が生じることになる。BNFL、パシフィック・ニュークリア・トランスポート社（PNTL）、ニュークリア・トランスポート社（NTL）が、主にマグノックス輸送容器、エクセロックス輸送容器及び TN 輸送容器を使って燃料輸送を行っている。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第 2.4、2.5、3.1、6.2、6.3、9 節を参照されたい。

ES.4 処分場プログラム

英国における放射性廃棄物の処分は、放射性物質法（Radioactive Substances Act: RSA 1993 年）に基づいており、環境庁が行う許認可を通じて管理されている。

初期（1982 年以前）の LLW 処分においては、海洋処分が若干見受けられたが、大部分はドリッグ・サイト（BNFL によって所有、運営されている）で処分されており、現在でも続いている。ドーンレイの原子力施設から生じるより少量の LLW は、ドーンレイ・サイト（UKAEA が運営している）で（ドリッグと）同様の、より小規模な施設で処分されているが、他の全ての LLW に対しては、ドリッグ・サイトが事実上、国としての LLW 処分施設となっている。

1959 年から 1995 年までの間、LLW の埋設は氷礫粘土中に 7 つ作られた幅 25m、深

さ5~8m、長さ750mのトレンチの1つに放り込む形で行われており、袋に入れた廃棄物をトレンチの中へ捨て、一杯になると粘土で蓋をしていた。1988年初めに、最初の工学的コンクリート製ボルトが操業を始め、1995年以降は全てこのボルトに処分している。廃棄物はボルト内に定置される前に、超高圧縮にかけられ、キャニスターの中でグラウト固化される。トレンチの総容量は850,000m³に達している。2050年までに計画されているボルトは12基で設計容量は800,000m³となっている。年間受入量は、10,000~12,000m³であり、U、Ra/Th、他のアルファ核種、C¹⁴、I¹²⁹、トリチウム及び他の放射性核種に関して、所定の年に受入れられる廃棄物には、特定の放射能制限がある。

ILW及び長寿命核種を含むある特定のLLWの処分に関し、Nirexは深地層処分場を設立する作業を1987年に開始した。当初、サイト選定プロセスでセラフィールドとドーンレイの両方が候補サイトとなったが、その理由の一部としては、両方ともほぼ全ての廃棄物が存在する場所のすぐ近くにあることが挙げられた。1991年に行われた初期追跡調査（セラフィールドにおける延べ25.7kmに及ぶ多数のボーリングを含む）では、両サイトと共に規制上の安全目標を達成する可能性のあることが示されたが、ILW処分場に埋められる廃棄物の70%が既にそこにあるということから（ILW輸送を最小にするという意味で）セラフィールドが好ましいとされた。英国の規則では、更なる調査を実施する前に「計画許可の申請」を提出し、承認される必要がある。Nirexは岩石特性評価施設（Rock Characterization Facility: RCF）の設計、計画を含む申請を行ったが、1997年に環境相はこの申請を拒絶した。Nirexはセラフィールドでの調査を終了し、政府に対して、英国でのサイト選定と特性評価プログラムを再開するには解決すべき多くの「手続上の問題」があることを伝えた（例えば、よく整備された制度的枠組、既存の科学的工学的データを管理する適切な手法の開発、処分場隔離戦略を支援する廃棄物コンディショニングとパッケージ化の形態の決定）。

現在の英国政府の政策は、専用の深地層処分における処分に先立ち少なくとも50年間HLWを貯蔵するというものである。そのため、HLW処分場について最近行われた唯一の作業は、英国上院特別委員会（科学技術）が、これらの廃棄物の最終処分政策を検討するように要請したことであり、これにより政府は、2000年の終わりまでに廃

棄物管理政策及び戦略の修正版を提出することが期待されている。1970年代後期に12ヶ所の地域について予備的なサイト選定調査が行われたが、地元の強い抵抗により中断された。英国では、他の国で検討されているのと同様、多重バリア概念による深地層処分が考えられている。適当な地層中の地下深くに大空洞を掘削する。鋼製あるいはコンクリート製容器内部でセメントにより安定化された廃棄物は、これらの大空洞の中に定置され、空洞は特別に調整されたセメントベースの埋め戻し材で埋め戻される。鉄製あるいはコンクリート製パッケージは、運転段階（取扱いと定置）及び閉鎖後数百年間重要であるのに対して、人工バリアシステム全体はニア・フィールドにおける化学条件を適切に維持することで必要な長期隔離を図ることになる。再取出し性について考慮することは重要である。

LLWの廃棄物受入基準としては、廃棄物が固体であること、2種類の認定廃棄体のどれかにグラウトされていること（次のパラグラフ参照）、そして放射性核種の放射能が施設の年間制限値を満足していることなどである。ILWやHLWの処分場の場合、最終処分場のサイトや、設計及び関連した安全ケースがはっきりしていないので、今の時期に廃棄物受入基準を開発することは出来ない。

廃棄物の設計は、処分場の長期性能をサポートし、廃棄物処理（コンディショニング）、中間貯蔵、取扱い、輸送と両立できなくてはならない。現在、ILW用として2種類、LLW用として4種類の廃棄物が開発されている。LLW用の2mボックスと4mボックスは箱の長さ以外は同じである（高さ2.2m、深さ2.4m）。ILW用には、500リットルのドラム缶（直径0.8m、長さ1.2m）がほとんどのILWに使われる標準的な容器であり、3m³ドラム（直径1.72m、長さ1.2m）が液体やスラッジのイン・ドラム・ミキシング及び固化に使われる。3m³ボックス（寸法が1.72m×1.72m×1.2m）とILW用4mボックス（LLW用4mボックスと同じ寸法）は、大型廃棄物、特にデコミッショニング廃棄物に使われる。500リットルのドラム、3m³ボックス、3m³ドラム缶は、比較的薄い鋼鉄で出来ており、放射線を遮蔽するようには出来ていない。2種類のLLWボックスと4mのLLWボックスは、放射能含有量がIAEA工業用パッケージを満足するものに限定される。すなわち、パッケージ自体が遮蔽機能を持っている。

このセクションでまとめている項目の詳細については報告書本文の第 4.2、4.3、4.4、4.5、5.1、5.2、5.3、5.4、5.5、5.6、5.7、5.8、5.9 節を参照されたい。

ES.5 技術開発

LLW と ILW について英国で現在進められている技術開発は、(1) 廃棄物減容を最大にする新しい処理システム、(2) 様々な廃棄物マトリックスの特性評価技術の改善、(3) 測定困難な核種の放射能測定手法の改良に焦点が当てられている。英国で技術開発された、あるいは開発中の特殊な分野としては、廃棄物特性評価、放射線分析機器、機械的な廃棄物輸送、スラッジの水力移送、イオン交換、フロックの沈殿と限外濾過、有機物の分解、廃棄物の選別、スラッジ乾燥、サイズ減少、金属溶融、超高圧縮、除染と封入などがある。

HLW については、新しい同位体分離技術を次世代の再処理施設に適用するために開発、組合せが行われている。処分場についての研究としては、その多くが ILW の処分場にも適用でき、高 pH や嫌気性条件での腐食、化学バリア、変質した水が母岩に与える影響、地下水流れと溶解成分の輸送モデリング技術、生物圏での放射性核種の挙動などである。

このセクションでまとめた項目の詳細については、報告書本文の第 7 節を参照されたい。

ES.6 廃棄物管理の予算と人員計画

英国では、放射性廃棄物管理活動の費用は（規制と研究の経費を含めて）全て廃棄物の発生者が資金を提供するという考え方が広くとられている。これに含まれるものは、再処理、再処理前の使用済燃料の貯蔵、再処理残滓の長期貯蔵、処理、処分等である。発生者と所有者も、それぞれの廃棄物管理戦略を開発し、政府や規制機関、処分の実施機関と必要に応じて協議する責任がある。これらの責任を果たすために支払義務が発生する前に資金を準備するかどうかは発生者の判断であり、支払が可能であ

ることを確認するために規制機関による定期的なレビューが行われる。

放射性廃棄物管理の総費用（デコミッショニングを含めて）は深地層処分場について確固とした費用見積りがないので準備的な状態である。商用の電力会社の全体的な見積りは（1997年に標準化）420億ポンドである。割引率を年3%とすると、合計は179億ポンドに下がる。費用は、LLW、ILW、HLWに細分化されていない。ただし、ILW処分場（サイト調査から最終の閉鎖までを含む）の見積りは、（1997年に標準化して）19.1億ポンドであり、ドリッグのLLW処分場は17億ポンドである。見積りは、全て処分場を2050年まで操業し、その後の最終的な閉鎖までの期間を50年と想定している。

このセクションでまとめた項目の詳細については、報告書本文の第6.1と8節を参照されたい。

ES.7 追加情報

英国における廃棄物管理プログラムの特徴は、以下の通りである。

- ・ 高レベル廃棄物は、深地層処分する前に少なくとも50年間は貯蔵するという政府の政策があり、それに対応してHLW処分場のサイト選定や設計には低い優先順位がつけられている（他の国も次第にこの方向に近付いているように思われる）。
- ・ ILW用処分場のサイト、設計あるいは関連した安全評価がないにもかかわらず、ILW用のパッケージが決定され、実際に使われている。その意味は、処分場がこれらのパッケージを収容するように設計できるということである。
- ・ PWR燃料以外の燃料は比較的早く劣化するために、使用済燃料は直接処分せずに再処理に重点が置かれている（フランスと同様のアプローチ）。

ES-8 報告概要一覧

以下の表ES-1に、英国における放射性廃棄物管理のまとめを示す。

表 ES-1 英国の放射性廃棄物管理のまとめ

主要情報のまとめ	
<p>1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 低レベル放射性廃棄物 (LLW) は浅地中処分場に処分されており、現状ではボルト概念が採用されている。 • 発生する低・中レベル放射性廃棄物の量を低減するための廃棄物発生量最小化に重点を置いている。 • 中レベル放射性廃棄物 (ILW) は、コンディショニングを施した後に貯蔵されている。 • ILW は最終的に深地層処分されることになっているが、現状において処分サイトは存在せず、十分明確化されたサイト選定基準も存在していない。 • PWR 用燃料を除く全ての使用済燃料に関しては、再処理を実施すること、そして、その後少なくとも 50 年間にわたり高レベル放射性廃棄物 (HLW) ガラス固化体を地上で貯蔵することに重点を置いている。 • 使用済燃料と HLW は深地層処分されることになっているが、現状において処分サイトは存在せず、十分に明確化されたサイト選定基準も存在していない。 • 放射性廃棄物管理に要する全ての費用は、廃棄物発生者側の負担となっている (いわゆる、「汚染者負担」の原則)。
<p>2.0 放射性廃棄物管理の現状</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 極低レベル放射性廃棄物の定義は、0.1 m³ 当たりでベータ/ガンマ放射能が 400,000 Bq 未満の物質、あるいは、単一アイテムでベータ/ガンマ放射能が 40,000 Bq 未満のものとなっている。 • LLW の定義は、アルファ放射能が 4 GBq/トンを超えない、あるいは、ベータ/ガンマ放射能が 12 GBq/トンを超えない物質となっている。LLW のほとんどは、建設廃材 (デブリ)、スクラップ金属及び紙製品から構成されている。 • ILW の定義は、アルファ又はベータ/ガンマ放射能が LLW の限度を超えている低発熱性の物質となっている。ILW のほとんどは、解体された燃料集合体からの金属である。 • 英国で 1998 年 4 月現在貯蔵されている放射性廃棄物の総量は 80,740 m³ であり、その内の 8,000 m³ が LLW、70,950 m³ が ILW、1,800 m³ が HLW である。 • 貯蔵されている HLW の内の 240 m³ と ILW の 8,450 m³ だけしか、現状ではコンディショニングされていない。 • さらに 200 万 m³ の廃棄物が発生するものと予測されており、処分に向けてコンディショニングされた総容量では、LLW が 140 万 m³、ILW が 215,000 m³、HLW が 1,890 m³ になるものと想定されている。 • 廃棄物の 95% は、ウラン濃縮、燃料成型加工、原子炉の操業、使用済燃料再処理及び研究開発 (R&D) を含む原子力発電産業から発生している。他の廃棄物発生者は、国防省と医療機関/企業となっている。 • 処理の中には、固体廃棄物の焼却と圧縮、廃液の蒸発、イオン交換及び凝集が含まれる。この処理の目的は、主に廃棄物の減容である。 • コンディショニングにより、廃棄物は長期貯蔵や処分に適した形態に固型化されることになる。 • 1980 年代末以前では、全ての ILW がコンディショニングされないままに貯蔵されたが、その時期以降は、廃棄物は貯蔵する前にコンディショニングされている。貯蔵されている既存の未コンディショニング廃棄物は、貯蔵施設から徐々に回収され、コンディショニングが行われている。 • 1990 年に、セラフィールドにあるウィンズケールガラス固化プラントが、再処理により発生する高レベル放射性液体のガラス固化を開始した。
<p>3.0 関連組織体制</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 英国の現状での廃棄物発生者としては、ブリティッシュ・エナジー社 (英国で操業されている 7 基の改良型ガス冷却炉 [AGR] と 1 基の加圧水型炉 [PWR] の操業者)、英国原子燃料会社 [BNFL] (マグノックス炉の操業者、マグノックス炉デコミッションングの主導組織、かつ、セラフィールド再処理施設の操業者)、英国原子力公社 [UKAEA] (ドーンレイの研究施設とそれに関連する処分とに責任を負っている)、国防省がある。 • 放射性廃棄物管理政策の責任は、環境・運輸・地域担当大臣にある。 • 保健安全執行部 (HSE) の一部である原子力施設検査局 (NII) は、原子力サイトの規制に責任を負っている。

主要情報のまとめ

	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物の発生とデコミッショニングの両方に対して、同じ規制及び規制当局が適用されている。 ・廃棄物発生者は LLW と一部の ILW に対する処理を行う実施主体であるが、サイト内に処理能力を持たない少量の廃棄物発生者の場合は除外される（その代わりとして、処分サイトで処理が行われることになる）。 ・セラフィールド再処理施設の操業者としての BNFL は、ILW を処理する実施主体である。 ・ドリッグ処分施設の操業者としての BNFL は、UKAEA から発生する廃棄物を除く全ての廃棄物の LLW 処分を行う実施主体である。なお、UKAEA で発生する廃棄物は、UKAEA が操業するドーンレイの施設に処分される。 ・Nirex 社は、ILW の処分を行う実施主体である。 ・現在のところ、HLW 処分を行う実施主体は存在していない。
<p>4.0 規制・基準</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物の分類に関して、法的な定義はない。 ・「低・中レベル放射性廃棄物の地上処分施設：許可要件に関する指針」（「GRA 文書」として知られている）には、放射性廃棄物の処分に関する規制枠組、手続面での全般的な指針、処分施設の提案で評価対象となる原則と基準、施設が満足することを期待される放射線面と技術面の要件が示されている。 ・LLW 処分の対象となる廃棄物は、英国の放射線防護原則（ICRP 60 に基づいた）を満足する固体物質に限定されている。 ・要件を満足していることの検証は、廃棄体処理側が提出した一連のデータ（提案書）に対する処分場操業者による詳細な評価を通じて行われる。
<p>5.0 処分場</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・英国には操業中の LLW 処分場が 2 ヶ所存在する。ドリッグの施設は 1959 年から操業されてきており、ドーンレイのサイトでは UKAEA から発生する廃棄物をもっぱら専用に処分している。 ・ドーンレイの ILW 処分用立坑は、かつて未コンディショニング ILW を処分するのに使用されていた。しかし、1997 年になって、処分された廃棄物を回収してコンディショニングし、Nirex 社により開発される予定の ILW 処分場に最終的に処分するとの決定がなされた。 ・ドリッグの施設の当初概念は、近代的な埋立て処分と同様のもの、すなわち、浅い露天掘りのトレンチに廃棄物を上から投棄し、それが一杯になった時点で覆いをするというものであった。全部で 7 つの深さ 5m から 8m のトレンチ（幅 25m で長さ 750m）に 850,000 m³ の LLW が処分され、その最後のトレンチは 1995 年に閉鎖された。 ・1988 年に、ドリッグでも工学的鉄筋コンクリート製ポルト内への LLW の処分が開始された。廃棄物は高さが半分の鋼製 ISO コンテナに格納され、このポルトに運び込まれている。現在のポルトの容量は 150,000 m³ であり、そのほぼ 1/3 が一杯になっている。将来予定されているポルトの容量は、約 50,000 m³ とされている。これらポルトの総容量は、800,000 m³ になる見込みである。 ・ドリッグが受け入れるほとんど全てのコンテナは、処分前にサイト内でグラウト処理されることから、ドリッグでの年間廃棄物受入量はグラウト処理プラントの処理容量（80 m³/日）により左右されることになる。 ・スコットランドの北部海岸に立地するドーンレイの LLW 処分サイトは、1950 年代末に操業を開始しており、未コンディショニング廃棄物が定置されている 6 つの浅地中トレンチと、デコミッショニング廃棄物を処分するために提案されている 7 つのピットで構成されている。 ・Nirex 社は、サイト選定に段階的プロセスを採用することとした。そして、1991 年になって、大多数の ILW が存在する場所に非常に近いことを理由に、セラフィールド・サイトに焦点を絞る決定をした。 ・Nirex 社では、処分場設計（多重バリアによる封じ込め概念及び 200,000 m³ から 275,000 m³ の処分量に基づく）の策定、廃棄体に対する指針の提示、提案処分場の地層を調査する岩石特性評価施設に関する提案書の作成を行った。この計画の申請書は、1997 年に環境担当大臣により拒否され、Nirex 社はその時点でセラフィールドサイトでの計画立案作業を中止した。 ・Nirex 社の ILW 用標準コンテナとしては、LLW 用の 4m の LLW ボックスや 2m の LLW ボックスばかりでなく、500 リットル入りドラム缶、3 m³ のボッ

主要情報のまとめ	
	<p>クス、3 m³入りドラム缶、4 m³のILW用ボックスがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> • ドリッグの廃棄物受入基準の中には、廃棄物がLLW用に設定された限度以下であること、廃棄物の形態は水に溶解せず容易に発火しないように処理又はパッケージ化されていること、廃棄物には水又は空気と爆発的に反応する金属、爆発性の物質、強力な酸化剤、加圧気体充填コンテナ、有害ガスを発生する物質、あるいは、化学的合成剤又はキレート剤を含まないことといった要件が含まれている。 • ILWとLLWを対象とした深地層処分場のスケジュールは不透明である。
6.0 処理処分の現状と計画	<ul style="list-style-type: none"> • LLWパッケージ処分の単位費用は、941 ポンド/m³である。 • ILWパッケージ処分の単位費用は9,500 ポンド/m³であり、コンディショニング、パッケージ化、貯蔵及び輸送には、さらに9,500 ポンド/m³の費用が必要であると想定される。 • HLW処分の単位費用は400,000 ポンド/m³である（HLWキャニスター当たりで79,000 ポンド/m³）。 • 英国には現状で3カ所の再処理施設、すなわち、セラフィールドに2カ所とドーンレイに1カ所がある。 • マグノックス炉用燃料は、1952年からセラフィールドのB205プラントで再処理されてきており、AGRと軽水冷却炉からの燃料は、セラフィールドの熱中性子炉酸化燃料再処理プラント(THORP)で再処理されている。このTHORPは、1994年に操業を開始した。 • ドーンレイの再処理施設は、UKAEAの研究炉からの燃料だけを取り扱っており、このドーンレイでの再処理については、1998年に既存の契約が完了した時点で閉鎖されることになるとの発表がなされた。
7.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画	<ul style="list-style-type: none"> • 英国での技術開発は、長期貯蔵に関する廃棄物の準備及び貯蔵そのものを支援する活動と、深地層処分場の開発に対処するための活動とに分けられる。 • BNFLは、コンディショニング、処理、パッケージ化及び貯蔵に関する技術の主要な開発主体である。 • 処分を支援する技術の開発は、サイト選定開始以前の段階；処分場の設計、建設及び操業の段階；定置後の処分場モニタリング、及び恐らくは再取出しが行われる段階の3段階で実施されようである。
8.0 放射性廃棄物管理における人員・資金計画	<ul style="list-style-type: none"> • 英国の予算及び人員計画は、ILWとHLWの処分が不透明なままとされるばかりでなく、現状での処理と貯蔵の実施が継続されることを予想させるものである。 • 主にセラフィールドでILWが貯蔵されると共に、現在貯蔵されている未コンディショニング廃棄物に対するコンディショニングに重点が置かれている。 • ドーンレイでは、施設のデコミッショニングに重点が置かれている。
9.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉からのデコミッショニング廃棄物に対して「安全な貯蔵」技術を利用すること。 • 退役原子力潜水艦の長期管理に関して現状では計画が立案されていない。 • 深地層処分場へ短寿命LLWを処分するとの決定を再検討すること。 • 極低レベル放射性廃棄物の埋め立て処分に代わる方策を研究すること、そして、これら物質の処分に関する国家計画を立案すること。

ドイツにおける放射性廃棄物管理（要旨）

ES.1 歴史的にみた概略と規制当局について

ドイツでは、1950年代半ばに放射性廃棄物の発生が始まり、初期の廃棄物発生者はもっぱら原子力研究センターであった。最初の原子力発電所は1960年に運転が開始され、1960年代半ばまでには、これらのプラントがドイツにおける最大の放射性廃棄物発生者となった。現在、運転中の原子力発電プラントが19基（加圧水型炉が13基と沸騰水型炉が6基）、閉鎖された原子炉（廃棄されたか、あるいは廃棄される過程にある）が16基ある。ドイツには、ウラン濃縮プラント（グロナウ（Gronau））、燃料製造プラント（リンゲン（Lingen））があり、ヴィスムート（Wismut）の廃止ウラン鉱山/精錬や実験的なウラン鉱石処理施設（エルバイラー（Ellweiler））、カールスルーエ再処理プラント（WAK）、ハナウ（Hanau）のウラン燃料及び混合酸化物燃料製造施設（代替りのMOX施設が建てられ、建設が1996年に中止される前に、必要とされる装置の95パーセントが設置されていた）及びカールスタイン（Karlstein）のウラン燃料製造施設といった施設ではデコミッションングが様々な段階にある。ドイツにおけるその他の小規模な放射性廃棄物発生者としては、大学、一般企業、病院、医療センター、ドイツ連邦共和国軍、製薬会社、生物医学会社などがある。

1959年に原子力法（Atomgesetz）が最初に制定され、連邦・物理技術研究所（Physikalisch Technische Bundesanstalt：PTB）に原子燃料の安全な保管責任をもたせ、原子燃料の貯蔵及び燃料ならびに大きな放射線源の輸送許可を与えた。1976年には、PTBの役割は貯蔵及び処分施設の建設と運転を含むまでに広がったが、連邦内務省（Bundesminister des Inneren、頭文字をとってBMI）からの技術的な指導を必要とした。1986年に、この技術的な指導権限は連邦環境・自然保護・原子力安全省（Minister für Umwelt、Naturschutz und Reaktorsicherheit、頭文字をとってBMU）に移された。1989年には、連邦政府に代わって放射性廃棄物処分場を作るために連邦放射線防護局（Bundesamt für Strahlenschutz：BfS）がBMUの中に作られた。原子力法はBfSに対して、連邦処分場の建設と操業を第三者に委託することを認めている。BfSは処分場のデザイン/建設/操業のために私企業のドイツ廃棄物処分場建設運転会社（Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für

Abfallstoffe mbH : DBE)、との独占的な協力契約を行い、この契約は 1989 年から継続している。廃棄物発生者は、連邦政府に対して、(1)輸送や処分の必要条件を満たすように廃棄物を処理する、(2)連邦施設での受入が出来るようになるまで廃棄物を貯蔵する、(3)もし可能なら廃棄物をリサイクルする、あるいは廃棄物を適用される処分サイトの廃棄物受入基準を満たすように処理する、(4)廃棄物を処分場（大部分の発生者）に、もし原子力産業によって発生したものでなければ、13ヶ所の連邦州の集積所（Landessammelfstellen）に、引き渡す責任がある。発生者は、全ての貯蔵施設や放射性廃棄物の輸送について BfS の許可を得なくてはならない。連邦政府は単に放射性廃棄物の安全な保管と最終処分に関する責任があるだけで、それぞれの処分施設に関する許認可権限はそれぞれの施設が位置する連邦州にある。

1998 年の選挙で社会民主党と緑の党の間で協定が結ばれ、連邦政府と原子力発電所の運転者の間に「合意形成協議（Consensus Talks）」が進行中であり、これまでのドイツの放射性廃棄物管理戦略が変わってきた。最も顕著なものは、一つの集中貯蔵施設に依存するのではなく原子力発電所での中間貯蔵に依存する（この目的は輸送を減らすことである）との最近の決定や、(1)1960 年初期に行った岩塩が望ましい処分場の母岩であるという決定（特に、発熱率の高い廃棄物に対して岩塩が高い熱伝導性や粘塑性をもっているため）、(2)LLW/ILW と高レベル廃棄物は別々の処分場にする、(3)高レベル廃棄物処分場サイトとしてゴルレーベン（Gorleben）を選定する、というこれまでの方針を見直すというものである。サイトの選択を再評価し、見直されている間、ゴルレーベン処分場における地下調査は 3-10 年間停止することになる。

このセクションでまとめた項目の詳細は、報告書本文の第 1.1、3.2、3.3、3.4、3.5、4.2 節を参照されたい。

ES.2 廃棄物の発生量（現状と将来）について

ドイツでは、放射性廃棄物は、発熱性廃棄物（使用済燃料集合体、再処理によるガラス固化体、ハル、燃料集合体エンドピースなど）と非発熱性廃棄物（フィルター、カートリッジ、イオン交換樹脂、圧縮性・非圧縮性廃棄物、液体/濃縮液/スラリー、灰/粉体/粒状、

スクラップあるいは解体くず、汚染土壌)に分類される。全ての発熱性廃棄物は高レベル廃棄物として分類される。他方、非発熱性廃棄物は(遮蔽していない状態での固体廃棄物の表面での線量率、あるいは密封放射線源の放射能に基づいて)5つの放射線防護グループに分類される。線量率 $<10\text{mSv/h}$ 、ベータ/ガンマ放射能 $<40\text{GBq/m}^3$ の固体廃棄物(Category1)と、 $<0.2\text{GBq}$ の密封放射線源は、低レベルの廃棄物(LLW)として分類され、これら以上の放射能を持つ廃棄物は中レベル廃棄物(ILW)として分類される。固体のLLWあるいはILWが持っているアルファ核種の放射能濃度は全て 400Bq/m^3 に制限されている。逆に、「 $10\mu\text{Sv}$ 」概念(残っているどんな放射性核種の影響もこの物質に接触する個人が受ける全有効線量が年間 $10\mu\text{Sv}$ を超えないほど十分低くなければならない)によって極低レベル放射性廃棄物(例えば、デコミッショニング廃棄物)の「無制限解放(free release)」を制約している。

ドイツでは、BfSが処理済及び未処理廃棄物の量について毎年調査を実施している。BfSは、1997年12月31日までに、未処理のLLW/ILWが $28,500\text{m}^3$ 、処理済LLW/ILWが $62,000\text{m}^3$ あり、2080年までに $328,000\text{m}^3$ 発生する見込みであると報告している。同様に、高レベル廃棄物は未処理が 500m^3 、処理済が $1,400\text{m}^3$ (使用済燃料を除く)となっており、2080年には $48,000\text{m}^3$ (厚肉容器に充填したものも含めて)と推定されている。高レベル廃棄物の推定値は、最終的にはどのようなパッケージを採用するかによって変わってくる。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第2.1、2.2、2.3、と4.1節を参照されたい。

ES.3 発生後から処分前までの廃棄物管理の流れ

コンディショニング—長い間不変のドイツの政策は、あらゆるタイプの放射性廃棄物は深地層処分し、液体や気体の廃棄物は直接の処分はしないというものである。全ての廃棄物に対するパッケージの要件を考え合わせると、実質的に全ての廃棄物が程度の差こそあれ処理されなければならないことを意味している。発生者は、全ての処理に関して責任がある。コンディショニング(処理やパッケージ化)により廃棄物中の放射性核種を固定化して、廃棄物取扱いを容易にする。その前に選別あるいは前処理が行なわれることが多い。

処理技術は中間貯蔵と処分の要件、処理技術が規制上どの程度受入れられているか、処理の結果発生するパッケージの量、に基づいて選択される。LLW と ILW の前処理方法としては、(1)除染、(2)破砕、(3)圧縮/減容、(4)蒸発、蒸留、精留、(5)デカンテーション、脱水、ろ過、(6)焼却あるいは熱分解などがある。セメント固化は最も一般に使われる固定化法で、特に液体の固化やスクラップ、瓦礫、フィルターの間隙充填に使われる。ドイツで最近採用されている他の LLW と ILW 処理技術としては、高圧縮、廃棄物発生量低減に関する廃液の乾燥、放射化・汚染金属廃棄物の溶融などがある。

使用済燃料の高レベル廃棄物のコンディショニングは、固化した後にドイツの廃棄体(最終の処分キャスク)である Pollux キャスクに充填するものである。現在の Pollux キャスクの設計は、平らな端面を持った円筒状の容器で、内部にはボルト締め的一次蓋、二次蓋がついた微粒スチール製の 31 トンの内側キャスクが入っている。この内容器は遮蔽キャスクの中にねじ止めの蓋で閉じ込められている。再処理残滓はガラス固化され、ガラス固化した高レベル廃棄物キャニスターが Pollux キャスクの中に入れられる。連邦政府は、最近、再処理を段階的に廃止する事に同意した。再処理は、1960 年代に始まったが、1984 年に原子力エネルギー法が改正され、再処理と使用済燃料の直接処分が廃棄物管理上で同じ位置づけにされた(再処理を経済的でないとして)後、衰退していった。ドイツの使用済燃料は、再処理のために、フランスのラ・アーグとイギリスのセラフィールドに輸送されており、最後の輸送は 2005 年 6 月になる予定である。再処理で発生した廃棄物残滓のドイツへの返還は 1996 年に始まった。計画では、6,000 体のガラス固化体パッケージが、およそ 215 の貯蔵/輸送キャスクに入れられ 2012 年までにドイツに返還される。

放射性廃棄物のパッケージ化は、取扱い、輸送及び貯蔵を単純にするためにドイツで統一されている。板鋼、鉄筋コンクリート及び鋳鉄が通常使用されるパッケージ素材である。LLW と ILW の処理には移動式や定置式の施設がいくつかあるが、高レベル廃棄物の処理用にはパイロット処理プラント (PKA) がゴルレーベンにあるだけである。PKA は、1 年に 35 [MTHM] を処理することが認可されているが、それよりも多くの量を処理できるように設計、建設されている。連邦政府と原子力発電所の運転者の間での「合意形成協議」で最近達した合意では、PKA は損傷したキャスクの修理だけを行い、緊急の必要性がある場合のみ認可の最大能力で運転することとなっている。

貯蔵—これまで、LLW と ILW は、処分するために、モルスレーベン (Morsleben) 処分場、あるいは連邦州の集積場のいずれかに搬出するまでは発生者のサイトで保管されていた。高レベル廃棄物の中間貯蔵は原子炉サイト、あるいは以下の「集中」中間貯蔵施設で行われた：(1)アーハウス (Ahaus) 中間貯蔵施設 (1992 年から操業、認可された使用済燃料貯蔵容量 3,960 トン重金属、ガラス固化体は認可されていない)、(2)ゴルレーベン・キャスク貯蔵施設 (燃焼度最高 65GWd/MTHM の軽水炉燃料集合体と HLW ガラス固化体の両方が認可されており、合計放射エネルギーが 2×10^{20} Bq、最大発熱率 16MW となっている)、(3)ユーリッヒ (Jülich) 貯蔵施設 (AVR ガス冷却試験炉から使用済燃料のために認可を与えられている)、あるいは(4)グライフバルト (Greifswald) の 2 つの貯蔵施設 (廃棄された原子炉から出てくる VVER タイプの燃料集合体に関する 562 MTHM の湿式貯蔵ユニットと 585 MTHM の計画貯蔵能力をもった ZLN の乾式貯蔵施設における合計インベントリーは 7.5×10^{18} Bq、最大放熱量は 0.6MW である。最近の連邦政府の合意、すなわち(1)LLW/ILW のモルスレーベンへの輸送中止、(2)高レベル廃棄物の集中貯蔵施設への輸送を制限する、により、「原子炉サイトにおける」新しい中間貯蔵施設 18 基の設計と認可の必要性が差し迫ってきた。

輸送—ドイツでは 1960 年代から放射性物質が大規模に輸送されており、毎年約 8,000 品目 (例えば、サンプル材料、UF₆、UO₂、ペレット、新燃料集合体、使用済燃料集合体、放射性廃棄物) について数百回にもわたる個々の輸送に対して原子燃料サイクルの計量管理が行われてきた。1973 年と 1997 年の間には、5,700 トンの使用済燃料を 1,650 回にわたって再処理施設に輸送し、安全性に関連した事象は何も発生しなかった。最近の連邦政府の「合意形成協議」は、放射性物質の輸送を出来るだけ少なくすることを強調している。廃棄物発生者は最終処分施設まで全ての廃棄物を輸送する責任がある。

このセクションでまとめた項目の詳細は報告書本文の第 2.4、2.5、3.1、6.2、6.3、6.9 節を参照されたい。

ES.4 処分場プログラム

1960 年代初期から、ドイツの放射性廃棄物処分政策は一貫してあらゆるタイプの放射性

廃棄物（LLW を含めて）を（高い人口密度、湿気が多い気象状態、国内に母岩に適した地層があることなどの理由から）深地層に処分するというものである。ドイツには4つの処分施設があり、様々な開発段階にある。2ヶ所（アッセ（Asse）とモルスレーベン）ではすでに処分が行われており、後の2ヶ所（コンラッド（Konrad）とゴアレーベン）は開発段階にある。

アッセー1965年に、連邦政府はアッセ岩塩鉱山を取得して、（原子燃料サイクルと研究開発活動からの）放射性廃棄物を処分した。1967年から1978年までの間、地下490mから750mの空洞におよそドラム缶124,000本のLLWと1,300本のILWを処分した。1978年から、施設は地下研究施設としてだけ使われている。

モルスレーベンーモルスレーベン放射性廃棄物最終処分場（ERAM）は旧ドイツ民主主義共和国が廃坑となっていたモルスレーベン岩塩鉱山（深さ380-520メートル）を低濃度のアルファ線を出す放射性核種を含む（ $<4 \times 10^8 \text{Bq/m}^3$ ）LLWとILWの処分場としたものである。1971年に操業が始まり、220リットル（55ガロン）のドラム缶に入れた固体廃棄物が（1912年から1969年までに掘削された）既存の空洞に積み上げられ、岩塩で埋戻された。1990年のドイツ再統一の後、1991年と1994年の間はERAMでの廃棄物埋設がしばらく見合わせられ、1994年に年間受入量 $5,000\text{m}^3$ で再開されたが、1998年9月にはLLWの受入が完全に停止された。1998年9月までに埋設した量は、廃棄物がおよそ $36,800\text{m}^3$ 、密封放射線源がおよそ $7,100\text{m}^3$ であった。ERAMの認可埋設量は $40,000\text{m}^3$ である。

コンラッドー旧鉄鉱山（1965年から1976年の間操業された）が非発熱性廃棄物（LLWとILW）の処分場として計画されている。処分場とするための作業は、1982年にPTBが計画承認手続きの開始をローワー・サクソニー政府に提出して始まった。「計画」（許認可書類）は1990年に提出され、そしてローワー・サクソニーの環境省は1997年に「ドラフト許可証」を発行した、しかしコンラッドに操業開始を認める最終許可証は発行されていない。現在の計画では、ドラム缶はパレットに載せ、あるいは立方体の箱の中に入れて垂直の立坑を通して地下に送られ、地下800メートルから1,300メートルの新たに掘削した空洞に埋設される。年間処理量が $17,000\text{m}^3$ で操業期間40年の計画となっている。コンラッド処分場は、正味の容量が廃棄物量 $650,000\text{m}^3$ で全ベータ/ガンマ核種が $5 \times 10^{18} \text{Bq}$ 、アル

ファ核種が 1.5×10^{17} Bq となっている。コンラッドの運転の最終許可証は、ドイツには LLW/ILW と高レベル廃棄物の両方で一つの処分場だけを作るとしている最近の「合意形成協議」の影響を受けるかもしれない。

ゴルレーベン—他のドイツの処分場と異なり、ゴルレーベンは廃棄された鉱山のサイトではなく、乱されていない岩石を掘削し、掘削面積は最小限に抑えられている（直径 7.5 m、深さ 850 から 950 メートルの立坑 2 本と、岩塩ドームに対して 4 本のボーリング孔とキャップロックに対して 44 本のボーリング孔だけである。ゴルレーベンサイトは、1970 年代半ばに行われたサイト選定プロセスを経て 1977 年に選定されている。このサイト選定プロセスでは、人口密度、近くの鉱物資源、母岩と周囲の地層、地殻運動と水理などが考慮された。これに引き続き、ステップ 2（1979 年から 1985 年まで行われた）でサイトの地表探査が行われそして現在は、ステップ 3 が進行中で、予定される処分場深さ（地下 840 メートルから 940 メートル）での先行掘削が行われている。ゴルレーベン処分場のための地表施設は（処理する高レベル廃棄物のための）PKA とキャスク貯蔵施設に物理的に隣接している。現在の計画では、完全に遮蔽した 65 トンの Pollux キャスクを廃棄体として使用することになっており（燃料集合体や燃料棒を健全なまま定置することを想定）、PKA で充填し、特別に設計された器具を使って地下に移送される（連邦政府が使用済燃料の直接処分を認めて法律を改正する前に、器具は製造されて試験されている）。定置の方法は、掘削した横坑に水平に置く方法と横坑の床に掘削した縦穴に垂直に置く方法が考えられている。処分場の操業期間は 70 年が期待されており、この期間に集まる放射エネルギーはベータ/ガンマ核種が 1×10^{21} Bq、アルファ核種が 1×10^{19} Bq である。連邦政府と原子力発電事業者の間で行われた最近の「合意形成協議」によりゴルレーベンでの地下調査が現在停止されていることから、操業開始の時期は恐らく 2 年以上遅れる見込みである。（合意を考えると 10 年位の遅れもあり得る）。ゴルレーベンでの作業が再開される前に検討しなければならない課題としては、廃棄物の腐食や分解により発生するガスを処分場としてどう取扱うか（岩塩の透水性が非常に低いので、そのままではガスは母岩から抜けていかない）、廃棄物回収可能性についてもっと良く理解すること、長期的な臨界管理のための必要条件の改善、そして他の地層（例えば、結晶質岩や頁岩など）での類似の処分場と比較した処分性能の予測がある。

このセクションで要約された項目の詳細については、報告書本文の第 4.2、4.3、4.4、4.5、5.1、5.2、5.3、5.4、5.5、5.6、5.7、5.8、5.9 節を参照されたい。

ES.5 技術開発

ドイツには放射性廃棄物管理の技術開発として 2 つのタイプがある。1 つは、BfS が資金提供する（電力会社が支払う）処分場の建設に必要な技術開発であり、もう 1 つはエネルギー研究プログラム（連邦研究技術省、すなわち BMFT の一部）を通して行うもので、(1)処分場概念と要素技術の開発、(2)長期安全評価に関する解析ツールの開発及び、(3)岩塩以外の地質の適合性評価をおこなうものである。研究は、カールスルーエ原子力研究センター、ユーリッヒ研究センター、原子炉安全性研究所（Gesellschaft für Reaktorsicherheit、頭文字をとって GRS）、連邦地質学・資源研究所（Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe、頭文字をとって BGR）、DBE 及びドイツの各大学で行われている。

処分場システムの技術開発としては、横坑のシーリング、立坑のシーリング、結晶質岩への処分、処分場安全評価への地球化学的アプローチ、地下水の動きを評価するための機器及び数値解析手法、処分場温度でのデータサンプリング、処分場で使われる種々の材料に関するナチュラルアナログの適用などがある。乾式貯蔵技術開発としては、乾式貯蔵キャスクの試験、破損燃料棒の挙動、乾式キャスクシステムでの使用済燃料貯蔵の実規模での実証とキャスクシステム性能の数値モデリングがある。廃棄物取扱技術開発としては、横坑処分のための取扱試験、立坑での垂直搬送試験、放射性物質取扱実験などである。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第 7 節を参照されたい。

ES.6 廃棄物管理予算と人員計画

原子力法は、放射性廃棄物管理のための費用は廃棄物の発生者が資金を出すよう規定している。廃棄物発生者は、発生者が設立し、資金を供給している会社を通して、廃棄物処理、貯蔵、輸送にかかる全ての作業を行う。処分場に係る政府の経費としては、土地取得、訴訟、計画、建設と操業、研究開発と将来の処分場設備の拡張などが含まれるが、これら

は連邦政府から発生者に対して毎年請求される。原子力法は、また、BFS に対して特定の費用（例えば、建設費）の前払いを受けることを認めている。

1977年から1997年までの期間に、処分場に係る費用は全体でおよそ33億DM、そのうち19億DMがゴルレーベン（1998年にはさらに2億2,500万DMが使われた）、13.6億DMがコンラッド、そして3億2400万DMがモルスレーベン（1990年からのみ）に使われた。その他、7千5百万DMが一つの処分場に特定しない一般的な出費に充てる経費となっている。ゴルレーベンの全体のコストは、46.2億DM（操業経費を除いて）、年間経費が6千5百万DMと見積もられる（12/31/97）。コンラッドの全体コストは（操業経費を除いて）累計で27億DMであり、年間操業経費は6千8百万DMである。モルスレーベンの年間操業経費は、およそ2千9百万DMである。

ドイツにおける全ての放射性廃棄物管理に関するライフサイクル費用（再処理、MOX燃料製造、輸送、処理と貯蔵、処分場の建設・操業、原子炉のデコミッショニングを含む）は、（2000年時点のドイツマルクで）780億DMである。これには、およそ1億6,000万トンのウラン鉱山/精錬残滓の修復費用としておよそ130億DMが含まれている。原子力発電所運転者は、廃棄物管理義務を果たすために500-600億DMの準備金を確保している。

必要な人員は、ゴルレーベンで140名（PKAのスタッフを除く）、コンラッドで130-150名、モルスレーベンでおよそ170名（操業時、デコミッショニングにはその完了までのスピードによって多くなったり少なくなったりする）となっている。

DBE全体での職員の数、550から700名の間で推移すると予測される。

このセクションでまとめた項目の詳細については報告書本文の第6.1と8節を参照されたい。

ES.7 追加情報

ドイツの放射性廃棄物管理プログラムで特徴的なところを以下に示す：

- ・高レベル廃棄物の処分概念は、再取出し出来ない定置方法が採られており、これは、1つには処分場性能を向上させること、もう1つは埋設後のこれらの物質に対する保障措置を単純化すること（現在再考されている）ためである。
- ・LLW と ILW は、廃坑を処分場として使い、深地層処分されている（地下 250 メートル以深）
- ・ゴルレーベンで地表施設（PKA を含めて）、立坑、地下の掘削が終わっているにもかかわらず、最近、HLW 処分場のサイト選定を見直すとの政府の決定があった。
- ・深地層処分場（モルスレーベン）の永久閉鎖の作業を始める最初の国。

ES.8 報告概要の一覧

以下の表 ES-1 に、ドイツでの放射性廃棄物管理のまとめを示す。

表 ES-1 ドイツでの放射性廃棄物管理の概要

主要情報のまとめ	
1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物管理対策に係る政策	<ul style="list-style-type: none"> ・高い人口密度、気候条件から浅地中処分が実際的でないとみなされていること及び深地層処分に適切な地層が存在することがから、ドイツでは全ての放射性廃棄物を対象にして深地層処分を実施する。 ・当初のドイツの廃棄物管理概念では、全ての使用済燃料を集中型貯蔵施設に移転し再処理することに重点が置かれていたが、最近変更された政府の政策により、現在では使用済燃料の原子炉サイトでの貯蔵と直接処分に重点が置かれている。 ・原子力発電所の操業では、発生する使用済燃料をどこに貯蔵し、どこで処理する予定なのか、そして、それをどのように処分する予定なのかに関して、使用済燃料が生じる6年前に前もって保証しておくことが必要である。 ・使用済燃料と HLW 処分に関する政策の基盤となっているのは、1983年に公布された「鉱山内放射性廃棄物処分安全基準」である。これら基準は、現在改訂されているところである。 ・各原子炉の操業停止が予定される時期、ドイツの使用済燃料の外国での再処理の中止、サイト選定プロセスの審査が終わるまでゴルレーベンでのサイト開発作業の中止、廃棄物の回収性は処分場の設計は要件とはしない、ことに関して2000年6月の協定で厳密に規定した。
2.0 放射性廃棄物管理の現状	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物は、発熱性廃棄物（使用済燃料、HLW 及び核分裂生成物濃縮物質）と非発熱性廃棄物（原子炉廃液の処理により発生する廃棄物、紙製品、スクラップ金属、建設廃材、焼却により発生する残留物質）に分類されている。 ・放射線防護グループによる分類（分類 S1 と S2 とは低レベル放射性廃棄物、分類 S3 から S5 は中レベル放射性廃棄物）ばかりでなく、固体廃棄物（分類 A1）、液体廃棄物（分類 A2）、封入線源（分類 A3）及び特別廃棄物（分類 A4）としてさらに分類されている。 ・1997年12月31日現在で存在する高レベル放射性廃棄物(HLW)、中レベル放射性廃棄物(ILW)及び低レベル放射性廃棄物(LLW)の総量は92,400 m³である。 ・貯蔵されている HLW と使用済燃料の総量は1,900 m³であり、現状でコンディショニング済のものは1,400 m³、そして、コンディショニング待ちのものは500 m³である。 ・貯蔵されている、あるいは、モルスレーベン(Morseleben)で処分されている LLW/ILW の総量は90,500 m³で、約62,000 m³はコンディショニング済であり、28,500 m³はコンディショニング待ちの状態にある。

主要情報のまとめ	
	<ul style="list-style-type: none"> • Pollux 型キャスクに収納される HLW と使用済燃料の推定量は 48,000 m³ である。 • 2080 年までにコンディショニングされる LLW 及び ILW の量は合計 395,000 m³ と推定される。 • 19 基の操業中の原子力発電プラント（13 基の PWR と 6 基の BWR）が存在すると共に、16 基のプラントが操業を停止しデコミッションの様々な段階にある。 • 原子力発電プラントで発生する LLW と ILW の処理/処分フローは、原子炉サイトで廃棄物に対して処理とコンディショニングを施し、その後、処分場に引き渡されるまでサイト内で貯蔵するというものである（LLW だけは搬出されたが、1998 年にモルスレーベンが閉鎖された段階で搬出は中止された）。 • 小規模廃棄物発生者の場合の LLW と ILW の処理/処分フローは、連邦構成州の収集保管場所（Landessammelstellen）に廃棄物が引渡されることから始まり、その保管場所で廃棄物は処理/コンディショニングされ、その後、処分場に移送されるか（モルスレーベンが閉鎖された段階で中止に）、あるいは、貯蔵施設に保管されることになるというものである。 • 当初の使用済燃料処理/処分フローは、ラアーグ（La Hague）[フランス]又はセラフィールド [英国]に再処理のために搬出し、HLW ガラス固化体はゴルレーベンで貯蔵するためにドイツに返還されるというものであった。使用済燃料の直接処分を認めるとの決定、そして、2005 年に再処理を中止すると 2000 年 6 月に締結された協定に伴い、今後の処理フローは、処分場に引き渡されるまで使用済燃料は原子炉サイトで貯蔵され、その処分場において使用済燃料は解体されて Pollux 型キャスクに収納され、そして、深地層処分場に処分されることになると考えられる。 • 無条件クリアランスは、全比放射能が 0.1 Bq/g 未満で、かつ、表面汚染が規定の限度を超えない廃棄物に対して認められることになる。管理リサイクル（例えば、非放射性物質との溶融）に向けてのクリアランスは、比放射能の合計が 1 Bq/g を超えない廃棄物に対して認められるものである。
3.0 関連組織体制	<ul style="list-style-type: none"> • 放射性廃棄物発生者としては、原子力発電プラント、ビスマート（Wismut）でのウラン鉱山/精錬操業に対する環境修復、グロナウ（Gronau）にあるウラン濃縮プラント、リンゲン（Lingen）にある燃料成型加工施設、原子燃料サイクル施設（例えば、カールスルーエ[Karlsruhe]再処理プラントやハノウ[Hanau]のウラン/混合酸化物燃料成型加工施設）のデコミッション、原子力研究センター（デコミッションを必要とする研究炉を含む）及び放射化学医療実施者などがある。 • 原子力発電電力会社では、発生する廃棄物に対する自らに課せられた管理責任を果たすために、GNS 社を設立し、再処理以外の全ての活動（例えば、輸送用キャスクの設計と許認可、さらに処理、コンディショニング及び地上貯蔵施設の設計、建設及び操業）を GNS 社に移管することとした • 原子力法（Atomgesetz）では、廃棄物発生者に対して廃棄物管理の全体責任を、連邦政府（Bund）に対して廃棄物の最終処分責任を、連邦構成州（Länder）に規制監督責任を割り当てている。連邦政府内において、BMU には、使用済燃料と放射性廃棄物の管理に関する全ての側面についての責任が与えられており、連邦構成州許認可当局に対する監督機関となっている。BfS（連邦放射線防護局）は、長期貯蔵と永久処分に関する施設の建設と操業に責任を負っている BMU 内の機関である。 • BfS では、LLW と ILW を対象とした処分場、そして、使用済燃料と HLW とを対象とした処分場の設計、建設及び操業に関する契約を DBE 社との間で既に締結してきている。 • LLW と ILW の処理実施主体は廃棄物発生者であるが、少量の廃棄物発生者の場合、その廃棄物は連邦構成州の収集保管場所で処理されることになる。 • 処分の実施主体はもっぱら BfS とされており、BfS ではこれらサービスを提供する契約を DBE 社との間で締結した。
4.0 規制・基準	<ul style="list-style-type: none"> • 規制の根拠となっているドイツの法律は、施設の開発に関連したもの、これら施設の規制に関連したもの、そして、これら施設の操業における資金面/法律面の責任に関するものに分類することができる。 • 処分実施面で最も重要な規定は、「鉱山内放射性廃棄物処分安全基準」の中に含まれている。サイト固有安全評価の要件と閉鎖後の核種移行プロセスに対する要件の中で鍵となる規定は、個人被曝線量率が年間 0.3 mSv を超えてはならないという考え方である。 • 最近になるまで、廃棄物の処分場からの再取出し可能性は、作業員に対する放射線

主要情報のまとめ

	<p>防護と定置された廃棄物に対する保障措置を複雑にするとの理由から、利点とは見なされていなかった。最近になって、使用済燃料と HLW を対象とした処分場に対する再取出し可能性要件の必要性を再検討するとの決定がなされた。</p> <ul style="list-style-type: none"> •ドイツの規制では、廃棄物受入要件に2つの方策、すなわち、個別に特性評価された又は特定の廃棄物に対して固有の要件を設定するものと、処分される予定の全ての廃棄物が遵守する必要があるが、個別の廃棄物のフローには対応していない枠組だけを設定するものの2つのアプローチが認められている。モルスレーベンとコンラッドの両者とも、後者のアプローチに従って廃棄物受入要件を設定することとしている。 •コンラッドの受入基準案の中には、総放射能に関する限度や廃棄体引渡し仕様ばかりでなく、廃棄物形態、廃棄物コンテナ/廃棄体化、廃棄体に対する一般要件も含まれている。 •モルスレーベンの受入要件では、固体廃棄物（分類A1）と密封線源（分類A3）とを区別しているが、他についてはコンラッドでの要件と同様である。 •主要な廃棄体要件とは、廃棄体が処分場の取扱い及び定置と運転で互換性を持つこと、全ての放射性収納物質の安全な閉じ込めを保証すること、適切な遮蔽に関して同様の保証をすること、HLW と使用済燃料のパッケージが処分場閉鎖後条件や隔離期間を通じて必要とされている通りに機能することである。 •受入要件を確認する上で必要となるデータの作成は、廃棄物の廃棄体化実施者側の責任となっているが、BFS としては、処分前に適切な確認を確保する上で必要な独立した試験と管理方を講じる法的責任を負っている。非破壊と破壊の両方による評価分析手法が使用されている。
<p>5.0 処分場</p>	<ul style="list-style-type: none"> •1960年代における連邦政府の決定は、全ての放射性廃棄物を深地層に処分するというものであった。 •現状において、3カ所の処分場、すなわち、LLW と ILW を対象としたモルスレーベン放射性廃棄物処分場（ERAM）、コンラッド最終処分場プロジェクト（LLW と ILW を対象）、そして、ゴルレーベン処分場サイト（使用済燃料、HLW 及び長寿命放射性核種を含有する特定の ILW を対象）とが様々な開発段階にある。また、アッセ岩塩鉱山も、処分試験操業に使用された。 •アッセ岩塩鉱山は、深さ 750 m の処分用チャンバー内に LLW と ILW とを処分するのに利用された。1967 年から 1978 年にかけて、約 124,000 本 LLW ドラム缶と 1,300 本程度の ILW ドラム缶とが処分された。1978 年以降、この施設は発熱性廃棄物の処分に向けた基礎研究開発（R&D）だけに利用されている。 •モルスレーベン処分場は、深さ 386m から 506m の範囲（506m のレベルが処分場平面）で 1912 年から 1969 年まで操業されたかつての Maie & Bartensleben 社のカリウム及び岩塩鉱山であった。旧ドイツ民主主義共和国（GDR、又は、東ドイツ）は、1981年に同処分場に対する許認可を発給し、ドイツ再統一以前の段階で約 14,000 m³ の LLW と ILW とが定置された。ドイツ再統一後、同施設の操業見直しと特定の装置の更新が行われている3年間にわたって、同施設での廃棄物の定置作業は中断された。廃棄物の定置作業は 1994 年に再開され、1998 年 9 月に中止されるまで操業は継続された。この操業に伴って、さらに 12,000 m³ の LLW と ILW とが新たに定置された。連邦政府と電力会社との間で締結された 2000 年 6 月の協定で、同施設は永久的に閉鎖されることになった。その定置モードは、LLW の 200 リットル入りドラム缶を積み上げて、ドラム缶の層の間に砕いた岩塩を詰めるというものと、ILW コンテナを立入不能な空間内に「投棄」というものである。定置された全ての廃棄物としては、36,752 の固体放射性廃棄物と 6,621 m³ の封入放射線源とが含まれている。 •コンラッドは、深さ 800 m から 1,300 m の範囲で採掘が行われた廃棄された鉄鉱石鉱山（地下水からの隔離特性が優れた粘土層と泥灰岩層の中に存在する）のサイトである。650,000 m³ までの LLW と ILW とが 40 年間で定置される予定となっており、その総放射能はおよそ 10¹⁸ Bq、アルファ線の放射能は約 10¹⁷ Bq になると見込まれている。この施設は建設が終了しており、操業許認可の最終的承認を待っている段階にある。2000 年 6 月に締結された協定では、許認可プロセスの完了については求めているが、操業開始目標期日は示されていない。 •ゴルレーベンのサイトは岩塩層内にあり、深さ 843 m と 932 m との 2 本の立坑が既に存在している。現在行われている地下での作業は、深さ 849 m のレベルでの掘削

主要情報のまとめ	
	<p>作業となっている（使用済燃料と HLW の定置は、深さ 870 m のレベルで行われる予定になっている）。同サイトの潜在的な適合性については、1979 年以来調査が行われてきている。計画では、パイロットコンディショニングプラント(PKA)で使用済燃料を解体し、そして、燃料棒を Pollux 型キャスクに収納することが予定されている。その後、このキャスクは立坑の 1 本を通じて降ろされ、処分用横坑に水平に定置されるか、あるいは、アクセス用横坑の下に掘削した縦穴に鉛直方向に定置される予定となっている。処分空洞は粉碎した岩塩（恐らくは、ベントナイトと混合されたもの）により埋戻され、その埋戻しが完了した時点で封入されることになる。</p> <ul style="list-style-type: none"> モルスレーベンで使用された廃棄物の中には、LLW 用の 200 リットルから 400 リットル入りの鋼製ドラム缶や ILW 用の 200 リットル入りドラム缶が含まれているが、他のパッケージタイプのものも承認された。コンラッドでは、現状で 11 種類のパッケージが承認されており、モルスレーベンの場合に比較して非常に大容量のものも含まれている。使用済燃料や HLW を対象とした廃棄体は、Pollux 型キャニスターを装備又は装備していない Pollux 型キャスクである。 モルスレーベンの廃棄物受入要件には、固体でない物質、ビン以外に格納された液体又は気体、自由に移動する液体又は気体、発火性又は爆発性物質に対する処分を禁止すること、安定化物質と放射性廃棄物又はパッケージ素材との化学的適合性を確保すること、気体生成に対する制限、そして、42 種類の放射性核種の放射能の制限が含まれている。コンラッドでの要件は、廃棄物を 6 種類のグループに分類し、その各グループに対する安全関連要件を満足する必要があるとうものである（例えば、圧縮性廃棄物は、少なくとも 30 Mpa の圧力で圧縮する必要がある）。 コンラッドとゴルレーベンの操業が開始される時期について、まだ予定は設定されていない。
6.0 処理処分の現状と計画	<ul style="list-style-type: none"> 原子力発電プラントで発生する廃棄物の処理とコンディショニングとは、原子炉サイトで実施される。使用される手法の中には、総容量を減少させるための高圧縮処理や廃液の蒸発処理が含まれている。有機物質の熱分解法（例えば、焼却）は、第三者（請負業者）により、その保有施設で一般に実施されている。最近の連邦政府の廃棄物輸送を最小限にすることに重点を置いた政策では、原子炉サイトでの処理/コンディショニングにより大きな重点が置かれている。 高圧縮に要する単位コストは、廃棄体容量 1 m³ 当たり約 33,000 ドイツマルクとなっているが、焼却処理をした後に圧縮処理をする場合の単位コストは、1 m³ 当たり 80,000 ドイツマルクまで跳ね上がることになる。 廃棄物の廃棄体化に利用される処理技術は、廃棄物の放射能レベルや廃棄物マトリックス（無機固体物質、有機液体物質、スラッジ等）により使い分けられている。処理技術は、減容に関連するもの、残渣の物理的-化学的処理に関係するもの、そして、最終コンディショニングに関連するものに分類することができる。 ドイツで唯一の再処理施設は、カールスルーエのパイロット施設であった。1989 年に、ドイツの電力会社は同再処理施設を建設する計画を破棄し、フランスと英国とへの使用済燃料の搬出を開始した。2000 年 6 月に締結された協定では、これら使用済燃料の搬出を 2005 年 7 月に止めるよう求めている。
7.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に 関連した技術開発 項目及び計画	<ul style="list-style-type: none"> 処理や貯蔵に関する技術開発では、減容、物理的-化学的処理、コンディショニング及び遠隔操作技術の分野における既存技術の小規模な改善に重点が置かれている。 処分に関する技術開発では、サイトに関係しない研究（処分概念や安全性に関連した構成コンポーネント）、分析用ツールの改善、岩塩層以外の母岩の評価、岩塩層への処分場の設計と建設（特に、ゴルレーベンに焦点を当てた）に重点が置かれている。
8.0 放射性廃棄物管理 における人員・資金 計画	<ul style="list-style-type: none"> ウラン鉱山/精錬鉱滓に対する環境修復は、2007 年から 2010 年の時間的枠組みの中で完了するまで継続される予定であり、その総費用は 130 億ドイツマルクとなっている。 LLW と ILW のコンディショニングは、廃棄物発生者のサイトで継続される予定であり（小容量廃棄物発生者を除く）、コンラッド処分場の操業が開始された段階で、年間当たり約 17,000 m³ の LLW と ILW とが同処分場に搬出される予定となっている。 集中型貯蔵施設に新たに搬出される使用済燃料と HLW とは、フランスと英国から返還される HLW、さらには、原子炉デコミッションの第 1 段階の間に原子炉

主要情報のまとめ

	<p>サイト貯蔵施設から撤去されることになる使用済燃料だけである。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 処分場関連職員数には、モルスレーベンで190名、コンラッドで150名、ゴルレーベンで100名となっており、DBE 社本社の300名の職員からの支援を受けている。
<p>9.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 2000年6月に締結された協定では今後の作業が数多く取り決められており、LLW/ILWを対象とした処分場と使用済燃料/HLWを対象とした処分場の処分作業開始時期に関しては新たな不確実性が生じる結果になっている。 • 原子炉サイトでの使用済燃料の中間貯蔵では、ほとんど全てのサイトで新規の乾式貯蔵モジュールを建設することが必要になる。 • 2005年6月以降、再処理に向けた使用済燃料の搬出は中止されることになる。 • ゴルレーベンサイトでの探査の遅れは、最低で3年間、最大で10年間となっている。 • パイロットコンディショニングプラントとコンラッドの処分場に対する許認可は完了している。 • 2000年6月に締結された協定内容を反映させるために、連邦原子力法の改正が行われているところである。

スペインにおける廃棄物管理（要旨）

ES.1 歴史的にみた概略と規制当局について

スペインでは、1950年代に、産業、医療、研究分野での放射性同位元素の利用が始まり、それによって放射性廃棄物の発生が始まった。スペインでは、1950年代初頭からウランの採掘、精錬施設が操業されていたが、最後の施設（El Chico）のデコミッショニングが2001年に開始される予定となっている。スペインでは、燃料製造施設が操業されており、放射性廃棄物を発生している。スペイン最初の原子力発電所は、1968年に操業を開始した。現在、放射性同位元素の取扱いと利用が許可されている1,300の設備（そのうち70%が密封線源のみを扱っている）の他、7つの原子力発電所（合計9基の原子炉）が操業しており、10番目の発電所はデコミッショニング中である（バンデロス 1）。

スペインにおける最初の実施機関は、原子力委員会（Junta de Energia Nuclear、頭文字をとってJEN）であり、この機関は原子力エネルギーと原子力の安全性に関するすべての活動の責任を負うことを目的として1951年に設立された。原子燃料サイクルに関する役割は、1972年にスペイン国立ウラン会社（ENUSA）へ、原子力の安全性の規制に関する役割は、1980年に原子力安全委員会（Consejo de Seguridad Nuclear、頭文字をとってCSN）へ移され、放射性廃棄物管理に関する役割は、1984年に放射性廃棄物管理公社（Empresa Nacional de Residuos Radiactivos SA：ENRESA）に移管された。CSNは依然として、スペインにおける原子力の安全性と放射線物質防護の責任を負う唯一の機関である。JENの残りの役割、主に研究・開発部門は、1986年にエネルギー・医療生物技術研究センター（Centro de Investigaciones Energeticas, Medioambientales y Technologicas: CIEMAT）と改名された。

このセクションでまとめた項目の詳細は、報告書本文の第1.1、3.2、3.3、3.4、3.5、4.2節を参照されたい。

ES.2 廃棄物発生と発生量予測

スペインでは、放射性廃棄物は、低・中レベル廃棄物 (LILW) と高レベル廃棄物 (HLW) に分類されている。LILW は、比放射能が低く、ベータ・ガンマ核種については平均寿命が 30 年 (6 半減期) 以下、アルファ核種含有量が 3,700Bq/g 以下のものである。LILW の例としては、原子力発電所から出るワイパー、冷却系統の不純物やフィルター、イオン交換樹脂、断熱部材などの他、病院や工場から出る手袋、注射器、コンテナ、注射針や生物廃棄物などがある。HLW に分類される主要な廃棄物は、使用済燃料である。LILW は、浅地中処分されるのに対し、HLW は全て最終的には深地層処分される。放射性廃棄物の 3 つ目の分類として、ウランの採掘及び精錬から発生する鉱滓があり、これらは、採掘・生産工場のサイト内で処分される。

1998 年 12 月 31 日現在、スペイン国内に貯蔵されている LILW の量は、原子力発電所に 8,703m³、ENUSA の燃料製造施設 (Juzbado) に 453m³、エル・カブリル (El Cabril) の浅地中処分場に 16,279m³ である。エル・カブリルの量は、一時貯蔵施設の 4,471m³ と処分セル内のコンクリート・コンテナの 11,808m³ とを合わせた量である。

1998 年 12 月 31 日の時点でスペイン国内に貯蔵されている HLW は、ウラン 2,249 トン相当の使用済燃料であり、現在すべてが原子力発電所内に貯蔵されている。これには、フランスに残っているバンデロスの使用済燃料の再処理から発生した残滓や、1983 年以前にイギリスにおいてサンタマリア・デ・ガローナ (Santa Maria de Garona) の使用済燃料を再処理して回収された微量の核分裂性物質は含まれていない。1983 年というのは、スペイン政府がスペインの使用済燃料の再処理を全廃し、代わって使用済燃料の直接処分を選択した年である。

現在「貯蔵」されているテイルは、合計 7.0×10^7 トンであり、鉱滓 (精錬) は合計 1.24×10^7 トンである。

スペイン国内で管理されている LILW の全容積は、193,600m³ と推定されている (1998 年 12 月 31 日現在)。この内訳は、燃料集合体の製造から 1,400m³、原子力発電所の操業か

ら 43,800m³、研究及び工業利用から 8,300m³、原子力発電所のデコミッショニングから 135,100m³、その他の原子力施設のデコミッショニングから 1,100m³、貯蔵施設の操業とその他のさまざまな活動から 3,900m³である。

スペイン国内で管理しなければならない HLW の量は(1998 年 12 月 31 日時点の推計)、ウラン 6,750 トン相当の使用済燃料(集合体およそ 2,000 体)と、バンデロスの使用済燃料の再処理により発生した推定 80m³の HLW ガラス固化体である。処分場の設計では、使用済燃料と HLW ガラス固化体の合計 10,000m³が想定されているが、これは選択する廃棄体によって大きく変わってくる。原子炉のデコミッショニングにより発生する廃棄物から 5,000m³が深地層処分場に処分される廃棄物として加わることになる。

ウラン採掘及び精錬施設のデコミッショニングに伴う鉱滓は、採掘から 6.11×10^7 トン、精錬から 1.17×10^7 トンが今後追加される。

このセクションでまとめた項目の詳細については、報告書本文の第 2.1、2.2、2.3、4.1 を参照されたい。

ES.3 発生後から処分前までの廃棄物管理のフロー

低・中レベル廃棄物は、基本的に発生者が固化処理することになっており、1,300 の中小発生者は例外的にエル・カプリル 処分施設での固化処理を ENRESA と契約している。固化処理によって、廃棄物内の放射性核種を固定し、取扱いを容易にする。一般的な固化処理としては、固形化(通常セメントを用いる)、圧縮、焼却、220 リットル(55 ガロン)ドラム缶への封入がある。

LILW の輸送は、ENRESA の責任である。廃棄体に対する責任は、原子力発電所のフェンスを越えたところで ENRESA に移管されるが、小規模の発生者に対しては、ENRESA が収集と輸送の両方の機能を果たすことがある。一般的に、ENRESA は特殊な装備(遮蔽トレーラーか原子燃料輸送キャスク、もしくはその両方)を所有しており、専門の会社に輸送業務を委託している。

LILW の貯蔵は、原子炉サイト内（適切な貯蔵容量があれば）でも、エル・カプリル 処分場でも出来る。どちらの場合でも、LILW は ENRESA のスケジュールと施設の暫定的な操業許可で設定されている制限、条件に従って、エル・カプリル施設の処分エリアに輸送される。

現在、HLW（使用済燃料、ガラス固化体の双方）の貯蔵は、原子力発電所（使用済燃料）もしくは海外の再処理施設（HLW ガラス固化体）で行われている。現在の原子炉での貯蔵計画では、2ヶ所の発電所が運転寿命（40年と想定）まで十分な貯蔵容量があり、2ヶ所の発電所は閉鎖1年前までの容量を持ち、1ヶ所（トリロ（Trillo））が2002年の終わりに容量を超え、その他の4ヶ所では2013年から2022年の間に貯蔵施設の容量を使い果たすとされている。また、バンデロス I の燃料の再処理によって発生する HLW ガラス固化体等の廃棄物は、2010年までにスペインに返還されなければならない。これらの事態に対処するための2段階に分けた貯蔵計画がある。第1段階（2010年まで）ではトリロの原子炉サイトに一時的貯蔵施設を建設し、第2段階（2010年以降）では2012年頃に集中一時貯蔵施設を利用できるようにする。この施設は、使用済燃料や HLW ガラス固化体以外の廃棄物、特に、ある種のデコミッショニング廃棄物や使用済放射線源のように、エル・カプリルに貯蔵できない廃棄物の貯蔵も求められることになるだろう。

HLW をどのように輸送するのか、使用済燃料や HLW ガラス固化体をどうやって廃棄体に充填するのかについて、詳細はまだ決定されていない。ENRESA には、その方法を選択し実行する責任がある。

このセクションでまとめた項目の詳細は、報告書本文の第2.4、2.5、3.1、6.2、6.3、9節を参照されたい。

ES.4 処分場プログラム

これまで述べてきたように、LILW の処分はエル・カプリル 処分場で行われている。ここは、1950年代後半までウラン鉱石の採掘が行われていた場所であり、廃棄物の元となるウランを産出した鉱山に廃棄物を処分するという1960年代の国際的考え方に基づいて選

定されたものである。1985年に、3つの組立式コンクリート貯蔵モジュールが建設され、それまで地表や地下の設備に貯蔵されていた廃棄物がそこに輸送された。

現在、エル・カブリル 処分場は毎月 200m³ の LILW を受け入れている。この施設では、処分モジュールの他に、超高圧縮機、焼却炉、未処理固体廃棄物の安定化設備、コンクリートコンテナ製造工場、コンテナ充填及び遮蔽システム、受入廃棄物の状態と内容を確認するための試験設備を備えている。2000年10月に、ENRESA は、この施設に新しいミキサーを導入する契約をフランスの企業と結んだ。

LILW は、固化処理される場所に係わらず、220 リットル (55 ガロン) スチールドラム缶 18 個あるいは、超圧縮ペレット約 50 個もしくはその両方を、コンクリート製処分コンテナ (2.25m×2.25m×2.20m) の中に設置し、その上から埋戻しグラウトを注入してドラム間の隙間を埋めて硬化させ、約 25 トンのコンクリートブロックにする。処分コンテナは、28 個の鉄筋コンクリート処分ポルトに定置される。処分ポルトはそれぞれ 320 基のコンテナを収納する容量があり、外寸は約 24m×19m×10m である。プラットフォームまで埋まると、上部に封入コンクリート板を敷き、合成カバーをして防水する。施設の認可容量は、100,000m³ で、これは 2014 年までに生じる LILW を収容するのに十分な容量である。エル・カブリル施設の容量を拡張するための調査研究が、現在進行中である。

廃棄物受入基準は、エル・カブリルの現在の操業許可と一致している。この操業許可は、あまり厳格ではないレベル 1 と厳格なレベル 2 の 2 段階の処分ユニットを規定している。これは、「より高い放射能を持つ廃棄体に労力、時間、費用を集中させる」ことを意図したものである。レベル 1 廃棄物の受入制限は、アルファ核種が合計で 185Bq/g、半減期が 5 年以上のベータ・ガンマ核種 (トリチウムを除く) が 18,500Bq/g、半減期が 5 年以上の核種の全ベータ・ガンマ放射能が 7,400Bq/g、全トリチウムが 7,400Bq/g である。レベル 2 廃棄物の受入制限は、半減期 300 年のアルファ核種が 3,700Bq/g と、トリチウム、C-14、Ni-59、Ni-63、Co-60、Sr-90、Nb-94、Tc-99、I-129、Cs-137 に対する個々の制限である。エル・カブリルの ENRESA 職員は、廃棄物特性の検証を行っており、非破壊試験 (分光分析を含む)、破壊試験 (例えば、物理的・力学的試験、均一性試験)、マトリックスの微細構造に関する特性評価試験等を行うことが出来る。

1983年に使用済燃料再処理の終結を決定したことにより、スペインにおけるHLWの処分については、使用済燃料の管理に重点が置かれている。処分場サイト選定プロセスにおいては政治・社会的に受入れられることが重視されていることから、1996年に上院調査委員会が組織された。この上院調査委員会で、HLW管理に関する最終決定は2010年頃まで延期するが、深地層処分と放射性核種の分離・核変換に関する研究は継続するのが適切であるとの決定がなされた。

スペインの深地層処分の概念は、遮蔽のない炭素鋼製のコンテナに使用済燃料を充填し、それを地下で小径の処分用水平横坑に設置し、適切な埋戻し材で取り囲むというものである。現在進行中の研究は、(1)3種類の地質条件（頁岩、花崗岩、岩塩）での適切なサイトの確認、(2)3種類の地質条件のそれぞれに対する処分施設の概念設計とそれに関連した確率論的性能評価と安全性評価、(3)処分場サイト選定、施設的设计、性能評価に必要な科学的、工学的データを得るための研究開発活動、である。深地層処分施設の操業開始は2035年为目标となっている。

このセクションでまとめた項目の詳細については、報告書本文の第4.2、4.3、4.4、4.5、5.1、5.2、5.3、5.4、5.5、5.6、5.7、5.8、5.9節を参照されたい。

ES.5 技術開発

LILWについて現在進められている技術開発は、廃棄物の減容を最大限に達成する新処理システム、様々な廃棄物マトリックス特性評価技術の改善、測定困難な放射性核種の放射能測定手法の改良、黒鉛廃棄物の管理への取り組み、極低放射能を持つ物質を放射性廃棄物の管理規制から排除する方法、実際の処分条件下でのバリア材の挙動に関するデータの拡充に焦点が当てられている。。

HLWに関しては、研究開発計画に基づいて、1999年から2003年にわたる第4期研究開発計画に沿って継続することがENRESAに求められている。この計画は、ヨーロッパ共同体委員会の「核分裂の安全に関する第5次研究開発枠組プログラム」(R&D Framework Program on Nuclear Fission Safety of the Commission of the European Communities)と密接に関

連している。というのは、スペインは、地下研究施設を用いた研究に重点を置いているからである。[例えば、結晶質岩における実規模人工バリア試験（Full-Scale Engineered Barriers Experiment：FEBEX）（スイス）、粘土岩における処分場シーリングに関する大規模原位置実証試験（RESEAL）（ベルギー）、地下研究施設拡張に関する粘土計測計画（CLIPLEX）（ベルギー）、埋戻し及びプラグ試験並びにトレーサー保持機構確認試験（Backfill and Plug-Test and Tracer-Retention-Understanding Experiment）（スウェーデン）、粘土岩中の掘削影響領域の進展、加熱、拡散に関する一連の実験（スイス）、岩塩中の埋設坑道と試錐孔の埋戻し挙動試験（ドイツのアッセ）。第4期研究開発計画の焦点は、地層処分に関する研究開発の継続（例えば、特性評価手法の検証と試験、原位置条件での人工バリアの試験、天然バリアに関するデータの改善、人工バリアや天然バリアにおいて生じる処分場でのプロセスの理解とモデル化の改善、提案された処分時における操作の実現可能性の証明）と、アクチニドの分離と核変換に関するものである。

このセクションでまとめた項目の詳細については、報告書本文の7節を参照されたい。

ES.6 廃棄物管理の予算と人員計画

放射性廃棄物管理活動の費用は、勅令により、廃棄物の発生者が負担している。原子力発電所は、全電力の売上げに基づいてある割合の料金を負担し、他の発生者は、廃棄物がENRESAに回収される時に契約料金を請求される。

スペインにおける使用済燃料と放射性廃棄物管理の総費用（支出と投資を含む全項目）は、1兆6,270億ペセタ（1999年）である。そのうち、15.9%がLILW、57.2%がHLW、24.0%がデコミッションング、2.9%がその他となっている。その概算の主な内訳は、研究開発に492億5000万ペセタ、輸送に358億7,000万ペセタ、LILWの貯蔵・処分に1,769億5,000万ペセタ、HLW（使用済燃料）の一時保管に1,144億2,000万ペセタ、HLWの「最終管理」に対する見積り5,267億6,000万ペセタ、となっている。

1998年12月31日までにかかった費用は、2,781億6,000万ペセタで、管理費用全体の17%である。1999年の支出は、ほぼ183億ペセタであった。

ENRESA の職員数は、250 人から 300 人の間で、約 125 人がエル・カプリル 処分場に配属されている。深地層処分場の職員数は、まだ決まっていない数多くの要素によって変わってくる（例えば、廃棄体の選定、埋設計画、自動化レベルなど）。

このセクションにまとめられた項目の詳細については、報告書本文の第 6.1、8 節を参照されたい。

ES.7 追加情報

スペインの放射性廃棄物管理計画の特徴は、以下の通りである。

- ・「総合廃棄物プラン」を作成して定期的に更新している。このプランでは、放射性廃棄物の管理に関して、その管理の全期間を通じて必要となる全ての活動と技術的解決方法及びその活動に伴う経済的、財政的側面を取扱っている。
- ・HLW 処分に関する決定は最低でも 2010 年まで延期すると、最近、政府が決定。
- ・海外の地下研究施設を用いた原位置試験を重視。

ES.8 報告概要一覧

以下の表 ES-1 に、スペインにおける放射性廃棄物管理のまとめを示す。

表 ES-1 スペインの放射性廃棄物管理のまとめ

主要情報のまとめ	
1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物政策に係る政策	<ul style="list-style-type: none"> ・低・中レベル放射性廃棄物 (LILW) は 1 ヲ所 (エル・カプリル) の浅地中処分場に処分されており、現状ではボルト概念が採用されている。 ・使用済燃料は再処理せず、直接処分することを 1983 年に決定した。 ・使用済燃料と HLW は、深地層処分することとし、候補地層は花崗岩、岩塩、頁岩である。サイトの決定は、2010 年までは行われない。 ・一般的な政策と管理方策は、総合放射性廃棄物計画 (GRWP) に定められている。現在は第 5 次計画 (1999-2004) が進められている。
2.0 放射性廃棄物管理の現状	<ul style="list-style-type: none"> ・放射性廃棄物 (原子力発電所のデコミッショニング、ウラン鉱山・精錬の修復も含む) の責任は、ENRESA にある。ENRESA は、1984 年に設立され国が所有する会社である。 ・LILW の定義は、比放射能が低く、平均寿命が 30 年以下のベータガンマ核種が主で、α 核種の濃度が 3,700 Bq/g のものである。具体的には、原子力発電所からのワイパー、循環系不純物とフィルター、イオン交換樹脂、設備構成機器などのほか、病院や他の産業で発生する手袋、注射器、容器、針、生物廃棄物などがある。 ・放射性廃棄物を発生するプロセスとしては、具体的にはウラン採鉱・精錬、燃料成型加工、原子力発電所の運転、燃料再処理 (バンデロス 1 号の燃料のみ)、放射性同位元素の医療・産業・研究への利用、原子力施設のデコミッショニング、廃棄物のコンデ

主要情報のまとめ	
	<p>イシヨニング、所蔵施設や処分施設の運転などがある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1998年現在でスペインに保管されている放射性廃棄物量は、コンディショニング済みのLILWが25,435m³、使用済燃料が2,249 MTHMである。 ドラム缶約10,000本のLILWが毎年収集され、エル・カプリルに運ばれ、コンディショニング及び処分されている。 放射性廃棄物と使用済燃料の総量（既存及び今後発生するものを含め）は、LILWが193,600 m³、使用済燃料が6,750 MTHM、HLWが80 m³と見積もられている。原子力発電所などのデコミッショニングによって、LILW193,600 m³のうちの136,200 m³が発生すると見込まれている。また、現在行われているウラン鉱山・精練の修復によって約9,000万トンの鉱滓が見込まれている。 処理としては、固体廃棄物の焼却、圧縮、廃液の蒸発、イオン交換、フロクキュレーションなどがある。処理の目的は、減容が中心である。主なコンディショニング前処理としては、除染、破碎、圧縮、蒸発、脱水などがある。 コンディショニングにより、廃棄物は長期貯蔵や処分に適した形態に固型化されることになる。コンディショニングは、もっぱらセメント固化である。 放射性廃棄物のクリアランスは、放出された材料の使い方によって判断され、放出限界値もそれによって決まっている（無条件放出と制限放出）
3.0 関連組織体制	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物発生者は、ウラン製造及び燃料成型加工産業（すべてUNUSAが経営）、原子力発電産業、及び医療、産業、研究活動に伴う小規模発生者にグループ分けされる。廃棄物の約93%は、原子力発電所で発生している。小規模発生者は、現在約1,300あり、その60%は工業及び商業企業、30%は医療、10%は研究である。 現在、7ヶ所の原子力発電所で9基の原子炉が運転中である。商用原子力発電プラントが1基（バンデロス1号）停止し、現在デコミッショニング中である。 スペイン政府は、原子力の安全性と放射線防護の責任を原子力安全委員会に与え、産業・エネルギー省（MIE）が原子力施設と原子力活動に対する許認可の責任を有している。 原子力発電プラントは、そこで発生する廃棄物の処理を行っているが、ENRESAは、それ以外の施設から発生する廃棄物の処理を行っている。 ENRESAは、すべての廃棄物をコンディショニングする唯一の実施主体である。 ENRESAは、唯一の処分の実施主体である。 他の国、特に西欧の原子力研究プログラムとの協力協定の締結に力を入れている。
4.0 規制・基準	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物の定義は、法律では「さらなる利用が見込まれず、かつ、規制当局により定義されたようなクリアランスレベルより高い濃度又は放射能レベルの放射性核種を含有するか、あるいは、そのような放射性核種で汚染されている廃棄物生成物又は残留物質のすべて」となっている。 スペインには放射性廃棄物に関して規制上の分類は存在しない。 処分場の立地、設計、許認可、運転及び最終閉鎖に影響を及ぼす一連の法律、王令、省令が存在しており、これらの規則と基準は、放射性廃棄物全体計画の中に統合されている。 貯蔵、コンディショニング及び処分施設の許認可に対する一般要件は、個人被曝線量を年間で0.1 mSv未満にすることである。 要件に適合しているかどうかの検認のために、処分場の管理者が廃棄物のパッケージ化処理するものから提出されたデータ集（提案）を詳細に評価する。
5.0 処分場	<ul style="list-style-type: none"> LILW用の処分場は1ヵ所、エル・カプリルで1992年10月以来運転している。HLWと使用済燃料用には、処分場も処分場用のサイトも選定されていない。 エル・カプリル処分区域は、幅が約90mの水平なプラットフォーム2つで構成されている。北側に16のポルト、そして南側に12のポルトが設置されている。各ポルトにはコンテナ320個の容量があり、各処分コンテナには220リットルドラム缶が18個入る。1998年までにポルトが6基満杯になり、閉鎖された。 エル・カプリルは、建設されている容量は45,000 m³で、認可を得ているのは50,000 m³あり、最終的には100,000 m³まで増やすことになっている。 エル・カプリルのコンディショニング及び付属区域には、廃棄物コンディショニング及び処理施設、コンテナ製造プラント、廃棄物ガラス固化実験室、運転及び保守の施設がある。サイトでの処理で中心になるのは、1,200トンドラム缶圧縮機、過給気型焼却炉、廃液減容及びグラウト注入である。 花崗岩、岩塩、頁岩を対象として一般的な深地層処分（処分場）の概念設計を行って

主要情報のまとめ

	<p>いる。処分場の大きさは廃棄物 40,000 m³ が想定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 花崗岩を対象とした処分場の概念設計では、深さ 500 m、処分坑道に水平定置、圧縮ベントナイトによる埋戻し、廃棄体の発熱率 1,100 W、キャニスターの寿命は 1000 年以上となっている。 岩塩を対象とした概念設計は、似たようなものであるが、厚さ 150m の岩塩の中に定置すること、廃棄体と接する母岩の温度が 25℃ を超えてはならないという要件から廃棄体の発熱が低く押さえられていることが異なる。 頁岩を対象とした概念設計は、現在進められているところで、処分場の深さが 200 m から 300 m になるのを除けば花崗岩の場合と同じと考えられている。 深地層処分場から使用済燃料を再取出しする可能性は、現時点では公式な選択肢にはないし、規制要件にもなっていない。 アンジュジャール近郊のウラン鉱山・精錬鉱滓の修復は、1994 年に 9.4 ヘクタールについて完了した（鉱滓の量は 100 万 m³） 220 リットルの金属製ドラム缶が LILW 用にもっとも一般的に使われている廃棄物容器であり、これが 24m x 19m x 10m の処分用コンテナに充填される。その他の廃棄物容器としては液体用の 25 リットル容器から、480 リットルの金属ドラムまでである。使用済燃料と HLW の廃棄体は、概念段階であり、処分場の概念設計（花崗岩、岩塩、頁岩）によって多少変わってくる。 エル・カプリルの廃棄物受入基準として、各処分コンテナについて放射能制限値が設定されており（様々な核種について）、特性評価と検証が要求されている。 エル・カプリルで 1998 年までに受入れた LILW は、合計で 16,279 m³ になり、これは約 2500 コンテナに相当する。毎月の受入量は、約 200 m³ である。 エル・カプリルが満杯になる時期は 2014 年頃である。HLW の深地層処分場のスケジュールは未定で、決定は 2010 年まで延ばされている。
<p>6.0 処理処分の現状と計画</p>	<ul style="list-style-type: none"> LILW 廃棄体の単位コストは約 29,000 ペセタであり、そのうち 19,750 ペセタはエル・カプリルでのコンディショニングと処分のコストである。 HLW 廃棄体処分の単位コストは、どのような処分概念（例えば、岩塩と花崗岩）を想定するかで大きく異なる。しかし、使用済燃料の MTHM 当たりのコストで比べるとずっと近くなる（MTHM 当たり、花崗岩で 3,300 万ペセタに対して、岩塩の場合は 3,900 万ペセタとなっている）。 スペインでは、改良型ガス冷却炉（バンデロス 1 号）の燃料だけが再処理され、再処理役務契約がフランスの COGEMA 社と結ばれている。再処理残滓は、2010 年から返還されることになっている。サンタ・マリナ・デ・ガローナの燃料が少しだけ英国のセラフィールドに送られ、「少量の核分裂性物質」がスペインに返還される。
<p>7.0 放射性廃棄物処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目</p>	<ul style="list-style-type: none"> 研究開発は、「スペインにおける放射性廃棄物管理研究開発計画」で定められており、この計画は、ENRESA が定期的（ほぼ 5 年ごと）に改訂される。第 4 次計画が、1999 年から 2003 年をカバーしている。 処理に向けた技術開発と基礎的な研究開発は、将来さらに減容を進めるための新しい処理システムの開発と、いろんな廃棄物マトリックスや測定が困難な核種に対して経済的な特性評価技術を開発することに重点が置かれている。 処分に向けた技術開発と基礎研究開発は、(i) サイト及び地層バリアの特性評価に関する測定機器及び数値計算を検証する、(ii) 人工バリアの実現可能性と性能を実規模で、処分場の温度、圧力、検証し、処分場で起こりそうなプロセスに関してデータを取得することに重点が置かれている。コンディショニング、処理、パッケージ化、及び貯蔵技術の開発は BNFL が中心となって行っている。 スイス、ドイツ、ベルギーでの既存の地下研究施設における地下での試験に力が入れられている。 核種分離と核変換が、最近研究開発計画に加えられた。
<p>8.0 放射性廃棄物管理における人員・資金計画</p>	<ul style="list-style-type: none"> 様々な種類の廃棄物に対する予算と人員計画は、放射性廃棄物全体計画に含まれている。使用済燃料と放射性廃棄物管理の総費用は、1 兆 6,275 億ペセタになる。 この予算の前提は、原子力発電所の稼働期間が 40 年、デコミッションはバンデロス 1 号と同様、使用済燃料と HLW の深地層処分は現在の概念モデルと同様、LILW の処理と処分は現行と同じ、というものである。 予算と人員の推定で最も不確実性の大きい点は、使用済燃料と HLW の処分（設計、建設、運転スケジュール、実際に採用される設計、定置後のモニタリングの必要性）である。

主要情報のまとめ

<p>9.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題</p>	<ul style="list-style-type: none">• エル・カプリルは、LILW の管理方策の中心であることに変わりなく、原子力発電所の一時貯蔵と合わせると、2014 年までは十分な貯蔵及び処分容量がある。• 廃棄物の減容（廃棄物発生量低減、圧縮率の向上、廃液のより効率的な処理）の優先度が高い。• 使用済燃料の貯蔵容量の拡大は、まず原子力発電所のプールの容量を増加させ、プール貯蔵が限界になると次に原子炉サイトで乾式貯蔵を行い、最後に集中貯蔵施設を建設する。• 深地層処分のサイトと設計の決定は 2010 年まで遅らせ、他国の進展を注意深く見守る（例えば、核種分離・核変換技術など）。サイト選定のための調査は無期限に延期する。• 一般の人が放射性廃棄物の管理をどのようにやって欲しいと考えているかに関して意見を一致させるために「広範囲にわたる」対話キャンペーンを繰り返し広げる。
---	---

第I章 英 国

1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策

英国において、基本政策は以下に示す3種類の放射性廃棄物によってそれぞれ異なっている。すなわち、廃棄物の種類としては、(i)使用済燃料の再処理に伴い発生する発熱を伴う廃棄物である高レベル放射性廃棄物 (HLW)、(ii)大きな発熱は伴わないものの、低レベル放射性廃棄物 (LLW) に対して設定されているレベルよりも高い放射能を含んでいる中レベル放射性廃棄物 (ILW)、(iii)アルファ放射線が廃棄物1トン当たり4 GBq未満で、ベータ及びガンマ放射線が1トン当たり12 GBq未満のLLWに分けられている。英国の場合、使用済燃料は現状では廃棄物と見なされておらず、再処理されている。

現状、英国のHLW管理政策では、再処理した後の長期貯蔵に重点が置かれ、深地層処分場の開発は先送りされている。このHLW政策では、英国の廃棄物管理システムに対して、様々な種類の使用済燃料と広範な燃料設計及び素材に対応することを求めている(例えば、腐食特性)。この廃棄物管理システムでは、国内と海外からの使用済燃料を対象にする必要がある。同システムは、再処理が遅延する場合にも対応する必要がある、従って、暫定的な貯蔵が出来るようにしておく必要がある。処分場開発は先送りされるものの、この管理システムは処分場との整合をとる必要がある(例えば、廃棄体の設計や素材)。

英国の現状のILW政策で展開がみられてきている。処分は深地層処分場内において行われる予定になっている。1980年頃以前は、ILWは、処分場の運転が開始されるのを待って貯蔵の前段階で、選別されることも、コンディショニングされることもなかった。その政策が、貯蔵する前に廃棄物を選別し、コンディショニングすることを求めるものに変更され、廃棄物の発生量を出来るだけ抑制することにより大きな重点が置かれることになった。

現状での英国のLLW政策は、発生後のいずれかの時点で、浅地中処分施設に向けて搬出し、同施設に処分するというものである。この処分概念は、土を掘っただけのトレンチに処分するものから、1980年代半ばになって、コンディショニング(超高压縮処理とグラウト処理)を施した後にコンクリート製のポルトに処分するものに変更された。

英国においては、ウランの採掘や精錬が行われていないことから、それらに伴う廃棄物は存在せず、従って、それらを管理する政策も存在しない。

1.1 現状と政府の政策

放射性廃棄物管理に関する英国政府による最初の政策声明は、1959年版白書、すなわち、「放射性廃棄物の管理（Control of Radioactive Waste）」(Cmd 884)であり、これが放射性廃棄物の処分を許可する要件を定めた1960年の放射性物質法の法制化につながった。英国環境汚染委員会の第6次報告書、すなわち、1976年に公表された「フラワーズ報告書」とも呼ばれている「原子力と環境（Nuclear Power and Environment）」(Cmd 6618)では、その当時において適用可能な様々な処分方法に関する検討を行っている（従って、1975年9月に発効した1972年ロンドン廃棄物投棄条約では、海洋投棄に関して英国の主権に制限を加え、HLWの海洋投棄を禁止している）。この環境汚染委員会は、HLWに対する明確な中間管理戦略、すなわち、政策を立案し実施する責任主体を明確にする必要性を主張し、その現状における全体像は「様々な意味で不安を抱かせるものであり、政府機関あるいは他の関連機関が長期的要件を十分に正しく理解出来ていないことを示唆している」と指摘した。

英国政府は、Cmd 6820においてフラワーズ報告書に対応し、そして、1982年版白書（Cmd 8607）において政策をさらに明確にした。これら政策文書には、以下に示すように英国政府の政策における主要目標が6項目明らかにされている。

- (1) 廃棄物の発生量を出来るだけ抑制すること
- (2) いかなる大規模な原子力開発計画を実施する場合も、その前に原則として廃棄物管理問題に対処すること
- (3) 環境面を考慮した廃棄物の取扱いと処理を実施すること
- (4) 計画に従って原子力サイトに廃棄物を処分すること
- (5) 処分方法に関して十分な研究開発を行うこと
- (6) 廃棄物を適切な方法により、適切な時期に、そして、適切な場所に処分すること

これらの目標は漠然としたものであったが、英国政府は1978年に放射性廃棄物諮問委員会（RWMAC）を、1982年に原子力産業放射性廃棄物管理会社（Nirex）を設立して積極的な対応を行った。さらに、政府における主たる責任は環境省の管轄とされた。フラワーズ報告書の中で指摘された他の懸念を踏まえて、環境省ではHLW処分のための可能性ある岩盤構造について試験掘削を行う計画をすぐに開始した。これらの計画は、ウェールズ中部のアイルシャー（Ayrshire）とノースアムバーランド（Northumberland）における地方共同

体からの反対運動のために、1981年12月に中止となった（英国原子力公社は、ノースアムバーランド国立公園内で試験ボーリングを行うために、ノースアムバーランド郡議会の拒否に対して異議を申し立てたが却下された）。この決定が下される時点までに、その後の調査計画が議会の告示により棚上げ状態にされてしまっており、環境相は、たとえ短期間であったとしても、国立公園内の快適さを損なう行為は認められないとの判断を下した。この時期までに、HLWはガラス固化し、処分を実施する前に50年間にわたり貯蔵されることになるかもしれないことが決定されていた（その後の調査では、放射能の崩壊と発熱量の低減を可能にするために100年間にわたる貯蔵を推奨している）。従って、英国政府は、1982年版白書の中で、廃棄物管理問題は原子力発電の発展にとって障害にはならないと主張した。

1984年になって、英国政府は「放射性廃棄物管理に関する国家戦略（National Strategy for Radioactive Waste Management）」を公表したが、この中では、一般的な記述しかなされていなかった（このことは、LLWとILWを対象とした処分方法に関しては、長期的研究に対する要件も何もないことを意味している）。1986年に、下院環境特別委員会は、その最初の報告書である「放射性廃棄物（Radioactive Waste）」を公表した。この報告書は、英国の政策にとって多くの面で重要なものであり、この問題の中核となるのは一般住民の理解であるという事実に言及して、「産業界は現在の公衆に対する姿勢と公衆との関係を大きく変える必要があること、『ロールスロイス的』アプローチ、すなわち、手間暇をかけた丁寧なアプローチを採用する必要がある、そのようなアプローチの方が慎重さを欠く方法に比べて非常に安上がりである」と結論付けている。

1994年5月に、環境相は放射性廃棄物管理政策の見直しを発表した。この見直し作業は、原子力発電の将来見通しに関する政府による見直し作業と並行して実施された。これは、協議文書と審議での反応、すなわち、1977年版白書（Cmd 6820）において示された放射性廃棄物管理に関する6項目の基本原則又は責任を更新することに対して幅広い支持が示されたことに基づくものであった。示唆された内容は、一般的な環境政策の中で放射性廃棄物に関する政策をこれまで以上に明確に位置づけること、予防措置基本原則に言及すること、持続可能な開発により大きな重点を置くこと、そして廃棄物の発生量低減にもっとしっかりした基準を設けることなどである。この見直し作業の最終的な結果は、1995年7月に「放射性廃棄物管理政策の見直し：最終結論（Review of Radioactive Waste Management Policy, Final Conclusions）」として公表された。この公表された政策は、以下の3項目の基本原則

を掲げている。

- (1) 持続可能な開発：将来の世代が彼らのニーズを満たす上で必要とされる能力を損なうことなく、現状におけるニーズを満足するような開発
- (2) 廃棄物発生量の低減：廃棄物を不必要に発生させてはならない
- (3) 汚染者負担：放射性廃棄物の発生者や所有者は、自身が保有する廃棄物の管理方針の策定と廃棄物の管理や処分に必要な費用の負担に責任を負う

この政策は、国際的な指針や規制の考え方の範囲内で組み立てられており、放射性廃棄物を無期限に貯蔵するのではなく処分する方策を選択するという英国政府の以前からの政策を再確認するものであった。この見直し作業の目的は、1984年の国家戦略が公表された以降に生じている変化に照らして、現行の政策を吟味することであった。

この見直し報告書のパラグラフ50から52には、放射性廃棄物管理政策に対する新たな基本原則が示された。これら基本原則は、このような政策は環境政策に対してもっと一般的に適用されているものと同じ中核的原則、特に、持続可能な開発という原則に基づいて策定されるべきである、という考えを出発点としている。これらの中には、意志決定は入手し得る最善の科学的情報とリスク解析に基づいて行うこと、不確実性が存在する場合や重大なリスクが存在する可能性のある場合には予防処置原則を採用すること、生態面への影響を考慮すること、費用面での負担は影響に対して責任を負う主体に直接向けられるべきであること（「汚染者負担」の原則）が含まれている。

この政策では、さらに明示的に、放射性廃棄物は、一般住民、作業員及び環境を保護するように管理し、処分しなければならないと指摘している（パラグラフ51）。英国政府では、リスクの低減という原則を採用する中で、リスクをさらに削減するために要する追加費用が、安全性の向上に伴って生じる便益を上回るようになるようなことがある点を認識している。安全性のレベルとそれを達成する上で必要となる資源とは、人間活動の他の分野で受け入れられているものと矛盾があってはならない。このアプローチの範囲内で、英国政府では、以下の点を確保できるように政策の枠組を維持し策定することを意図している。

- (1) 放射性廃棄物は不必要に発生させてはならない
- (2) そのようにして発生した廃棄物を、安全かつ適切に管理し処理する
- (3) その後、それらを適切な方法で適切な時期に安全に処分する

このような枠組が適切に実施されるようにする業務は環境庁（EA）の管轄とされ、そして、この枠組の中で、放射性廃棄物の発生者や所有者は、政府、規制当局及び処分機関と必要に応じて協議しながら自分たち独自の廃棄物管理方策を策定する責任を負うことになっている。廃棄物発生者や所有者は、放射性廃棄物の管理と処分に必要な費用を負担する責任を負っており、それには規制や関連研究に要する費用も含まれる。政府の方針は、廃棄物発生者と所有者とが放射性廃棄物の管理及び処分責任を果たすために必要な費用を、出費が生じる前に算定すべきであり、それを確保する適切な資金調達準備を行うべきであるというものである。これらの準備が適切かどうかは、定期的に見直さなければならない。英国政府は、さらに明確に以下のような点を確保すべきであると助言している。

- 廃棄物発生者と保有者は、現状における技術を使用して、あるいは、現在実施されている一連の研究開発で開発される技術を使用して解決できないような廃棄物管理上の問題を生み出してはならない。
- 廃棄物発生者と保有者とは、そうすることが実際的で費用対効果が高いと判断した場合、廃棄物の特性評価を行い、その物理的及び化学的特性に基づいて廃棄物を選別し、それらを受動的な安全確保の原則（例えば、廃棄物の安定化、保守や監視、あるいは、他の人的介入ニーズの最小化）に従って貯蔵しなければならない。
- 廃棄物発生者と保有者は、戦略的な企画立案を行うべきであり、原子力サイトに蓄積された廃棄物を適切な時間的枠組で処分するための計画や、余分なプラント及び施設をデコミッションングするための計画等を策定すべきである。そのような計画については規制当局と協議すべきであり、規制当局に受け入れられるものでなければならない。

英国政府の1995年見直し報告書の第5章には、放射性廃棄物管理の特定の側面に関連した固有の政策が記述されており、以下の点が指摘されている。

- (1) 使用済燃料管理－英国政府の政策では、使用済燃料を再処理するのだろうか、そして、いつの時点で再処理するのだろうかの問題は、使用済燃料の所有者が事業的観点から判断すべき事柄であると考えている。使用済燃料の乾式貯蔵施設立地に関する固有の問題が、イースト・ロティアン（East Lothian）のトーネス（Torness）にあるAGR型発電所に使用済燃料乾式貯蔵施設を建設するために、スコティッシュ・ニュークリア社（Scottish Nuclear Limited）が1989年電力法の第36条に基づいて提出した申請書に対する公開審議において持ち上がった。この公開審議における報告者（検査官）は、この提案は問題のない技術的解決策を示していると結論付けたが、政府に対しては、乾式貯蔵施設に対していかなる同意をする前にも、国家戦略面からのニーズ、特に単独サイト・アプローチを採用するのか、それとも複数サイト・アプローチを採用するのかどうかについての検討をすべきであると勧告した。環境相はこの勧告を受け入れた。代替アプローチに対する評価を行った結果、単独の集中型貯蔵施設は、多くの乾式貯蔵施設を原子力発電所に併設する場合に比較して、決定的な優位性を得られることが示されなかったと、環境相は1995年2月21日に発表した。従って、使用済燃料乾式貯蔵施設の立地は、個別の原子炉運転者の事業的観点からの判断事項として残されることとなった（パラグラフ88-90）。
- (2) 高レベル放射性廃棄物－高レベル放射性廃棄物は、冷却と短寿命放射性核種の崩壊とを可能にするために、最低50年間は貯蔵すべきであるとの政府の政策を再確認している。しかし、英国政府は、このような廃棄物の最終的な処分先を検討するために積極的な対応をすべきであると考えている。HLWの冷却がなされているものと考えれば、HLWを陸地で深地層処分することは長期的に好ましい解決策であるという英国政府の見解は変わっていない。これに関連して、使用済燃料の直接処分について、他の高レベル放射性廃棄物の処分と基本的に異なった技術的問題は指摘されていない。英国政府は、英国にとって必要な研究戦略を策定して実施するための措置、すなわち1981年に中断してしまった深地層処分に関連した地層の研究について、政府の計画を開始する意向であることを示唆した。英国政府の目標は、将来計画について国家としての意見表明、すなわちHLW処分場の開発においてなされるべき意志決定と達成すべきマイルストーンを示すことである。政策作成は政府の所管事項であるが、それを実施するのは廃棄物の所有者と規制当局の役割になる（パラグラフ91-93）。

- (3) 核種分離と核変換—これは特定の長寿命及び有害放射性核種を分離又は選別し、より短い半減期の放射性核種に核変換するものであり、一部の種類の廃棄物を処理するために提案されてきている代替方策である。この方策により、廃棄物に含まれる長寿命有害物質の量は削減される可能性がある。英国では1970年代後半から1980年代前半にかけて同分野において様々な研究を実施したが、その結果は満足のいくものではなかった。しかし、この分野における研究は、英国ばかりでなくフランスと日本で現在実施されているところである。英国政府としては、このような研究の結果の成り行きに関心を持って見守り続ける予定である。英国政府としては、この分野で独自の研究を開始することは計画していない。
- (4) 貯蔵と中レベル放射性廃棄物—英国政府は、ILWに関して無期限貯蔵ではなく、深地層処分を行うとの政策を継続しており、NIREXが適切なサイトを特定するための計画を継続すべきであると考えている。英国政府は、処分場開発を先送りしても有利なことは何もなく、適切なサイトが見つかってしまえば、合理的に実施可能な限り迅速に処分場を建設すべきであると述べている。英国政府は、いかなる処分についても公聴会を開催するという、以前出した決定に従うことを予定している(パラグラフ95-100)。処分場を建設する方向で施策を推進するとの英国政府の意志決定は、RWMACによる見解、すなわち放射性廃棄物の安全な最終処分が英国本土で達成可能であること、そして将来の世代に対する責任を処分の先送りではなく、最終処分の実施により果たすのが最善の策であるとの見解により支持されている。しかし、この処分施設の開発に必要な時間と、その施設が運転を続けるであろう期間を前提にすれば、その処分場の最終的な閉鎖、すなわち運転が開始されてから恐らく50年程度の期間が経過するまで、廃棄物を再取出しする方策は維持されるべきである。そのような処分場の安全性を検討する場合においては、同施設閉鎖後のモニタリング、サーベイランス(監視)、予防又は矯正措置に依存しなくても、将来の世代にまでわたる継続的な安全性が維持できることを実証する必要がある。

1997年にILW処分場に関する岩石特性評価施設(RCF)の計画立案許可発給が拒否されたことが発表されたあと、議会の燃料サイクルバックエンドへの関心が高まり、上院(貴族院)科学技術特別委員会は「英国内の放射性廃棄物(民間及び軍事)の管理」について審議することを1998年に発表した。同委員会は、1999年3月に委員会としての報告書を公表し、

以下に示す4項目の勧告を行った。

- (1) 総合的なアプローチが必要であり、「正しい今後の方針」として、地下埋設処分は段階的に進めるべきである。
- (2) 政府は、一般住民との協議、すなわち、問題点と可能な解決策を説明した上で政府としての計画を策定すべきである。
- (3) 議会は、新たな取り決めに承認し、それらを一定の間隔で確認すべきである。
- (4) 政府がそのアプローチを策定し、それを実行に移すのを手助けするための新たな組織が必要である。

同特別委員会では、計画されている深地層処分場への処分を勧告したが、どのような政策を採用する場合においても、一般住民による受け入れを確保しなければならないとの指摘を行った。

2.0 放射性廃棄物管理の現状

英国における核兵器プログラム及び原子力産業は50年以上にわたって廃棄物を発生してきている。当初は、貯蔵前に廃棄物の特性を調べたり、選別したり、コンディショニングすることはほとんど考えられていなかった。処分可能な廃棄物（LLWのみ）は、処分施設に輸送され、トレンチに埋設して、満杯になると土をかけられた。1980年頃、廃棄物処分に対するアプローチが変わり、改善された放射性廃棄物の管理方法が採られるようになった。これには貯蔵庫に定置する前のコンディショニング（選別、処理、特性評価を含む）及びLLW処分に関する工学ポールの利用が含まれている。

2.1 管理区分

英国には法的に定義された廃棄物の分類は存在しないが、一般には、以下に示すような4種類の分類、すなわち極低レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物、中レベル放射性廃棄物、高レベル放射性廃棄物が使用されている。

- (1) 極低レベル放射性廃棄物（VLLW）は、国家放射性廃棄物処分施設には処分されず、国の廃棄物量としては報告されない。この廃棄物は、 0.1m^3 あたりに含まれるベータ/ガンマ放射能が $400,000\text{Bq}$ 未満であること、あるいは単一アイテムにおけるベータ/ガンマ放射能が $40,000\text{Bq}$ 未満であることを前提に、通常のごみとして処分（ゴミ箱処分）することができる（ $400,000\text{Bq}$ の制限値は、表面での被曝線量であり、 $40,000\text{Bq}$ の制限値は、掘り出した人への被曝を考慮したものである）。また、アルファ核種やSr-90を持った廃棄物はVLLWの分類から除外し、弱いベータ線放出核種、C-14、及び/あるいはトリチウムを含む廃棄物に関しては $400,000\text{Bq}$ の制限値を10倍まで上げるのも通常である。
- (2) 低レベル放射性廃棄物（LLW）は、アルファ放射能が 4GBq/t 、あるいはベータ/ガンマ放射能が 12GBq/t を超えてはならない。英国政府の政策は、この種の廃棄物のほとんどを処分することであるが、比較的高い放射能レベルにある一部のものや、特に長寿命の放射性核種を含有するものは、中レベル放射性廃棄物のために計画されている深地層処分場に処分されることになる。
- (3) 中レベル放射性廃棄物（ILW）は、放射能レベルがLLWに対する上限値を超えているものである。ILWは運転員を保護する放射線遮蔽及び/あるいは閉じ込めを必要とす

るが、HLWほど多量の熱は生じない。アルファ放射能が4 GBq/tを超えるか、あるいは、ベータ/ガンマ放射能が12 GBq/tを超えている場合、その廃棄物はILWとして分類される。政府の政策は、短寿命及び長寿命廃棄物の両方を深地層処分場に処分するというものである。

- (4) 高レベル放射性廃棄物（HLW）は、使用済燃料の再処理により生じるもので、多量の発熱を伴うものである。このHLWは、原子力発電プログラムに伴い発生する全ての廃棄物における放射能の約90%を占めている。HLWは、NIREXの責任範囲ではない。そのほとんどが、使用済燃料の再処理と、残滓のガラス固化が行われているセラフィールド（Sellafield）におけるBNFLの操業で発生する。HLWは、少なくとも50年間にわたり貯蔵され、その後深地層処分場に処分される予定になっている。

HLWは、使用済燃料の再処理における一次分離工程において生じる高放射性の硝酸抽液である。この液体には、使用済燃料に含まれる核分裂生成物の約99%が含まれている。まだガラス固化されていないHLW（現在までに発生した既存のHLWの大多数）は、蒸発処理により濃縮し、ステンレス鋼製のタンクに貯蔵される。ガラス固化処理により、特別に設計された104リットル入りキャニスター内に均質なガラスの一体物が出来ることになる。英国の政策が変更された場合には、処分場に直接定置される使用済燃料も、HLWに分類されることになる。

金属はILWの主要構成要素であり、少量のセメント、黒鉛、有機物質、無機スラッジ、ガラス及びセラミックスがそれに加えられる。ILWは、使用済燃料の解体や再処理から、また放射性物質を取扱う施設における通常の運転や保守から主に発生する。代表的な例としては、以下のようなものがある。

- 被覆管ハル（ジルコニウム、ステンレス鋼、マグノックス、またはアルミニウム）や使用済燃料から分離された端栓
- スラッジ、スラリー、フロック、フィルター及びイオン交換樹脂といった廃液処理廃棄物
- 破損した原子炉構成要素（種々雑多な金属や黒鉛）や放射能レベルの高い他のプラント機器で、デコミッションング廃棄物（種々雑多な金属や建築デブリ等）も含まれる
- 医療装置で使用された特殊な放射性同位体（液体、金属及び有機化合物）

●軍事目的で使用された放射性物質

LLWの主要な成分は金属と有機物質で、主に軽度に汚染された種々雑多なスクラップとして発生する。金属は、主に余剰の、もしくは回収された装置あるいは部品である。有機物質は、主に廃棄された防護服、紙タオル及びポリエチレンシートなどである。デコミッショニングで発生する建築廃材や種々雑多な金属の大部分は、LLW又はVLLWに分類されることになる。

英国の分類システムを日本のものと比較してみると、英国ではアルファ及びベータ/ガンマ放射能に基づきILWとLLWとに細分化されているのに対して、日本ではそのような分類がなされていない点を除けば、全体としては一致している。HLWでは1対1の関係がある。LLWにおいては、以下に示す関係が認められる。

●日本：原子力発電所からの廃棄物（運転に伴う廃棄物）

英国：主にILWとされるが、アルファ及びベータ/ガンマ放射能が低いものはLLWとして分類される（LLWとされる量は少ない）

●日本：原子力発電所からの廃棄物（デコミッショニング廃棄物）

英国：主にLLWとされるが、アルファ及びベータ/ガンマ放射能が高いものはILWとして分類される（ILWとされる量は少ない）

●日本：TRU核種を含有する放射性廃棄物

英国：主にILWとされるが、アルファ及びベータ/ガンマ放射能が低いものはLLWとして分類される（LLWとされる量は少ない）

●日本：ウラン廃棄物

英国：アルファ及びベータ/ガンマ放射能に基づいてLLWかILWかに完全に分類される

●日本：研究所廃棄物

英国：主にLLWとされるが、アルファ及びベータ/ガンマ放射能が高いものはILWとして分類される（ILWとされる量は少ない）

廃棄物分類スキームの取り纏めにおいては、2つの要素が最も重要とされている。1つは選択された処分スキームに依存する個々の分類値による、公衆の長期的保護（閉鎖後安全

性評価)の観点である。一般的に、提案される処分場の性能評価は、かかる処分場に定置される廃棄物インベントリーに関する放射性核種濃度の制限値設定に利用される。処分場サイトが選定されなければ、一般的な規制上の放出制限値を用いた一般的な性能評価が、所与の廃棄物タイプの単位体積あたりの放射性核種制限値を設定する際に利用される。2つめの要素は、処分場での定置に先立つ廃棄物の取扱いとコンディショニングを行う作業員保護の観点である。キャニスターの線量当量率及びガンマ放射能レベルが特に重要となる。これらの制限値設定に利用されるアプローチは、残留放射能汚染を伴う物質の条件付き及び無条件の放出あるいはクリアランスについての決定に関し採用されるアプローチと根本的に同一である。

2.2 廃棄物の発生量

英国内の廃棄物は、HLW、ILW及びLLWの量として報告されている。廃棄物は、その量を2つの物理的状態：(i)コンディショニングしたもの、及び(ii)貯蔵時、とに分けられている。廃棄物は、長期貯蔵や処分に適したものとするために、例えば、セメントによる安定化、あるいはガラス固化によりコンディショニングされる。「貯蔵時」とは、貯蔵において廃棄物が占有する実際の体積を意味しており、その一部は廃棄物量調査日までにコンディショニングされたものである。

英国における廃棄物量は、報告される78種類の放射性核種を伴う1,066種類の廃棄物の流れから導き出されている。インベントリーは、それぞれの廃棄物の流れに対して各廃棄物発生者に質問票を送付することで3-4年のサイクルで評価されており、NIREX、環境・運輸・地域省により共同で資金が賄われている。直近のインベントリー評価は1998年4月に行われたもので、その結果は1999年に公表されている。この廃棄物在庫容量は m^3 で報告されている。

2.2.1 現在貯蔵されている廃棄物

全ての発生源から発生するHLW、ILW及びLLWで、1998年4月1日現在英国に貯蔵されている廃棄物の総量は $80,740m^3$ であり、その総放射能は $49,000,000TBq$ である。この数値は、前回のインベントリー調査時点(1994年4月1日現在)と比較して $9,730m^3$ 増加している。これら廃棄物のほとんどは、デコミッショニングに伴い発生したものではなく、運転に伴い発生したものである。この総量に含まれるものは以下の通りである。

- HLW－1998年4月1日現在、1,800m³のHLWが貯蔵されている。240m³はコンディショニング済（ガラス固化）のもので、1,560m³はガラス固化待ちのものである。このHLWの総放射エネルギーは約44,000,000TBqである。前回の保管量と比較して、ガラス固化されたHLWの量は3倍に増加している。
- ILW－1998年4月1日現在、70,950m³のILWが貯蔵されている。8,450m³はコンディショニング済のものであり、62,500m³はコンディショニング前のものである。総放射エネルギーは約4,900,000TBqである。以前より多くのコンディショニング・プラントが現在運転されており、多くの廃棄物が発生した段階でコンディショニングされていることから、前回のインベントリーと比較して、貯蔵されているコンディショニング済ILWの量は約4倍に増加している。
- LLW－1998年4月1日現在、貯蔵されているLLWの量は8,000m³を僅かに下回っており、その総放射エネルギーは9 TBqでしかない。この量の約半分は、ドリッグ (Drigg) の処分サイトへ搬出するために一時的に貯蔵されているものである。残りは、ドリッグでの処分に適さないもの、あるいはコンディショニング及び処分のために貯蔵されているものである。

現在のコンディショニング後のインベントリーを廃棄物発生者により分類したものを、表2-1に示す。

表2-1 主要な廃棄物発生者と処分量

(単位：m³、1998年4月1日現在でコンディショニングされ貯蔵されているもの)

廃棄物発生者	発生源	LLW	ILW	HLW
BNFL	ウラン処理、燃料成型加工、ウラン濃縮、マグノックス炉、使用済燃料再処理	3,239	56,433	665
ブリティッシュ・エネルギー	新型ガス冷却炉とPWRエネルギー	105	2,589	0
英国原子力公社	デコミッショニングからの廃棄物とR&D計画からの廃棄物管理	1,325	12,043	16
国防省	原子力潜水艦と国防計画に	1,217	2,705	0

	よる核兵器製造			
ナイコムド・アマシヤム社	放射性同位体	0	293	0
URENCO	ウラン濃縮	25	1	0
その他	医療、産業及び研究	8	68	0

2.2.2 今後発生する廃棄物発生量予測

原子力産業及び国防計画の将来的な運転/実施；原子力発電所、関連プラントならびに国防施設のデコミッションング；広範な医療、産業及び研究利用分野での放射性物質の継続的な使用は、全て英国における放射性廃棄物の継続的な発生につながるであろう。

今後の廃棄物発生量の予測は、どのような前提を置くかによって大きく変わってくることになり、ここで報告している量に関しては以下のような前提が置かれている。

- 原子力発電所：マグノックス型炉発電所は、カンブリア（Cumbria）のカルダー・ホール（Calder Hall）発電所とダムフリースシャー（Dumfriesshire）のチャペルクロス（Chapelcross）発電所の場合（45年間）を除き、平均37年間にわたり運転される。新型ガス冷却炉発電所は、アイルシャー（Ayrshire）のハンターストーン（Hunterston）発電所とイースト・ロティアン（East Lothian）のトーネス（Torness）発電所の場合（35年間）を除いて、30年間にわたり運転される。サフォーク（Suffolk）のサイズウェル（Sizewell）加圧水型炉発電所は40年間にわたり運転される。新規の原子力発電所の建設はない。
- 使用済燃料再処理：マグノックス炉からの燃料の再処理は2009年まで継続する。酸化燃料の再処理（THORP）は2013年まで継続する。
- 研究開発：民間原子力産業プログラムは、徐々に段階的に中止されていく予定である。
- 国防：国防戦略核能力を維持し、原子力潜水艦推進計画を継続する。
- 医療及び産業：放射能の利用は継続される。

これらの前提は、技術的、商業的、あるいは政策的な理由により計画が変更された段階で修正する必要があるかもしれない。

上記の前提に基づくと、1998年4月以降に200万m³のコンディショニング済み廃棄物が生じることになる。この廃棄物の中で最大の量を占めるのは、既存の原子力プラント、特に

原子力発電所と使用済燃料再処理施設のデコミッショニングにより生じるものである。廃棄物の種類ごとの発生量は、以下の通りである。

- HLW-発生するHLWは、セラフィールドのTHORP再処理プラントが2013年に運転を停止するまで、年間45m³から90m³の間で推移するものと予測される（図2-1を参照のこと）。1998年4月1日現在において貯蔵されているコンディショニング済HLWの総量に今後の発生量を加えると、1,890m³になる。セラフィールドのガラス固化プラントにおける最近の経験に基づいて廃液処理により達成される減容率が再評価されたことによって、この数値は1994年における保管量に比較して17%減少している。

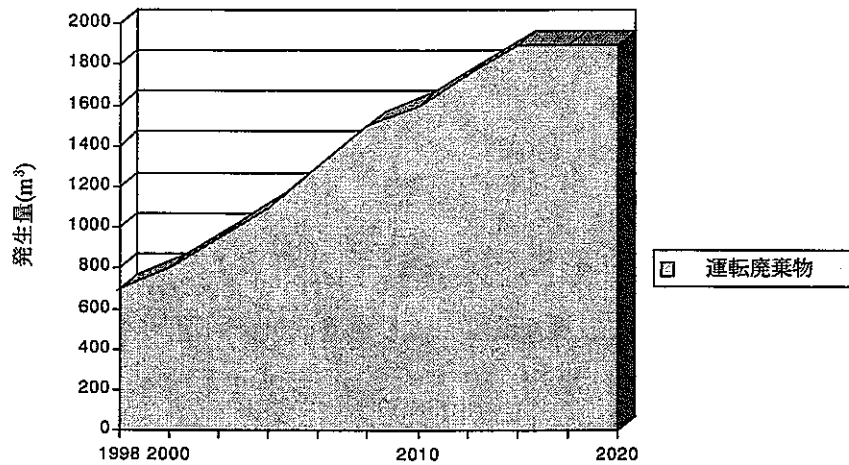


図2-1 コンディショニング済HLWの累積発生量

●ILW：発生するILWについては、2010年まで年間約3,000m³という現状における発生率で推移し、その後は、原子力発電所の運転停止、使用済燃料再処理の中止及びその他の運転規模縮小に伴って、年間発生率が低下するものと予測されている（図2-2を参照のこと）。2020年以降は、ほとんどのILWはデコミッショニングにより発生することになる。2100年の時点では、発生したコンディショニング済廃棄物量は約15万m³と予測され、その内の約10万m³は運転に伴う廃棄物で、約5万m³がデコミッショニングに伴う廃棄物と見込まれる。原子力発電所のデコミッショニングが加速される2100年以後において、発生率は増加することになる。総量で見ると、全ILWの約45%はデコミッショニングからのもので構成されることになる。

1998年4月1日現在で貯蔵されているコンディショニング済ILWの総量に今後発生する量を加えると、その総量は約215,000m³になる。この数値は、1994年のインベントリと比較して26%少なくなっている。これは、廃棄物発生量の算定が再評価で下方に修正されたことと、廃棄物処理及び廃棄体化技術の改善によるものである。

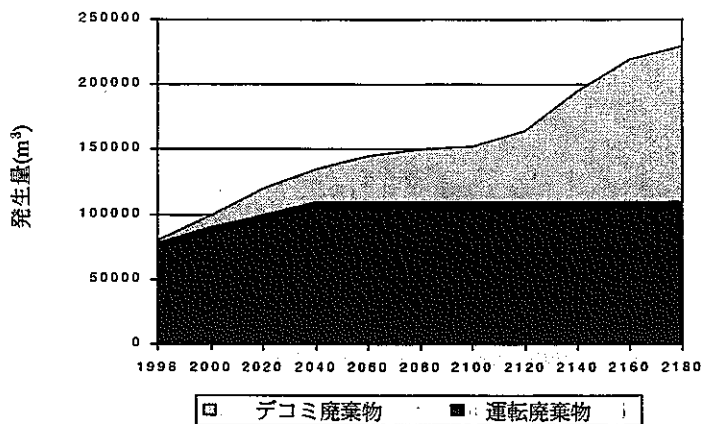


図2-2 コンディショニング済容量でのILW累積発生量

●LLW：発生するLLWは、2010年まで年間約10,000m³という現状における発生率で推移し、その後は、原子力発電所の運転停止、再処理の中止及びその他の運転規模縮小に伴って、2050年まで確実に低下していくものと予測されている（図2-3を参照のこと）。2050年以降にLLWの量が増えているのは、主にセラフィールドにおける施設のデコミッションングと発電所の最終段階のデコミッションングとから生じるものと見込まれる。2100年時点で、発生した廃棄物のコンディショニング済容量は、約1,400,000m³となる。総量で見ると、将来発生する全LLWの約90%は、デコミッションングに伴う廃棄物が占めることになる

1998年4月1日現在において貯蔵されているコンディショニング済総量に今後発生する量を加えると、約1,860,000m³になる。この数値は、1994年のインベントリーに比較して2%の減少となっている。若干の減少は、発生する廃棄物の再評価と、ドリッグとドーンレイ

(Dourey)での処分を支援するために当分の間減容を行う結果である。貯蔵されている廃棄物の全放射能は、発生見込み廃棄物の蓄積と放射能崩壊によって時間と共に変化することになる。見込まれる廃棄物の全てが発生し終わってしまうと、全放射能は放射能崩壊に伴って低下していくことになる（図2-4を参照のこと）。例えば、HLWの全放射能は、当初は廃棄物が次々に発生するのに伴って増加するが、使用済燃料の再処理が終わった後は、全放射能の相当部分を構成する短寿命の核分裂生成物が崩壊してなくなるにつれて、その後の数千年間で約1/1,000に低下することになる。

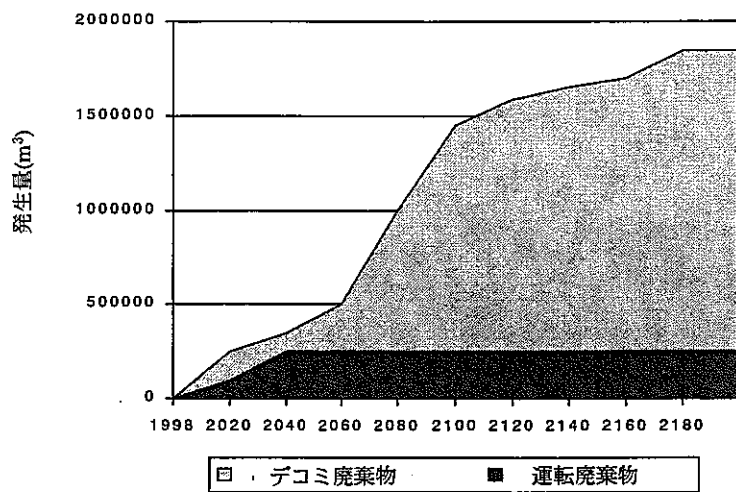


図2-3 コンディショニング済のLLWの累積発生量

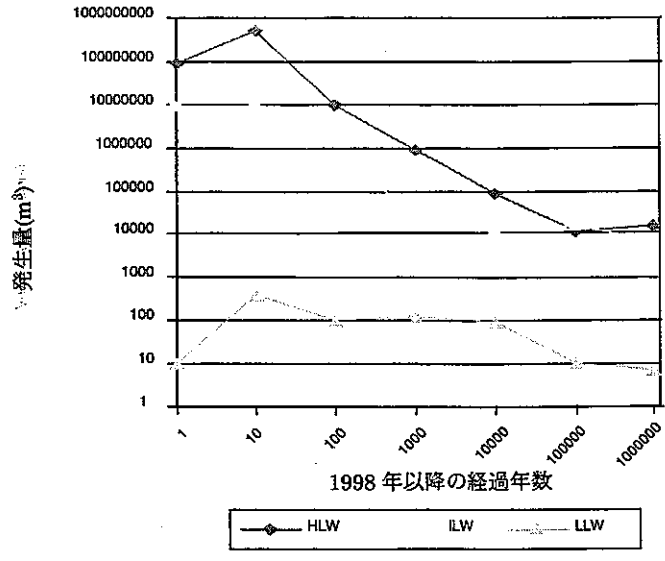


図2-4 全放射能の時間変化

全てのHLWは再処理の運転に伴い発生するものであるが、ILWの発生は一般に以下に示す活動に伴うものである。

商業再処理	46.2%
原子炉運転	38.9%
研究開発	7.5%
国防省	4.4%
医療と産業	1.9%
燃料成型加工と濃縮	1.1%

2100年までに発生するILWとLLWの廃棄物発生者別の割合を、表2-2に示す。

表2-2 発生するILWとLLW(単位:%)

廃棄物発生者	ILW	LLW
ナイコムド・アマシャム社	1.9	0.3
BNFL	51.8	65.7
ニュークリア・エレクトリック社a,b)	12.0	6.7
マグノックス・エレクトリック社b)	15.6	14.1
スコティッシュ・ニュークリア社a)	6.7	2.1
英国原子力公社	7.5	7.9
国防省	4.4	2.6
URENCO	0.08	0.3
その他	0.02	0.3

注a)以前はニュークリア・エレクトリック社とスコティッシュ・ニュークリア社により運転されていた新型ガス冷却炉と1基の加圧水型炉とは民営化され、現在はブリティッシュ・エナジー社が所有している。

注b)以前はニュークリア・エレクトリック社により運転されたマグノックス炉発電所、マグノックス・エレクトリック社は公共企業に属しているが、現在はBNFLが保有している。

いくつかの一般的な管理概念により、これらの廃棄物の現在の所在が定められている。使用済燃料は、再処理のためにセラフィールドへ、あるいは直接処分するようになれば深地層処分場に輸送されるまで、発生した原子力発電所サイトで保管される。再処理によって発生したHLWとLLWは全てセラフィールドに保管される。1980年代以前は、その施設として、マグノックス燃料貯蔵・脱被覆プラント（1986年にラインから外れた）、湿式サイロ（1980年代末に閉鎖）、乾式サイロ、及びスラッジ沈降タンク（1980年代末の別の日に閉鎖）などがあった。表2-3に、これらの施設の閉鎖時における放射性廃棄物インベントリ一総量を示す。1980年代中頃から発生した廃棄物の所在は第2.4節で述べる。

表 2-3 新規の廃棄物受入は行わないセラフィールド貯蔵施設における廃棄物量

場所	廃棄物の種類	量
マグノックス・ポンド・燃料 ポンド・スラッジ ポンド・デブリ	破損/配置違いのマグノックス燃料 マグネシウム水酸化物スラッジ スクラップ及び破損機器	1100 tons 2500 m ³ 600 m ³
湿式サイロ	マグノックス・スワーフ スクラップ機器 汚染水	10000 m ³ 1000 m ³ 4300 m ³
乾式サイロ	マグノックス及びアルミ・スワーフ 有機廃棄物 スクラップ機器 グラフィート	4200 m ³
推定総放射能インベントリー		2 x 10 ⁶ TBq β γ

英国における放射性廃棄物管理に関する上院（貴族院）科学技術特別委員会における最近の調査を支援するために、環境・運輸・地域省（DETR）では、1998年のインベントリー報告書において使用された前提とは違った数種類の管理シナリオを使って、HLWガラス固化体と使用済燃料の発生量及び特性に関する調査を開始した。これらシナリオには、2種類のプログラミング・シナリオが含まれている。1つは、原子力発電プラントが建設されないとするものであり、もう1つは、ベースロード用の原子力発電設備容量を約25%に維持するためにPWRを追加して建設するというものである。その後、これらのシナリオを2種類の再処理シナリオ（現状における契約以外の再処理をしない、あるいは、全ての使用済燃料を再処理する）と組み合わせて、全部で4種類のシナリオの組合せが作られた。付属資料Aは、1998年3月に発表されたDETR報告書RW 8/18/12-TR-1改訂版3のコピーである。

英国では、環境・運輸・地域省（DETR）が3～4年毎にインベントリー・データの収集をNirexに実施させている。Nirexは質問状を用意し、それを全ての廃棄物発生者に配布する。そしてこれにより得られた情報を取り纏め、「英国における放射性廃棄物：xx年インベントリーの要約」と題する報告書を発行する。廃棄物発生者は現在の廃棄物量及び将来の計画発生量を任意の方法で評価する。

2.3 廃棄物の発生場所

英国における放射性廃棄物の95%以上は、原子力産業から発生するものである（図2-5を参照のこと）。この中には、ウラン濃縮、原子燃料の成型加工、原子炉の運転、使用済燃料の再処理及び関連する研究開発活動に伴い生じる廃棄物が含まれている。また、一部の

放射性廃棄物は国防計画からも発生しており、そのほとんどは、核兵器生産と原子力潜水艦の運航に伴うものである。さらに、多くの医療機関、原子力以外の産業、教育及び研究機関からも少量の放射性廃棄物が発生している。

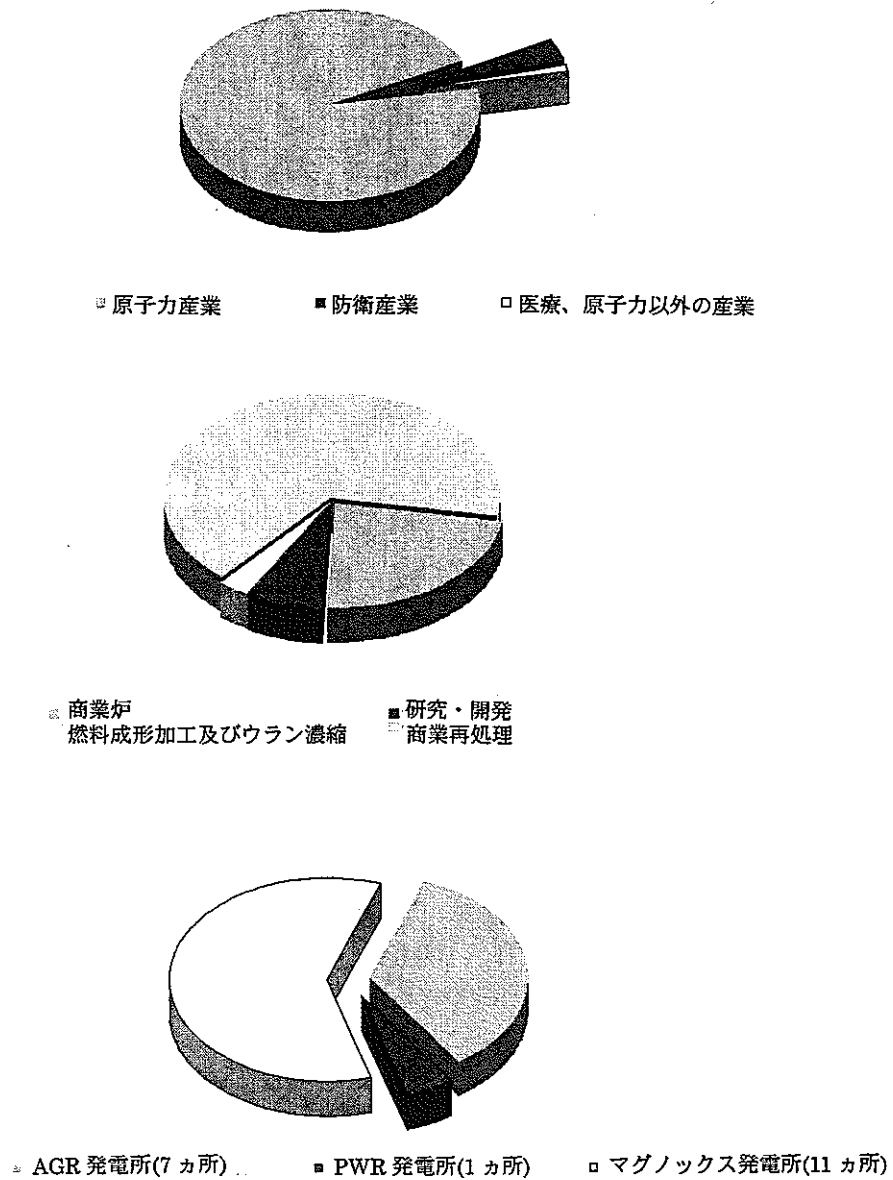


図2-5 放射性廃棄物発生者の寄与の相対的割合

原子力産業において現在発生している廃棄物のほとんどは、セラフィールドにおける商業使用済燃料再処理により生じるものである。その理由は、大量の放射性物質が同サイトにおいて処理されているからである。将来は、原子力発電所やセラフィールドにおける施設のデコミッショニングによって大量の廃棄物が発生するものと予測されている。

原子力発電は、1998年には英国の電力の27.5%を供給している。この発電量の3/4は、新型ガス冷却炉（AGR）と加圧水型炉（PWR）の発電所によるものである。これら発電所の運転とデコミッショニング、そこから生じる使用済燃料の再処理により発生する廃棄物量は、発電量単位当たりで見ると、旧型のマグノックス型炉発電所に比べて大幅に少なくなっている。これは、原子炉設計が進歩し、技術や運転方法が改善されたためである。

1998年4月1日時点において、英国には6つの主要な放射性廃棄物発生者が存在し、35ヵ所のサイトで運転が行われている（図2-6を参照のこと）。

アマーシャム・インターナショナル（Amersham International）社は保健科学会社であり、保健、寄生虫科学研究、産業や環境における品質保証及び安全保証において利用されるサービスと製品（放射性同位元素を含む）を提供している。

英国原子燃料会社（BNFL）は、ウランの処理や原子燃料の成型加工、ウラン濃縮及び使用済燃料の再処理を行っている。また、BNFLでは、英国において現在も残っている全てのマグノックス型炉発電所を運転し、全てのマグノックス型炉のデコミッショニングに対して責任を負っている。

ブリティッシュ・エナジー社は、英国におけるAGRと1基のPWRとの運転を行っている。

英国原子力公社（UKAEA）は、原子力研究プログラムを進めてきたことからデコミッショニングと廃棄物管理責任を管理する責任を負っている。

国防省は、放射性廃棄物を発生させる多くの施設を動かしている。

URENCOは、ウラン濃縮施設を運転している。

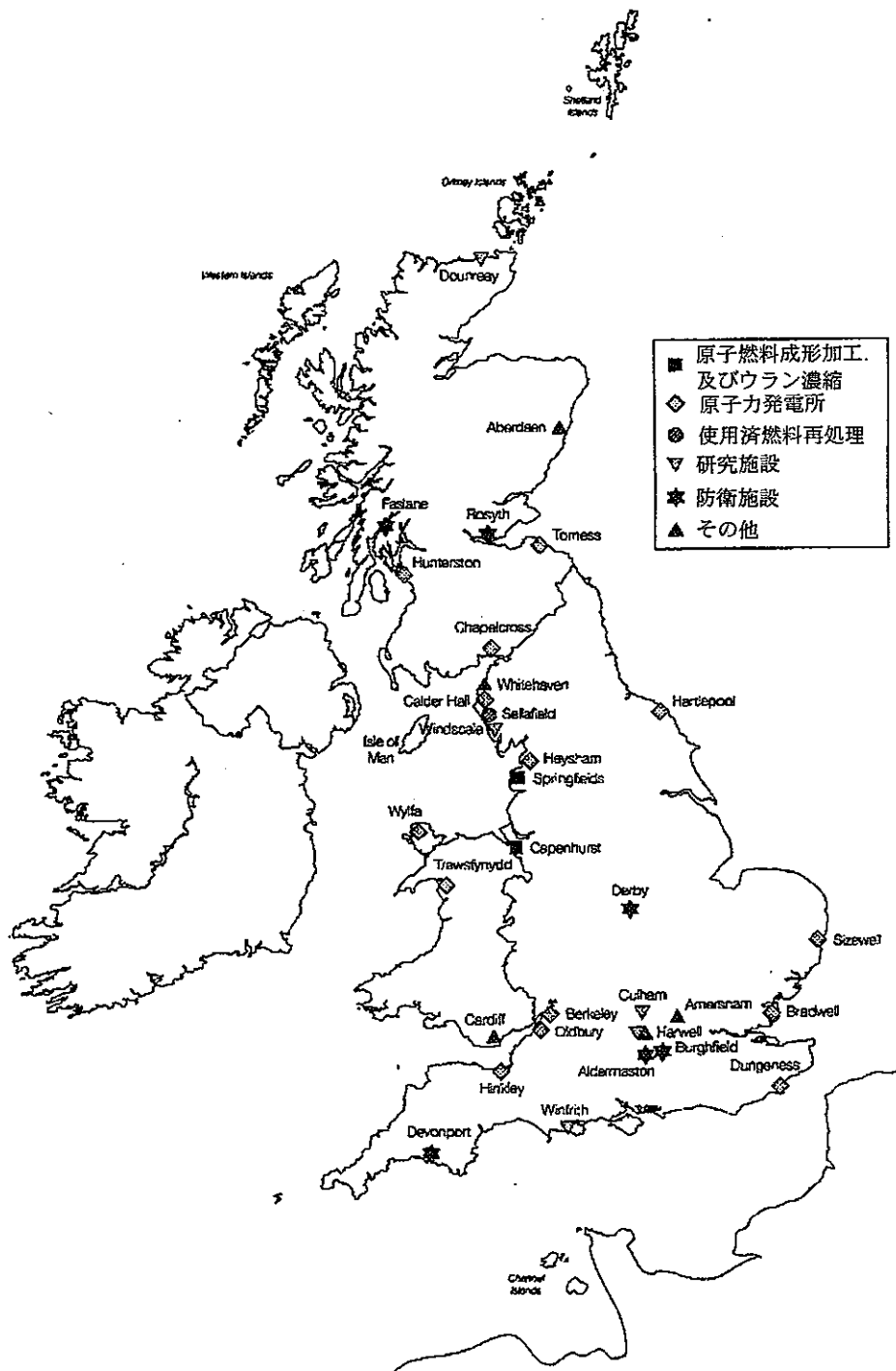


図2-6 英国における放射性廃棄物発生源の位置図

2.4 廃棄物の処理処分フロー

分類された廃棄物の種類による管理と処分の流れは、時間と共に変遷し、場合によっては廃棄物発生者の間でも異なっていた。一般に、廃棄物発生者は、ILWとHLWに対しては「サイトで貯蔵する」方法を取り、LLWに対しては「処分施設に搬出する」方法をとった。1980年以前は、サイトでの貯蔵は特殊目的の貯蔵施設、サイロ、タンクあるいはポンドで行われ、廃棄物は貯蔵される前にコンディショニングされることはなかった。また、様々な種類の廃棄物を混ぜ合わしたり、多様な種類の廃棄物を同一施設に貯蔵することも行われた。廃棄物発生量の低減には、ほとんどあるいは全く目が向けられなかった。1980年代初めに、排出物と廃棄物の低減と貯蔵する前の廃棄物のコンディショニングに向けての大きな動きが生じ始めた。この時期に動きが生じた理由としては、1971年に原子力施設法の下でセラフィールドに最初の許認可が下ろされてからほどなくして、セラフィールドにおける追加の湿式サイロ貯蔵の許認可を英国規制当局（NII）が認めなかったことで、BNFLがこの分野に力を入れ出したことが挙げられる。当時、既存の貯蔵サイロ及びスラッジ・タンクには多くの問題（サイロやタンクそのものの品質低下及び水素ガスの蓄積と放出による構造上の損傷）が存在しており、BNFLはこれらの廃棄物に関する管理費用の増加もあり、変更を受入れた。廃棄物の発生後すぐにコンディショニングを実施するこのアプローチは、同時期に他の国々で開始された同様の試みにも合致したものであった。廃棄物を貯蔵前に注意深く分類しコンディショニングした後で、かかる廃棄物を貯蔵する事に必要な全体費用は、未コンディション廃棄物を貯蔵し、いい加減に分類された固体廃棄物及び廃液を再取出しし、かかる廃棄物をコンディショニングし、その後の追加期間、貯蔵を行うより遥かに安上がりであるとBNFLは認識していた。貯蔵に先立つ廃棄物の最少化とコンディショニングは、環境的にも経済的にも有利であるとBNFLは結論付けたのである。コンディショニングは、貯蔵及び輸送における規制要件に対処するものであり、今後設定が見込まれる処分要件にも対処するものである。処分前のあらゆる廃棄物のコンディショニング、パッケージ化及び貯蔵は、廃棄物発生者側の責任である。

廃棄物処理に用いられる技術としては、固体廃棄物の焼却や圧縮、液体廃棄物の蒸発、イオン交換、凝集沈殿などがある。全ての技術は、廃棄物の容量を大幅に低減させる。

コンディショニングにより、廃棄物は長期貯蔵や処分に適した固体の安定した形態に転換されることになる。これは、1990年以降、規模を大きくしながら実施されてきており、主にセメントをベースとした混合物（セメント固化）又はガラス（ガラス固化）を使用し

て行われている。ほとんどの場合、容量を出来るだけ小さくするために、コンディショニングの前に廃棄物に処理が施されている。コンディショニングされた廃棄物は、鋼製又はコンクリート製のいずれかのコンテナにパッケージ化される。

現状では、HLWとILWについては利用可能な処分ルートは存在しない。これら廃棄物は、貯蔵施設に蓄積されてきている。

HLWは、コンディショニング前は、セラフィールドとカイスネス (Caithness) のドーンレイで水冷式タンクに液体として貯蔵されている。コンディショニングされた (ガラス固化された) HLWは、セラフィールドにある空冷式貯蔵施設内に貯蔵されることになる。HLW貯蔵施設には、この廃棄物から生じる熱を放散する冷却システムと運転員を保護するための堅牢なコンクリートによる遮蔽が装備されている。

ILWは、廃棄物が発生するサイトにおいて、遮蔽を施したタンク、ボルト又はサイロに貯蔵されている。ただしILWを少量しか出さない発生者は、英国原子力公社のオックスフォードシャー (Oxfordshire) のハーウェル (Harwell) にある貯蔵施設を使用することとしている。安全な長期貯蔵のためにコンディショニングするILWの量が増加することに対処するために、コンディショニング済み廃棄物を貯蔵する貯蔵施設の建設が新たに行われている。

大部分のLLWは、発生した時点ですぐに日常的に処分されていることから、LLW貯蔵施設の必要性はほとんどない。現状で処分することが不可能な一部のLLWは、ILWと同様の方法で貯蔵されているが、コンクリート製の遮蔽は特に施す必要はない。

英国では廃棄物発生者間で管理の実施面において微妙な違いがあるものの、基本的には全て同じアプローチが取られている。HLWについては、使用済燃料再処理の第一サイクルで生じた残滓は、ホウケイ酸ガラスを使用してガラス固化され、発熱が管理可能な状態になるまで温度管理された地上施設に貯蔵されることになる。ILWは、セメントを使用して、あるいはポリマー、アスファルト、ガラス、ポリマー改質セメント、低融点金属、セラミックスなどの物質と一緒に安定化される。その後、この廃棄物は4種類の標準パッケージにパッケージ化され、ILW用の深地層処分場が運転を開始するまで地上の貯蔵施設に保管されることになる。LLWは超高压縮された後、空隙部分を埋めるためにセメントを使用してコンディショニングされ、そして浅地中の工学的処分ボルトに処分されることになる。

2.4.1 コンディショニングとパッケージ

以下に、英国の主要な放射性廃棄物発者（国防省、ナイコムド・アマーシャム及び URENCOを除く）固有の廃棄物管理フローの概要を示す。この概要は、最近行われたAGR型炉とPWR型炉の民营化やマグノックス型炉のBNFLへの統合が行われる以前の廃棄物発生者についてまとめたものである。これは、英国で貯蔵されている廃棄物量のほとんどに対して使用された方針であったためである。

2.4.1.1 ニュークリア・エレクトリック (Nuclear Electric) 社

ニュークリア・エレクトリック社（AGR型炉発電所は現在ブリティッシュ・エレクトリック社の一部に、マグノックス型炉発電所は現在BNFLの一部になっている）は、ガス冷却マグノックス型炉発電所を8ヶ所と改良型ガス冷却型炉発電所を5ヶ所運転し、サイズウェルにPWRを1基建設した。これらの運転により発生した廃棄物はLLW又はILWに限られ、現状では原子炉から取り出された全ての照射済燃料は、再処理のためにBNFLに搬出されてしまっている。

廃棄物管理方策は、英国政府の政策と一致するものであり、以下のことが考慮されている。

- 固体廃棄物については、発生した廃棄物の容量を出来るだけ小さくするためにあらゆる合理的な手段を講じることが重要である。しかし、廃棄物の減容には、資金面及び放射線面の検討が必要であり、これらはどの程度少なくすればよいかを決定する際に考慮されることになる。
- 未コンディショニング廃棄物を回収し、それをコンディショニング済廃棄物の形態に転換することを判断するには、元々の廃棄物でどれだけの貯蔵容量があるか、どういふ処分が利用できるか、プラントのデコミッショニングでどんな制約が課せられるかなど多くの要因を考慮する必要がある。
- 廃棄物は実施可能な限り迅速に処分すべきであるが、中間貯蔵には、例えば放射能の崩壊を可能にするといった利点が存在する可能性がある。従って、中間貯蔵は、対象とする廃棄物について実施可能な最善の環境保護方策（BPEO）であると見なされた場合に利用されることになる。

2.4.1.1.1 中レベル放射性廃棄物

発電所から生じるILWの主なものは、(i)排出液や冷却用プール水を処理することに伴い発生するイオン交換樹脂とスラッジ、(ii)取出した燃料要素から発生するマグノックスのデブリと黒鉛、(iii)種々雑多な汚染又は放射化物である。一部を除いて、このILWの全ては、発生したサイトに蓄積されており、今後、コンディショニングが施され、処分のためにILW処分場に搬出されるまでサイト内に留まる予定である。

スラッジとイオン交換素材に対するコンディショニングとパッケージ化は、運転効率上の理由から1980年代初めに開始された。一部のパッケージは海洋投棄により処分されたが、1982年に海洋投棄処分が打ち切りになったため、残りのパッケージは、ILW処分場が利用可能となるまで貯蔵されるようになった。スラッジ、イオン交換素材及び他の廃棄物を深地層処分に適した形態にセメントで固化する移動式プラントについて、そのプロセスを開発、設計する計画が始まった。この移動式コンディショニングの概念は、スラッジやイオン交換素材の将来における管理のために、数ヶ所の原子力発電所で利用されている。

デブリはマグノックス型炉用燃料要素を再処理するためにセラフィールドに搬出する前に取り出され、ほとんどの発電所で貯蔵されている。燃料要素デブリに含まれるマグノックス合金の処理方法として好ましいのは、炭酸中で溶解することである。そうして処理した後、残ったスラッジはセメント中に封入、固化される。実規模の溶解実証プラントの建設は完了しているが、このプロセスを使用した十分な運転経験が蓄積されるまで、これ以上のプラントは建設されない予定となっている。マグノックスデブリ貯蔵・取扱い施設

(MDSHF)が既に建設されており、燃料要素デブリが発生すると、すぐに圧縮処理して500リットル入りドラム缶に入れられている。これにより、その後の炭酸塩の溶解あるいはセメントへの封入といった処理を待つことが出来る。AGR型炉ストリンガーデブリは、原子炉サイトのデコミッショニングまでサイト内に保管される予定となっている。

2.4.1.1.2 低レベル放射性廃棄物

LLWは、日常的に200リットル入りドラム缶内にパッケージ化され、処分のためにドリッグの施設に搬出されている。一部の廃棄物発生者は、処分前に容量を低減するために、可燃性廃棄物の焼却とドラム缶内圧縮とを行ってきている。しかし、全ての発電所において同様の減容処理施設を併設し、また、改善されたパッケージ化施設及びドラム缶監視施設を併設するための大規模な計画が現在進められている。ドリッグでのLLWの処分をトレ

ンチ処分からポールト処分に変更する一環として、現在では処分を実施する前に、液体を含有するLLWは封入することが必要となっており、また圧縮できる廃棄物に対しては超高压縮処理（セラフィールドで）シグラウト処理（ドリッグにおいて）しなければならない。

2.4.1.2 スコティッシュ・ニュークリア（Scottish Nuclear）社

スコティッシュ・ニュークリア社は、ハンターストン（Hunterston）B及びトーネス（Torness）にある2ヶ所のAGR型炉発電所（現在は、いずれもブリティッシュ・エナジー社の一部になっている）を運転し、唯一のマグノックス型炉発電所であるハンターストンA発電所（現在は、BNFLの一部になっている）のデコミッショニングを開始した。同社の放射性廃棄物管理方針は、英国政府の方策に従って展開されており、ニュークリア・エレクトリック社のものとも変わっていない。実際、この方針は以下に示す運転方針に表れている。

2.4.1.2.1 高レベル放射性廃棄物

スコティッシュ・ニュークリア社では、マグノックス型炉の全ての使用済燃料を、再処理のためにセラフィールドへ搬出した。AGR型炉からの使用済燃料は、セラフィールドで湿式貯蔵し、その後再処理するために搬出された。

同社では、使用済AGR型炉用燃料をサイト内で貯蔵する方針について詳細に検討し、トーネス発電所に最初の貯蔵施設を建設する提案に関する公聴会を開催した。使用済燃料は、少なくとも50年間にわたって貯蔵される予定になっている。

2.4.1.2.2 中レベル放射性廃棄物

スコティッシュ・ニュークリア社の中レベル放射性廃棄物は、先のニュークリア・エレクトリック社の項で述べたものと同様である。

ハンターストンA及びB発電所は、発生する全てのスラッジとイオン交換廃棄物とを貯蔵するのに十分な容量を有している。トーネス発電所は、5年から10年の間に発生する廃棄物を貯蔵できる容量を持つように設計されている。これら廃棄物の再取出しあるいはパッケージ化するニーズは認識されておらず、同社の方策はかかる措置を先送りすることである。近い将来トーネス発電所での貯蔵容量が不足することに対しては、貯蔵施設を建設して容量を増やすことで対応可能である。

マグノックス燃料要素とAGR型炉スチンガーデブリに関しては、これらの廃棄物の発生予想量全てに対処出来るだけの貯蔵施設容量がある。同社の方針では、コンディショニング、パッケージ化、処分の要件及びオプションがより明確になるまで、これら廃棄物の再取出しあるいはコンディショニングを先送りすることとしている。

2.4.1.2.3 低レベル放射性廃棄物

全てのLLWは、発生したサイトに貯蔵され、（実施可能であれば）低圧の圧縮処理やドラム缶への封入が行われている。その後、このLLWは、可能な限り迅速に処分するために、BNFLのドリッグにある施設に搬出されることになる。ここでは、LLWの発生者は、固体のLLWに対して超高圧縮処理又は焼却処理をしていない。汚染オイルだけは焼却処理している。

2.4.1.3 英国原子燃料会社（BNFL）

BNFLが明確にしている放射性廃棄物管理方針は、環境中に放出される廃液を最少化すること、固体LLWは発生した時点で安全に処分すること、そして他の全ての廃棄物については安全で費用対効果の高い方法で処分に向けて貯蔵し処理することである。かかる方針は、廃棄物は発生後できるだけ早い段階で、できるだけ多く分類されるべきであるという規制当局（HSE）による広範にわたる要件に影響を受けている。そうすることが現実的かつ費用対効果が高ければ、廃棄物の安全なコンディショニング、貯蔵、再取出し及び処分を促進するために、かかる廃棄物の分類及び特性付けをHSEは求めている。廃棄物の特性は、化学的及び物理的性状、放射線の種類、半減期、比放射能、放射毒性ならびに可燃性の観点から定義される。物質の貯蔵及び処分要件に基づき、廃棄物を適切な廃棄物ストリームへ分類することは設計段階で対処され、廃棄物管理戦略の一部となるべきであることも、HSEは要求している。「早い段階における適切な分類及び特性付けが期待され、これは合理的に可能な限り廃棄物の発生時に近い段階で行われるべきである」とHSEは述べている。この要件に従うべくBNFLが用いるアプローチは（i）「他の有害物質」が放射性核種を含む物質と決して混合されることがないように、あるいはかかる物質に汚染されることがないようにプロセスを変更する事、（ii）「他の有害物質（例えば有機物）」が廃棄物中の放射性要素から取り除かれるか、あるいは化学的に分離されるために、廃棄物を処理すること、及び（iii）放射性汚染物と「他の有害物質」を共に含む廃棄物を、放射性汚染物の

を含む廃棄物から分離して管理すること（異なる処理、貯蔵及び処分概念）を含んでいる。

2.4.1.3.1 高レベル放射性廃棄物

1960年代初め以来、マグノックス型炉用燃料再処理の第1分離サイクルから生じる高放射性廃液（HAL）は、セラフィールドで蒸発により濃縮され、ステンレス鋼製の貯蔵タンクに貯蔵されている。HALの他の発生源は、やはりセラフィールドにあるTHORPでの酸化物燃料再処理の第1分離サイクルである。セラフィールドのウィンズケールガラス固化プラントでは、この廃液をホウケイ酸ガラスを使用してガラス固化しており、同プラントは1990年に運転を開始した。このプラントで製造されたガラス固化体は、その発熱率が、処分場において安全かつ経済的に処分できる程度に十分低くなるまで、政府の政策に従って、少なくとも50年間にわたり空冷式貯蔵施設に貯蔵される予定になっている。

2.4.1.3.2 中レベル放射性廃棄物

セラフィールドで発生する廃棄物の種類の範囲から示唆されるように、ILWの貯蔵場所は60ヶ所を超え、貯蔵されている廃棄物の総量は約35,000m³になる。

BNFLでは、将来発生するILWについては直接封入することを前提とする戦略を採用することとした。従って、未コンディショニング廃棄物の貯蔵施設をこれ以上建設する意向はなく、最も新たに発生する廃棄物は、それが発生した時点で封入される予定になっている。さらに、既存のILWをパッケージ化するための再取出しは、既存の貯蔵施設の状況、処理プラントの処理能力や処分施設が利用出来るかどうかなどにより決まる時間的枠組に従って行われる予定となっている。

ILWの発生から処分に至る流れの中に係わってくる施設が、BNFLにはいくつかある。セラフィールドにあるマグノックス封入プラントは、マグノックス燃料要素被覆を封入処理するものである。セラフィールドにある廃棄物封入プラントは、酸化物燃料再処理により発生する廃棄物を封入するものである。

パッケージ化・封入プラントは、BNFLの高性能アクチニド除去プラントから発生するフロックとスラッジとを封入するものである。廃棄物処理施設は1987年に建設されたが、1990年に、プルトニウム汚染ドラム缶、大型廃棄物容器及びフィルターを超高圧縮処理し、ILW処分場での処分に適切な500リットルドラム缶に封入処理するための改修が終了するまで運転されなかった。1990年に運転を開始したベータ-ガンマ雑廃棄物貯蔵施設は、セラフィ

ールドと他のBNFLのサイトからのベータ-ガンマ廃棄物を受け入れ、選別して貯蔵している。

2.4.1.3.3 低レベル放射性廃棄物

セラフィールドや他の場所から発生するこのタイプの廃棄物は、1959年からBNFLのドリッグ施設において処分されてきている。LLW管理を改善するために1990年代初めに採用された技法の中には、減容手段の導入、発生源での廃棄物の最少化、発生する全ての廃棄物に対する厳格な品質保証（QA）体制の実施が含まれている。現状において、LLWは、コンクリート製ボルトに処分する前に超高圧縮処理され、コンテナに封入され、グラウト処理されている。

2.4.1.4 英国原子力公社（UKAEA）

UKAEAからは、研究炉や発電用原型炉の運転、原子燃料の再処理、燃料サイクルの全ての分野での研究開発（R&D）、そして施設のデコミッショニングに伴って放射性廃棄物が発生していた。これらの廃棄物を管理するにあたってのUKAEAの目標は、安全かつ経済的でタイムリーに許可された方法での処理、処分を確保することである。

2.4.1.4.1 高レベル放射性廃棄物と使用済燃料

UKAEAの原子炉はいずれも現在では運転されていないが、これらの原子炉の運転により発生した使用済燃料に対する管理方法は様々で、燃料を再処理して液体の核分裂生成物をガラス固化することから、かかる液体をセメントの中にパッケージ化してILWとすることまでにわたっている。高速増殖炉計画の一環として、その使用済燃料の再処理がドーンレイの施設で行われ、その結果として生じた液体は現在同サイトで貯蔵されている。他の使用済燃料は貯蔵されたままとなっている。一部の核分裂性物質をILWとして最終的に直接処分出来る形態にパッケージ化することの検討が行われようとしている。

2.4.1.4.2 中レベル放射性廃棄物

パッケージ化されたILWの処分経路としてはILW処分場への地中処分が予定されており、UKAEAでは、鋼製コンテナ内のセメントにほとんどのILWをパッケージ化することを計画している。ILWをパッケージ化する時期を決定する際、その戦略において早期に封入する

している。ILWをパッケージ化する時期を決定する際、その戦略において早期に封入することの長所と短所とを比較し、その結果ドーンレイ・セメント固化プラントが建設された。この施設は、材料試験炉や原型炉からの燃料を再処理することで発生する核分裂生成物の溶液をパッケージ化するものである。これら廃液の発熱率は、ILWとしてセメントでパッケージ化できる程度に十分低いものである。貯蔵しているILWについてもILW処分場に搬出する前に処理するための別の安定化プラントが必要になるであろうが、プラントの数や採用されるプロセスはまだ選定されていない。

2.4.1.4.3 低レベル放射性廃棄物

ドーンレイにおけるUKAEAのサイトは、発生する低レベル放射性固体廃棄物を、1959年に初めて許可されたUKAEA独自の低放射能用ピットに搬出している。既存のピットの貯蔵容量は、ほとんど無くなっている。UKAEAの他のサイトは全て、発生するLLWをドリッグに搬出している。

2.4.2 廃棄物の貯蔵と輸送

英国における放射性物質の輸送は、使用済燃料の再処理施設への輸送やLLWの処分サイトへの輸送が頻繁に行われており、成熟した状態にある。使用済燃料については、英国の輸送システムは、英国と海外の燃料の両方を含む数種類の燃料に対応できるようになっている。輸送はトラック、鉄道又は船舶により行うことが可能となっている。

英国における放射性物質の輸送は、環境・運輸・地域省とHSEとが規制する二重管理システムによる規制を受けている。安全基準は、国際原子力機関（IAEA）の基準に基づいたものとなっている。これらの規制の基本原則は、主として適切な輸送物を使用することで安全を確保するというものである。等級を付ける方法で、輸送物カテゴリーの範囲が定められており、許容される内容物の危険性に対して適切な性能要件がそれぞれについて示されている。品質保証は、輸送の全ての段階における要件となっており、輸送物からの放射線レベルやその外表面の汚染レベルの限度が明記されている。BNFL、パシフィック・ニュークリア・トランスポート社（Pacific Nuclear Transport Ltd., PNTL）及びニュークリア・トランスポート社（Nuclear Transport, Ltd., NTL）は、英国内と国外からの使用済燃料の輸送を行っている。使用済燃料は一般に鉄道で輸送されているが、新燃料はトラックで輸送されることも多い。数種類のキャスクが使用されており、主に使用されているのはマグノッ

ほとんどのマグノックス用キャスク本体の素材は鋼鉄製であるが、初期のチャペルクロス（Chapelcross）発電所マグノックス用キャスクは鋳鉄で製造された。マグノックス用キャスクの重量は、積載時の重量で43 MTから49 MTである。エクセロックス型キャスクとTN型キャスクはいずれも鋼鉄製であり、エクセロックス型キャスクの積載時の重量は76 MTから102 MTであり、TN型キャスクの場合の重量は85 MTから111 MTである。エクセロックス型キャスクは、5体から7体のPWR燃料集合体、あるいは、14体のBWR燃料集合体を取扱うことが可能であり、TN型キャスクの場合、その設計に応じて6体から12体のPWR燃料集合体、あるいは、17体から32体のBWR燃料集合体を取扱うことができる。マグノックス燃料を収納するキャスクは、水を充填して輸送され、エクセロックス型キャスクでは空気か水を、TN型キャスクでは窒素を充填して輸送される。

チャペルクロス発電所マグノックス用キャスクはトラック輸送だけにしか利用できないが、他のキャスクはトラック、鉄道及び船舶による輸送が可能である。マグノックス燃料の輸送は1960年末から開始されており、イタリアと日本からの海上輸送が行われてきている。酸化燃料の輸送も、日本や欧州諸国からの海上輸送により行われてきている。

LLWは、そのまま処分するか、あるいは、セラフィールドWAMAC圧縮プラントでの中間処理を経たのちに処分のためにセラフィールドに搬出されている。現状では、これら廃棄物の輸送は完全に陸上輸送で行われている。これらの廃棄物は、その輸送目的で承認された半分の高さあるいは通常の高さのISOコンテナに収納して輸送されている。

2.5 クリアランス及びリサイクル

英国には現状において法的に定義された放射性廃棄物の分類は存在しないが、LLWとVLLWとの間の区分は、微量の放射能汚染を伴う物質のクリアランスあるいはリサイクルのために利用される限度として一般的になっている。放射性廃棄物のクリアランスは、事故が発生した場合の潜在的線量を含む作業員及び公衆への放射線リスクを適切に考慮することによってケース・バイ・ケースで対処されている。公衆へのリスクが受入れられるものであれば、環境へのリスクも受入れられるものと一般的には見なされるであろう。全体としての損害は合理的に実行可能な限り抑えられるべきである。

英国では、極低レベル廃棄物（VLLW）の放出及び/あるいはリサイクルに対する現状の一般的なアプローチは、放射性物質法及び低レベル放射性物質除外規則に示されている通り、放射性核種含有量を放射性物質の定義と比較することとなっている。しかしながら、

放射性物質法及び関連除外規則は、欧州共同体基本安全基準（BSS）の改訂を受けて修正されている。改訂BSSは、報告からの除外が認められる値を特定しているが、クリアランス・レベルは特定していない。放出基準設定に関して提案されるアプローチを以下に示す。

2.5.1 クリアランス

クリアランスは「無条件」もしくは「条件付き」のどちらかとなろう。無条件のクリアランスは、対象となる物質の将来における利用及び最終的な用途の両方が、一旦クリアランスされた後は管理、制限されない状況に適用される。実際、3つの異なる管理シナリオが考えられ、それぞれが関連するクリアランス・レベルを伴っている。1番目は「自由放出（free release）」と呼ばれることもある無条件のクリアランスで、全ての物質及びあらゆる最終的な用途に適用される。2番目は一般的な許可の形態をとるもので、これは特定用途への特定物質の無条件放出に適用される。3番目は条件付きクリアランスであり、この場合、厳密な用途及び物質が特定される。

BSSの付属書1を用いて、除外が認められる値は無条件のクリアランスと関連付けられ、リサイクルと処分の両方に関しクリアランス・レベルを導き出すことに利用され、鉄とコンクリートという2つの一般的な物質に関して計算される。これらの導き出されたクリアランス・レベルは、上述2番目の管理シナリオ、すなわち特定の物質もしくは特定の用途、あるいはその両方の無条件放出に適用される一般的な許可の形態の部類に入る。

2.5.2 線量基準

IAEAによるガイダンスで述べられる除外に関する放射線学上の原則も、報告からの除外に関する基盤としてBSSに含まれている。ある事象が除外候補となるかどうかを決定することに関し、IAEAは2つの基本的な基準を与えている：

- (a) 個人のリスクは規制上の懸念を裏付けることがないよう、十分に低くなければならない。
- (b) 規制上の管理費用を含む放射線防護が最適化されるべきである。

個人のリスクに関し、IAEAは年間数十 μSv を超えない線量が無視し得るリスクと見なされ、除外の基準として利用されることを示唆している。最適化について、起こり得る年間の集団線量を評価すべきであるとIAEAは考えている。集団線量が1人あたり年間約1Svより低ければ、詳細な最適化は必要無いとIAEAは考えている。

2.5.3 考慮される放射性核種

対処される放射性核種は、トリチウム、鉄55、コバルト60、ニッケル63、ストロンチウム90、テクネチウム99、セシウム137、プルトニウム239及び天然ウランである。

2.5.4 対象となる物質が多量である場合のBSS付属書1における数値の感度

BSS付属書1の除外値は、報告される必要のない少量の放射性物質の利用及び処分のために導き出されたものである。IAEAはあらゆる規制管理（許認可要件を除く）及び輸送規則からの除外に関する理想的な数値を利用する。付属書1の数値はクリアランス・レベルとして利用されることが示唆されている。しかしながら、かかる数値は少量（30グラムから1トン）の物質から導き出されたもので、クリアランスがより多量の物質を巻き込む可能性があるため、代表値とはならないかもしれない。クリアランス及び集団線量の考慮に関わる多量の物質は、付属書1の数値とは異なる（より厳しい）水準となるかもしれない。

3つの主な方針が、多くの放射性核種の除外値における変化を引き起こし得る：

- (a) 最もクリティカルなのは、埋立廃棄処分に関する集団線量の考え方の質量/体積による影響である。廃棄物量が10～100トンの範囲になると除外値は影響を受け始める。除外値は質量に反比例して変化する。したがって、除外値は所与の埋立廃棄で処分される総放射エネルギーによって制限されなければならない。
- (b) 外部被曝の考え方の質量あるいは体積による影響は、廃棄物量がより少ない場合に関して最も大きく、約1,000トンを超えるとほとんど影響がなくなる。全体的に、これは除外制限を下げることで訂正され得る。
- (c) 埋立処分に関する個人線量の考え方は、質量か体積かで若干の変化を見せるものの、かかる変化は大量の廃棄物に関してのみ見分けられる。これらは、 10^6 トンの汚染物質に関する元々の除外値の70%までの減少を生じさせる。

したがって、付属書1の値はいくつかの放射性核種に関するクリアランス・レベルとして受容可能である一方、目標となる放射性核種全てについて適用されるわけではない。よって、上記で特定されたそれぞれの放射性核種に関し、個別にクリアランス・レベルが導き出されるべきであることが提案される。

2.5.5 鉄及びコンクリートに関するクリアランス・レベルの派生

処分あるいはリサイクルに関し、将来大量に放出される可能性が最も高い物質は鉄とコンクリートである。英国では、これらの物質のリサイクルは、現状ほとんどもしくは全く行われていない。リサイクルの実践及び関連する被曝シナリオは、多くの他の研究をレビューすることで導き出された。

2.5.5.1 リサイクルに関するクリアランス・レベル

提案されるレベルは表2-4及び2-5に纏められている。鉄に関するクリアランス・レベルは、 ^{239}Pu の0.4Bq/g から ^{63}Ni の $6.2 \times 10^4\text{Bq/g}$ の範囲にわたっている。コンクリートに関するクリアランス・レベルは ^{60}Co の0.2Bq/g から ^3H の $1.3 \times 10^5\text{Bq/g}$ の範囲にわたっている。予想されるように、全ての同位体及び両方の物質に優勢な方針は存在しない。

一般的には、コンクリートに関するクリアランス・レベルが鉄に関するものよりも制限が厳しい。鉄に関して丸められた数値は、6つの核種に関して丸められたBSSの数値に等しく、 ^3H 及び ^{239}Pu に関する大きさの順で制限が厳しくない。

2.5.5.2 処分にに関するクリアランス・レベル

2つのケースが考えられる。最初のケースでは、クリアランス・レベルは、ありそうなシナリオに関しては $10\mu\text{Sv}$ 、ありそうもないシナリオに関しては 1mSv の線量基準を反映する。第2のケースでは、クリアランス・レベルは、ありそうなシナリオに関しては $10\mu\text{Sv}$ の線量基準を、処分後及びありそうもないシナリオに関しては年間 10^6 回に1回起こるというリスク基準を用いて計算された。結果は表2-5及び2-7に纏められている。コンクリートの処分にに関するクリアランス・レベルが汚染土壌の処分にに関して適切であるかもしれないということの意味の無いことである。

鉄の処分にに関するクリアランス・レベルは ^{239}Pu の0.53Bq/g から ^{63}Ni の $3.8 \times 10^6\text{Bq/g}$ の

範囲にわたっている。コンクリートに関するクリアランス値は ^{137}Cs の 0.33Bq/g から ^{63}Ni の $3.8 \times 10^5\text{Bq/g}$ の範囲にわたっている。コンクリート及び鉄に関する数値間の違いは、1つの施設で処分されると仮定される物質の質量に関する（鉄よりもコンクリートに関し10倍大きくなっている）。

2.5.5.3 無条件クリアランス・レベル

無条件クリアランス・レベルは、リサイクル及び処分のクリアランス・レベルの最小値であり、鉄とコンクリートそれぞれについて表2-8及び2-9に示されている。鉄については、リサイクルに関するクリアランス・レベルは ^{55}Fe と ^{60}Co を除く全ての放射性核種について、埋立廃棄による直接処分よりも厳しくなっている。 ^{99}Tc に関するクリアランス・レベルは集団線量によって左右され、リサイクル及び処分について同じ数値となっている。

コンクリートについては、処分のクリアランス・レベルは、 ^{63}Ni 、 ^{90}Sr 、 ^{239}Pu 及び天然ウランを除く全ての放射性核種のリサイクルに関するものよりも厳しくなっている。コンクリートを処分する場合、1つの施設で処分されると考えられる量が多いため、鉄よりも多くの放射性核種について、リサイクルよりも厳しい水準のクリアランス・レベルとなっている。

表2-4 提案される制限値と他の数値との比較

核種	除外値 (Bq/g)					
	BSS	ICRP68及び72を伴うBSS	廃棄物1トンについての表示値	廃棄物20トンについての表示値	廃棄物1,000トンについての表示値	BSSに関する1,000トンの制限
³ H	10 ⁶	10 ⁶	10 ⁶	10 ⁶	10 ⁵	0.1
⁵⁵ Fe	10 ⁴	10 ⁴	10 ⁴	10 ³	10 ³	0.1
⁶⁰ Co	10	10	1	1	0.1	0.01
⁶³ Ni	10 ⁵	10 ⁵	10 ⁶	10 ⁶	10 ⁵	1
⁹⁰ Sr	10 ²	10 ³	10 ²	10 ²	10 ²	1
⁹⁹ Tc	10 ⁴	10 ⁴	10 ⁴	10 ⁴	10 ²	0.01
¹³⁷ Cs	10	10	10	1	1	0.1
²³⁹ Pu	1	10	10	10	10	10

表2-5 鉄及びコンクリートのリサイクルからのクリアランス・レベルの比較

核種	クリアランスレベル 鉄 Bq/g	クリアランスレベル コンクリート Bq/g	除外値 8Bq/g	物質1,000トンあたりの除外レベル Bq/g
³ H	2.7 x 10 ⁴ (10 ⁴)	1.3 x 10 ⁵ (10 ⁵)	5.56 x 10 ⁵ (10 ⁶)	6.54 x 10 ⁴ (10 ⁵)
⁵⁵ Fe	1.2 x 10 ⁴ (10 ⁴)	2.2 x 10 ³ (10 ³)	2.50 x 10 ⁴ (10 ⁴)	1.34 x 10 ³ (10 ³)
⁶⁰ Co	1.8 x 10 ⁰ (1)	1.8 x 10 ⁻¹ (0.1)	6.64 x 10 ⁰ (10)	1.86 x 10 ⁻¹ (0.1)
⁶³ Ni	6.2 x 10 ⁴ (10 ⁵)	1.3 x 10 ⁴ (10 ⁴)	5.26 x 10 ⁴ (10 ⁵)	3.94 x 10 ⁴ (10 ⁵)
⁹⁰ Sr	6.5 x 10 ⁰ (10)	5.7 x 10 ¹ (10 ²)	1.58 x 10 ² (10 ²)	3.13 x 10 ¹ (10 ²)
⁹⁹ Tc	2.6 x 10 ^{1*} (10)	1.4 x 10 ³ (10 ³)	1.49 x 10 ⁴ (10 ⁴)	2.93 x 10 ² (10 ²)
¹³⁷ Cs	5.5 x 10 ⁻¹ (1)	7.7 x 10 ⁻¹ (1)	2.95 x 10 ¹ (10)	8.13 x 10 ⁻¹ (1)
²³⁸ U	6.7 x 10 ⁰ (10)	8.3 x 10 ⁰ (10)	4.76 x 10 ⁰ (10)	N/A
²³⁹ Pu	4.0 x 10 ⁻¹ (1)	5.6 x 10 ⁻¹ (1)	2.21 x 10 ⁰ (1)	4.68 x 10 ⁰ (10)
天然ウラン ^a	5.9 x 10 ⁰ (10)	8.0 x 10 ⁰ (10)	1.83 x 10 ⁰ (1)a	N/A

表2-6 鉄の処分に関するクリアランス・レベル

核種	クリアランスレベル (線量) Bq/g	クリアランスレベル (リスク+線量) Bq/g
³ H	2.8 x 10 ⁵	2.8 x 10 ⁵
⁵⁵ Fe	1.1 x 10 ³	1.1 x 10 ³
⁶⁰ Co	7.4 x 10 ⁻¹	7.4 x 10 ⁻¹
⁶³ Ni	3.8 x 10 ⁶	3.8 x 10 ⁶
⁹⁰ Sr	9.8 x 10 ³	9.8 x 10 ³
⁹⁹ Tc	2.0 x 10 ⁴	2.0 x 10 ⁴
¹³⁷ Cs	3.3 x 10 ⁰	3.3 x 10 ⁰
²³⁹ Pu	5.3 x 10 ⁻¹	5.3 x 10 ⁻¹
天然ウラン ^a	9.7 x 10 ⁻¹	9.7 x 10 ⁻¹

表2-7 コンクリートの処分に関するクリアランス・レベル

核種	クリアランスレベル (線量) Bq/g	クリアランスレベル (リスク+線量) Bq/g
³ H	2.8×10^4	2.8×10^4
⁵⁵ Fe	1.1×10^2	1.1×10^2
⁶⁰ Co	7.4×10^2	7.4×10^2
⁶³ Ni	3.8×10^5	3.8×10^5
⁹⁰ Sr	9.8×10^2	9.8×10^2
⁹⁹ Tc	2.0×10^3	5.4×10^3
¹³⁷ Cs	3.3×10^{-1}	3.3×10^{-1}
²³⁹ Pu	5.3×10^0	5.3×10^0
天然ウラン ^a	9.7×10^0	9.7×10^0

表2-8 鉄に関する無条件クリアランス・レベル

核種	クリアランスレベル 処分 Bq/g	クリアランスレベル 処分 Bq/g	無条件 Bq/g	方針
³ H	$2.8 \times 10^5 (10^5)$	$2.7 \times 10^4 (10^4)$	$2.7 \times 10^4 (10^4)$	リサイクル
⁵⁵ Fe	$1.1 \times 10^3 (10^3)$	$1.2 \times 10^4 (10^4)$	$1.2 \times 10^3 (10^3)$	処分
⁶⁰ Co	$7.4 \times 10^{-1} (1)$	$1.8 \times 10^0 (1)$	$7.4 \times 10^{-1} (1)$	処分
⁶³ Ni	$3.8 \times 10^6 (10^7)$	$6.2 \times 10^4 (10^5)$	$6.2 \times 10^4 (10^5)$	リサイクル
⁹⁰ Sr	$9.8 \times 10^3 (10^4)$	$6.5 \times 10^0 (10)$	$6.5 \times 10^0 (10)$	リサイクル
⁹⁹ Tc	$2.6 \times 10^1 (10^4)$	$2.6 \times 10^1 (10)$	$2.6 \times 10^1 (10)$	リサイクル/処分
¹³⁷ Cs	$3.3 \times 10^0 (10)$	$5.5 \times 10^{-1} (1)$	$5.5 \times 10^{-1} (1)$	リサイクル
²³⁹ Pu	$5.3 \times 10^{-1} (1)$	$4.0 \times 10^{-1} (1)$	$4.0 \times 10^{-1} (1)$	リサイクル
天然ウラン ^a	$9.7 \times 10^{-1} (10^2)$	$5.9 \times 10^0 (10)$	$9.7 \times 10^{-1} (1)$	リサイクル

表2-9 コンクリートに関する無条件クリアランス・レベル

	クリアランスレベル 処分 Bq/g	クリアランスレベル 処分 Bq/g	無条件 Bq/g	方針
³ H	$2.8 \times 10^4 (10^4)$	$1.3 \times 10^5 (10^5)$	$2.8 \times 10^4 (10^4)$	処分
⁵⁵ Fe	$1.1 \times 10^2 (10^2)$	$2.2 \times 10^3 (10^3)$	$1.1 \times 10^2 (10^2)$	処分
⁶⁰ Co	$7.4 \times 10^{-2} (0.1)$	$1.8 \times 10^{-1} (1)$	$7.4 \times 10^{-2} (0.1)$	処分
⁶³ Ni	$3.8 \times 10^5 (10^6)$	$1.3 \times 10^6 (10^7)$	$1.3 \times 10^4 (10^4)$	リサイクル
⁹⁰ Sr	$9.8 \times 10^2 (10^3)$	$5.7 \times 10^3 (10^4)$	$5.7 \times 10^1 (10^2)$	処分
⁹⁹ Tc	$2.6 \times 10^0 * (10)$	$1.4 \times 10^1 (10^4)$	$2.6 \times 10^0 (1)$	処分
¹³⁷ Cs	$3.3 \times 10^{-1} (1)$	$7.7 \times 10^0 (10)$	$3.3 \times 10^{-1} (1)$	リサイクル
²³⁹ Pu	$5.3 \times 10^0 (10)$	$5.6 \times 10^{-1} (1)$	$5.6 \times 10^{-1} (1)$	リサイクル
天然ウラン ^a	$9.7 \times 10^0 (10)$	$8.0 \times 10^0 (10)$	$8.0 \times 10^0 (10)$	

注：(a) U-238 (U-238+全ての娘核種) について計算された除外値。よって天然ウランのクリアランス・レベルと厳密に比較されるものではない。

(*) 10^4 で切り捨てられた集合線量によって設定されたクリアランスレベル。

3.0 関連組織構造

放射性廃棄物は、英国においては原子力発電所、燃料加工プラント、使用済燃料再処理、国防計画、病院、大学及び他の研究施設といった組織から発生している。多量の廃棄物を生じる発生者は以下の通りである。

- ブリティッシュ・エナジー社 (British Energy) (ニュークリア・エレクトリック社やスコティッシュ・ニュークリア社がかつて運転したAGRやPWRの運転者)
- 英国原子燃料会社 (BNFL) (前マグノックス・エレクトリック社を含む)
- 英国原子力公社 (UKAEA)
- 国防省 (MOD)

放射性廃棄物管理政策は、環境・運輸・地域相の管轄事項であるが、保健安全執行部同様に、貿易産業省、農業・漁業・食糧省及び国防省といった他の政府機関も利害を有している。原子力施設検査局 (NII) は、処分場を含むいかなる原子力施設に対しても許認可を発給する責任を負っている。

3.1 廃棄物発生者

英国における原子力産業はちょうど50年ほど前に始まり、第二次世界大戦後に開始された核兵器開発計画の一環として、核分裂性物質を製造することを目的とした原子炉の建設が最初であった。この原子炉は、ウィンズケール[Winscale] (後にセラフィールド[Sellafield]に改名される) のサイトに建設された。これら原子炉では、黒鉛スリーブの内部にアルミニウム金属の燃料被覆を使用した。この原子炉の運転は、1957年に原子炉の一つで火災が発生するという大規模な事故が起きるまで続けられた。1957年までは廃棄物が発生し、これらは専用の乾式サイロに貯蔵された。こうして、英国で最初の大量の放射性廃棄物が発生することになった。

ウィンズケールでの作業と並行して、原子力産業は発展を始めた。ハーウェル (Harwell) は、実験炉のサイトとしてばかりではなく、主要な研究開発の場となった。ウィンフリス (Winfrith) でも、多くの実験炉[例えば、蒸気発生重水炉 (SGHWR)]が建設され運転が行われた。

世界で最初の商業用原子炉は、ウィンズケール (セラフィールド) サイトの近くのコル

ダホール（Calder Hall）で1957年に運転を開始した。この原子炉は、マグノックス（主成分はマグネシウム）被覆のウラン金属燃料を使用した。この原子炉は今日でも運転されており、現在の計画では2007年まで運転を継続することになっている。英国で商業原子力発電所が導入された後、全部で26基のマグノックス型炉が建設された（現在も8基が運転されている）。最近行われたBNFLとマグノックス・エレクトリック社（Magnox Electric plc）との合併で、全てのマグノックス型炉は現在ではBNFLが所有している。

1960年代初めに、放射性廃棄物からウランとプルトニウムを分離するために、BNFLがセラフィールドに再処理施設を建設し、運転が開始された。この時期以降、セラフィールドにおける主たる活動は、コールダーホールにおける原子炉の運転と共に、原子燃料のリサイクルと関連廃棄物の管理とを支えるものとなった。

ドーンレイ（Dounreay）サイトは、英国の高速増殖炉計画の中心地となり、高速増殖炉の原型炉が建設され、20年余りにわたり運転された。この計画は1994年に中止され、このサイトでは現在デコミッションングが行われているところである。高速増殖炉計画の一環として、使用済燃料の再処理がドーンレイの施設において行われた。

次世代のガス冷却（マグノックス）炉は改良型ガス冷却炉（AGR）であり、14基が建設されて、現在も7基が依然運転されている。この全ての運転中の原子炉は、ブリティッシュ・エナジー社が所有し運転している。この原子炉は、ステンレス鋼製被覆の酸化物燃料と黒鉛コンポーネントを使用している。唯一の第三世代の原子炉（加圧水型炉）は既に（サイズウェルに）建設されており、これもブリティッシュ・エナジー社が運転している。海外顧客からばかりでなく英国の原子炉からの酸化物燃料の再処理を行うために、セラフィールドの熱中性子炉酸化物燃料再処理プラント（THORP）の運転が1994年に開始された。その運転は、BNFLが行っている。

上記の全ての活動によって広範な放射性廃棄物が発生し、英国内の多くのサイトに存在している。セラフィールドでは、最も多量かつ最も多様な廃棄物が発生している。セラフィールドで放射性廃棄物を発生する施設としては、以下のものがある。

(1)B205（マグノックス燃料再処理プラント）

- 役割：英国のガス冷却炉からのマグノックス（マグネシウム被覆ウラン金属）燃料の再処理
- 設計ベース：マグノックス燃料—機械的脱被覆、PUREXフローシート；「非保守」

概念；定格処理能力 1500t/年；ステンレス鋼製タンク（70 m³と150 m³）、ステンレス鋼内張コンクリート製セル内での液体HLWの貯蔵

- 履歴：マグノックス燃料—1964年にB205の運転開始；マグノックス燃料の年間処理量 1,000-1,200 tHM；酸化物ヘッドエンド（B205に導入された）は1969年から1973年にかけて運転され、90トンの酸化物燃料を処理；汚染物質放出事故発生後に閉鎖

(2)マグノックス燃料取扱いプラント

- マグノックス燃料の貯蔵/開封
- AGR燃料の貯蔵/解体

(3)THORP（熱中性子炉酸化物燃料再処理プラント）

- 役割：AGR燃料と国内外からのLWR燃料の再処理
- 設計ベース：PUREXフローシート、パルスカラムとミキサーセトラー；「非保守」
概念；定格処理能力 1,200 tU/年
- 履歴：1994年2月に運転開始

(4)ガラス固化プラント

- 役割：セラフィールドのHLWの固化
- 設計ベース：ホウケイ酸ガラスブロックを製造するAVMプロセス
- 処理能力：ガラスで250-300 t/年
- 履歴：1994年2月に運転を開始

デコミッショニングで発生する廃棄物は、英国の原子力施設から生じる全てのILWとLLWに占める割合を徐々に大きくしていくと考えられる。図3-1には、1994年の見積りに基づく予測値が示してある。廃棄物発生源は、BNFLのマグノックス型炉発電所とブリティッシュ・エナジー社のAGR及びLWR型炉発電所になる。

他の小規模な放射性廃棄物の発生源としては、UKAEA施設のデコミッショニング（主にドーンレイの施設）、国防省（ほとんどが、原子力潜水艦からの使用済燃料とデコミッショニングが必要となる退役原子力潜水艦）、ウレンコ（URENCO）社のカーペンハースト（Capenhurst）にあるウラン濃縮施設、ナイコムド・アマシャム社のカーディフ（Cardiff）とアマーシャム（Amersham）にある施設（放射性同位体が保健や生命科学研究用のためにパッケージ化されている）などがある。

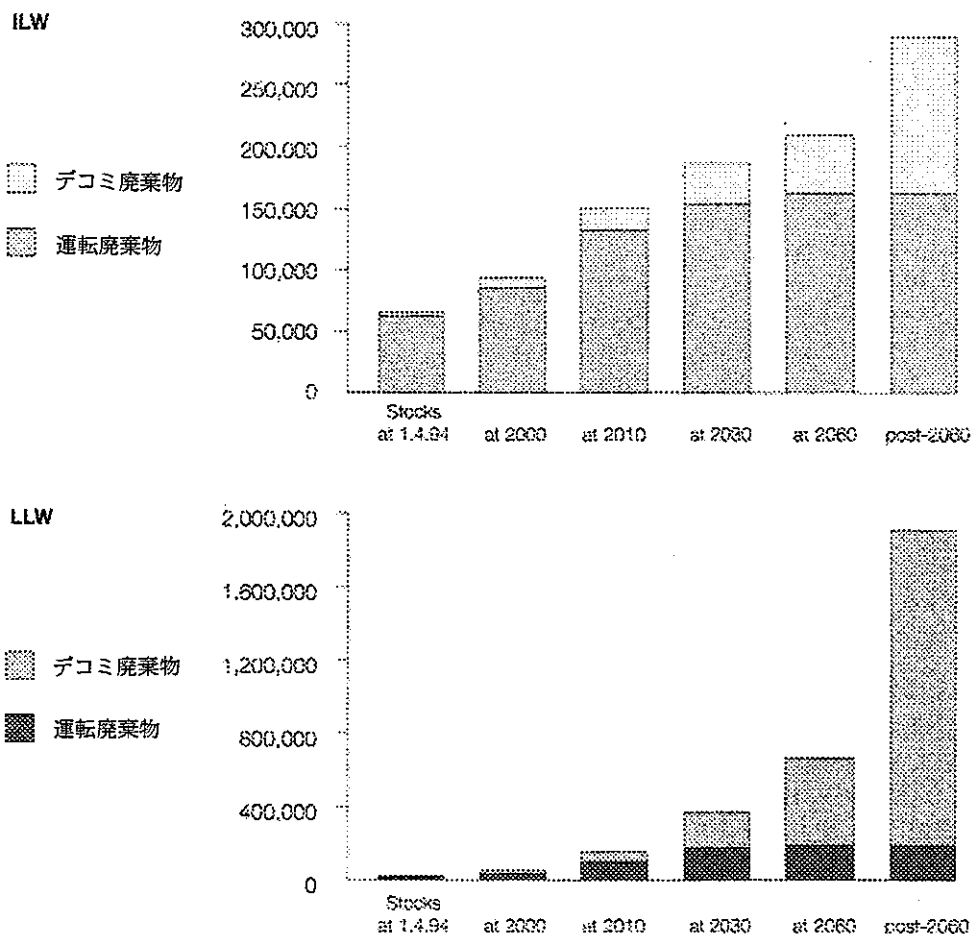


図3-1 運輸により発生する廃棄物とデコミッションング廃棄物の時間変化比較

3.2 規制当局

英国の放射性廃棄物管理に関する全体的な組織構造には、政府、原子力産業と廃棄物発生元、民間企業の3つが関わっている（図3-2を参照のこと）。

放射性廃棄物管理政策に対する責任は、環境・運輸・地域相が負っている。同相は、適宜、他の大臣と協議し、放射性廃棄物の放出や処分に関する許可と管理に責任を負っている。

環境省の汚染検査局（例えば、放射化学検査局）や農業・漁業・食糧省の検査官は、全ての放射能放出量が承認限度以内であることを確認するために、それら全ての監視に責任を負っている。スコットランド、ウェールズ及び北アイルランドにおける規制活動は異なる。

っているが、同じ業務を対象に行われている。

原子力施設検査局（NII）は、保健安全執行部（HSE）の傘下にある組織であり、1974年の職業保健安全法に従って、廃棄物管理が許認可サイトにおいて高い基準を維持すること及び潜在的な危険性が合理的に達成可能な限り（ALARA）低減されることを保証する責任を負っている。HSEは、保健安全委員会の執行機関であり、環境・運輸・地域相に対して報告をする。

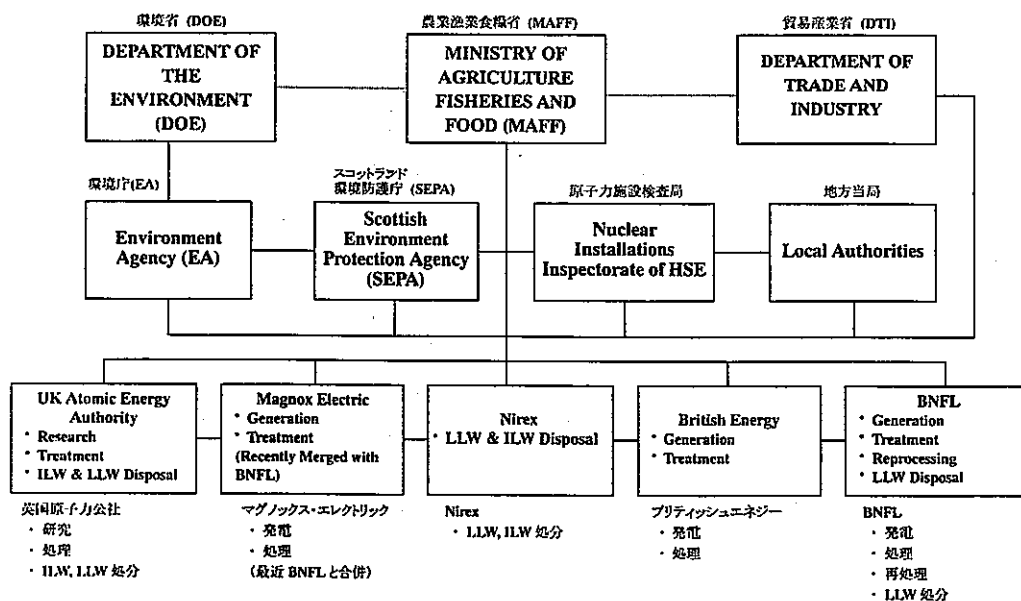


図3-2 放射性廃棄物管理に関与する組織体

戦略を実施するための費用負担責任は、いわゆる「汚染者負担」の考え方にに基づき、廃棄物を発生させた原子力産業に明確に存在する。政府は「放射性廃棄物管理」白書（指示文書8607）において、この基本原則の是認を行った。この白書では、いかなる廃棄物発生組織も請負業者に廃棄物を渡すことで廃棄物に対する全責任を逃れることはできないこと、そして廃棄物発生組織には廃棄物を適切な方法で処理することを請負業者との契約で確認する義務のあることを指摘している（すなわち、廃棄物発生組織には、自らの手で生じた廃棄物に関して「面倒をみる義務」、さらに、放射性廃棄物の放出や固体廃棄物の輸送、処分に対して政府機関からの許可を取得することに関して「面倒をみる義務」がある）。

政府は、HLWの管理（再処理を含む）とLLW、ILW及びHLWを対象とした新たな処分場の開発の一元化を行った。

BNFLでは、原子力発電所からの使用済燃料の再処理を行っている。現時点では、BNFLは、これらの運転の結果として生じたHLWを貯蔵する責任を負っている。使用済燃料を直ちに再処理するか、あるいはそれを一定期間貯蔵するのかの決定は、政府規制当局の手にある。

現状において英国には3ヶ所の処分場、すなわち(i)BNFLがドリッグで運転しているLLW処分サイト（1959年から運転を開始）、(ii)UKAEA（原子力技術に関する政府の研究開発機関）が運転しており、UKAEAの廃棄物だけを対象にしているドーンレイのLLWサイト、(iii)UKAEAが処分に不適切であるとの決定を下し、現在定置された廃棄物の再取出し作業が行われているドーンレイのILWシャフトがある。LLW及びILW用の新規処分場に対処するために、政府は1982年に、LLWとILWを対象とし、HLWは業務範囲とはしない放射性廃棄物管理施設の開発と運転を行う原子力産業放射性廃棄物管理会（Nirex）を設立した。

Nirexは、当初は、UKAEA、BNFL及び他の原子力発電電力会社（現在はブリティッシュ・エナジー社になっている）により共同で設立されたが、現在では英国Nirex社として独立した法人となっている。Nirexは、ILW処分の分野における全ての活動を行っている。その資金は、株主からの借入れで賄われている。Nirexの主な責任としては以下のものがある：

- サイト選定と特性評価
- 廃棄物の特性評価とインベントリーの整理編纂
- 一般住民への情報の提供
- 安全評価と事業分析に関するコンピューター・モデリング
- 廃棄体の設計
- 廃棄物輸送の設計
- 処分場の設計
- 閉鎖後の安全評価

HLWの処分に関する環境省の現在の考え方は、HLWは処分に先立って少なくとも50年間にわたり貯蔵される見込みであることから、処分場候補サイトを特定し調査する必要はまだないというものである。従って、英国におけるHLW処分に関する詳細な規制要件は、ま

だ策定されていない。HLWは処分に先だって長期的に貯蔵するという英国の現状における政策を前提にしているため、政府[汚染検査局 (NMIP) あるいはNII]としては、そのための規制要件を近い将来に策定する計画を持っていない。しかし、英国政府は、長期的なHLWの管理にとって深地層処分が好ましい解決策であるとの考えは維持している。

1960年放射性物質法の第6条で規定されているように、放射性廃棄物の処分には、許認可機関（すなわち、環境省、スコットランド担当事務所、ウェールズ担当事務所及び農業・漁業・食糧省）による事前の許認可が必要である。これら許認可機関の責任は、(i)放射性廃棄物処分ルートと処分サイトを承認すること、(ii)処分に伴う放射線影響を評価すること、(iii)その他の許認可に必要な条件を設定し、制限値や条件の遵守を確保すること、(iv)環境中放射能に関する必要なモニタリングを実施することである。

原子力施設のデコミッションングに関してみると、英国では、特別なデコミッションングに関する法律の必要性はないとし、原子力施設の安全と許認可に関する現行の法律の枠内で行われている。原子力施設に対する許認可は、HSEが発給する。NIIは、規制面での監督を行う責任を負っている。NIIの業務は、許認可取得者が適切な安全基準を策定、達成及び維持することを監督し、施設の安全を監視・規制することである。NIIは、詳細な安全基準又は実施コードを指示することはせず、むしろ、許認可申請者の側に独自の設計安全基準と安全ケースを策定する責任があるとされている。許認可取得者は、施設の運転期間を通じて安全ケースを更新し続ける必要がある。許認可申請者の作成した安全ケースは、NIIが指導のために安全評価基本原則を使用して評価することになる。この安全ケースが承認された段階で、HSEはサイト許認可を申請者に発給することになる。サイトの許認可と関連するサイト許認可条件とが、原子力施設の建設、運転及びデコミッションングを規制するために使用されることになる。従って、デコミッションングに対して特別に許認可を取得することは、英国においては必要でない。しかし、HSEとしては、必要とみなした場合には、既存のサイト許認可に追加の（本質的には命令ではない）サイト許認可条件を加えることも可能である。

デコミッションングに関しては、ほとんどの許認可に加えられている標準的な許認可条件（条件番号35）がある。この条件は、許認可取得者に対して基本的に以下のような条件を課している。

●当該施設をデコミッションングする責任がある

- デコミッショニング計画を策定し実施する必要がある
- HSEが要請する同計画の一部を承認のためにHSEに提出する必要がある
- HSEの承認を得ないで同計画を修正してはならない
- デコミッショニングを段階に分けるようHSEにより求められる可能性があり、そのようにHSEから求められた場合、HSEの承認を得ずにある段階から次の段階に作業を進めてはならない
- 当該施設のデコミッショニング開始をHSEにより指示される可能性がある
- デコミッショニング作業の中止やHSEが承認するまで作業の再開をしないように、HSEより指示される可能性がある

許認可取得者は、当該プラントに対するデコミッショニング方策を策定し、当該プラントが永久的に閉鎖される前の合意された期間内に詳細なデコミッショニング計画を準備する必要がある。この計画には、実施される予定の作業とスケジュールを記載する。HSEでは、許認可所得者が提出した安全ケースに基づいて、このデコミッショニング計画の各段階を承認することになる。そのサイトの安全に対する責任は、当該サイトに対する許認可が他の組織に与えられるか、あるいは、HSEが当該サイトには電離放射線によるいかなる危険ももはや存在しないと宣言するまで、許認可所得者が負い続けることになる。「電離放射線からのいかなる危険ももはやない」という用語については、英国の規制ではまだ正式な定義がなされていない。そして、現状では、このデコミッショニング段階に至っている主要な原子力発電所はない。

3.3 処理の実施主体

先に示したように、放射性廃棄物管理の実施責任は廃棄物発生者側にあり、再処理及び関連するHLWのガラス固化を除いて、これらの作業は廃棄物発生者によって実施されるか、あるいは廃棄物発生者と密接に連携した請負業者により実施されることになる。処理とは、処分施設への定置に先立って行われる廃棄物の物理的形態のあらゆる変更として定義される。この中には、廃棄物のコンディショニングや輸送又は処分のいずれかのために廃棄物をパッケージ化することが含まれる。

LLW（長寿命放射性核種を含むものは除く）の処理は、基本的に、選別、減容（脱水、超高圧縮、焼却など）、安定化（空隙を減らすためのセメント固化）である。原子力発電

所の場合、この処理は原子力発電所において廃棄物発生者が発生後すぐに実施するか、あるいは、BNFLがドリッグのLLW処分施設で行うことになる（UKAEAの廃棄物は除く）。ブリティッシュ・エナジー社の原子炉で発生した廃棄物のドリッグ・サイト（BNFLが運転）での処理には両機関による契約合意が必要とされるが、BNFLが運転するマグノックス型炉で発生する廃棄物のドリッグでの処理には、それほど正式の合意は必要とされない。英国には、LLWを対象とした集中処理機関は存在しないが、一般に少量の廃棄物しか発生しない廃棄物発生サイトでは、コンディショニングとパッケージ化のサービスをドリッグのサイトに委託している。UKAEAでは、同機関で発生した廃棄物の処理と処分に関して責任を負っている。1959年以降、ほぼ1,000,000m³のLLWのコンディショニング、パッケージ化及び処分が行われてきた。

ILWの処理は、その処分施設が存在しないこと及び廃棄物が処分のためにサイト外に搬出されるのではなくインベントリーとして蓄積されている点を除けば、LLWと同様のアプローチ（減容と安定化）となっている。最近発生した廃棄物は、廃棄物発生者か、あるいはそのサイトにおける請負業者がコンディショニング及びパッケージ化し、その後、貯蔵施設に貯蔵されている。余裕がある場合、1980年代初め以前に発生し、コンディショニングされないで貯蔵されている廃棄物を廃棄物発生者が再取出し作業を行い、他のコンディショニング済み廃棄物用の貯蔵施設に定置する前にコンディショニングを進めているところである。LLWの場合よりも、多種類のパッケージが使われている（例えば廃液のドラム缶内混合や固化のための3m³入りドラム缶）。1998年4月現在、それまでに発生したILWの大部分（総量70,950m³の内62,500m³）は既にコンディショニングされている。

HLWの処理には、使用済燃料の再処理とその後の残滓に対するガラス固化が係わってくる。BNFLは、これらの活動に対して全面的に責任を負っている。

3.4 処分の実施主体

低レベル放射性廃棄物は、1950年代末以降にドリッグとドーンレイのサイトにおいて処分されてきており、Nirexには、ILWと長寿命LLWの両者を対象とした深地層処分場を開発する責任が与えられている。ドーンレイの施設は、砂地に掘られた多くの独立したピットから構成されている。この施設がほぼ満杯状態にあることから、UKAEAでは、サイトのデコミッショニングが完了するまでにドーンレイのLLWを十分に収納できるスペースを確保する作業の実施責任を負っている。

ドリッグは、英国における主要なLLW処分サイトである。ドリッグのサイトは面積100ヘクタールで、1959年からBNFLが所有している。ドリッグでのLLWの処分容量は、21世紀の相当期間まで運転を継続するのに十分な量であると考えられている。

Nirexは、政府との合意に基づいて、固体LLWとILWを処分する新規施設を開発する国家戦略を実行するために原子力産業界によって設立された。同社は、高レベル放射性廃棄物に対する責任を負っていない。Nirexは、1997年に作業を中止するまで、LLWとILWの処分にそれぞれ異なったタイプのボルトを持つ単一の深地層処分場をセラフィールドに開発する作業を行ってきた。この開発作業の一貫として、同社では、その調査の次段階として地下岩石特性評価施設（RCF）の建設を計画していた。Nirexは、このサイト調査作業と並行して以下の開発を行った。

- (1) 処分場の地上及び地下施設の設計
- (2) 廃棄体の基準と仕様
- (3) 関連輸送システム

また、Nirexは、廃棄物の輸送、処分場の運転、処分場閉鎖後の安全ケースを検討する作業も実施した。この検討作業は、広範な研究計画により支援されている。

UKAEAは、ドーンレイにおけるILWシャフトを所有し運転している。このシャフトは、ILWを処分するために1960年から1970年代初めまで日常的に使用されていた。処分されたアイテムの中には、燃料要素被覆管、汚染された装置、サイトでの多くの活動により生じたスラッジが含まれていた。1977年に発生した事故（ガスの蓄積と爆発）のために、UKAEAは環境修復作業（定置された廃棄物の撤去あるいはコンクリートを使用したシャフト内の廃棄物の封入）の検討を主導的に実施し、これら廃棄物をUKAEAが撤去し、パッケージ化し（そして、必要であればコンディショニングをし）そしてNirexのILW処分場が利用できるようになるまでドーンレイの地上施設で貯蔵することを勧告した。

現状では、HLW処分場の実施組織は存在しない。

3.5 その他の関係組織

英国政府は、政策を決定する際、複数の独立した委員会からの助言を受けている。各委員会は、それぞれが廃棄物管理又は放射線防護の異なる側面を審議しており、（図3-3を参

照のこと)、具体的には以下の委員会がある。

- (1) 放射性廃棄物管理諮問委員会 (RWMAC) – 原子力、大学、医学、研究及び一般分野を含む広範な分野の人材の中から指名された専門家で構成される独立した機関である。この委員会は、フラワーズ報告において示された勧告に対応するために、1978年に設置されることになった。このフラワーズ報告書は、1976年にフラワーズ卿が環境汚染委員会の委員長を務めていた時に作成した報告書である。この委員会は、民間放射性廃棄物管理の問題に関して環境相、スコットランド担当相及びウェールズ担当相に対して独立した助言を行う機関として設置されている。このRWMACは、「放射性廃棄物管理政策と実践の歴史的評価と将来見通し (Historic Review of Radioactive Waste Management Policy and Practices and a Forward Look)」と題する報告書を最近公表し、その中で、政府が順序を追って対処する必要があると考えられる戦略的放射性廃棄物管理問題を明確にした。

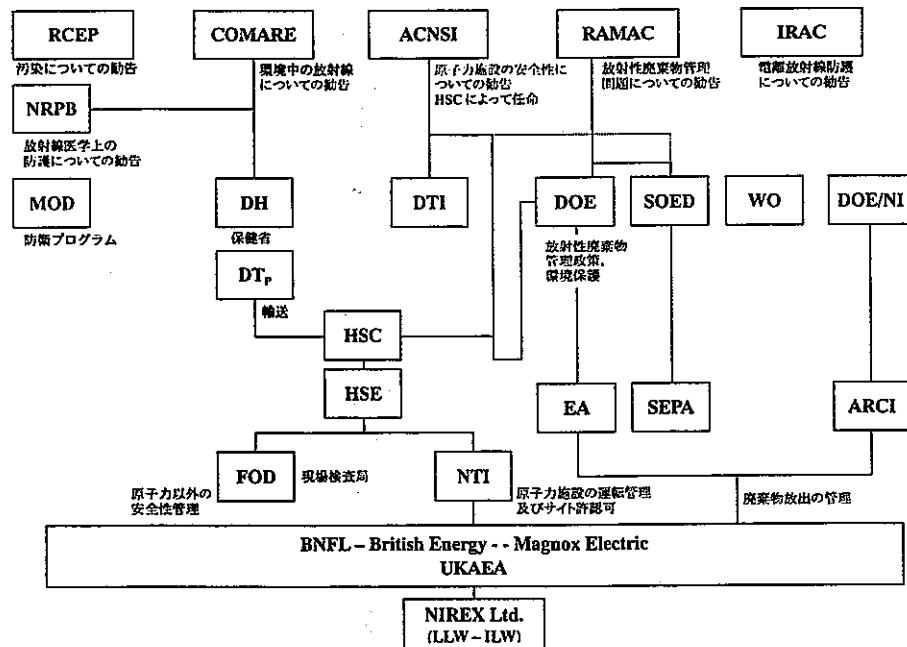


図3-3 放射性廃棄物管理に関する制度上の関係

- (2) 原子力施設安全諮問委員会 (ACSNI) – 同委員会はHSEに助言を与えるもので、適切と考えられる場合には、原子力施設の安全性に影響を及ぼす大きな問題に関して大臣に

助言を与えることもある。同委員会は、英国産業同盟（CBI）と労働組合会議（TUC）が推薦した多くのメンバーと一緒にHSEにより指名された独立した委員長と12名の委員とにより構成される。ASCNIIは、必要に応じて、原子力産業界からの評価者、NII及び政府省庁からのオブザーバーによる支援を受けることをする。

- (3) 電離放射線諮問委員会（IRAC）－同委員会は、HSCの作業に関連した電離放射線への被曝に対する防護に関する全ての事柄を検討し、HSCとその傘下のHSEに助言をするために設置された。同委員会は、英国産業同盟、労働組合会議、地方当局、政府省庁及び放射線防護に関係する専門機関からの18名の委員により構成されている。
- (4) 国家放射線防護委員会（NRPB）－同委員会は、電離及び非電離放射線からの防護の分野における助言を与えると共に、研究の実施や技術的なサービスの提供を行っている。同委員会は、1970年の放射線防護法に基づいて設置された。
- (5) 環境中放射線の医学的側面に関する委員会（COMARE）－同委員会は、環境中の自然及び人工放射線の健康への影響に関する評価を行い、政府に対して助言を与えるため、そして、入手可能なデータの適切さと研究の追加の必要性を評価するために設置された。この委員会の委員は、保健省の主席医療事務官により指名される。
- (6) 英国環境汚染委員会（RCEP）－この委員会は、原子力発電開発計画が大々的に拡大することによる環境問題に焦点を当てて、環境への長期的な危険性の可能性について助言を行うものである。

英国には、計画立案・汚染管理システムにおいて放射性廃棄物処分場が開発される以前及び廃棄物が処分される以前に一般住民と協議する場が確保されるメカニズムがある。例えば、セラフィールドの近くにRCFを建設するNirexの提案に対する公聴会が開催されたことがある。しかし、これらの正式な手続きは、現行の規制枠組の中で、当該プロセスの比較的遅い段階になってしか行われていない。

以下に示すのは、NirexがILW技術的サイト選定計画に関連して実施した英国の一般住民への情報提供計画の一例である。

- NirexがILW処分場サイトを調査してきているカンブリア（Cumbria）に住む一般住民の世論を調べるための電話によるインタビュー
- 議会会期中の4週間から6週間毎に100名の議員団に宛ててアンケート用紙を郵送する

ことを通じた議員の意見の収集

- 対面インタビュー
- セラフィールドに最も近い住民の態度と国内における他地域の住民の態度とが比較できるように、行政地域ごとに、地方議会における世論を見極めるための世論調査 (Nirex、ギャロップ社又は他の機関のいずれかが実施)
- 英国において著名な環境ジャーナリスト、編集者及び放送関係者を対象とした意見の収集
- 学校の児童を対象とした教育資料 (12歳から16歳の児童とその教師を前提にした図書とビデオ)
- Nirexの刊行物としては、以下のものがある。(i) 「Nirexとは何か」、「放射能とは何か」、「放射性廃棄物とは何か」、「放射性廃棄物—どのような方策があるのか」、「放射性廃棄物処分センターとは何か」、「人工バリアはどのように機能するか」、「コンクリートの耐久性はどの程度の期間なのか」、「どのように放射性廃棄物は輸送されるのか」、「どのように放射性廃棄物処分サイトは特定されるのか」、「なぜ研究をする必要があるのか」、「世界における放射性廃棄物管理」及び「サイト調査プロジェクトでは何が行われるのか」といったトピックスに関する12枚セットのファクトシートから構成される「Nirexの事実」、(ii) Nirexの研究開発計画を概説している「前進」、(iii) 「安全研究—Nirexの放射性廃棄物処分」、(iv) 研究計画を紹介しているビデオである「常に安全を」。
- 国家教育資源情報サービス (NERIS) といった直接アクセスが可能な計算機データベース。これにより資料を直接見る手段を学校側に提供している
- 英国内各地での啓蒙展示会 (年間35回)
- 自由演説サービス (年間で80回の演説)
- 月刊のプロジェクトニュースレター、会議、ビデオ刊行物、地域限定の広告、後援活動
- 移動情報提供 (地方巡回) と展示センター、そして、同じような施設、特にスウェーデンのフォルスマークの訪問見学会
- セラフィールドのサイトから離れた近隣の町ホワイトヘブン (Whitehaven) に地方情報提供事務所の設置し、地方職員を配置

HLW処分に関するプロセスは1981年に基本的に中止されたことから、HLWの処分に特定

した一般住民への情報提供計画は存在しない。

英国における反原子力勢力については、実質的に、1970年代後期以前の全ての反原子力活動は、公聴会システムの枠組において表明された。最初の反原子力の兆しは1974年に「地球の友（FOE）」が米国の軽水炉導入に対する証拠を提出したことに現れた。1975年、ウィンズケールでTHORPの建設が公表された時、原子力開発は再び社会運動の対象となった。1977年にウィンズケールで開催された公聴会は、より広範な反原子力運動に対する大きな刺激となった。しかしながら、公聴会プロセスの結果について何の影響も与えられなかったことにより、反原子力運動に亀裂が生じた。FOEのようなグループは、公聴会への参加は、その結果に関わらず問題を公にするという点で意味のあることである、という立場を取り続けた。他のグループは直接的な行動を唯一の方針とした。1978年「原子力の脅威に抵抗するスコットランドによる運動（SCRAM）」がトーネス（Torness）において提案されたAGRサイトで最初の大規模な集会を行った。

1979年、反原子力運動を組織化することによって大きな国民運動を起こすという試みはあまりうまくいかなかった。建設計画の大きな遅れと、1981年に廃棄物処分計画が断念されたことで、反原子力の組織的国民運動は1982年までに頓挫することとなった。しかし1980年代半ば、セラフィールドにおいて頻繁に発生した安全性に関わる問題や、1986年のチェルノブイリ事故の結果、公衆の懸念は増大した。

1987年、自発的な地方グループの連合である「反原子力ネットワーク（ANN）」がロンドンで設立された。彼らは直接的な活動を支援している。「核軍縮キャンペーン（Campaign for Nuclear Disarmament、CND）」、「地球第一（Earth First）」、「ヒンクリー活動グループ（The Hinkley Action Group）」、「ウェールズ反原子力連合（The Welsh Anti-Nuclear Alliance）」といった組織が同ネットワークに関わっている。彼らの活動は主に封鎖、デモ及び意見発表からなる。彼らの最新の活動は1994年にANN及び「地球第一（Earth First）」が5ヶ所の原子力発電所：トーネス（Torness）、ハンターストン（Hunterston）、（Dungeness）、サイズウェル（Sizewell）及びヒンクリー・ポイント（Hinkley Point）を封鎖したことである。

4.0 規制・基準

英国における原子力許認可サイトにおける放射性廃棄物管理は、HSEの管轄下にあるNIIにより規制され、放出あるいは処分前の放射性廃棄物管理のあらゆる分野に対して明確な規制力をもっている。HSEは、安全性の観点から原子力サイト許認可に条件を付加する権限を持っている。NIIでは、これらの条件に基づいて、原子力許認可サイトでの放射性廃棄物管理に対する規制を実施している。

許認可条件の一般的な様式は、許認可取得者に対して、安全面の詳細手配を整備させそれを実行に移すように求めるものである。これらの内容がNIIによって承認されると、これらは許認可取得者のパフォーマンスを判断する基準となる。従って、サイト許認可は、このように柔軟な法定管理体制を提供することになっている。

放射性廃棄物処分の規制責任は、環境庁 (EA) とスコットランド環境保護庁 (SEPA) [環境関連諸庁]が負っている。NIIとこれら環境関連諸庁における責任が重なり合っている部分については、全ての要件が一貫性を持ち、政府の政策に従っていることを保証するために、了解覚書 (MOU) に基づく協議が持たれることになる。

4.1 区分

英国には法律によって定義された廃棄物の分類は存在しないが、以下に示す4種類の分類が一般に使用されており、いずれ放射性廃棄物に対する英国の規制分類になる可能性もある。

- (1) 極低レベル放射性廃棄物 (VLLW) は、国家放射性廃棄物処分施設には処分されず、国のインベントリーとしては報告されていない。同廃棄物0.1m³あたりに含まれるベータ/ガンマ放射能が400,000Bq未満であること、あるいは、単一アイテムにおけるベータ/ガンマ放射能が40,000Bq未満であれば、通常のごみとして処分 (ごみ箱処分) することができる。
- (2) 低レベル放射性廃棄物 (LLW) は、アルファ放射能で4 GBq/t、あるいはベータ/ガンマ放射能で12 GBq/tを超えてはならない。英国政府の政策は、この種の廃棄物のほとんどは浅地中処分場に処分することであるが、より高い放射能レベルにある一部のものや、特に長寿命放射性核種を含有するものは、中レベル放射性廃棄物のために計画されている深地層処分場に処分されることになる。

(3)中レベル放射性廃棄物 (ILW) は、放射能レベルがLLWに対する上限値を超過するものである。ILWは運転員を保護する放射線遮蔽及び/あるいは閉じ込めを必要とするが、HLWほど多量の発熱はないものである。アルファ放射能が4 GBq/tを超えて、あるいは、ベータ/ガンマ放射能が12 GBq/tを超えている場合、その廃棄物はILWとして分類されることになる。政府の政策は、短寿命及び長寿命のいずれの廃棄物も深地層処分場に処分するというものである。

(4)高レベル放射性廃棄物 (HLW) は、使用済燃料の再処理により生じるもので、多量の発熱を伴うものである。このHLWは、原子力発電計画に伴い発生する全ての廃棄物が持っている放射能の約90%を占めている。HLWは、Nirexの責任範囲にはなっていない。大部分のHLWは、セラフィールド (Sellafield) におけるBNFLの事業により発生し、そこでガラス固化される。HLWは、少なくとも50年間貯蔵され、その後深地層処分場に処分される予定になっている。

上記の分類に代わって規制上の分類になる可能性のある分類法は、熱出力と長寿命放射性核種の放射能レベルとを結び付けたものである。

4.2 処分場

英国では、放射性廃棄物の処分は1993年放射性物質法に基づく許可を得る必要があり、処分場開発者は、同法に基づいて必要な提出資料を準備する責任を負っている。このような許可を与える権限は、イングランドとウェールズにおける処分に関しては環境庁が、スコットランドと北アイルランドにおいては同様の機関、すなわち、SEPAと北アイルランド環境省環境・遺産部 (EHS) が持っている。

環境庁はSEPAとEHSとは2回にわたる協議を経て、1997年に合同で「低・中レベル放射性廃棄物の陸地処分施設：許認可要件指針 (Disposal Facilities on Land for Low and Intermediate Level Radioactive Waste: Guidance on Requirements for Authorization)」、すなわち、「GRA文書」として知られる文書を公表した。

このGRA文書は、放射性廃棄物の処分に関する規制枠組、手続の一般的な指針、処分施設に関する提案を評価するための基本原則と基準、施設が満足することを期待されるであろう放射線及び技術上の要件の概要が示されている。

GRA文書の基本原則と要件は、以下の通りである。

- (1) 第1基本原則－管理からの安全性の独立：放射性廃棄物を処分、処分施設を閉鎖さらに管理を停止した後に、立入り可能な環境からの廃棄物隔離の継続を、処分システムの健全性を維持するための将来世代による措置に依存してはならない。
- (2) 第2基本原則－将来における影響：将来世代の健康に対して予測される影響が、現在受け入れられている影響レベルよりも大きくなるような方法で放射性廃棄物を管理すること。
- (3) 第3基本原則－最適化（合理的に達成可能な限り低く）：放射性廃棄物の処分により生じる可能性のある一般住民の被害が、経済性や社会的要因を考慮して合理的に達成可能な限り低くすること。
- (4) 第4基本原則－放射線防護基準：管理を停止する前の処分施設に対して評価された放射線影響は線源及びサイトに関わる線量制限値及び、管理停止後においては、リスク目標を満足しなければならない。

関連する放射線上での要件は、以下のようになっている。

- 要件R1－管理停止前の期間（線量制限）：管理が中止される以前の期間において、クリティカルグループの代表メンバーが施設から受ける実効線量は、線源に関わる線量制限を超えてはならない。また、この期間は、現状の施設からの放出によりクリティカルグループの代表メンバーが受ける実効線量と、境界を接している同じ場所で他の線源からの現状の放出によって受ける実効線量とを合計したものが、0.5 mSv/年というサイト関連の全体線量制限を超えてはならない。
- 要件R2－管理停止後の期間（リスク目標）：管理中止後は、最大のリスクで被曝する可能性のある集団の代表メンバーが施設から受ける放射線リスクは、リスク目標である 10^{-6} /年（すなわち、年間で100万分の1）を満足すること。
- 要件R3－最善の実施可能な手段の利用：施設からの放出されるいかなる放射能も、一般住民の被曝や将来世代のリスクが合理的に達成可能限り低くなるのを確実なものとするために、実施可能な最善の手段を採用すること。
- 要件R4－環境放射能：いかなる時点においても、処分施設から放出された放射性核種によって立ち入り可能な環境における放射能レベルが、大幅には増加しそうにないことを示すこと。

そして関連する技術要件は以下の通りである：

- 要件R5－複数要因安全ケース：専用の地上処分施設における全体的な安全性ケースは、そのケースの単一の要素に依存しすぎてはならない。
- 要件R6－サイト調査：開発者は、安全性ケースに必要な情報を提供するため、そして、サイトの適性を実証するための調査計画を実施すること。
- 要件R7－施設の設計と建設：施設を設計、建設、運転し、また、閉じ込めシステムの性能に悪影響がないように閉鎖できるようにすること。
- 要件R8－廃棄物の形態と特性評価：開発者は、処分システムの性能評価において行った仮定や、取扱い及び輸送要件とに矛盾しない廃棄物受入基準を策定すること。
- 要件R9－モニタリング：開発者は、安全性ケース支援の中で、施設の建設や廃棄物の positioning による生じる変化を監視するための計画を実施すること。
- 要件R10－記録システム：開発者は、安全性ケースに影響を及ぼすプロジェクトの全ての側面に関する詳細な情報を記録するための総合的なシステムを構築して維持すること。
- 要件R11－品質保証：開発者は、安全性ケースに影響を及ぼす全ての活動に対する総合的な品質保証計画を確立すること。この中には、研究や評価といった支援活動も含めること。

4.3 廃棄物受入基準値及び関連法規制値

GRA文書の要件R8（廃棄物の形態と特性評価）では、処分場開発者は、処分場システムの長期的性能の評価において行った仮定や取扱い及び輸送に関する要件とに矛盾しない廃棄物受入基準を策定することとしている。ドリッグあるいはドーンレイでのLLW処分の場合、以下に示す一般基準が採用されている。

- 廃棄物タイプ：固体低レベル放射性廃棄物だけを受け入れる。低レベル放射性廃棄物は、特定の放射能がアルファ線が4 GBq/t、あるいは、ベータ/ガンマ線が12 GBq/tを超えない廃棄物として定義される。
- 放射線限度：廃棄物からの放射線線量率は、国際原子力機関（IAEA）の安全シリーズ文書に定義されている輸送規則により規定される。処分用コンテナからの線量率は、

一般には50 μ Sv/時間未満である。

- パッケージの形態：基本的な処分用コンテナは、寸法が1320 mm x 2240 mm x 6060 mmの鋼製のものであり、その定格容量は20m³である。廃棄物は、高圧で圧縮処理し、その後、セメントグラウトを使用して処分用コンテナに封入するものとする。
- 処分場からの総線量への寄与：英国における放射線防護の基本原則は、ICRP 60に基づいており、原子力施設の運転に伴う一般住民の線量限度は1 mSv/年未満と規定されている。処分サイトからの長期的なリスクに関して、処分サイトの持つ性格上、原子炉の場合に比較して定量的なリスク評価を難しくしていると思われる。従って、リスクの見積りに対して全面的な信頼は置けないのが実状である。このような計算結果を施設の安全性に関する判断材料にすることができるが、意志決定に至る過程ではもっと定性的な性格のものを含む他の技術的要因も検討されることになる。しかし、処分場の長期的な性能の評価においては、リスク目標10⁻⁶/年（致命的なガン又は重大な遺伝的影響）を使用するものとし、定置された全ての廃棄物は、この目標を満足する必要がある。

新規のLLW処分場や提案されているILW処分場の場合、そして、どのようなHLW処分システムが最終的に選択されても、廃棄物受入基準は、処分場の設計がより明確に定義され、環境庁の許可プロセスが開始されるまで設定されないであろう。従って、現時点において、これら処分場に対する確固たる廃棄物受入基準は存在していないのが実状である。

4.4 廃棄物の受入基準値

確定したILW処分場サイト又はその設計が存在しないということは、Nirex（設計、建設及び運転を業務とする）が、廃棄物をパッケージ化する当事者に対して廃棄物受入基準を公表する立場にないことを意味している。しかし、Nirexでは、「廃棄体仕様書」を出すことで指針を示し、ILWのパッケージ化を促す方策を採った。これらの仕様は、処分場の設計や安全性ケースが確定されるに従って定期的に見直されていき、徐々にサイトと処分場の設計に固有のものになっていく予定である。廃棄体仕様書は、最終的には廃棄物受入基準（英国では受入条件と呼ばれている）となる。

この廃棄体仕様書は、以下に示す一般的な基本原則に基づいている。

- 廃棄体仕様書は、処分場のサイトや設計とは関係なく設定されるものである。仕様は最低限維持すべき条件に基づいて設定されたものであり、Nirexが助言や保証できる水準を示したものである。この最低限維持すべき条件は、英国で提案されている一般的な深地層処分システムの設計と安全性の検討から引き出されたものである。
- 廃棄体仕様書は継続して検討される。この仕様書は最善の努力に基づいて作成されており、深地層処分場プロジェクトが進捗する中で定期的に見直されるものである。現在進められている廃棄体性能に関する開発計画の結果として、特定タイプの廃棄体の輸送、操作及びその後の処分時の挙動に関する不確実性が減ってきた場合には、この限界条件は緩和されることになる。さらに、処分場のサイトと設計が確定した段階で、最終的な安全性ケースが確立されることになり、そうなれば、Nirexとしては、安全を見込んだいかなる余裕度も確定することができることから基準を示すことができ、「受入条件」を公表できることになる。

この仕様では、以下のように規定されている。

- 廃棄体—基準は、放射能含有量、線量率、熱出力、表面汚染、寸法、吊り上げ特性、重量、通気、健全性、廃棄物形態の特性、耐衝撃及び耐火性能、積み上げ性及びパッケージの識別に関して規定されている。輸送用パッケージにも使用されるパッケージの場合、適用可能な規則（例えば輸送規則）に対する基準が追加して規定されている。仕様は処分場のサイトと設計からは独立であるべきとの基本原則から、この仕様は一般的な処分場概念と安全性の検討に基づいたものとなっている（処分場においては、遮蔽のあるパッケージと遮蔽のないパッケージの両方が取扱われるものとし、遮蔽のないパッケージに対しては再利用可能な遮蔽オーバーパックが使用され、そして、処分用パッケージは天井走行クレーンを使用して遠隔で取扱われ、その後、母岩に掘削した空洞内に定置されることになる）。
- 廃棄物形態—この仕様としては、放射性核種の安定化、機械的及び物理的特性、化学的閉じ込め、有害物質、劣化プロセス、廃棄物形態の安定性、ガス発生及び核特性が規定されている。
- 品質保証—「品質保証仕様書」を必ず用意し、その中に廃棄物のパッケージ化を行う主体が策定する必要があるQAプログラムや計画、「廃棄物製品仕様書」及び検認シス

テムについて記述する。この品質保証仕様書は、廃棄物のパッケージ化を行う主体が、製品の品質に影響を及ぼす全ての活動に関して同仕様と矛盾のないQA体制が整えられていること、そのようなQA体制が履行されていること、必要な場合に適切な是正措置が講じられることを実証することを求めている。

- データの記録—Nirexでは、処分場に送られた各廃棄体に関する情報を保存することが必要になる。記録されるべき情報の範囲と程度は、「データ記録仕様書」の中で定義されている。
- パッケージの識別—この廃棄体識別システムに関する仕様では、各廃棄体に適用される固有の識別情報の書式を規定している。

標準化することにより、廃棄物管理のライフサイクルを通じて経済面と安全面との両方で便益がもたらされることが示されてきている。Nirexでは、英国国内で発生すると見込まれる様々な廃棄物のパッケージ化に適合可能な一定の標準廃棄物コンテナを規定し、これらの標準コンテナは、英国の原子力産業界で採用されてきている。この標準化されたコンテナは6種類に限られており、この数は英国における廃棄物をパッケージ化する当事者のニーズを完全に満たす上で最小限のものである。この標準コンテナを、表4-1に示す。

表4-1 Nirexの標準コンテナ

中レベル放射性廃棄物		
500リットル入りドラム缶	運転に伴うILWのほとんどに使用される通常のコンテナ	直径0.8 m × 高さ1.2m
容量3 m ³ のボックス	固体廃棄物用の大型コンテナ	縦横1.72 m × 1.72 m × 高さ1.2 m
容量3 m ³ のドラム缶	液体やスラッジタイプの廃棄物のドラム缶内混合及び固化をするための大型コンテナ	口径1.72 m × 高さ1.2m
4mのILW用ボックス	特に解体処理から生じる大型廃棄物アイテムのためのコンテナ	縦横 4 m × 2.4 m × 高さ 2.2 m
低レベル放射性廃棄物		
4 mのLLW用ボックス	一般LLW用コンテナ	縦横 4 m × 2.4 m × 高さ 2.2m
2 mのLLW用ボックス	一般LLW用コンテナ	縦横 2 m × 2.4 m × 高さ 2.2m

500リットル入りドラム缶、3m³のボックス、3m³のドラム缶は、比較的薄い肉厚の鋼を

用いて製造されており、どんな放射線でも遮蔽できるようには設計されていない。これらのパッケージを取扱い、貯蔵するには遠隔取扱い施設が必要であり、輸送時には再利用可能な遮蔽型輸送用コンテナが必要である。再利用可能な輸送用コンテナを使用すると、IAEAの輸送規制を満足する遮蔽と閉じ込めを、使い捨てのアイテムに対してではなく、再利用可能なアイテムに施すことが出来るという大きな長所がある。500リットル入りドラム缶、3m³のボックス及び3m³のドラム缶は、「遮蔽なし」コンテナとみなされるものである。

4メートルのILW用ボックスでは、IAEAの産業用パッケージにパッケージ化出来るような放射能含有量に制限されることになり、そのため、遮蔽はパッケージ自体で経済的に行うことが可能となる。この4メートルのILW用ボックスは「遮蔽」コンテナとみなされ、廃棄物を格納した時点で、輸送用と処分場の両パッケージとして利用できる。また、二種類のLLW用ボックスも、産業用パッケージに分類されている。

LLW用パッケージに対する要件は、LLWの処分がトレンチでの埋設からボルト内処分に切り換えられたのに伴って変更された。1988年にドリッグで最初のコンクリート製ボルトの運転が始まるまでは、LLW用パッケージに対する要件はほとんど無かった。しかしこれ以降、LLWに対しては高圧で圧縮処理（あるいは、非圧縮処理）を行い、フォークリフトを使用してボルト内に定置できよう高さが通常の半分のISO輸送用コンテナ（20m³鋼製コンテナ）内にグラウト処理することが必要となっている。

HLW用パッケージは、全酸化物の含有量が25重量%（恐らく、35重量%に引き上げられ可能性がある）のホウケイ酸ガラス廃棄物形態で構成される必要がある。このガラス固化プロセスは、フランスで開発されたプロセスに基づいており、その廃棄物キャニスターはフランスで使用されているものと同じである。このキャニスターは、直径0.43m、高さ1.3mのステンレス鋼製であり、0.15m³のHLWガラス（400kgのガラス）が充填されている。169リットルのキャニスターに、89%まで充填されている（151リットルのガラス）ことになる。キャニスターは、取扱い、中間貯蔵及び定置までの輸送の間において廃棄物の閉じ込めを行う必要がある。

4.5 検認

英国では、深地層処分の対象となる廃棄物の種類は1,000種類以上になり、様々なコンテナ設計や数種類の封入材料が使われる見込みである。英国で検認のために採用された方策は、Nirexが詳細な評価を出来るように廃棄物をパッケージ化する主体が提案書を作成し提

出するというものである。廃棄体仕様が、廃棄物をパッケージ化する主体が利用可能な主たる指針となっている。パッケージ化と検認提案書を検討する際、Nirexでは以下に示す15の技術分野において詳細な評価を実施する計画である：

- (1) 性質と量－廃棄物の量、各タイプのパッケージの数、パッケージによる放射能のバラツキ
- (2) 廃棄物の形態－貯蔵及び処分条件下における廃棄物形態の設計の適合性及び挙動
- (3) 臨界安全性－深地層廃棄物処分場でのパッケージの臨界安全性：初期状態及び劣化後
- (4) コンテナの設計－コンテナがNirexの取扱い及び性能要件を満足しているか
- (5) コンテナの腐食－短寿命放射能の閉じ込めと取扱いにとって十分なコンテナの腐食性能
- (6) 衝撃性能－衝撃事故時において、廃棄体からの放射能放出が十分低いこと
- (7) 火災事故性能－起こりそうな火災事故時において、廃棄体からの放射能放出が十分低いこと
- (8) 輸送規制－IAEAの要件に準拠して一般地域を通過する廃棄体輸送
- (9) 品質保証－適切な品質保証システムに基づく廃棄体の製造
- (10) データ記録－パッケージの輸送と処分を認めるための、パッケージに関する十分なデータの記録
- (11) 核物質防護－パッケージの内容物に基づいた特別な核物質防護手段の必要性
- (12) 保障措置－パッケージの内容物に基づいた廃棄物を保障措置下に保つ必要性
- (13) 閉鎖後の安全性－処分場の閉鎖後性能への悪影響
- (14) 運転上の安全性－可能性のあるパッケージからの放出と処分場の運転時安全要件との整合性
- (15) 政策－パッケージのNirex委任事項や英国及び国際的な規制指針との整合性

この評価プロセスの最後は、顧客に対して問題点に関する詳細な助言をすることである。この助言は、さらに情報が必要な要件、研究開発の必要性、各廃棄体の内容に関して記録されるべきデータあるいはパッケージの設計の改善といった課題が対象とされることになる。

対象となっているパッケージが、仕様と矛盾していないことが明らかにされ、基準を高い信頼性の余裕度で上回っているために大幅な又は許容できないような方策変更を行う必要のないことが示された場合、Nirexは「遵守証明書」を出すことが可能となる。これは、提案された廃棄体が、輸送と処分場における処分に関する現行の計画と矛盾の無いことを意味するものである。たとえ好ましい特性が明確になったとしても、その影響を制限するメカニズムを提供する手段が調査されることになる。このプロセスでは、処分場の設計とパッケージの設計との関係に置いて達成されるべきバランスが必要になるであろう。

5.0 処分場

英国には現在、2つの稼働中の LLW 処分場がある。1つは BNFL が操業しているドリッグ・サイトで、もう1つは UKAEA が操業しているドーンレイ・サイトである。ドリッグ・サイトは 1959 年から操業されており、英国では要となる LLW 処分サイトとなっている。ドーンレイ施設は、ほとんど UKAEA のサイトで発生する廃棄物の処分専用利用されている。これらのいずれのサイトにも処分できない、より長寿命の放射性核種を含む LLW も極く少量ではあるが、存在する。

ILW が定置されている英国で唯一の既存施設が、ドーンレイにおける UKAEA の ILW 立坑であった。1960 年から 1970 年代初頭にかけて、この施設にコンディショニングされていない ILW が定置されていた。しかしながら、1980 年代になって詳細な解析が行われ、同施設はコンディショニングされていない廃棄物を恒久的に処分するための新しい基準を満たさないとの結論が下され、新たな国立 ILW 施設が操業されるようになるまで、これら廃棄物を撤去、梱包、貯蔵するとの決定が下された。

Nirex は、LLW/ILW の新たな深地層処分場に関する責任を担っている。1980 年代半ばの開始時点ですまざった後、1987 年に政府は、全ての中レベル廃棄物は深地層処分すべきであるとの決定を下した。国レベルで公聴会が実施された後、Nirex は候補サイトを見つけるため、段階的なプロセスを辿ることとした。1989 年までに、安全目標を満たすことが出来ると考えられる 12ヶ所のサイトが抽出された。

これら 12ヶ所のサイトの中から、初期調査のためにスコットランドのドーンレイとセラフィールドが選定された。この2ヶ所の選定理由は極めて明快で、原子力産業に対してながしかの親しみと、「ある程度の支持 (a measure of support)」が得られる場所であるからというものであった。政府は、独立した委員会である放射性廃棄物管理諮問委員会 (Radioactive Waste Management Advisory Committee) からの助言に従って、先ずこれらのサイトに着目する決定を支持した。

1991 年 7 月、Nirex は、調査研究をセラフィールドに絞り込む決定を下した。ドーンレイとセラフィールドの地質はかなり似ており、初期段階のボーリングによって、いずれのサイトも安全性については問題ないと考えられることが示された。しかし、BNFL の施設操業によって深地層処分すべき廃棄物の約 60%が発生するセラフィールドの方が、明らかに輸送面や環境面で有利な立場にあった。

次いで Nirex は、セラフィールド地域で多くの深層ボーリングを実施した。しかしなが

ら、費用対効果の観点からは、ボーリングによって得られるのは限られた量の情報でしかない。英国は、他国の事例に倣う決定、すなわち地質調査の一環として地下の岩石研究所を設置する決定を下した。

岩石特性調査施設 (RCF - Rock Characterization Facility) 計画は 1992 年 10 月に発表され、計画の申請書と環境影響評価書が 1994 年 7 月に環境当局に提出された。放射性廃棄物レビュー (Radwaste Review) の予備的な結論の中に政府による支持声明があったにもかかわらず、1994 年 12 月、この申請はカンブリア郡議会によって却下された。Nirex の RCF 提案を議論するための公聴会が 1996 年 2 月に終了し、1997 年 3 月には環境大臣によって申請は却下された。その後、Nirex はセラフィールドにおける調査を終了させ、規制当局から明確な指示が与えられるまで ILW 処分場の立地研究あるいは処分場設計の再開はない見込みである。

英国に HLW 処分場は存在しない。英国は最終的には HLW を地層処分する計画であるが、現在のところは長期中間貯蔵を推進している。ガラス固化された HLW は、発熱や放射能が著しく減衰し、輸送や処分が簡単になるように、最終処分まで約 50 年間貯蔵する計画になっている。更に、この 50 年という期間があれば、地層処分サイトを見出し、かつその適性を立証するためにもっと時間をかけることが出来る。英国の戦略は、明確な必要性が生じてくる時期 (施設開設がおおよそ 2080 年頃) が近くなるまで、立地と設計作業を遅らせるというものである。その間、英国は、他国での研究から得られる知見が英国にも適用できるかどうかの確認に集中することとしている。処分を遅らせるのに際し、英国は、HLW に関する明確な方針を示している。すなわち、貯蔵を処分の代用としてとらえず、HLW はあくまで環境に対して安全な方法で深地層処分場に最終処分する政策を維持するというものである。

英国では HLW 処分場について策定された計画が全くないため、スケジュールについての検討 (5.8 項) を除き、この第 5 章で HLW に関して他に示すことはない。

5.1 処分場名

ドリッグは 1959 年以降、固体 LLW の処分に使用されてきた。この固体 LLW の多くは、近くの (北に 6km) セラフィールド再処理プラントで発生する。同サイトの操業者である BNFL は、セラフィールド再処理プラントの運転も行っている。同サイトでは、セラフィールドで生じる廃棄物に加え、英国中の様々な顧客からの廃棄物も受け入れている。

母岩層は氷河期の氷礫土 (glacial till) で、ほとんどが不均質かつ不連続な地層中の粘土であり、砂岩層が散在している。1995 年まで採用されていた元々の処分概念は、現在のトレンチ埋設処分の概念と類似したもので、廃棄物は7つある浅い (深さ 5~8m) トレンチ (幅 25m×長さ 750m) にばらばらに投棄された後、埋め戻しと覆土処理が行われる。この概念は 1988 年に、廃棄物を圧縮してドラム缶に収納し、高さが 1/2 の鋼製 ISO コンテナ (容積 20m³) 内に収納してグラウト充填された後、鉄筋コンクリートでライニングされたポールトに定置するという工学的システムに代わった。一部の大型廃棄物は、地表のすぐ下にあるポールト内でそのままグラウト注入処理される予定である。現行の工学的ポールトは、建設済のものは3つに区画され、容量が 180,000m³ で約 1/3 が供用されている状況にある。今後建設されるポールトは、現在の廃棄物定置方式を維持するが、かなり縮小され、約 50,000m³ ないしは現状の発生量の約 5 年分に相当する容量となる。

採用された処分容器 (長方形で高さが 1/2 の ISO 設計に基づいている) は、フォークリフトを用いてポールト内に高い密度で収納することが可能になっている。また、この容器は、容器内への廃棄物の収納率も高くなっている。

ポールトが満杯になると、廃棄物中への水の侵入を制限するため、暫定的な蓋が施工される。蓋の設計には、トレンチに既に定置されている不透水性の PVC のシートも組み入れられており、現在は現行ポールト内の3つの区画の内、最初の区画に使われている。また、改良型のサイト排水・浸出水管理システム、すなわち、発生した水の自動サンプリング及び海洋放出管を備えたシステムが設置されている。

7つの処分トレンチの容量は、850,000m³ になる。既存のポールトと今後設置されるポールトの計画容量は、合わせて 800,000m³ 前後となっている。最後のポールトが満杯になると、恒久的な蓋が、計 36 ヘクタールに及ぶ処分区域全体に施工される。この蓋は、透水量を出来るだけ少なくするため天然材料の信頼性に依存した多層設計のものとなる予定である。標準の設計では、廃棄物を通過する地下水流動の可能性を出来るだけ抑制するため、処分区域周辺に低透水性のカーテンが設置されている。サイトの制度的管理は、2170 年前後の終了が想定されている。

廃棄物は原子力発電所、原子燃料サイクルの実施、国防省、放射線医薬・放射性同位体の製造、研究、病院、及び他の様々な発生源から受入れられている。同サイトの年間受入容量は、本来、グラウト・プラントの容量によって決定されるものである。というのも、事実上全ての受入廃棄物容器が、サイトにおいて処分前にグラウト注入されるからである。

このプラントでは1日あたり80m³の処理が可能である。現在の処分速度は、平均して約50m³/日程度である。

スコットランドの北西部海岸にあるドーンレイ・サイトにはLLW処分施設とILW施設とがある。後者では、廃棄物が定置されていたことがあるが、今は回収されつつある。1955年から1994年まで、この135エーカーの土地は原子炉設計に関する研究開発活動の拠点(多くの実験炉、燃料加工施設、小規模再処理、及び放射性廃棄物貯蔵庫を含む)であった。LLWピットは、未コンディション廃棄物が収納されていた6つの地表下トレンチと、デコミッションング廃棄物及び一部の極低レベル放射性廃棄物(VLRW)に対して計画されている7つのピットから構成されている。既存の6つのピットは実質的に満杯で、UKAEAは既存の貯蔵LLW及び将来発生分に対する管理オプションを検討中である。この戦略としては、現在の工学基準に沿った新たな処分施設が建設される可能性が高い。

ドーンレイのILW管理は2つの路線に従って進められている。1つは、湿式サイロ(Wet Silo - 水中貯蔵)での貯蔵であり、もう1つは、ILW立坑での「処分」とされている。ILW立坑は、ドーンレイ・サイトの北縁部の海岸から10m程度のところにある。もともとは、1950年代には長さ600mの廃液放出用水平配管路(図5-1参照)の掘削時に土石の撤去用に一時的なアクセス・ルートとして建設された。作業完了時に、この立坑は、鉄筋コンクリートのプラグによって大多数の配管及び海から隔離された。1959年には、この立坑は、ILW処分施設としてスコットランド当局から許可を受けた。

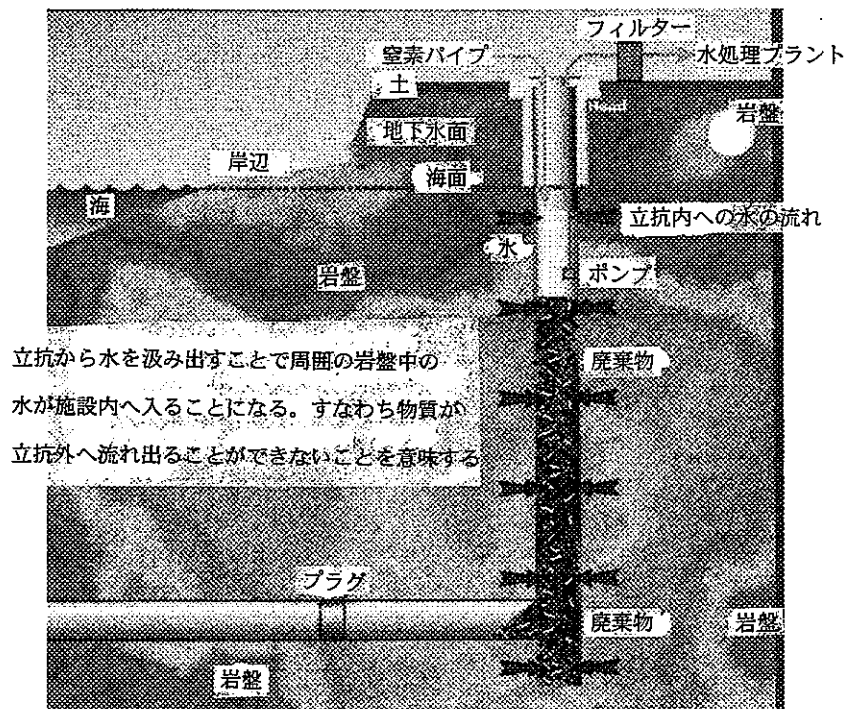


図 5-1 ドーンレイの ILW 立坑の断面図

1960 年以降 1970 年代初期まで ILW 処分用に定常的に使用され、未コンディション廃棄物が立坑内に投下する方式で処分された。こうして処分されたものは、代表的なものとして、燃料要素の被覆管、汚染機器、及び多くのサイト活動で生じるスラッジといった廃棄物であった。立坑内に保存されている物質のインベントリーが存在する。何年もかかって、この物質は圧縮された。

1977 年 5 月、立坑内の廃棄物レベルとシャフト上部の間の空間にガスが蓄積し、これが爆発を誘発し、重いコンクリート製の蓋を吹き飛ばした。立坑の上部は、爆発が発生した時にはしっかりと密封されていたが、この後、同様のガスの蓄積が起らないように定常的にガス抜きされることになった。

1980 年代になって、この立坑が未コンディション廃棄物を処分するための現行基準に合致しないことが明らかになってきた。廃棄物を回収することは、その時点では技術的、安全面の双方から非現実的と見なされていた。しかしながら、1993 年に廃棄物を原位置で固化することに関するフィージビリティを評価するための調査が行われた。この調査によって、技術的には可能であるが、この方法が長期的に有効かどうかに関して多くの疑問があることが示された。

1996年には、機械的な取扱い技術ならびに機器の開発が廃棄物の回収を安全に行える可能性のあるレベルに到達したか否かを確証する決定が下された。最初の一連のオプション検討が着手され、この作業の結果が良好であったのを受けて、一連の継続検討が実施され、これが1997年8月に終了した。1997年末に UKAEA が出した詳細な勧告を受けて、英国政府は、ドーンレイの ILW 立坑の廃棄物は、国の処分場が利用可能になる時点まで最終処分を遅らせ、撤去、梱包ならびに専用の地上施設で貯蔵されるべきとの決定を下した。

Nirex は ILW 深地層処分場に係わる作業を終了させたが、ILW 処分に向けての英国のアプローチを示すため、現在までに完了した作業の要約が作成された。セラフィールド近傍の処分場に係わる概念は、地表から深さ約 650m の岩盤内に一連の洞窟を構成するものである（図 5-2 参照）。設計概念は、既存のセラフィールド工場に隣接した地表から 2 つの横坑トンネルでアクセスする形になっている。洞窟への建設や廃棄物輸送のためのルートは、軌道システムを備えた螺旋トンネルとなっている。

この概念が最初に考え出されて以降、この処分場に処分される予定の廃棄物量の見通しが減少している。これによって設計が更に簡素化出来るかもしれない。利用者融資原理（user-financing principle）に関する合意に促され、顧客側は、ILW について 200,000～275,000m³、及び LLW について約 50,000m³ を同施設に処分するという設計の前提条件を支持するとの意思表示を行っている。

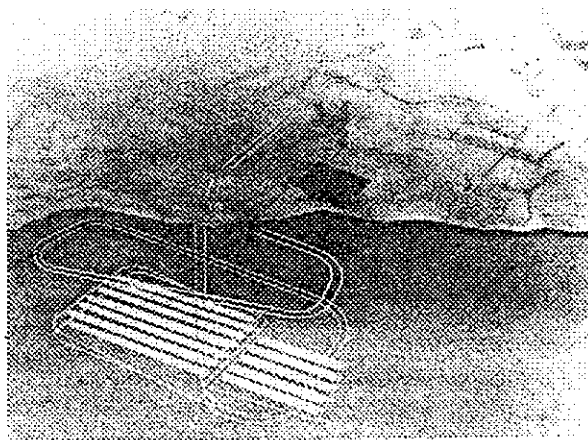


図 5-2 ILW 深地層処分場の概念設計

この処分場は、世界中で最も厳しいいくつかの安全基準を満たさなくてはならない。この処分場の許認可に係わる規制要件に対する詳細なアプローチが明確になるには、なお時間が必要である。しかしながら、政府は、処分場を承認できるか否かの決定をリスク計算のみに依存することはできないと表明する一方で、リスク目標が処分場から1,000,000分の1を越えない個人に対する年間リスクとすべきとも言明している。これは、英国ではバックグラウンドの自然放射線の平均値による理論的なリスクの約1%である。自然のバックグラウンド放射線それ自身は、例えば、ロンドンとコーンウェルの一部区域との間で200%前後も変化する。

廃棄物は、ステンレス鋼ドラム缶内のコンクリートの中に置かれ、次いで洞窟に定置される（図5-3参照）。遮蔽されていないILW廃棄物は放射線レベルが高いことから、廃棄物定置作業では現場の手動操作が排除された。廃棄物がいったん処分場への輸送に使用された重遮蔽容器から取出されると、遮蔽されていない廃棄物の取扱いは、天井クレーンを使った遠隔制御を介して行われなくてはならない。積み上げた廃棄物の上部スペースは、クレーンが走行出来るようにを空けておく必要があるため、遮蔽されていないILWをこの方式で定置すると、LLWボルトに比べて掘削ボルトの断面を有効に活用出来なくなる。各洞窟が密閉される前に、特別に調合されたセメントがコンテナ周囲に注入される。この構成は多重バリア閉じ込めとして知られており、図5-3に示す。

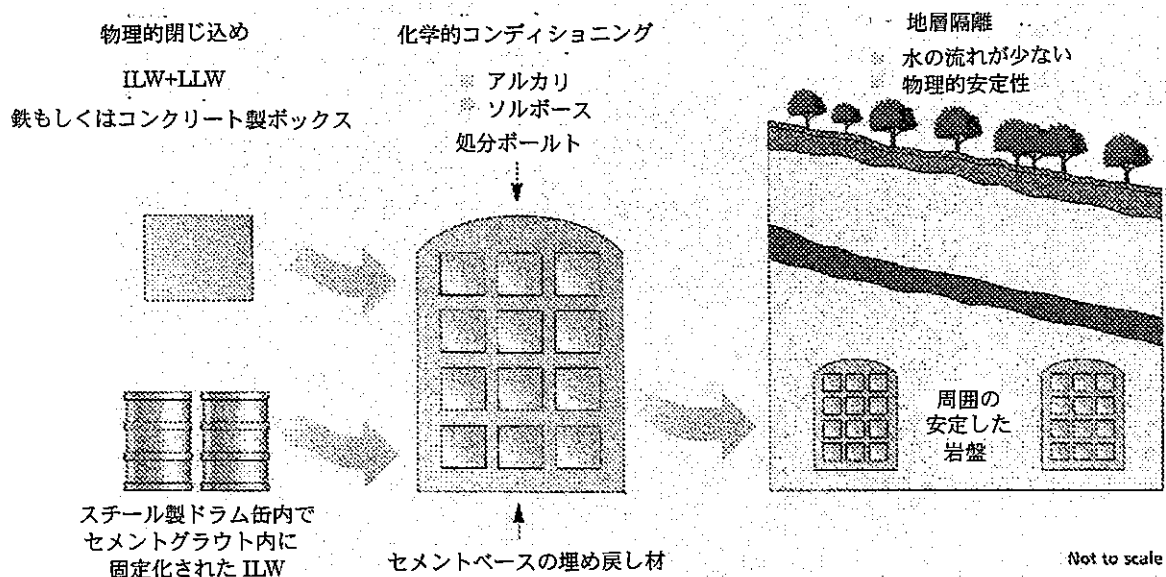


図5-3 ILS 処分場用多重バリア閉じ込め概念

廃棄物容器周囲に比較的柔らかいセメント質の埋戻し材を配置することが設計概念に盛り込まれている。この埋戻し材は、廃棄物容器の寿命を延ばし、適正な長期化学条件を付与する。容器寿命が長く、埋戻し材が柔らかいことで、閉鎖後の安全性を損なうことなく回収可能性が強化されることになる。

設計仕様では、廃棄物定置時に特殊なグラウトを処分洞窟に充填することになっている。しかし、埋設区域へのアクセス通路については、処分場の操業期間すなわち 50 年あるいはそれ以上の期間、開けておく必要がある。最終的な閉鎖は、次世紀の後半にそれ自体で別の規制承認を得ることが必要になる。

5.2 受入廃棄体

廃棄体はドリッグ用及び提案されている ILW 処分場用のみが規定されているので、本項では、それらが対象となる。Nirex は各廃棄体に関する仕様を (i) ILW 及び長寿命 LLW に関する潜在的な深地層処分場の全体性能評価及び (ii) 処分場の設計 (廃棄体の大きさ及び形状はかかる設計ならびに結果として出来た処分場の運転概念に適合するものであった) に基づいて決定した。

ドリッグでは、廃棄物は薄肉鋼製、20m³で高さが 1/2 の ISO 処分コンテナに入れて、あるいはコンディショニングを行い、処分コンテナで廃棄体に適した形態にした上で輸送できるようになっている。空の ISO 処分コンテナは、加工製品の定常輸送用容器と同様の容器を製造している企業が製造し、ドリッグ・サイトに搬出している。

ドリッグ・サイトに搬出されると、減容が有効な LLW については超高压縮 (超高压で圧縮され「パック (pucks)」と呼ばれる形態に加工後、空の廃棄物容器に収納される) される。20m³の廃棄体は、圧縮ないしは非圧縮廃棄物が充填された後、空隙部分にセメントが注入される。LLW 廃棄体の遠隔ハンドリングは不要である。装荷済の廃棄体を処分ポールトに移送する際と、ポールト内で廃棄体を 6 個まで積み上げる際には重荷重用フォークリフトが使用される。

Nirex は、廃棄物発生者が行う廃棄物管理計画の立案を支援するため、処分に必要と考えられる廃棄体に対する要件を盛り込んだ一連の指針を作成した。この仕様は、寸法、機能及び性能基準を規定し、全ての廃棄体設計に係わる最低限の性能レベルを設定した。現在の廃棄体仕様は安全側の設定になっている。というのも、考えられる広範な処分条件に

において十分な性能を保証しなくてはならないためである。処分場プログラムがこれらの不確かさを解決すれば、この仕様中の一部の条件を緩和することが可能になるかもしれない。

また、Nirex は、英国における ILW ならびに長寿命 LLW の蓄積と将来の発生に備えた 6 つの標準容器を定めた (表 5-1 参照)。各容器は、特定の廃棄物をパッケージングする上で必要性に基づいて作られたものである。標準廃棄体の各々について廃棄体仕様が作成された。仕様として、廃棄物容器ならびに廃棄物形態の寸法、機能及び性能基準が規定されている。これらの基準には、含有放射能量、線量率、表面汚染、発熱量、寸法、形状、取扱い関連の特徴、ガス抜き (vent) ならびに濾過法 (filtration)、落下/衝撃性能、健全性、積載性及び識別方法が示されている。この仕様をよりよく説明するために、500 リットル・ドラム缶について詳細に示すこととする。

表 5-1 Nirex 標準容器

中レベル廃棄物		
500 リットルドラム缶	殆どの運転 ILW 用通常容器	直径 0.8m × 高さ 1.2m
3m ³ ボックス	固体廃棄物用大型容器	1.72m × 1.72m (平面) × 高さ 1.2m
3m ³ ドラム缶	液体ならびにスラッジ廃棄物のドラム缶内混合・固化用大型容器	直径 1.72m × 高さ 1.2m
4mLLW ボックス	特に解体作業によって発生する大型廃棄物用	4m × 2.4m (平面) × 高さ 2.2m
低レベル廃棄物		
4mLLW ボックス	一般 LLW 用	4m × 2.4m (平面) × 高さ 2.2m
2mLLW ボックス	一般 LLW 用	2m × 2.4m (平面) × 高さ 2.2m

500 リットルドラム缶 (図 5-4 参照) は、ILW 用の容器としては代表的な容器と言うことができる。1995 年現在で、約 6,000 個の 500 リットルドラム缶にコンディショニング済廃棄物が充填され、貯蔵庫で処分を待っている状況にある。この 500 リットルドラム缶は、

原子力施設の日々の運転で発生する運転廃棄物の大部分に対して用いられている。英国内では、中レベル運転廃棄物の主なものとして燃料被覆管、燃料要素屑、スラッジ、イオン交換材、雑固体廃棄物、プルトニウム汚染物質が挙げられる。また、500 リットルドラム缶はデコミッションング廃棄物にも使われているが、3m³ ボックスあるいは 4m³ ボックスといったより大型の容器の方が適当と考えられる。

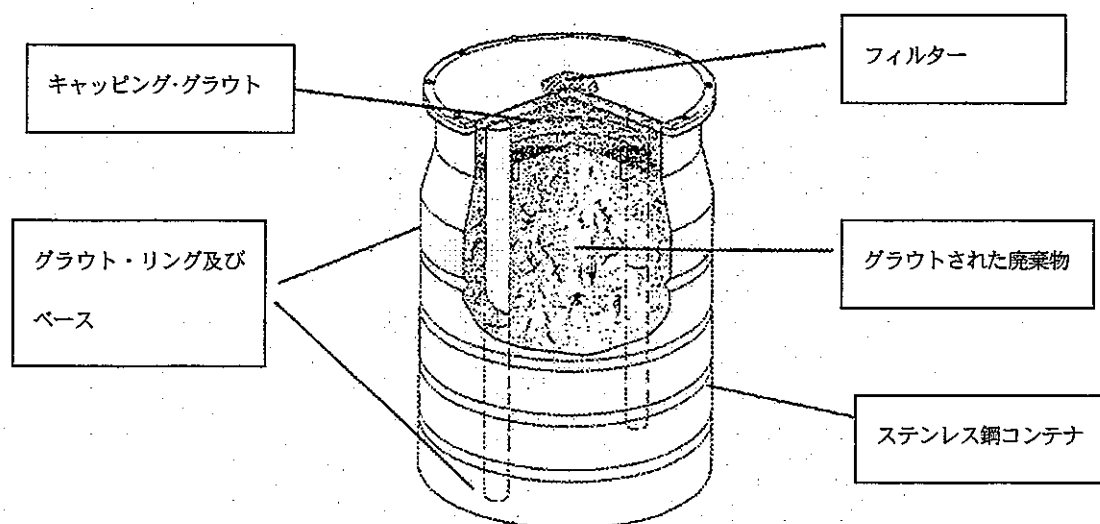


図 5-4 廃棄物を収納した代表的な 500 リットルドラム缶

代表的な 500 リットルドラム缶は、直径 80cm、高さ 1.2m である。定格容量は 500 リットルである。円筒形になっているのは、パドルを使ったドラム缶内混合操作をやりやすくするためである。この形状により、セメントと廃棄物の混合がなされないようなデッドスペースが確実になくなる。同様に、高さと直径の比率は 1.5 がドラム缶内混合に良いことがわかったが、この比率は相当変化し得るものである。全体の直径が 80cm というのも輸送効率の見地から最適と見なされている。このドラム缶については、必要な遮蔽を施しても英国鉄道 W6A 積載ゲージの範囲内で輸送することが可能である。このドラム缶は中で混合する他、固体廃棄物ドラム缶に入れてグラウトを注入する可能性もある。

このドラム缶は放射線遮蔽を意図していない。これは、ILW 容器について使い捨ての遮蔽体を使うのか再利用可能な遮蔽体を使うのか検討した結果、下された決定である。コン

クリートのような廃棄可能な比較的安価な材料は、廃棄物と共に処分される量が大量になるため、処分費用が高くなる。鋼のように密度の高い材料は、体積が小さいため課せられる処分費用は減少するが、廃棄物容器の費用が高くなると考えられる。したがって、再利用可能な遮蔽体が最も経済的な解決策と考えられ、Nirexはこの要求に応えるため一連の再利用可能な輸送容器を開発しているところである。この輸送容器は、取扱いパレットに積載した4個の500リットルドラム缶、あるいは1個の3m³ボックスないしはドラム缶を搬送できるものである。この輸送容器は、IAEAのタイプB要件を満足するように設計されており、最大約28.5cmまでの名目遮蔽厚の範囲で製作される予定である。ドラム缶に収納されたILWからの遮蔽に再利用可能な遮蔽体を採用することにより、処分場での荷下ろし時及び荷下ろし後には廃棄物容器を遠隔で取扱う必要が生じる結果となった。500リットルドラム缶4個を搬送する輸送容器を図5-5に示す。

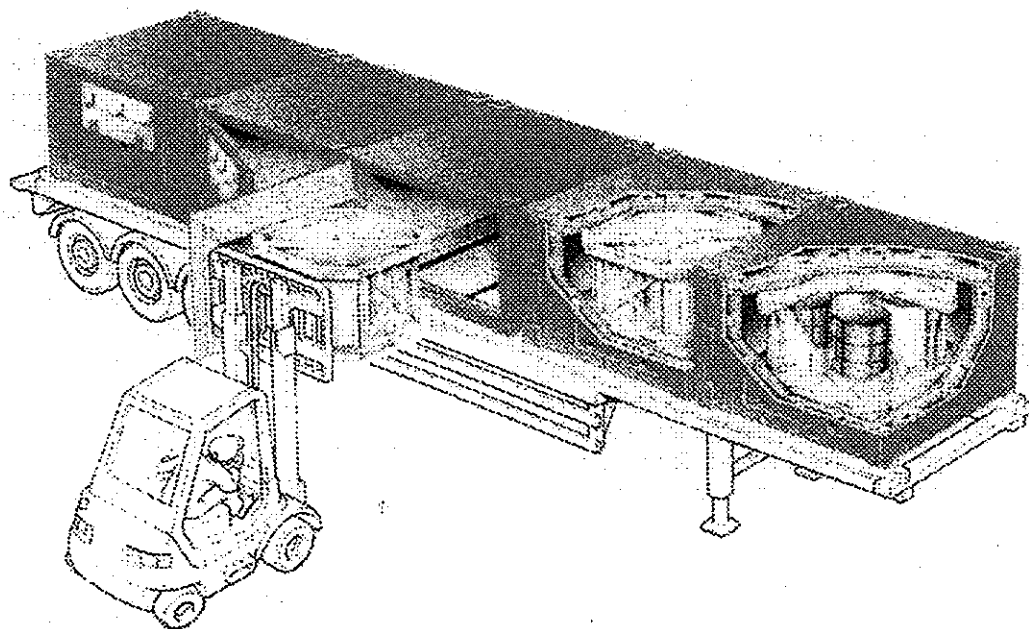


図 5-5 直接取扱 ILW 用輸送容器

様々な廃棄物を固化するプロセスでは、ドラム缶の主として蓋の部分や内部構造に関していろいろな種類が必要になるため、500リットルドラム缶の設計を一つに標準化することが可能か否かまだ明らかになっていない。ドラム形状に関してはその種類を制限する方針が採用され、各形状に対して装荷方法と内部配置に変化を持たせることを認めているが、

吊り上げ・取扱い方法は全てで共通させるようにしている。図 5-4 に示したように、ドラム缶頂部の直径 80cm の縁部に吊り上げ用の工夫が施されている。この吊り上げ用のつかみ部の寸法は、同じ取扱い機器で全てのドラム缶を吊り上げることが出来るように設定されている。

一般にドラム缶は、ドラム缶の上部から 10~20cm 以内まで廃棄物が充填される。廃棄物あるいは固化用のグラウトの飛散や横溢によって汚染が拡散するのを防ぐため、隙間が上部に残されている。次に、非放射性グラウトのキャップを廃棄物の上部に施工し、ドラム缶上部にはほんの僅かな隙間しか残されない。この隙間の寸法は 2~3mm から約 40mm の間である。

ドラム缶の閉じ方としてはボルト締めと溶接がある。ガスを発生する廃棄物の場合には、ガス抜きが設けられる。粒状物質を同伴する多量のガス発生が見込まれる場合には、このガス抜きにはフィルターが設置されることになる。これによってガスの放出が可能になり、加圧や可燃性混合ガスの蓄積を防ぐことができる。

現行の 500 リットルドラム缶は全て、AISI316L ステンレス鋼で製作されており、主として本体部にはグレード 316S11 が適用され、蓋にはグレード 304S11 が使用されることもある。ステンレス鋼の本体の肉厚は、2~3mm とされている。薄肉断面のステンレス製シート鋼を使うことによって、従来のスピニング技術（へら絞り）やプレス技術を使ってドラム缶を製作することが可能である。採用されている実際の肉厚は Nirex が指定した要件ではなく、Nirex が指定した容器の設計寿命に対応してドラム缶の設計者が決めたものである。

廃棄体仕様書には廃棄体の健全性に関する最低限の必要要件が示されている。この必要要件には地上での中間貯蔵期間と処分場における定置後期間も含まれており、パッケージは人工バリアとしての機能が期待されている。

この仕様書は、ドラム缶の設計者が柔軟に考え、特定の廃棄物や貯蔵の要件に合わせて設計を最適化できるような書き方になっている。この仕様書では、ドラム缶の閉じ込め性が、発生者のサイトで 50 年間貯蔵した後、(i)輸送ならびに処分場での取扱い時、(ii)アルカリ環境での定置後最低 50 年間の期間、においても維持できるように、ドラム缶の材質、肉厚、腐食特性及び密閉方法について規定している。

50 年間という中間貯蔵期間は、処分側で受入可能になるまで廃棄体を貯蔵しなくてはならないかもしれないという事実を考慮して指定されたものである。処分場での定置に続く

て、仕様書では、処分場の操業期間中に閉じ込め機能が確実に維持されるようさらに 50 年を最低限の寿命として要求している。短寿命の溶解性放射能を含有する廃棄物の場合、50 年間の操業期間を越えた期間までパッケージの健全性が維持できるような最善の方策をとる必要がある。

実際問題としては、グレード 316L ステンレス鋼を用いて製作され、Nirex の埋戻し材で埋戻されるので、パッケージは、定められた最低限の要求条件よりはるかに良好な腐食特性を示すものと期待されている。

5.3 受入基準

以下の基準は、環境省が LLW をドリッグまで輸送する廃棄物発生者に対して適用するものである：

- (1) ドリッグは単一の廃棄物発生者から以下の場合には、廃棄物を受入れてはならない：
 - (a) アルファ核種の放射能が 4GBq/ton を越えるか、ないしは他の全ての放射性核種の放射能が 12GBq/ton を越える場合
 - (b) 当該年の合計が、表 5-2 に示された放射性核種あるいは放射性核種グループの放射能の年間制限値をど越える場合
 - (c) 当該年の廃棄物量を合計して、年間制限値である 150m³を越える場合

- (2) ドリッグは次のような場合、廃棄物を受入れてはいけない：
 - (a) 合理的に可能な限り、水に溶けにくく燃えにくい形態に処理ないしは梱包されていない場合
 - (b) 文書でもって環境省の同意を得ずに、以下の物質のいずれかを含有する場合
 - 水あるいは空気とすぐに反応して熱あるいは可燃性ガスを放出する金属等の材料
 - 爆発性物質
 - 固体物質に吸収されている引火点 21℃未満の液体
 - 強酸化剤
 - 加圧ガス容器あるいは加圧エアロゾル容器

くは発生する可能性のある物質

- 化学錯化剤あるいはキレート剤

表 5-2 ドリッグにおける廃棄物処分の放射能制限

放射性核種あるいは放射性核種グループ	年間制限値 GBq
ウラン	1
ラジウム-226+トリウム-232	0.1
他のアルファ核種 ¹	0.1
炭素-14	0.5
ヨウ素-129	0.5
トリチウム	200
コバルト-60	6
他の放射性核種 ²	56

1 「他のアルファ核種」とは、ウラン、ラジウム-226 及びトリウム-232 を除く、半減期が3ヶ月を越えるアルファ線放出核種のことを言う。

2 「他の放射性核種」とは、(i)鉄-55 ならびにこの表に示されている核種以外の半減期が3ヶ月を越えるベータ放射線放出放射性核種、及び(ii)環境省によって文書で指定されたその他の放射性核種、のことを言う。

- (3) 廃棄物発生者は、廃棄物が輸送される側の者の指示に従って、ドリッグに廃棄物を輸送するものとする。
- (4) 廃棄物発生者は、輸送の時点で以下に示した事項を行わなくてはならない：
- (a) 各輸送毎に以下の事項を記載した明確かつ読みやすい指示書に運転者に代わって署名してドリッグの廃棄物が輸送される側の者に渡す。
- その輸送においてアルファ核種の放射能が 4GBq/ton-廃棄物を越えないこと、また、その他全ての放射性核種の放射能が 12GBq/ton を越えないこと。
 - 表 5-2 に示された各放射性核種あるいは放射性核種グループのその輸送における合計値
- (b) 輸送が実施されたことを記載した、ドリッグの署名入りの記録を取得する。

- (5) 環境省の求めがあれば、輸送後に、廃棄物の受入基準の制限値や条件に合致してないことが明らかになった場合には、どんな輸送あるいは廃棄物輸送の一部であっても、廃棄物発生者は、以下の措置を講じることを保証しなくてはならない。
- (a) 適切な輸送規制に従って再梱包する。
 - (b) 合理的に可能な限り速やかに廃棄物発生者に返還する。

ドリッグにおける年間制限値は原子力施設検査局（NII）によって設定され、放射性廃棄物を発生するそれぞれの原子力施設に関する許認可事項に含まれている。かかる制限値の設定は、全ての関連する原子力施設が等しくドリッグへ廃棄物を送り出し、1つの施設だけがある1年間にドリッグの年間受入容量の大半を占めてしまうようにならないことを保証するという考えに基づいている。

5.4 処分場規模

ドリッグのサイトは、110ヘクタールあり、その内36ヘクタールが処分区域となっている。同サイトには既に容量一杯まで処分された深さ5～8m、幅25m、長さ最長750mのトレンチが7基ある。また、同サイトは3つのベイを有する180,000m³の鉄筋コンクリート製の直方体ポールト1個が既に建設が完了している。更に、約50,000m³/ポールトの容量のポールトを最大11個追加する計画もある。

ドーンレイ・サイトは135エーカーあり、LLW処分ピットが6基とILW立坑がある。図5-6に、これら施設の規模と相対的な位置を示した。処分ピットは様々な寸法の土のトレンチで、未コンディションLLWが定置され、覆土されている。ILW立坑は直径4.6m、高さ65mの垂直立坑で、未コンディション廃棄物の定置が行われていたが、今はその回収が行われているところである。

5.5 処分量

今日まで、ドリッグ・サイトでは、トレンチ内に850,000m³のLLWが処分され、更にポールトに70,000～80,000m³のLLWが処分されている。ポールトには、2050年までに合計800,000m³のLLWが処分される見通しとなっている。年間受入量は、定常的な操業状態で平均約10,000m³/年、残りはデコミッションングのピーク期間に発生する量と予想されている。

これまでに処分された ILW はない。Nirex が提案している ILW 処分施設の計画容量は、ILW が 200,000~275,000m³、LLW が 15,000m³ となっている。

5.6 施設

ILW 処分場又は HLW 処分場に関連した施設は、現状で存在していない。図 5-6 には、Nirex 社が ILW 処分場開発を支援するために提案した岩石特性評価施設の概念図が示してある。LLW 処分施設についてみると、ドリッグの施設で現在作業されている部分は、浅い（深さ 8m）露天掘りのコンクリートで内張したトレンチとなっている。これらのトレンチは、満杯になった時点で、2m の粘土と人工的なバリアで覆われる予定となっている。図 5-7 には、この施設のコンクリート製ボルト部分の概念的な配置図が示してある。

ドーンレイにある LLW 処分施設が図 5-8 に、デコミッションング後での施設の配置が図 5-9 に概念的に示してある。

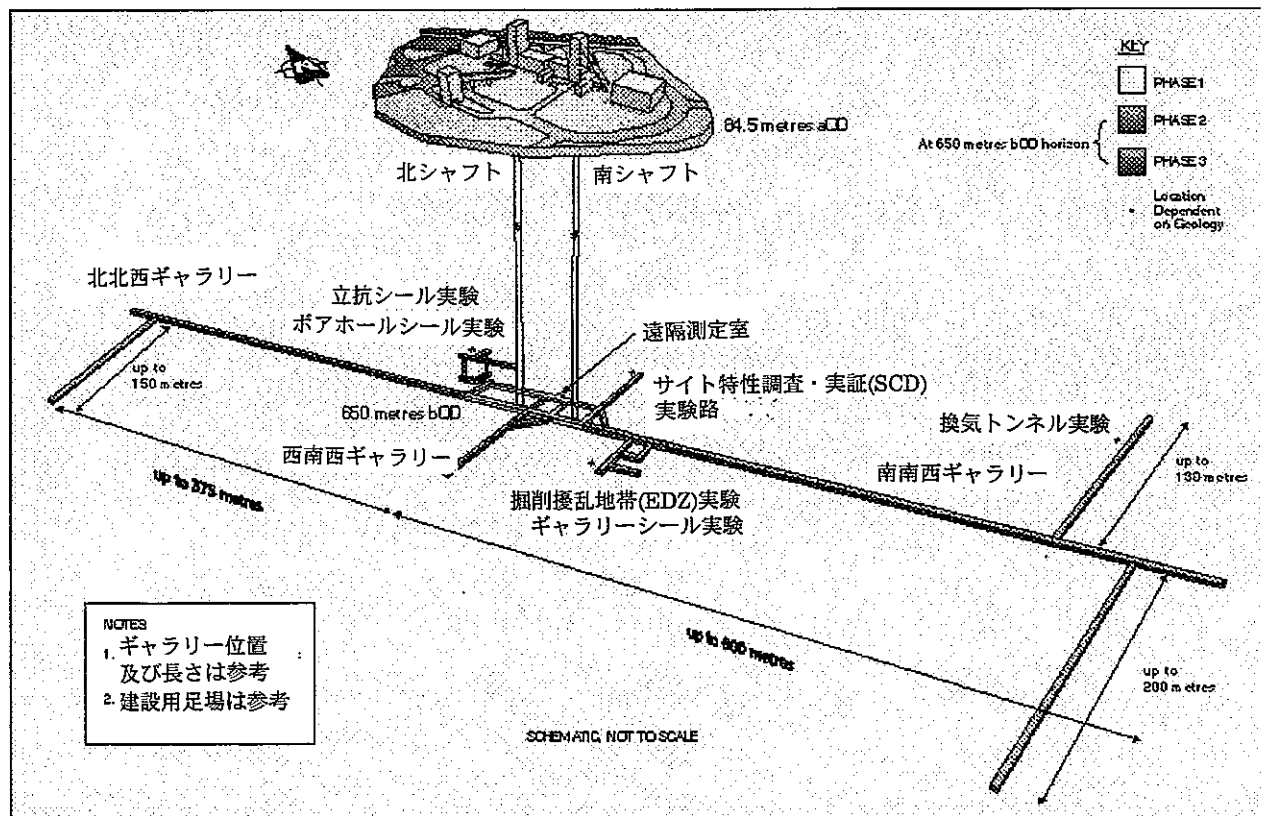


図 5-6 岩石特性試験施設の概念図

5.7 廃棄体要件

LLW と HLW を対象とした処分場が未だに存在していないことから明らかなように、これらの施設での廃棄体要件は現状では存在していない。5.2 節では、Nirex 社が LLW を対象に策定した廃棄体指針についての検討を行った。これらの指針は、LLW 処分場の設計及び許認可プロセスが開始されるまで存在を許される暫定的な廃棄体仕様でしかないように思われる。これらの作業が開始された時点で、もっと明確な廃棄体要件が策定されることになる。

LLW のパッケージ要件は、処分施設の廃棄物取扱い装置や処分セルの幾何学形状と互換性を持たせることに重点を置いている。5.2 節で検討したように、ドリッグが受入れることができる廃棄体は、薄い肉厚の鋼製 20 m³ 半高 ISO キャニスター（コンディショニング済廃棄物）か、あるいは、処分コンテナ内でのコンディショニングやパッケージ化に相応しい形態のものである。コンディショニングが必要な廃棄物は、パック状に圧縮可能な 200 リットル入りドラム缶内に収納されることが多い。

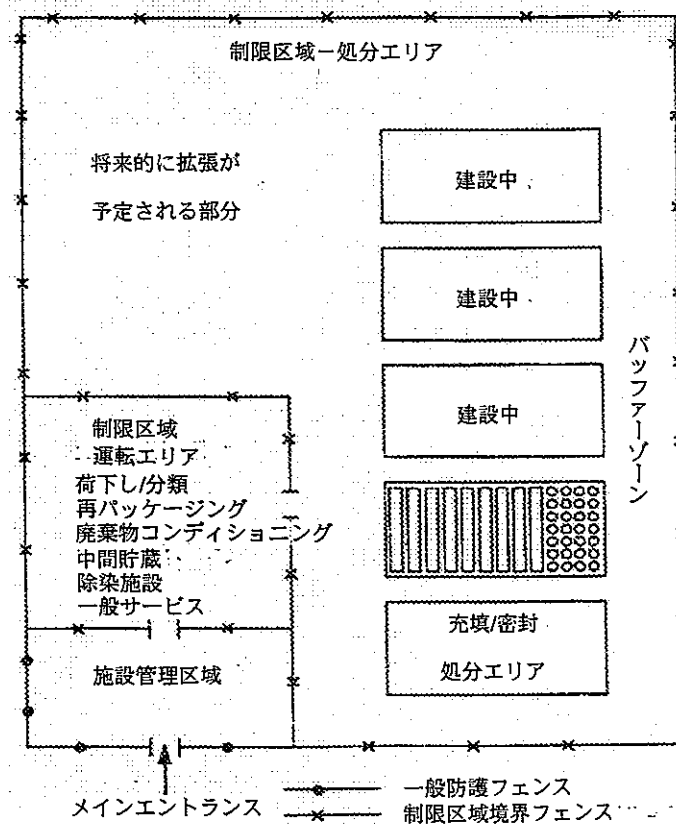


図 5-7 LLW と ILW 用の浅地中処分施設の概念的配置図

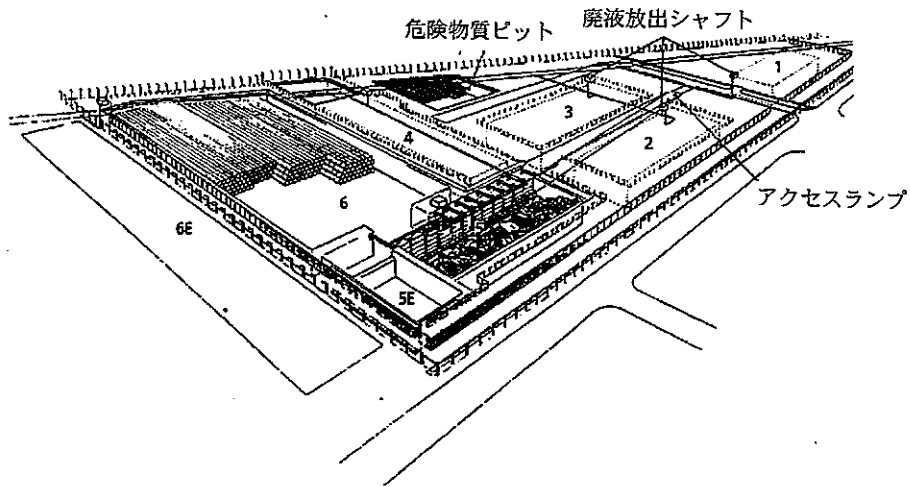


図 5-8 ドーンレイサイトの配置図

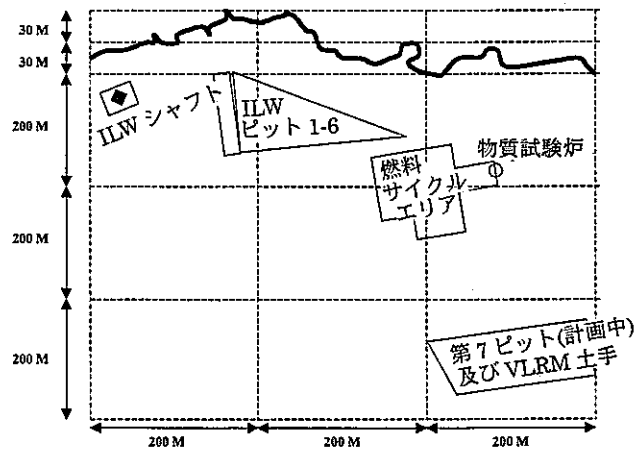


図 5-9 ドーンレイサイトの閉鎖時の状況 (案)

5.8 スケジュール

5.8.1 LLW 処分スケジュール

LLW の処分は、未コンディション廃棄物のトレンチ処分という形で 1959 年に始まった。1980 年代にこれら施設からの放射能の放出可能性についての懸念が生じ、トレンチ処分を段階的に廃止し、ボルト処分に変更するとの決定が下された。ボルト処分は 1988 年に始まり、トレンチ処分は 1995 年に終了した。

改善された廃棄物管理方策（廃棄物発生量の最少化、ある種の可燃性廃棄物の焼却処理及び圧縮性廃棄物の高圧縮処理への重点強化）の実施によって、処分が必要な LLW の総量が低減した。これと、廃棄物を直方体の処分容器内部でグラウト処理することが相俟って、かつ処分ボルト内部で廃棄物を密に積載することによる効率の向上が加わって、ドリッグ施設の寿命が延長されることになった。ドリッグ・サイトの現行の許認可容量で、2050 年頃までは十分であると想定されている。これは、廃棄物量最少化の努力が継続して行われるか、また、英国における原子力施設のデコミッシングで発生する LLW 量がどうなるかに依存している。ドリッグ・サイトに対する制度的管理は少なくとも 100 年程度と想定されており、制度的管理が終わるのは 2170 年頃と推定されている。

ドーンレイ・サイトでは、同サイトで発生した LLW の処分が、1950 年代末に始まり、1960 年に ILW の埋設も開始された。ILW の処分は 1970 年代初期まで継続し、LLW ピットでの LLW の処分は現在まで続けられてきた。1977 年に ILW 立坑においてガス爆発が発生し、立坑における処分の再考を余儀なくさせられた。1980 年代までにこの施設が未コンディション廃棄物の処分に係わる現行基準を満たしていないことが明らかになり、ILW を同施設から回収する決定が 1998 年に下された。LLW ピットは今では完全に満杯になり、ドーンレイでは、最終処分はペンディング扱いにされ、LLW は貯蔵されている。同サイトの建屋のデコミッシングによって発生する LLW 量は大量になると予想されているため、将来の LLW 処分の問題が、今や、ドーンレイ・サイトでの深刻な問題となっている。

5.8.2 ILW 処分スケジュール

ILW 処分場のスケジュールは、施設設計よりはむしろ調査研究に支配されている。この始まりは、RWMAC が 1980 年に出した最初の年次報告書で ILW のための処分オプションが早急に必要であることを指摘したことである。1982 年の政府白書は、廃棄物管理政策における大きなギャップとして ILW 用の適切な処分施設がないことを指摘し、Nirex にこ

のような施設を具体化する役割を与えた。1983年、Nirexは、中レベル及び低レベル廃棄物の処分場として可能性がある場所として、クリーブランド（Cleveland）のビルンガム（Billingham）、ベッドフォードシャー（Bedfordshire）のエルストウ（Elstow）をサイトとして選定したことを発表した。この選定プロセスには、代替サイトや別の処分オプションを検討していないという点で重大な問題があると見なされた。この両サイトの選定に反対する大きなキャンペーンが展開された。議論の最中の1984年に、政府は放射性廃棄物管理に係わる国家戦略を発表した。同戦略には、低レベル及び中レベル廃棄物に関しては、処分手法について長期的な研究開発の必要性はないという一般的な声明しか含まれていなかった。両サイトは大きな反対にあって最終的には取り下げられた。

ビルンガムを可能性のあるサイトとすることを取り下げたことが1985年1月に発表され、これは主として鉱山所有者（ICI）から売却を拒否されたことによって促されたものであった。この決定を発表した声明において、国務大臣は、比較評価を行うためにエルストウの他に少なくとも2つのサイトについて更に調査すること、比較評価を簡単にするため、政府が実験的な掘削を認める特別開発命令を導入する意向であることを発表した。この後者は、エルストウにおける試料採取作業の妨害を目的とした裁判所命令を求めているベッドフォード郡議会を従わせる戦略が示されたという点で重要である。

1986年2月、国務大臣は、更に3つのサイト、すなわちサウスハンバーサイド（South Humberside）のサウスキリングホルム（Killingholme）、リンカーンシャー（Lincolnshire）のフルベック（Hullbeck）、及びエセックス（Essex）のブラッドウエル（Bradwell）が検討されていることを明らかにした。調査のための計画作成許可が、1986年町・地方計画（Nirex）特別開発命令（Town and County Planning (Nirex) Special Development Order）によって発給された。全てのサイトで地元の反対は、異議申立書を出すまでに至り、このため、Nirexは、異議申し立てをする人たち及び地元の反対グループに「属する、あるいは関係する」全ての人たちに対する禁止命令を獲得することによって立入りできるようにするために、裁判所に提訴する方法をとらざるを得なくなった。政治的にさらに悩ましかったのは、これら3ヶ所のサイト全てが、当時の政府の幹事長（Chief of Whip）など保守党の選挙地盤であったことである。

1986年3月、「低レベルならびに中レベル固体放射性廃棄物の管理に係わる実施可能な最善の環境オプションの評価（BPEO - Assessment of Best Practicable Environmental Options for management of low and Intermediate Solid Radioactive Wastes）」（HMSO）が発表された。

DOE の放射性廃棄物管理部によるこの調査は、ほとんどの LLW 及び一部の短寿命 ILW にとっての BPEO は、浅地中処分であり、適切に設計されたトレンチに可能な限り速やかに処分することであるという結論を出している。ILW のようにアルファ放射線の放出レベルのためにこの方法は適用できないような廃棄物の場合は、深地層処分が必要であるが、深地層の空洞に処分するのと沖合のボアホールに処分するのでは技術的にどちらが優れているということはない。これらの意見をはっきりさせるには、経済性、放射線の影響及び社会的影響をサイト毎に比べるしかないと考えられる。

1987 年 5 月には、驚くべき政策上の転換があり、国務大臣は、当時検討中であった 4 ケ所の浅地中処分の処分場に係わる調査を放棄し、ILW と LLW の両方を対象とした多目的施設を選択したことを発表した。この決定は、コストについて検討した結果であり、特に、浅地中処分場のコストが増加して深地層処分場のコストとの差が狭まってきたとことによると言える。また、LLW の処分は、明確なリスクが ILW とは全く異なるにも係わらず、処分サイトを設置することに対して公衆の懸念は少なくなりそうにないことが政府にも分かってきた。浅地中処分施設に関連したコストの増加については、公衆のこの問題に関する認識に適合させるためには、「ロールス・ロイス」的解決策が求められるとの下院委員会の提言を引用することができる（下院は、最高の浅地中処分施設にすることが希望で、この施設の設計、技術の選定においては、コストは重要ではない）。したがって、二つの別々の施設を設置するよりむしろ単一の施設で LLW と ILW を処分することを検討する方がより経済的ということになった。これらのコストに係わる議論は、一部の懐疑論と符合する。本当の理由は、チェルノブイリ後、原子力問題に対する懸念が高まる風潮と関連しているとの示唆が示された。

次いで、注目は 3 つの考えられるオプションに絞られてきた。3 つのオプションとは、深地層陸地処分、海岸からトンネルを通じてアクセスする海底下処分場、それとリグないしはそれに類似した構造物から垂直立坑によってアクセスする海底下処分場である。1988 年、Nirex は討議用の資料として、課題についての一般的な理解を助け、意見を求めることを目的とした「今後の進め方 (The Way Forward)」を公表した。この資料では、特にサイト選定要素、選定プロセス及び地方との意志疎通（「地方の支持を十分受けているサイトがそうではない優れたサイトより好ましいか否か」という問題を含む）といった問題に関する意見を求めていた。

ILW 処分場のサイト選定は、3 段階の IAEA アプローチ、すなわち、(i)地域評価、(ii)サ

イトの特定、(iii)サイトの確認、に従って行われた。英国の土地の30%がILW処分場として好ましい特性を有した一般的な水文地質環境に対応するものであることがわかった。次に、人口密度ならびに環境感度（environmental sensitivity）を考慮して更に少ない地域内から500サイトが抽出された。そして、可能性のあるサイトとして12ヶ所が、(i)各サイトの水文地質学的環境が閉鎖後の安全目標を満たすこと、(ii)土地の所有者、(iii)重要な要素としての輸送ならびにコスト、を考慮して選定された。次いで、これら12ヶ所のサイトの各々が30項目について評価された（表5-3参照）。

この評価ではサイトの中でも先行のグループに一貫性という観点で良好な評価が付される傾向にあったが、この結果が、Nirexの役員会がどのサイトを調査すべきかを決定するもととなった。1989年に、二つのサイト、すなわち、カンブリア州のセラフィールドとスコットランド、ケースネスにあるドーンレイが調査対象として選定された。この役員会の決定要因は、両サイト共に既存の原子力施設に隣接しており、地元当局や住民が深地層処分場をある程度支持していたところにあった。

1991年には、この2サイトにおける初期の調査とボーリングの結果に照らして、セラフィールドでの詳細調査に的を絞る決定が下された。これら初期の調査結果は、この2サイトが閉鎖後の安全問題についても耐えうるとの見解を支持している。しかしながら、セラフィールドは、廃棄物の約60%が同サイトで発生するため、同じサイトに処分場を設置することによって廃棄物輸送の費用を大きく節減することが可能になる。

1994年11月までに、セラフィールド地域で20本の深層ボーリング（深さ2km近く）が掘削され、1997年1月には、27本のボーリングの試掘が行われた。この試掘プログラムは、10,000kmにもわたる地球物理学的探査によって補完された。岩石特性調査施設（RCF）計画の申請は、Nirexから地元当局に1994年7月に提出されたが、同年12月には、当局はこの計画許可の発給を拒否した。申請書が却下された後、Nirexによる上訴は、広範な公聴会にかけられた。この公聴会は1995年9月に開始され、5ヶ月間続いた。Nirexの上訴は、最終的には国務大臣（環境大臣）によって、1997年3月18日に却下された。

国務大臣は「設計はお粗末で、レイアウトもダメ、アクセスもサイトが湖水地方国立公園（Lake District National Park）に近くてよくない」と批判的であった。また、もっと基本的な点として、同大臣は、サイト選定プロセス、申請者の環境影響評価書、さらに提案書の内容が「科学的に不確かで技術的にも困難である」ことに対して批判的であるように見えた。この決定は、ただちに環境保護論者らには「歴史的勝利」として歓迎された。この

申請書の却下が発表された後、セラフィールドにおける調査は段階的に縮小されていった。唯一継続されたデータ収集活動は、水文地質モニタリング・システムに関連したものだけである。Nirex が地下岩石研究所の計画を作成する許可の取得に失敗したことは、議会科学技術局の1997年11月の報告書によれば、「中レベル放射性廃棄物の長期処分への道のりを模索する路線を完全に閉鎖させてしまった」。

1997年3月にRCFが却下された後、英国で廃棄物管理と処分に係わる政策や戦略を再構築するには、政府が主導権を握らなければならないということを、政策立案者、規制者、原子力産業界は広く受け入れるようになっている。関係者による広範な支持が重要になるため、新たな政策や戦略をたてるには、公衆との幅広い協議に基づいて行わなければならない。

最初の重要なステップは、上院特別委員会の「放射性廃棄物の管理（The Management of Nuclear Waste）」に関する聴聞会であった。この聴聞会は、1998年上半期の事例を集め、1999年初頭に調査結果を報告するもので、今回は、英国は処分を推進すべきか、仮に推進すべきであるとする、どのようにして、またどのような時間的枠組で推進すべきかという点に関連した12件の質問が取扱われた。

表 5-3 ILW 処分場サイト選定の属性一覧

費用	
1	輸送資本コスト
2	輸送操業コスト
3	処分場コスト
4	処分場操業コスト
健全性	
5	輸送－既知の技術
6	輸送－柔軟性
7	輸送－同意
8	処分場－既知の工学技術
9	処分場－柔軟性
10	処分場－人間進入の可能性
11	処分場－頑丈さ
12	処分場－地質の確実性
13	処分場－どこまで調査出来るか
影響－安全性	
14	閉鎖前－作業員に対する放射線安全性
15	閉鎖前－作業員に対する放射線以外の安全性
16	閉鎖前－公衆に対する放射線安全性
17	閉鎖前－公衆に対する放射線以外の安全性
18	閉鎖後－個人に対する安全性
19	閉鎖後－社会に対する安全性、0～10 ⁵ 年
20	閉鎖後－社会に対する安全性、10 ⁵ ～10 ⁸ 年
21	閉鎖後－健全性
影響－環境	
22	国民社会
24	地域の経験
25	経済－地域の利益
26	経済－荒廃
27	経済－資源が使えなくなる事
28	自然（physical）－景観
29	自然－自然保護
30	自然－計画政策

政府は、上院特別委員会の聴聞会の結論を、1999年下半期に始まった公開審議プロセス（public consultation process）への主要なインプットとして活用した。この審議プロセスに

よって、政府は2000年末までに新たな政策ならびに戦略を策定することが可能になるものと期待されている。いくつかの共通テーマが同委員会への証言/証拠のバランスをとる中で浮かび上がってきた。これを以下に示す。

- 廃棄物管理ならびに処分ルートに関係者に認めてもらうために優先すべき要件
- 処分場開発プログラムにおけるキープレイヤーに関するオープン性、意思決定プロセスが透明性を持つことという要件
- 個々の組織の役割と責任が十分に明確化され、適切なチェックを行うと共にバランスをとるような、明確に定義された枠組みの必要性
- 処分場の開発に関わる責任は、原子力業界とは一定の距離を置いて運営され、一方で資金提供を受けている、独立した組織に任せられるべきである。

環境保護団体からの証言で、十分な知識ベースの利用可能性、つまりは処分路線を安全に遂行し得るか否かというものがあつたが、多くの証言は、十分な知識は存在し、処分路線は現世代によって推進されるべきであるという見解を支持するものであつた。一般に、この見解は、現世代から次世代に廃棄物の実際の管理を継続するよう求めるより、むしろ、次世代に処分オプションを与えることが持続性という観点から必要であるということ指摘したものであつた。

ILW 深地層処分場の開設に関する目標日がないため、廃棄物発生者は、サイト内貯蔵及び処分環境下における50年間の操業期間中の健全性を維持し、更に深地層処分場に輸送し、最終処分に係わる要件を満たすことのできるような均質な一体型の(monolithic)製品を製作するという戦略をとつた。

5.8.3 HLW 処分スケジュール

HLW 処分場スケジュールに関し、英国は1970年代末に、恒久的HLW 処分施設のために地質に関する現地調査を実施できる場所として12ヶ所の地域について調査を行った。処分場候補サイトを調査するために探査ボーリング計画が始まったが、地元の反対に遭い、ボーリング申請で認可されたは1つだけ(スコットランド北部の花崗岩サイト)であつた。これ以外には、水文学上の研究のためにハーウェル・サイト下部の粘土層中に掘削したボーリングのみである。この探査ボーリング計画は、地元の反対に遭つたこと及び、英国に

は他国からのデータに加え、国内のボーリング調査から既に十分な地質データを得ているとの見解を環境省がとったことから、1981年12月に中断された。更に、HLW 処分パイロット施設の建設が、当時1990年代末に計画されていたが、もはや不要と見なされるに至った。HLW 処分場サイトの調査は必要かどうかについて政府が実施した内部レビューでは、HLW は少なくとも50年間にわたって貯蔵可能であろうとの結論が出された。

潜在的サイトの中から、更なる特性調査に関し数ヶ所の結晶質岩層と粘土層が選定されている。現在の計画では、(花崗岩については)スウェーデン及びカナダ、(頁岩粘土については)ベルギー、また、(岩塩については)ドイツの地下施設を含む開発状況を細かく見守ることになっている。暫定的な処分場基準として、深さが300m以上あること、立坑への入口が少なくとも海拔60mを越える場所にあること、施設から半径15km以内に深層鉱山やダム建設がないこと等の条件が挙げられている。

最終的に1995年版白書にまとめられた政策レビューの過程で、政府は2つの独立諮問委員会(RWMACとACSNI)に、放射性廃棄物処分施設用のサイト選定のアプローチ、及び人間の健康を保護するための基準を検討する共同研究グループの設置を求めた。この研究グループは、1995年3月に「放射性廃棄物処分施設のサイト選定及び人間の健康保護について」(環境省)と題する報告書を発表した。

本報告書の第5章には、放射性廃棄物管理の特殊な側面に関連した政策に限定して記載されており、その中から以下のポイントが明らかになる。

(1) 使用済燃料管理

政府の政策では、使用済燃料を再処理すべきか否か、また再処理すべきとするとのタイミングで行うべきか、という問題は燃料所有者の商業的判断によるとしている。1989年電力法の第36条に基づきスコティッシュ・ニュークリア社が、イースト・ロジアン(East Lothian)のトーネスAGR原子力発電所に建設する使用済燃料乾式貯蔵施設に関する申請書に対する公聴会で、使用済燃料の乾式貯蔵施設の立地に特有の問題が持ち上がった。かかる公聴会の報告者(検査官)は、提案書には工学的解決策が正しく示されているが、乾式貯蔵施設について同意する前に、政府に対して国家戦略の必要性、とりわけ単一サイトアプローチをとるのか複数サイトアプローチをとるのかについての検討を行うよう勧告する、と結論づけた。国務大臣はこの勧告を受け入れた。そして、1995年2月21日、国務大臣は、代替の体系を評価した結果、単一の集中貯蔵施設から得られるメリットは、原子

力発電所の近くに多くの乾式貯蔵施設を立地する場合と比較して、決定的なものではないことが分かったと発表した。このため、使用済燃料の乾式貯蔵施設の立地は、個々の運転者の商業的判断に任されたままとなっている (paras. 88 - 90)

(2) 高レベル廃棄物

高レベル廃棄物は、冷却と短寿命放射性核種の減衰を可能にするため、最低 50 年間貯蔵する必要があるとの政策を再確認する一方で、政府は、このような廃棄物の最終的な行き先を検討する前向きな措置は講じるべきではないと考えている。政府は、高レベル廃棄物を地層中に処分することは、廃棄物が冷却されれば、長期的に望ましい方法であるという見解をとっている。この観点から、使用済燃料の直接処分は、他の高レベル放射性廃棄物の処分とは基本的に異なる技術的問題を提示しているわけではない。政府は、英国にとって必要な研究戦略を策定、遂行するための措置を遅らせる意思を表明し、深地層処分に関連する地質研究プログラムを 1981 年で中断した。政府が目指しているのは、将来の計画について国家としての声明を出すことであり、高レベル廃棄物処分場の開発において下すべき決定及び達成すべき目標を設定することである。政策声明は政府の問題であるが、その実行は廃棄物所有者と規制者に帰すべき問題である (paras. 91 - 93)。

(3) 分離・核変換処理

この方法はある種の廃棄物を取扱うために提案された代替的手法であり、これによってある種の長寿命ないしは有害な放射性核種が分離、核変換されて短寿命の放射性核種になる。この方法によって、廃棄物がもたらす長期にわたる危険性が低減される可能性もある。英国は、1970 年代末から 1980 年代初頭にかけてこの問題に関する様々な研究を実施したが、結果はあまりはかばかしいものではなかった。しかしながら、研究は今もフランス及び日本で実施されており、英国政府は、この開発作業の結果を、興味を持って注目し続けていく予定である。政府には、このテーマについて独自の研究に着手する計画は全くない (paras. 94)。

(4) 中レベル廃棄物の貯蔵及び処分

政府は、依然として中レベル廃棄物の無期限貯蔵よりは深地層処分方針の方が望ましいと考えており、Nirex が適性サイトを見出すための計画を継続することが適当であると考えている。政府は、処分場の開発を遅らせることによって得られるメリットは全くなく、適性サイトが見出されれば、処分場は合理的に実施可能な限り速やかに建設されるべきであると述べている。政府は、いかなる処分に関しても公聴会を開催するという初期の決定

を守り続けている (paras. 95-100)。処分場建設を推進するとの政府決定は、放射性廃棄物の安全な最終処分は英国本土で実現することが可能であり、将来の世代に対する責任は、処分を遅らせるより最終的に廃棄することが最善の策であるという RWMAC の見解によって支持されている。しかしながら、この施設を開発するために必要な時間と操業期間を考慮すると、核物質を回収するオプションは、処分場の最終的な閉鎖まで、おそらく操業開始後 50 年程度は放棄されないものと考えられる。このような処分場の安全性について考慮すると、将来世代にまで継続する安全性が、施設閉鎖後の監視、サーベイ、予防措置あるいは是正措置に依存しないことを実証する必要があると考えられる。

1997 年に ILW 処分場用の岩石特性調査施設 (RCF) に係わる計画申請の却下が発表された後、議会の燃料サイクルバックエンドに対する関心が再び高まり、上院の科学技術特別委員会は、「英国における放射性廃棄物 (民生ならびに軍事) の管理」に関する聴聞会を 1998 年に開始することを発表した。つまり、近い将来政策が発表されることが予想される。

したがって、英国は来るべき高レベル廃棄物の地層処分についての計画立案を進めてはいるが、現在のところは、処分前段階の最低 50 年間にわたるガラス固化 HLW の長期中間貯蔵を推進しているところである。50 年後までには、発熱や放射エネルギーは著しく減衰し、輸送、処分共に簡素化することができるようになる。更に、50 年間という期間は、地層処分サイトの適性を見出し、設定するのに十分な時間をもたらしてくれる。

英国の戦略は、必要性が生じるまで処分場サイトの選定に対する努力を後送りにするというものである。その代わり、諸外国での開発作業の結果を英国に適用することが可能か否かを確認する調査研究に専念することとしている。処分を遅らせる点については、英国は貯蔵をその代替方策とは見ていない。あくまで HLW は深地層処分場に処分する政策を採っている。原子力産業は、HLW 処分場が 2080 年に利用可能になるとの仮定に基づいて活動している。

6.0 処理処分の現状と計画

処理に関し、現状及び計画される英国の活動は、新たに発生する廃棄物に対処するものと1980年代初期以前に貯蔵施設に入れられた廃棄物の再取出し及びコンディショニングに対処するものとに分類することができる。処分活動はドリッグ及びドーンレイに現存するLLW処分施設の運転、ドーンレイにおけるILWシャフトの修復及び、ある決定されるべき時点でのILWならびにHLWに関する独立した深地層処分施設の立地及び設計の再開が含まれる。

6.1 廃棄体毎との処理・処分単価

廃棄体毎の処理、処分単価計算には、コストを構成する非常に多くの要素に関する情報を必要とし、また数多くの要素、不確定の要素の影響も受けてそれによりコスト全体が劇的に変わってくる。コスト計算に関わる廃棄物管理コストの要素としては、以下の要素が挙げられる：

- 特性評価
- コンディショニング
- 再処理及び残滓のガラス固化
- パッケージ化（処分前のオーバーバックを含む）
- 貯蔵（おそらくは処理・コンディショニング・パッケージ化の前後での貯蔵）
- 輸送
- 処分

処分コストには、サイトの選定と評価、処分場の設計、処分場の認可、処分場の操業、満杯になった処分場の閉鎖に先立つモニタリング、処分場閉鎖、地表構築物のデコミッションングに関わるコストが含まれる。

中身の入った各廃棄体の全コストには、処理、パッケージ化、処分される廃棄物を出した原子力発電所のデコミッションングコストも含まれる。コストの算出に影響する要素は以下の通りである：

- 費用がかかっている各活動の開始日と継続期間（開始日が遅くなると、費用の割引率は低くなり、継続期間が長くなるとその活動に対する総費用が高くなる）
- 想定される廃棄物の量（廃棄物最少化の達成度、廃棄物を発生させる活動の想定継続期間、コンディショニングまたは処理に由来する廃棄物の単位発生量、使われたパッケージ化の計画、廃棄体毎の廃棄物量と発熱の許容量に依存する）
- 使用する処分技術（処分場の深さと母岩石、廃棄物取扱いの自動化の程度、処分場の埋戻しとシーリングの方法、監視システム、処分場閉鎖）
- 使用するデコミッショニング技術とデコミッショニングで発生する廃棄物の種類と量。
- 廃棄物処理、処分活動に対する社会的受容とその受容を得るために必要な努力。
- 処理、処分活動を管理する規制要件及びそれらの要件が変化する程度（例えば、処分場からの年間許容放出率）。
- 処分前に必要とされる廃棄物特性評価の程度。

6.1.1 LLW廃棄体の単価

低レベル廃棄体として、ひとつだけ、すなわちドリッグで使われている20 m³、高さが半分のISOパッケージを想定する。コストの見積りでは、トレンチ内のコンディショニングされていない廃棄物850,000 m³とボールド内のコンディショニングされた廃棄物800,000 m³を想定するが、処分場の計画及び認可に掛かるコストは含めない。これらのコストは、処分場が最初に開業した1950年代のもので無視してもよい程度の額である。コストの構成要素は以下の通りである（£1 = \$1.5 = ¥160とする）：

コンディショニング (トレンチ内のLLW800,000 m ³ のうち25%が、£50(¥8,000) / m ³ で焼却もしくは超高压縮され、全体で1.65M m ³ のインベントリーに標準化されることを想定する)	£6 (¥960)/ m ³
輸送	£5 (¥800)/ m ³
パッケージ化 (ドリッグでの) (処分場操業コストの一部)	0
処分場の計画及び認可	N/A
処分場建設	£160 (¥25,600)/ m ³
処分場運営 (1959 - 2050 年間11M)	£610 (¥97,600)/ m ³

処分場の閉鎖及びデコミッショニング	£160 (¥25,600)/ m ³
総計	£941 (¥150,560) m ³

LLWパッケージの体積を20 m³とすると、低レベル廃棄体あたりの放射性廃棄物管理の総コストは£18,820 (¥3,011,200)となる。

6.1.2 ILW廃棄体の単価

ILWの処理コストを検討するために、Nirexは、10項目の主な作業目標及び作業目的からなるコストの概要を作成した。10項目の作業目的と、その主な活動、コストの概要を以下に示す。(コストの概要には、リスクは含まれていない。また、作業は1997年に岩石特性評価施設で開始されると想定する。) :

(1) セラフィールドの処分場が規制条件に適合するかどうかの決定。

(a) 主な活動

- サイト特性評価
- 岩石特性評価施設の建設と運営
- 研究開発計画と安全評価計画の完遂

(b) コスト概要 (1997年の予想コスト、単位100万ポンド)

- 1996年末までの実際のコスト： £377M (¥60.32B)
- 最初の廃棄物埋設 (FWE) までに今後発生するコスト： £335 M (¥53.6B)
- 合計： £712M (¥113.92B)

(2) Nirexの主要な社会に対する信頼性の確保と維持

(a) 主な活動

- 政府、諮問機関、カンブリア州とカンブリアの地方自治体当局との効果的な関係の維持
- 国際的な同業組織との関係構築

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £20 M (¥3.2B)

- FWEまでに今後発生するコスト： £44M (¥7.04B)
- 合計： £64M (¥10.24B)

(3) 処分システム、輸送、パッケージ化仕様書の最適化。

(a) 主な活動

- 廃棄物の量に対する顧客入札の確立
- 適切な輸送システムの開発
- 適切なパッケージ化方法の確認と開発
- DSTS最新版の定義、調整、最適化、作成。

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £34M (¥5.44B)
- FWEまでに今後発生するコスト： £57M (¥9.12B)
- 合計： £91M (¥14.56B)

(4) 株主及び顧客の支持の確保と維持、この計画に対する継続的な資金供給

(a) 主な活動

- 株主及び顧客との協力関係の構築
- Nirexの財務管理
- Nirexが、有効な計画法、危機管理法、資源調達法を持つことの保証
- 優れた法人管理の保証

(b) コスト概要

- 1996年の実際 of 最終コスト： £22 M(¥3.52B)
- FWEへの将来的なコスト： £71 M(¥11.36B)
- 合計： £93 M(¥14.88B)

(5) 処分場システムの設計と見積り

(a) 主な活動

- 概念設計の完了と見積り
- 廃棄物深部地下処分場 (Deep Waste Repository: DWR) 環境影響評価の実施
- 建設に先立つ安全報告書の作成

- DWR実現方策、管理・運営方法、請負業者が設計するための仕様書の確立
- 詳細設計の完了と見積り
- 段階的な提出物の完了
- 操業に先立つ安全ケースの完成

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £16M (¥2.56B)
- FWEまでに今後発生するコスト： £29 M(¥4.64B)
- 合計： £45 M(¥7.2B)

- (6) 規制関係の許認可取得： 原子力施設の安全性は、主に、原子力施設法1965、労働における保健・安全法1974、その下に作られた電離放射線法1985、放射性物質法1993の条項により支配されている。適切な許可もしくは計画作成許可が与えられ、原子力施設サイトの認可がHSEから与えられていなければ、どのサイトでも商用原子力施設の建設や操業に使うことは出来ない。NIIは、HSEの一組織で、認可業務を担当している。計画のこの部分での主な活動と許認可取得が必要な規制機関を以下に列挙する。

(a) 主な活動

- 廃棄物の深地層処分に影響するヨーロッパ及び他の法的枠組要件の遵守
- 規制機関との有効な協定の確立
- 放射性物質法93のもとでの廃棄物処分認可の取得（環境省）
- 原子力施設サイト認可及び他のNIIによる同意の取得
- 輸送パッケージの規制機関の許可取得（運輸省）
- 廃棄物放出認可の取得（環境省）

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £7M (¥1.12B)
- FEWまでに今後発生コスト： £26 M (¥4.16B)
- 合計： £33 M (¥5.28B)

- (7) 計画作成許可の取得： Nirexに課せられている規制要件に加えて、DWRとRCFの建設には、町及び郡計画法（Town and County Planning Act: TCPA）に基づいた許可が必要となる。計画のこの部分は、この要求を反映しRCFとDWRの計画許可を確保するた

るための活動となっている。

(a) 主な活動

- RCFの計画許可取得
- DWRの計画許可取得

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £12M (¥1.92B)
- FWEまでに今後発生するコスト： £27M (¥4.32B)
- 合計： £39M (¥6.24B)

(8) 最初の廃棄物埋設に向けた処分システムの構築

(a) 主な活動

- DWRの準備及び建設の管理
- DWR地表施設、横坑、立坑、地下施設の準備及び建設、ユーティリティとサービスの提供。
- 試験と移管（放射性物質を使用しない運転）の完遂。

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £00
- FEWまでに今後発生するコスト： £715M (¥114.4B)
- 合計： £715M (¥114.4B)

(9) 処分場の操業と閉鎖

(a) 主な活動

- 放射性物質を使った運転の完遂
- DWRの管理と操業
- DWR施設建設の完遂
- DWRの閉鎖とデコミッションング

(b) コスト概要

- 1996年末までの実際のコスト： £1M (¥160M)
- FEWまでに今後発生するコスト： £0
- 合計： £1M (¥160M)

(10) 最高水準で目標を達成する機能的な組織の設立と維持

(a) 主な活動

- Nirexの運営規準の作成と技術力の向上
- 法人の安全基準に対する勧告と監査
- 費用効率のよい情報サポート、前提条件、インフラストラクチャーサポートの提供
- Nirex内での有効な連絡の確保
- 有効な品質保証制度の実施
- Nirexにとっての幅広い将来展望の開発

(b) 予算概要

- 1996年末までの実際のコスト： £36M (¥5.76B)
- FWEまでに今後発生するコスト： £81M (¥12.96B)
- 合計： £117M (¥18.72B)

総コストは、19億1,000万ポンドになる。処分場の想定容積200,000m³で割ると、立方メートルあたりの処理コストは、割引なしで9,500ポンドになる。これは、中レベル廃棄体あたりに直すと割引なしで以下のコストになる。

- 500リットルドラム缶 - £4,800 (¥768,000)
- 3 m³ボックスもしくはドラム缶 - £28,650 (¥4,584,000)
- 4 mILWボックス (平均容積11.0 m³) - £105,000 (¥16,800,000)

ILWの貯蔵期間に関する不確定要素が大きいことと、処分前に追加のコンディショニングが必要となることがあるため、コンディショニング、パッケージ化、貯蔵、輸送のコストは、処分コストとほぼ同等になると想定される。その結果、中レベル廃棄体毎の処理・処分の総コストは、以下のようになる。

- 500リットルドラム缶 - £9,550 (¥1,528,000)
- 3 m³ボックスもしくはドラム缶 - £57,300 (¥9,168,000)
- 4 mILWボックス (平均容積11.0 m³) - £210,000 (¥33,600,000)

6.1.3 高レベル廃棄体の単価

HLWについては、廃棄物として200リットルキャニスターにそれぞれ150リットルのHLWガラス固化体が入ったオーバーパックキャニスター15,170個、処分場としてHLW専用の処分場で2081年から2100年まで操業し、閉鎖時の発熱量が3,600kwである処分場を想定し、以下に示すHLW管理の段階を考慮してHLW処分場の総コストを算定した。

- 処分場の「準備」（建設前の）作業
- HLWの処分場への輸送
- HLWキャニスターのオーバーパック
- 処分場の建設、操業及び最終的な解体
- 処分場の地下構造物のシーリング

「準備作業」のコスト項目は、サイト調査（地質工学的調査を含む）、エンジニアリングコスト（詳細設計を除く）、研究開発、地下研究施設の関連の建設コストと操業コスト、輸送とパッケージ化研究、広報活動、公共の調査、企業経営と従業員コストである。以上に挙げたコスト項目は、容積比例、時間比例、発熱量比例、固定費に分けて集計する。そのアルゴリズムで、1991年の貨幣価値におけるポンドでの割引のないコストが得られる。記載したコストは、基本コストに付帯コスト（全体の25%）を加えたものである。

1991年での総コスト（単位：百万ポンド） =

$$N(0.01035 - 0.002586P) + H(0.1505 - 0.1009P) + t(0.5 + 3.06D) + (315.4 + 517D - 6.1P)$$

ここで： N = キャニスターの数

H = 処分場閉鎖時の全発熱量 (kw)

t = 処分場操業期間 (年)

D = 1 HLW専用特に建設された処分場の場合

D = 0 ILW処分サイトにHLW処分場を設置した場合

P = 1 65 mm鋼製オーバーパックを用いた場合

P = 0 オーバーパックせずにキャニスターを設置する場合

アルゴリズムは、以下に設定した変数の範囲に対してつくられている。

$$9,820 < N < 36,060; 1,400 < H < 12,400; 20 < t < 50$$

アルゴリズムから計算されたコストに関しては、付帯コストがコストの種類によってさまざまな割合で含まれていて、全体を平均すると約25%となっている。リスクマージンは、現在の作業状況では33%が妥当だと思われが、ここでは全く加えられていない。

総額12億ポンドというコストは、処分されるキャニスターあたり79,000ポンド、もしくは0.00027ポンド/kwhに相当する。これは、単位容積あたりのコスト400,000ポンド/m³（キャニスター外部容積に基づく）、単位コスト17ポンド/kgU、もしくは0.00027ポンド（0.45 USミル）/kwhの料金に相当する。これが基本期間に対して2%の長期控除率で割引し、そのキャニスターに相当する電力の現在の価値が同じ基本期間に対して2%で計算した場合には、「実際の」コストは0.001ポンド/kwhもしくは0.17 USミルとなる。

廃棄物管理の総コストを算出するには、原子炉の運転で出てくる固体放射性廃棄物の処理、パッケージ化、貯蔵、輸送、処分のコストに、燃料プラントの操業及びデコミッションングの評価を含める必要がある。

平均的な英国の発電所での運転期間全体を通じて平均（2%割引率）した発電電力単位あたりの廃棄物管理経費（1993年市場価格）は、以下の通りである。これらのコストには、以下に示されるデコミッションング費用に含まれている施設のデコミ費用及びデコミ廃棄物管理費用は含まれていない。

マグノックス	0.17ペンス/kwh
改良型ガス冷却炉	0.07ペンス/kwh
加圧水型原子炉	0.06ペンス/kwh

したがって、平均的な英国の発電所での運転期間全体を通じて平均したデコミッションング及び廃棄物管理の総コスト（1993年貨幣価値）は：

マグノックス	0.29ペンス/kwh
改良型ガス冷却炉	0.15ペンス/kwh
加圧水型原子炉	0.08ペンス/kwh

ブリティッシュ・エナジー社と英国原子燃料会社（原子力発電所運転企業）には、プラントのデコミッショニングと放射性廃棄物管理に対して、自身の責務を果たすことができることを保証する責任がある。英国では、現在、この責務を果たすのに社外の財源に頼るのではなく社内の財源が用いられている。処分コストを含めた将来的なデコミッショニングと廃棄物管理のコストすべてについて計算し、負債は適切なレート（現在のレートは、実際の収益率2%を想定している）で割引かれている。したがって、各財政年度の終わりに、その年の操業による負債に関し会社の損益勘定に算入される。さらに、前年度の累積準備金をインフレーションと比較し、実際の収益率を2%とするために、損益勘定に対する追加の「供給資金」税もある。

企業が留保している長期準備金は、現在請負っている事業に運用でき、その結果として本来支払われるべき利子を節約することになる。剰余金は原子力発電所事業者が運用するが、政府は大部分を「国家融資基金（例えば、イングランド銀行）」で運用するよう指示している。得られた利子の納税義務については現在、政府と協議中である。

政府機関であるため、AEAテクノロジー社のばあいは状況が異なる。取引基金（Trading Fund）（1986年）を前もって用意しておく責任があるため、デコミッショニングと廃棄物管理のための資金は、政府から出資され、年総額には業務計画の承認が必要である。準備金は、他の取決めでカバーされない新たな支払義務に対してなされる。

6.2 処理技術

英国で放射性廃棄物をパッケージ化するのに利用されている処理技術は、廃棄物の放射能レベル（HLW、ILW あるいは LLW）と廃棄物マトリックス（無機液体、有機液体、スラッジ、イオン交換樹脂、有機固体、あるいは無機固体）とによって使い分けられている。さらに、減容に関係するもの、残滓を処理するための物理的-化学的プロセスに関連したもの、そして固体及び廃液の最終コンディショニングに関連したものに分類することができる。減容技術の事例としては、気化、蒸発、焼却、化学的酸化、乾留熱分解及び圧縮などがある。物理的-化学的プロセスの事例としては、濾過、酸回収、溶液から放射性核種を除去するためにイオン交換媒体のような手法を使用した放射能分離などがある。コンディショニングの事例としては、セメント固化、ガラス固化、アスファルト固化及び金属溶解（製錬）などがある。処理/パッケージ化技術の事例として、ILW 又は LLW をセメントで封入する技術の概要を表 6-1 に示してある。

表 6-1 パッケージ化に使用される処理技術

技術名	LLW/ILW のセメント固化	
プロセスの概要	<p>通常のポルトランドセメント(OPC)や溶鉱炉スラグを、固体廃棄物又は廃棄物スラリーと一緒にし、最終的な廃棄物形態の均質性を確保するためある種の攪拌装置を使用して混合する。この技術は、ドラム缶内混合から移動式処理装置に、そして、大規模な固定施設に至るまでどのような規模においても適用可能である。使用される材料の種類は、それぞれの廃棄物形態に固有の添加剤を調整することが可能である(例えば、混合での粉末化フライアッシュの使用、超塑性化剤、凝縮シリカヒューム、あるいは、耐硫酸ポルトランドセメントの使用)。</p> <p>適用可能廃棄物：液体 LLW と ILW、スラッジ、微細粉末材料との混合が可能な粒径の固体 LLW と ILW、選定された有機固体</p>	
適用不可能な廃棄物	大型の汚染装置、多くの有機液体、塩素含有率の高い液体廃棄物、液体 HLW	
プロセスフロー	<p>廃棄物は施設に引き渡され、必要に応じてコンディショニング前処理をする(例えば、液体廃棄物の場合の蒸発による減容)。濃縮された液体廃棄物又はスラリーの場合、材料は廃棄物コンテナ内に計測可能な状態で計測しながら注入 廃棄物は施設に引き渡され、必要に応じてコンディショニング前処理をする(例えば、液体廃棄物の場合の蒸発による減容)。濃縮された液体廃棄物又はスラリーの場合、材料は廃棄物コンテナ内に計測可能な状態で計測しながら注入される。固体添加物(例えば、OPC/BFS 混合物)が、廃棄物を注入する前か、攪拌中に制御された間隔(廃棄物物質の流動特性や密度により左右される)で追加される。いずれの場合でも、回転攪拌羽によって廃棄物コンテナ内の内容物が完全に混合されるまで、その内容物を継続的に攪拌する。一部のやりかたとして、この攪拌羽はコンテナ内に残されたままにして、廃棄物形態の一部とされている。廃プロセス物コンテナが最終処分用パッケージでない場合、混合された物質はパッケージに移されることになる。処分に使用される廃棄物コンテナの中で混合すると、二次廃棄物は発生しない。他の場合でも生じる二次廃棄物は、プロセス装置の除染によるものに限定される。</p> <p>開発レベル(過去の実績など)：完全に開発された技術であり、広範に利用されている。化学的に複雑な廃棄物に対応するための異なる添加剤に置き換えることによる改善が、継続されている。</p>	
主な装置	<ul style="list-style-type: none"> ●(i)コンディショニングされる廃棄物、(ii)セメント固化に使用する固体添加剤(例えば、OPC)、(iii)コンディショニング済廃棄物を保管する貯蔵施設 ●液体、スラッジ、固体廃棄物などを廃棄物コンテナに移送するための装置 ●据え付け型混合容器(オプション)、コンテナの内容物を攪拌する装置(必要とされる施設の処理能力にまさに左右される装置)、パッケージの適切な供給(パッケージ内混合の場合) ●廃棄物の最終準備(例えば、蓋の導入) ●廃棄物放射線評価分析装置(処分施設の特性評価要件に左右されるもので、オプション) 	
効	処理能力	選択される施設の規模により変化する。
	ユーティリティー	電力、水
	処理パラメータ(処理能力、除染能力、コンディショニング比、変動要因)	選択される施設の規模と選択される廃棄物と添加剤の比により変化する。
	人・時	選択される施設の規模により変化する。
	二次廃棄物(種類、量、変動要因)	廃棄物と接触する据え付け装置の除染に伴う少量の液体以外にはない。

保守の詳細と費用	ほとんど保守を必要としない。保守に要する費用は、運用費用総額の約5%である。
安全性とその他（封じ込め性能、被ばく線量評価）	事故発生確率は、原子力以外の物質のセメント固化に関連した事故の場合と同様であり、技術が広範に利用されていることから十分に解明されている。事故に伴う結果の影響は、少量の吸入可能粒子しか関与していないために小さい。結果として得られる廃棄物形態は、その劣化速度に関して広範なデータが存在しており、他の廃棄物形態に比べて不確かさが小さい中で実施されることを考えれば、定置以前の全てのシナリオを通して、そして、処分場内に定置された段階でも、放射性核種を封じ込めることになる。
建設費用	選択される施設の規模により変化する。
運用費用	選択される施設の規模により変化する。
施設概略寸法	選択される施設の規模により変化する。

使用済燃料と HLW の処理技術は、結果として生じる廃液のガラス固化や他の物質の処理（例えば、金属廃棄物の圧縮）、あるいは再処理の間に生じる ILW 又は LLW といった他の廃棄物の処理を伴うことになる再処理の周辺部から発展したものである。同様の処理及びパッケージ化技術は、ILW 及び LLW の両方でも利用されており、前項で述べた如何なる操作にも関与していく可能性がある。

英国での処理/パッケージ化について、米国、フランス及びスイスのものと比較してみると、後者の中でフランスだけが自国の使用済燃料を再処理し（液体残滓のガラス固化と発生する他の LLW と ILW の処理が必要）、スイスだけが LLW と ILW を深地層処分場に処分することを計画（地下に移送でき、限られた容積の区域内に定置できる形態でのパッケージ化が必要）しており大きな差異が存在するものの、多くの類似点を見つけだすことができる。米国の場合、焼却に対して環境面の懸念が指摘されていて、現在操業中の施設（DOE のサバンナ・リバー・サイトにおける統合焼却施設、オークリッジの GTS デュラテック焼却炉等）以上に焼却施設の利用が拡大する妨げとなっている。先に述べた他の技術は米国でも活用されているが、コンディショニングについてみると、ドリッグでポルトが建設され、廃棄物の受入が開始された時点以降、すなわち、1980年代半ば以降に同施設で活用されている程には一般的に行われていない。ほとんどの米国の LLW 処分はトレンチの中に行われており、そのトレンチは満杯になった時点で土壌及び人工バリアで覆われている。フランスで全ての廃棄物に対して使用されている処理/廃棄体技術は、全体として英国で使用されているものと同じである。スイスの場合、LLW と ILW をコンクリート製ボックスの中で安定化した廃棄物形態（ほとんどの場合がセメント固化であるが、アスファルト又はポリスチレンでの固化もある）への最終的なパッケージ化や金属コンテナ内での HLW のガラス

固化も含め、事前コンディショニング処理には英国におけるのと同じ技術が使用されている。

6.3 再処理施設の廃棄物処理

再処理とは、使用済原子燃料からウランとプルトニウムを化学的・物理的に分離するものである。まず使用済燃料棒を支持構造から取り外し、短く切断する。次にこれらの切断片を酸で溶解し、被覆管から燃料を分離する。生じた液体に、化学的処理（例えば、イオン交換や有機溶媒を用いた処理）、物理的処理（例えば、濾過、遠心処理）を施し、核分裂生成物や燃料被覆管などを含む様々な廃棄物の種類から、再利用するプルトニウムとウランを分離する。再処理プログラムがあるため、英国での使用済原子燃料は廃棄物とはみなされていない。

英国には現在、3つの再処理プラントがある：すなわち、セラフィールドにある酸化ウラン燃料とマグノックス燃料を再処理する2つの大規模施設と、ドーンレイにあるプルトニウムの比率が高い燃料や高濃縮ウランを含む燃料の再処理をする小規模施設である。英国では、マグノックス原子炉、改良型ガス冷却炉、いくつかの研究原子炉から出る使用済燃料を再処理している。現在のところ、原子力潜水艦の原子炉やサイズウェルB 加圧水型原子炉からの使用済燃料の再処理は行っていない。セラフィールドでは、海外の顧客から持ち込まれる相当量の燃料の再処理も行っている。

マグノックス原子炉では、マグネシウム合金の被覆がされている低濃縮ウラン金属燃料棒を使用している。この燃料は、セラフィールドのB205プラントで再処理される。マグノックス燃料の再処理は、1952年にセラフィールドではじまり、それから40,000トン以上が再処理されてきた。再処理は、残っているマグノックス発電所が2007年までは閉鎖されないと思われるので、少なくとも今後10年間は続けられと考えられる。使用済燃料の再処理を行う理由は、ひとつには水との接触から生じる技術的な問題である。燃料被覆管が腐食し、燃料は水と反応して水素化ウランを生成する。水素化ウランは、空気中で自然発火を起こすことがある。水との接触は、使用済燃料を原子炉から取り出した後に水で冷却するために生じる。水との接触は、処分場内でも起こり得る。このことは、マグノックス使用済燃料の再処理は、すべての燃料の処理が終わるまで継続しなければならないことを示唆している。

熱中性子炉酸化物燃料再処理プラント（THORP）は、改良型ガス冷却炉と水冷式原子

炉から出る酸化ウラン燃料を処理する。このプラントは、1994年に操業を開始し、1997年8月にコミッショニングに関する規制上の許認可プロセスの最終部分を完了した。処理量を徐々に上げていった後、年間900トンの処理量（燃料が再処理される割合）を達成し、それを維持することが目標となっている。操業開始10年間で、7,000トンの燃料を再処理すると予測される。THORPの建設には18億5,000万ポンド（約3,000億円）のコストが掛かり、その操業期間は25年間で設計されている。

改良型ガス冷却炉と水冷却式原子炉の燃料は、セラミックの酸化ウランで核分裂性ウラン235が1.5%から4%の間で濃縮されている。改良型ガス冷却炉用燃料棒は、ステンレス鋼で被覆されている。水冷却式原子炉用燃料は、燃料と同様に非常に安定したジルコニウム合金で被覆されている。使用済改良型ガス冷却炉用燃料の方が、水と接触すると燃料棒被覆がゆっくりと腐食するので問題である。改良型ガス冷却炉用燃料を水に浸した後に完全に乾燥させることは、技術的に困難である。というのは、燃料棒には黒鉛のスリーブがついており、これが水分を含むからである。また、燃料自体を傷つけずにこのスリーブを取り除くことも困難である。

表6-2には、HLW、ILW、LLWの容積と放射性物質の含有量の代表的な例を示してある。廃棄物中の放射能の98.4%以上が、非常に小さい容積のガラス固化体に集中していることがわかる、このガラス固化体は無期限に貯蔵するのが単純で安全な方法である。残りの放射能のほとんどは、セメントに封入され、その発生量は再処理ウラン1トンあたり0.5m³以下の容積で、長期貯蔵にも適している。

表6-2 サーマルオキサイド再処理プラント(THORP)における

廃棄物の種類ごとの容積と放射能

廃棄物の種類	最終コンディショニング後の容積 (m ³ /t(U))	アルファ放射能 (GBq/t(U))	ベータ放射能 (GBq/t(U))	ガンマ放射能 (GBq/t(U))
高・中レベル廃液 ガラス固化体	0.05	53,000	6,200,000	
ヘッドエンド ILWセメント固 化体	0.49	99	100,000	
低放射能含塩廃 棄物処理フロッ クのセメント固 化体	0.01	3.3	172	
低レベル液体放 出物	—	0.05	2.43	0

ドーンレイの英国原子力公社サイトには、小規模の商業再処理施設がある。この施設では、材料試験原子炉（MTR）とドーンレイの高速増殖炉原型炉、及び海外の顧客が所有するMTRといった実験原子炉から出てくる燃料を扱っている。1998年3月、約5kgの高濃縮ウランと、9kgの低濃縮ウランが、グルジア（元ソビエト連邦）の実験原子炉からこのサイトに運び込まれた。移送が行われたのは、この地域での政情不安に照らして安全性を考慮した結果であった。これらの物質は再処理される予定になっており、一部は医療目的に使用できると政府は発表した。移送をとりまく事情により、再処理で発生する少量の廃棄物はグルジアに返還されることはないだろう。

1998年6月には、現在の契約が完了したためにドーンレイ・サイトの商業的再処理を一旦休止することが発表された。

1990年以来、HLWはセラフィールドの廃棄物ガラス固化プラント（WVP）でガラス固化されている。セラフィールドにおけるガラス固化の工程には、2つのステップがある。すなわち、高放射性廃液（HAL）の仮焼とガラス固化である。HALは、金属硝酸塩の懸濁液であり、回転している高温の管に注入されて蒸発、部分的な脱硝が行われ、反応性で砕けや

すい仮焼体となる。

仮焼体は、ガラスフリットと一緒にガラス固化溶解装置に供給される。現在の目標は、廃棄物を約25%まで含むことができる固化体を作ることである。この方法は、マグノックスとTHORPでの再処理から生じる廃液処理のために開発されたものであり、実規模試験施設など精力的な開発計画で支えられてきたものである。製造されたガラス固化体は、貯蔵施設で英国での最終処分を待つか、海外の顧客に返還されることになる。

1990年代半ば以前は、再処理から生じたILWはコンディショニングされずに倉庫やサイロに貯蔵されていた。ILWをセメント固化で安定化する決定が行われた。ILWの方策は、まず、現在発生している廃棄物と将来発生する廃棄物だけを対象に、コンディショニングと安定化を行うものであった。これまでに発生した過去の廃棄物は、処理プラントに空きができたなら、回収しコンディショニングされることになっている。1993年以来、過去の廃棄物を安定化する努力もなされているが、今日までにコンディショニングされたのはごく一部分だけである。

セラフィールドには現在、操業中のILWセメント固化プラントが4基ある。5基めのプラントが建設されることになっており、来年には操業される予定である（表6-3参照）。ボックス封入プラント以外のプラントは、過去の廃棄物と現在・将来の廃棄物両方の処理を目的に設計されている。

表6-3 セラフィールドの封入プラント

プラント	操業廃棄	廃棄物の種類
マグノックス封入プラント	1990	マグノックス被覆
廃棄物封入プラント	1994	THORP廃棄物、回収された固体/スラッジ 廃棄物
パッケージ化と封入	1994	フロック、スラッジ
廃棄物処理施設	1996	プルトニウム汚染物質
ボックス封入プラント	2001	回収された固体廃棄物

BNFLは現在、次世代再処理施設のための2つの工程を開発している：

- 改良型PUREX
- 高分離法

改良型PUREXシナリオを開発するに当たり、廃棄物をその発生源で取り除く、あるいは廃棄物の種類を結合するような廃棄物処理技術を開発し、工程に組み込まれている。改良型PUREX計画では、以下のことを確実にするために費用効率のよい廃棄物処理工程の組合せを開発することを目的としている。すなわち、(i)すべての廃棄物を放出レベルもしくはそのまま処分出来る固化体にまで処理する、(ii)環境への影響を、THORPに比べ低くはなくとも同程度にする。この方策を更に発展する際には、マグノックスとTHORP再処理プラントの操業から得られた経験が活かされることになる。BNFLは、どの廃棄物が工程のどこで発生するのかを調べるためにTHORPをモデルとして用い、廃棄物の種類を排除もしくは結合するために利用できる代替技術の確認を進めている。これらの技術は、そのシステムの重要な部分として工程に組み込まれ、廃棄物を発生源で削減することになる。

THORPと比較して50%以上の経費削減を達成するために、プロセスと廃棄物技術を一段と進める革新的な手法が高分離法でとられている。目標は、PUREXに基づいた技術から完全に離れることで、より一層の経費削減と廃棄物管理の改善を達成することである。したがって、高分離法プロジェクトでは、経費削減目標の達成するために、プロセスと廃棄物技術を一段と進める革新的な手法がとられてきた。BNFLでは、初期の研究のレビューや原子力分野以外の技術の応用、革新的な研究を通して、熔融塩再処理など溶媒抽出技術に代わる多くの有望な代替技術を追求している。溶解塩技術は、核物質の精製工程の開発において、いくつかの方法が用いられてきた技術である。

現在の研究開発計画は、溶解塩再処理技術により発生する塩化物廃棄物を処理する廃棄物管理工程の開発を目標としている。いずれの再処理方法（マグノックスとTHORP）においても結果として発生する廃棄物の種類は大きく2つに分けられる。(i)一次廃棄物（核分裂生成物と残留アクチニド塩化物を含む汚染塩）、(ii)テクニカル廃棄物（余分な電極、工程機器など）である。

熔融塩再処理から出るプロセス廃棄物は、核分裂生成塩化物を含むアルカリ金属塩化物溶媒で、工程をきれいに維持するためにセシウム、ストロンチウム、バリウム、ランタニドを除去しなければならない。廃棄物は、塩や残留アクチニドをリサイクルし、できる限り容積の小さい安定した廃棄物形態を作り出せるように、処理しなければならない。一

一般的に、塩化物をガラスに取り込むのは難しく、したがって、熔融塩塩化廃棄物を直接にガラス固化することは出来ないかもしれない。例えば、ホウケイ酸ガラスの塩化物成分は通常0.1%を超えることはなく、少量の塩化物を含む他の種類のガラスは通常は非常に水に溶けやすい。

提案された廃棄物処理工程の研究の他に、費用効率がよく、処分に適した形で廃棄物形態を作ることが出来る別の処理方法について研究が進められている。研究が行われているのは以下の技術である。

(1) ゼオライトによる核分裂生成物の除去。 ランタニド、アルカリ、アルカリ土類核分裂生成物のゼオライトによる取り込みの研究が行われている。長期貯蔵や処分にに向けて核分裂生成物を含んだゼオライトを安定化させるために、熔融、焼結、圧縮でセラミック化させるプロセスの研究が行われている。

(2) リン酸塩としてランタニドを沈殿。 熔融塩からリン酸塩を沈殿させる研究が行われている。加えて、ランタニド安定化の観点から、他のリン酸ガラス系やリン酸セラミックと共に、リン酸ガラスの研究が行われている。

(3) 代替法。 カドミウム含有ガラスの沈殿や他の新しいセラミック廃棄物形態の検討が行われている。

7.0 放射性廃棄物の処理、貯蔵、処分に関連した技術開発項目及び計画

英国での技術開発は、深地層処分場の開発を延期するという現在の英国の方策に基づいて、2つに分類される。1つは、長期貯蔵のために廃棄物を調整する技術と長期貯蔵自体に関するものである。もう1つは深地層処分場の開発に関するものである。

コンディショニング、処理、パッケージ化、貯蔵技術は、もともとはBNFLが開発してきたもので（マグノックスプラントで得られた技術を含む）、BNFLは技術開発において今でも指導的役割を果たしている。NirexとAEAテクノロジーもパッケージ化技術を持っているが、その技術は各社独自の任務に向けられたものである（Nirexは、彼らの提案している深地層処分場と適合したILWのパッケージ化であり、AEAテクノロジーは、ドーンレイのデコミッショニングを支援するものである）。BNFLが開発している、もしくは既存の技術を改善している技術を以下に示す：

- 廃棄物特性評価
- 放射線測定計器
- 廃棄物の機械的取扱い
- スラッジの水力移送
- イオン交換
- フロック沈殿・限外濾過器
- 有機物分解
- 廃棄物分離・選別
- スラッジ乾燥
- 減寸
- 金属溶融
- 超高圧縮
- 除染
- 封入
- ガラス固化
- 廃棄物処分

処分を支える技術開発は、以下のような3つの段階で行われることになると考えられる。

- (1) 深地層処分場サイト選定計画の開始前と計画の進行中
- (2) サイト選定後、処分場の建設中、廃棄物の定置中
- (3) 処分場のシーリングに先立って、廃棄物を地下で監視し、回収可能な状態にある間

それぞれの段階で、学際的な研究が必要となるだろう。これには、一般的な地質学、水文地質学、地球化学、処分条件下での廃棄物とパッケージの挙動に関連した材料科学の研究などが含まれる。地表環境（「生物圏」）でのプロセスも、主に深部の状態にどのような影響を及ぼすかという観点から、注目する必要がある（例えば、海水位の変化や降雨の変化が、地下水の流れにどのように影響するか、など）。技術開発は、ほとんどが計測器開発に関わるものである。

研究の第2段階は、大部分がサイトに特有のものとなる。研究には、サイト特性評価のほか、処分場サイトでの実験的作業が含まれる。関連する技術開発としては、掘削技術、実時間地下監視、廃棄物定置手法、埋め戻し・シーリング手法、地下での実験手法がある。地表の廃棄物取り扱い施設に関連する技術開発としては、キャスク荷下ろし、廃棄物貯蔵、廃棄物取扱い技術（特に、ロボット工学やその他の遠隔操作技術に依存するもの）がある。

第3段階における技術開発は、遠隔での監視と長期間監視する技術、処分場シーリング技術、地表施設のデコミッショニング技術に絞られる。表7-1に、処分の研究開発のトピックの概要を示している。

処分技術開発の現状は以下の通りである：

- ・パッケージ化 - これ以上の研究は予定されていない。とはいえ、パッケージ化業者は、現在使用されているLLWと中レベル廃棄体に少し改良を加えている。
- ・コンディショニング - 超高圧縮とセメント固化は、依然として好まれる技術である。将来は、他の技術が開発されるだろう。

表7-1 深地層処分場の開発と処分場に定置された廃棄物の管理に関する研究開発の題目

1	処分場開発計画の開放性と透明性の確保
2	リスクと安全性のコミュニケーション
3	反応のよいコミュニケーション方策の管理
4	処分概念の確立
5	性能評価及び設計のための国家の廃棄物インベントリーに関する情報の妥当性に関するレビュー
6	国家放射性廃棄物インベントリーの維持
7	処分場開発計画に対する再取出し性と保障措置要件の示唆
8	再取出し性の概念設計
9	処分場の再取出し性設計（サイト特有）
10	保障措置要件に合致した一般的工学設計
11	保障措置要件に合致したサイト特有の設計
12	規制要件の作成
13	性能評価手法の開発
14	性能評価における臨界の問題
15	性能評価のための、溶解物質の温度・化学・流体力学の複合状態と処分場システム内におけるガスの挙動
16	HLWと使用済燃料の減衰特性を性能評価のソースタームに組み込む
17	キャニスターの損傷モデルを性能評価に組み込む
18	原位置試験とナシュラルアナログを利用した性能評価をサポートするモデルと数値コードの検証と確認
19	一般的性能評価のための適切な収着モデルとデータを選択
20	性能評価に関するサイト特有の放射性核種の溶液化学と収着データ
21	処分場サイト候補地確認のための地域的3次元時間依存シナリオと古水文地質学的再構築の利用
22	性能評価への生物圏の組み込み
23	英国の長期的地域気候モデルの開発
24	気候変化の性能評価への影響についての見通し評価
25	テクノロジー廃棄物の特性評価
26	HLWガラス固化体の組成変動の範囲
27	廃棄物形態としての使用済燃料の特性評価
28	処分場条件下での使用済燃料の長期特性
29	各種の使用済燃料用キャニスターの設計 （コンテナ及びオーバーパック）
30	HLWキャニスターの設計
31	テクノロジー廃棄体の閉鎖後の性能
32	処分場条件下でのHLWガラス固化体の長期特性
33	HLW・使用済燃料の処分場への輸送システムの開発
34	別の地質環境に対する各種バッファの評価
35	セメント系バッファ材料の特性評価

36	膨張性粘土（例えば、ベントナイト）バッファー材料の特性評価
37	バッファー材料の中に廃棄物キャニスターを定置する可能性
38	異なる地質環境における処分場に関する各種埋戻しとシーリングの評価
39	人工バリアシステムや大量の埋戻し材の定置技術の開発
40	臨界問題を考慮した設計
41	人工バリアと処分場設計に熱的要件の組み込み
42	ニアフィールドのガス発生が人工バリアシステムの変化と設計に与える影響
43	多重バリアシステムの設計におけるガスの影響に関するモデリング能力の開発
44	ベントナイトの挙動におけるアルカリの影響
45	セメントシステムにおけるコロイドの挙動
46	掘削影響領域と周囲の岩盤の地質力学的変遷と長期特性
47	ニアフィールドにおける化学的影響領域の変遷と長期特性
48	岩石及びサイト特有環境への適切な地下水流及び輸送モデルの適用
49	地質学的な合理性に基づくサイト選定が処分場開発システムに及ぼす影響
50	サイト特性評価の方策開発
51	サイトの代替概念モデルの構築と試験
52	軟粘土質岩石の水力試験技術
53	地下水サンプリング技術の開発
54	破碎岩石の構造的及び力学的特性評価
55	岩石応力測定法の開発
56	粘土質及び岩塩環境の地下研究施設における試験技術の開発
57	破碎岩石における通水の性質と水流で湿った表面の特性評価
58	処分場掘削技術
59	弱い岩石の力学的特性
60	閉鎖後のモニタリング法の開発

8.0 放射性廃棄物管理における人員・資金計画

放射性廃棄物管理に関する英国の予算及び人員計画は、処理と貯蔵に関して現在の状況が継続され、処分に関しては不透明さが残ったままになることを想像させるものである。廃棄物の最小化（固体廃棄物量の低減）と放射性核種の空気中又は水中への放出量の削減（固体廃棄物量の増加につながるかもしれない）に対して益々重点が置かれるようになってきている。したがって、年間で管理される放射性廃棄物量への正味の効果は、それほど大きくないかもしれない。処理の場合、現状で発生している ILW の適切なコンディショニングに対して、そして、処理能力に余裕があるならば、現在貯蔵されている未コンディショニング廃棄物の処理に対して重点が置かれている。LLW のコンディショニングは発生者のサイトで継続して行われるであろう。ただし、少量の廃棄物発生者は、最終コンディショニングのためにセラフィールドに廃棄物を搬出しており、この中には含まれない。単一の原子力発電所から年間で搬出される LLW 量は、一般にゼロから 55 m³ の範囲であり、その平均は約 15 m³ となっている。発生する LLW 量をいくら低減しても、デコミッショニング廃棄物の増加によって圧倒されてしまうことになる（2 基を除く全てのマグノックス炉は 2009 年までに閉鎖され、AGR に関しては 2011 年に閉鎖が開始される予定になっている）。

コンディショニング済 ILW の貯蔵は、処分のための深地層処分場が開発されるのを待って、セラフィールドで継続されることになる。コンディショニング済 LLW は、UKAEA がドーンレイのサイト内で処分しているものを除き、ドリッグに継続して処分されることになる。ILW を対象とした深地層処分場、あるいは、HLW、そして、恐らくは使用済燃料も対象とすることになるであろう別個の処分場に関する立地作業は現在実施されておらず、一般的な作業も僅かしか行われていない。このため、今後 10 年間の予算及び人員のレベルは小規模なものになると想像される。1997 年 1 月末での Nirex 社の職員数は 223 名であった。処理と処分の全体費用は、6.1 節で検討してある。

放射性廃棄物管理に関して、英国には公表された国家計画が存在していないことから、処理、貯蔵、処分に関する全体予算やスケジュールについての情報はない。原子力発電所での廃棄物の最小化と廃棄物コンディショニングに関する作業に要する費用は、全体操業経費の一部として毎年報告されているが、一般には項目に分けた内訳は示されていない。同様に、BNFL では、使用済燃料管理事業グループ（2000 年での職員数は 5852 名）の活動についての報告を行っているが、使用済燃料の再処理、混合酸化物燃料の成型加工、再処理からの残滓の処理、そして/あるいは、コンディショニング済最終廃棄物形態の貯蔵と

いった項目毎に分けた費用は報告していない。

UKAEA では、保有する全ての原子力施設について、最終的なデコミッショニングまでを通じた管理に要する費用見積の見直しを毎年行っている。これら費用の多くは、ここでの検討の材料とすることができる（表 8-1 を参照のこと）。その理由は、(i)LLW のほとんどを、ドーンレイ（表 8-1「廃棄物管理」の行の一部に組み込まれている）、あるいは、ドリッグ（表 8-1「BNFL への負担」の行の一部に組み込まれている）において処分すること、(ii)全ての ILW と一部の LLW を、Nirex 社の深地層処分場に処分すること（表 8-1 の「Nirex 社処分料金」に組み込まれている）、そして、(iii)使用済燃料は再処理し、高レベル廃液はドーンレイかセラフィールドでガラス固化すること（表 8-1「燃料」の行に組み込まれている）を想定しているためである。デコミッショニングが予定される各施設がそれぞれ異なり、ILW 用深地層処分場の操業開始時期について不透明な点が多いことから、費用見積には大きな不確実さが存在するが、現在進められている建屋のデコミッショニングを踏まえると、処理と貯蔵に要する年間費用が時間と共に低減していくであろうことが強く示唆される（図 8-1）。

表 8-1 原子力施設管理に関する UKAEA の費用見積

	割引前	2%の割引率	6%の割引率
デコミッショニング作業	2.3	1.3	0.7
施設関連費用	1.2	0.8	0.4
廃棄物管理	1.6	0.9	0.4
燃料	0.5	0.3	0.2
BNFL への負担	1.0	0.6	0.3
Nirex 社処分料金	0.5	0.3	0.2
計画管理と R&D 支援	0.4	0.2	0.1
総額	7.5	4.4	2.3
範囲	4.8 - 12.1	2.9 - 6.7	1.5 - 3.3

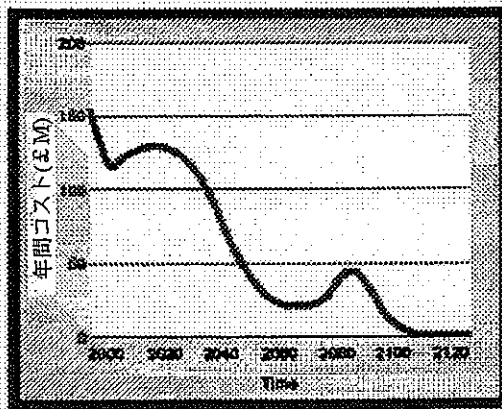


図8-1 放射性廃棄物管理にかかるUKAEAの年間経費の推移

9.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題

1980年代始めにHLWの処分よりもILWの処分に研究開発を集中させるという決定が行われ、それ以来、英国の長寿命廃棄物の長期的管理へのアプローチは次第に細分化されてきた。現在、何種類かの長寿命廃棄物及び廃棄物とされる可能性がある物質が存在するが、それらの廃棄物について長期的な管理オプションは提案されておらず、詳細に検討されたこともない。これらの廃棄物や物質としては、潜水艦原子炉室、使用済潜水艦燃料、使用済PWR用燃料、劣化ウラン、余剰プルトニウム、原子炉のステージ3デコミ廃棄物がある。かかる状況は満足できるものではないという点で、英国規制機関、原子力産業、環境団体間で意見が一致している。英国政府の中からも、長期管理方法を明確にし、すべての廃棄物に対して適用できるより総合的なアプローチが必要であり、倉庫に保管されているすべての物質をどうするのか決定すべきであるという考え方が徐々に現れている。

深地層処分を採用する場合には、総合的なアプローチが特に重要であると英国では考えられており、それが依然として政府の考えでもある。このことから、ILW及びHLWガラス固化体の「共同処分」を考慮する必要性が生じ、現在提案されている。HLW及び使用済燃料の処分の研究方策に関するDETRプロジェクト（「HLW及び使用済燃料処分の研究方策：プロジェクトの途中段階における状況」）では、処分場で取扱う廃棄物を明確に定義する必要があることを強調しており、処分場の研究開発計画を立案する前にそれを行う必要があることを示している。処分の対象となるかもしれない廃棄物としては、すべての長寿命廃棄物と、現在は廃棄物とされていないが廃棄物と宣言される可能性のある物質（例えば、処分場の臨界リスクに影響を及ぼすという理由でプルトニウムなど）が含まれる。

現在のところ、英国は、ILW及びHLWの両方を対象として、物理的に十分大きく、放射線的な容量も十分にある単一の処分場の実現可能性に関して、検討はしているが確信は持っていない。HLWガラス固化体及び使用済燃料処分場の推定される大きさは、NirexによるILW処分場の数倍の規模である。これは、すべての長寿命廃棄物を単一の処分場に処分しようとする、適切な物理的、化学的特性を備えた岩石の大きさが非常に大きくなければならないことを意味する。英国は、サイト調査によって単一の深地層処分場が可能なのか、あるいはHLWとILWの処分場を別々にしなければならないのかに関し立証するかもしくはさらに疑問を投げかけるかするまで、単一の処分場に関する決定を遅らせていると思われる。これはサイト選定プロセスに組み入れられる要件であるという意見がある。

永久に貯蔵する方策を採用した場合にも、処分場サイト選定に関して同様の問題が起こ

りうる。このために処分場のサイト選定調査を再開すべき時期に関して政府内で絶え間なく議論が続いている。この議論が決着し、処分場開発作業が再開されるまでは、処理、パッケージ化、貯蔵に関する計画はすべて、現在のアプローチから大きく変わることはないだろう予想される。

処理とパッケージ化が変化するかもしれない分野の一つは、現在は廃棄物であると宣言されていないが最終的には深地層処分場で処分される可能性がある廃棄物である。プルトニウム、劣化ウラン、再処理するかどうか明確な計画がない使用済燃料といった物質を除外する現在の慣習は、廃棄物の貯蔵及び処分に関する英国の総合的な計画との間にずれや矛盾を生じ得る。これらの廃棄物に関しては、次の節でレビューする。

9.1 原子炉デコミッションング廃棄物

セラフィールドは専用の貯蔵施設を使用する方針を採用したが、ブリティッシュ・エナジー社と現在BNFLが所有するマグノックス発電所、第1段階のデコミッションングの後に原子力プラントを囲い込むために築く「安全保管 (safestore)」構造物にいくらかの廃棄物を貯蔵する計画である。意図としては、これらの構造物が1世紀以上にわたって存続し、その間にプラント内の放射能レベルが減衰するということである。その後、構造物を取り除き、廃棄物を取り出し、プラントを解体し、サイトを完全に更地にする。この安全貯蔵方式が意味するところは、22世紀の初めまで、廃棄物の相当量が深地層処分場における定置に適した形態にはならないであろうということである。この方策は、あらゆる処分場開発計画に影響を与えるため、安全貯蔵や他のデコミッションング方策を吟味し、時期的な矛盾がないように、方策や計画を調整する必要があるかもしれない。

* 他の国におけるデコミッションングの第2段階に相当。非放射性の建物などは閉鎖後すぐに撤去し、残留放射能のある部分は長期間保管できるように手当され、そのまま維持される。閉鎖後、約30年で外壁をもっと健全性の高いものと交換し、不要な開口部（窓、ドアなど）は埋め込まれる。その結果、100年間は実質的な保守無しで維持できる構造物となる。閉鎖後、約130年で、原子炉建屋や内部構造物など（炉心を含む）が完全に撤去される。

9.2 原子力潜水艦とその使用済燃料

RWMACとNuSACは、民間の廃棄物と防衛関連の廃棄物をひとつの統一した方法で扱うことを求めてきた。国防省の廃棄物の多くは民間の規制を受けていて、英国統合国家戦

略に組み込むのが比較的素直な考え方である。これは、現在海上に貯蔵されているデコミッショニングされた原子力潜水艦や、現在セラフィールドに貯蔵されている使用済潜水艦燃料（現在は、廃棄物とされていない）にも当てはまらない。国防省は、現在の政策がこれまでの貯蔵管理を数十年継続し、その時点で将来のことを検討するという政策をとっているため、潜水艦とその使用済燃料の長期管理に関する明確な計画を持っていないと思われる。

9.3 短寿命ILW

短寿命ILWをいかに管理すべきかという問題もある。何年にもわたって、これらの廃棄物は、フランス、スペイン、日本のように、浅地中に建設された施設で処分されるものと考えられてきた。短寿命廃棄物は、計画されている深地層処分場に所蔵されるべきであるという、事実上の決定があるように思われる。現在は、短寿命ILWの浅地中処分施設のアイデアに対して、いくらかの支持、特にHSEや放射性物質の少量利用者からの支持がある。この問題を解決する計画が存在する。

ナイコムド・アマシャム社 (Nycomed Amersham) (医薬品、バイオテクノロジー、その他の産業用放射性化学物質の製造業者) は、「少量利用者」からの短寿命ILWに関する地表崩壊貯蔵庫 (surface decay store) 建設に関して、強力な技術的主張があると指摘している。これは、深地層処分場に対して、安全で費用効率がよく管理の容易な代替案となるだろう。同社は、放射性廃棄物の約1~3%は長期貯蔵あるいは深地層処分するべきであるが、他の廃棄物のほとんどすべては50年以内にバックグラウンドレベルまで崩壊するだろう、と述べている。ナイコムド・アマシャム社は、短寿命ILW処分には既存の処分場（例えば、ドリッグやドーンレイ）の利用や、すでに放射線遮蔽のなされている空の民間防衛用バンカーの利用を提言している。BNFLは、自社の短寿命廃棄物量は長寿命廃棄物に比べると少なく、そのために別の処分施設を開発する意味がないと反論している。短寿命ILWを別の処理方法で処理する際の一つの問題は、他の廃棄物との選別が必要になることである。そのためには、放射性廃棄物に新たな分類法が必要にもなる。英国政府はこれを調査する計画を立てており、検討中のひとつの方法は小規模排出者に対しては廃棄物の選別を認めることである。

放射性廃棄物を再分類する提案は、半減期、放射能レベルやその他の放射性特性に関するものである。これについては、RWMACが開発の価値があるとしている。ひとつの提

案は、放射性毒性に基づく廃棄物分類であり、これは生物学的アプローチに重点を移すことになる。しかしながら、BNFLはこれによってもたらされる利益に懐疑的である。短寿命ILWをドリッグで処分出来るようにすることが目的であれば、必要とされるのはこのサイトに対する環境省からの新たな許認可だけである。しかしながら、短寿命ILWをドリッグに持ち込もうというのであれば、容量がすぐに満杯に達し、現在ドリッグが満杯になると推定されている2050年の前に新たな浅地中処分場が必要になる。

HLWとILWの計画の他に、LLWとVLLWに関連した問題がある。ドリッグの施設の容量は、空間的には拡張可能であるがサイト全体への長期的な放射能の潜在的影響から拡張ができない。2060年以降になると現在ある原子力発電所が全部解体され、膨大な容量のLLWが発生する。その時には、約200万m³のLLWの処分が必要になる。ドリッグ閉鎖後に、新たなLLW処分施設が一つないしはそれ以上必要になることは明らかである。現在、ドリッグの容量の大部分は、セラフィールドからのLLWのために確保されている。セラフィールド以外のサイトから廃棄物を運び出すには、ドリッグが閉鎖されるずっと以前に新しい処分施設を建設することが肝要であろう。ブリティッシュ・エナジーは、現在の許認可と操業体制下ではドリッグで処分できないがLLWとして安全に処分できる廃棄物を保有している。国防省は、汚染された土地の回復作業で生じる廃棄物に関心を持っているが、こうした廃棄物の容量や、その放射能、化学的（非放射性）汚染の程度を確実に評価することはできていない。

新たなLLWの処分施設を建設しようとする、深部の処分場建設にともなう社会的受容性の問題のいくつかに遭遇することが予想される。LLW施設のサイト選定プロセスが深部処分場のサイト選定プロセスに続けば、これらの困難は軽減されるかもしれない。このアプローチをとれば、ドリッグの閉鎖前に施設を立ち上げ、従来計画に従って非効率的でコストもかかる深処分場にLLWを委託することを避けられることになる。こうしたオプションを全部検討する計画がある。

9.4 極低レベル廃棄物

放射性の低い廃棄物は、人工的にVLLWと定義されるものも含み、原則的に埋立ゴミ処分場に処分することができる。この処分方法は、原子力産業では、まだいくらかは利用されているものの最近では減少していて、原子力産業以外の組織が利用している（例えば、病院、ミネラルサンド産業など）。英国の放射性廃棄物管理に関する上院の1995年レビュー

で、政府は、地方行政局、環境団体、市民の反対を理由に、この処分方法の活用を推奨しないことを決定した。国防省は、地方当局がVLLWの埋立処分許可を渋れば、この廃棄物に関し国家が許可した処分ルートがないままになるため、この問題の解決法を検討中であると述べた。相変わらずの意見として、事態をほぼ全面的に地方交渉にゆだねるのではなく、英国政府が埋立処分にかわる方法を研究し、地方当局や、埋立業者、原子力産業、現在埋立処分を利用しているすべての機関に受け入れられる国家政策を打ち出せばよいのだという意見もある。

1. JAI Corporation, "Current Status of High Level Radioactive Waste Disposal in the United Kingdom, JAI-455, September 30, 1998
2. C.S. Mogg, A.M. McCall, "Storage, Emplacement and Disposal of Radioactive Waste in the U.K.", UK Nirex, Ltd., Waste Management '96, February 25-29, 1996
3. World Report 1999, Nuclear Europe Worldscan, 7-8/2000
4. L. Edminston et al, "BNFL's Integrated Approach to Waste Management", 4th International Symposium on the Conditioning of Radioactive Operational and Decommissioning Wastes (KONTEC '99), March 15-17, 1999
5. G.A. Fairhall, Advances in Waste Management by BNFL in the UK", Proceedings of SAFEWASTE 2000, October 1-5, 2000
6. "Low Level Radioactive Waste Repositories: An Analysis of Costs", Joint Publication of the OECD and NEA
7. "Radioactive Waste Arisings in the UK – A Summary, DOE/RAS/96.004, NIREX Report No. 698, June 1996
8. "Radioactive Wastes in the UK – A Summary of the 1998 Inventory", NIREX, July 1999
9. UK House of Lords Select Committee on Science and Technology, Third Report: Management of Nuclear Waste, March 10, 1999
10. "An International Survey of Radioactive Waste and Decommissioning in Terms of Policy, Strategy, Finance and Public Relations", Nuclear Generation Study Committee 10.07, August 1993
11. QuantiSci, "High-Level Waste and Spent Fuel Disposal Research Strategy, Task 1.1: Waste Arisings, RW/8/8/12-TR-1, Version 3, March 1998
12. M. Wise, P. Evans, "Development of UK Waste Producer Packaging Strategies for Intermediate Level Waste in Advance of Repository Conditions for Acceptance", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
13. "High-Level Waste and Spent Fuel Disposal Research Strategy," RW/8/8/12-TR-4, Version 3, April 1998
14. D. Graham et al, "Long-Term Planning of Radioactive Waste Disposal at Dounreay Through a Calculation of the Site's Environmental Capacity", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
15. J. Mathieson, A. Braby, "Living with the UK Strategy for the Deep Disposal of Radioactive Waste in a More Commercial Environment", Waste Management '96, February 25-29, 1996
16. R.D. Wilmot, D.A. Galson, "Working Models for Constructive Dialogue: Lessons Learnt from Experience in Several Countries", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998
17. M. Bacon, "HSE Policy on Decommissioning and Radioactive Waste Management at Licensed Nuclear Sites", Nuclear Energy 1997, 36, No. 1, February 13-17

18. C.R. Williams, "UK Regulatory Standards - The 'Guidance on Requirements for Authorisation'", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998
19. R.A. Yearsley, T.J. Sumerling, "The Interpretation of Optimisation in the Context of Disposal of Long-Lived Radioactive Waste: Work by the UK Environment Agency", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998
20. S.V. Barlow, C.S. Mogg, "Optimization of Engineered Barriers for Deep Disposal", Waste Management '95, February 27-March 2, 1995
21. S. Barlow et al, "The Role of Waste Package Specifications as a Forerunner to ILW Repository Conditions for Acceptance" Waste Management '98, March 2-5, 1998
22. A. McCall et al, "Designing a Deep Waste Repository to Meet Safety Performance Needs", Proceedings of the Seventh International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '99, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 1999
23. B. McKirdy et al, "Generic Assessment of Operational Radioactive Discharges from an Intermediate Level Waste Repository", Proceedings of the Seventh International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '99, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 1999
24. L. Edmiston, G.A. Fairhall, "Evolution of Waste Management Technologies for Reprocessing in BNFL", Waste Management '98, March 2-5, 1998
25. R.L. Nelson, K.W. Carley-Macaulay, "The Decommissioning Programme of AEA Technology", Proceedings from the Conference "Decommissioning of Nuclear Facilities", February 10-11, 1993
26. J. Mathieson, "Nirex Plans for Low and Intermediate Level Waste", Nuclear Energy 1996, 35, No. 3, June 181-186
27. J.D. Palmer et al, "The Immobilization and Packaging of Radioactive Waste for Deep Geological Disposal in the UK – Current Status and Future Challenges", Proceedings of Waste Management '99, February 28 – March 4, 1999
28. M. Colder, J. Palmer, "The Treatment of Wastes at Sellafield for Safe Storage and Disposal", Waste Management '98, March 2-5, 1998
29. J. Palmer et al, "Criticality Safety of Waste Packages Containing Fissile Material in a Deep Waste Repository", Proceedings of the Sixth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '97, American Society of Mechanical Engineers (ASME), October 12-16, 1997
30. B. Watkins, J. Kessler, "Time-Frames and the Demonstration of Safety for HLW Disposal", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998
31. G.M. Smith et al, "Human Intrusion and Effects on Multi-Barrier Disposal Systems", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998

32. C. Phillips, "The Thermal Oxide Reprocessing Plant at Sellafield: Four Years of Successful Treatment of Irradiated Nuclear Fuel", Waste Management '99, February 28 – March 4, 1999
33. "An R&D Strategy for the Disposal of High-Level Radioactive Waste and Spent Nuclear Fuel", DETR/RAS/99.016, UK Department of Environment, Transport, and Regions, October 1999
34. J. Holmes, J. Mathieson, "Recent Developments in the United Kingdom Programme for the Deep Disposal of Radioactive Wastes", Waste Management '99, February 28 – March 4, 1999

添付資料 A

いくつかの管理シナリオに基づいたHLW及び使用済燃料の発生量

高レベル放射性廃棄物及び使用済燃料の処分研究戦略

RW 8/18/12

タスク 1.1：廃棄物の発生

DETRへの報告

RW 8/18/12-TR-1 改訂第3版

1998年3月

この作業の結果は、政府の政策策定に使われるものであって、この報告書に書かれている意見は必ずしも政府の意見を表している訳ではない。

QuantiSci

目 次

略字リスト

1.はじめに

2.HLWと使用済燃料発生シナリオ

マグノックス燃料の量

AGR燃料の量

UK PWR燃料の量

海外燃料

その他の燃料

原子力潜水艦炉心燃料

廃棄物代替

3.HLWと使用済燃料の体積と重量

4.発熱量

使用済燃料

高レベル廃棄物 (HLW)

5.その他の廃棄物

「遅れて」発生するILW

プルトニウム

ウラン

雑廃棄物

6.標準廃棄物量

参考資料

表

略号リスト

AGR	改良型ガス冷却炉
BNFL	英国原子燃料会社
BWR	沸騰水型原子炉
DETR	環境・運輸・地域省（英国）
DFR	ドーンレイ高速炉
GLEEP	黒鉛低エネルギー実験炉
HLW	高レベル廃棄物
MAGNOX	マグネシウム酸化物（原子炉あるいは燃料）
MOD	国防省
MOX	混合酸化物燃料（ウランとプルトニウム酸化物）
NEA	原子力機関（OECD－経済協力開発機構）
PFR	高速原型炉
PP	パワープログラム
PWR	加圧水型原子炉
R&D	研究開発
RP	再処理政策
RWMAC	放射性廃棄物管理諮問委員会（英国）
SF	使用済燃料
SGHWR	蒸気発生重水素
THORP	熱中性子炉酸化物燃料燃料再処理工場（セラフィールド、英国）
UK	英国
UKAEA	英国原子力公社
USA	アメリカ合衆国
WAGR	ウィンズケル改良型ガス冷却炉
WVP	ウィンズケルガラス固化プラント（セラフィールド、英国）

1.はじめに

1.1 このタスクで行う作業の目的は、高レベル廃棄物（HLW）ガラス固化体と使用済燃料（SF）（廃棄物として扱われる場合）の現状及び将来の発生量並びにこれらの特性を明確にすることであり、このようなデータは、これらの廃棄物のための深地層処分場開発プログラムの作成に必要とされている。さらに、HLW/SFと一緒に処分する必要があるかも知れない他の廃棄物の一般的性質及び特性についても検討する。中レベル廃棄物（ILW）の深地層処分場は、HLW/SFの運転が始まるまでには、既に建設され、運転され、一杯になっている（閉鎖されているかも知れない）と想定する。しかし、提案されている英国のHLW/SF戦略は、建設が進められているILW処分場に依存するものではない。最近、英国NIREX社がセラフィールドにおける岩石特性研究施設の計画作成許可の取得に失敗したため、ILW処分場建設は遅延しそうであるが、その影響についてはこのプロジェクトの範囲外とする。このレポートは、Dr. Philip Maul（Quantisci）とDr. Chris Smedley（NNC社）が作成したものである。

1.2 HLW/SF処分場の開始は、今後何十年か先であり、来世紀の終わり頃までは必要にならないかも知れない。長期間にわたるため、処分する必要のあるHLWとSFの量を確実に予測することはできない。従って、扱わなければならない発生量の範囲を評価するために廃棄物発生シナリオをいくつか検討することが重要である。これについては、第2章で述べる。SFが再処理される場合には、任意の重量の燃料から出てくるHLWの量を推定する必要がある。処分する必要のあるHLWの量とSFの重量を各シナリオについて計算した結果を第3章に示す。

1.3 HLW/SFの発生量の他に、これらが持っている熱の「量」についても検討する必要がある。この情報は、処分プログラムのR&D要件に直接関係してくる。第4章では、Nattress and Ward（1992）がまとめた研究で用いられた手法、以下、単に産業コスト調査（Industry Costs Study）と呼ぶ、によって、将来の処分時期におけるいろんな時間での廃棄物の発熱率について廃棄物発生シナリオと結びつけて算定している。

1.4 HLW/SFの発生に関しては、非常に長い時間スケールが関係するのでHLW/SFと一緒に処分する必要のあるその他の廃棄物の種類と量を正確に推定することはできない。しかし、それらの廃棄物の一般的な特性を、熱発生、物理的・化学的形態、臨界などの重要な観点から検討しておくことは重要である。これらの点については、第5章で述べる。

1.5 処分する必要があるかも知れない廃棄物の範囲を検討した結果から、このプロジェクトでこれ以降使用する標準廃棄物量を第6章で決める。この廃棄物量は、他のタスクで処分場開発プログラムを支援するために必要な研究開発課題を明確にする上で十分に健全であると考えられる。

2. HLWと使用済燃料発生シナリオ

2.1 産業コスト調査では、将来の原子力発電計画及び再処理政策についての仮定に基づいていくつものシナリオを検討している。同様に、Rolls (1997) は、英国の放射性廃棄物量 (EWI, 1996、以降1994年全国廃棄物量と呼ぶ) に基づいて関係するシナリオをいくつも検討している。本研究では、どのシナリオが最もあり得るか明確にするのではなく、実際の発生の範囲を含むであろうシナリオをいくつか検討する。

2.2 発電計画 (PP) と再処理政策 (RP) について二つずつ検討した。

PP1 : 新しい原子力発電プラントの建設はない

PP2 : 原子力のベースロード発電量25%を維持できるPWR計画

RP1 : 現在行われている以上の再処理は実施しない

RP2 : すべての燃料を再処理する

これらの二組の仮定を組み合わせて合計4つのシナリオが考えられ、これで実際の発生範囲を十分に含むことができると考えられる。

シナリオ1 : PP1/RP1

シナリオ2 : PP2/RP1

シナリオ3：PP1/RP2

シナリオ4：PP2/RP2

これらのシナリオでは、英国の原子力発電計画で混合酸化物燃料（MOX）を使うことについては、これらの燃料の最終的な組成が判っていないことから考えないこととした。もし、MOX燃料が使われれば、熱出力がウラン酸化物燃料を想定している上記のシナリオで考えている範囲より全体的に大きくなる。

2.3 1994年全国廃棄物量では、原子力設備容量の増設が次の数十年間にわたって現在と同じペースで続くような仮想的な新しいPWR建設計画が存在していた。これには、1995年、2004年、2006年(2)、2008年、2011年、2017年及び2023年に、合計9基のPWR（サイズウェルBを含む）が建設されることになっていた。この場合、実際は、サイズウェルBが発電を止める2035年ごろから設備容量が次第に減っていくことになる。RWMAC（1995）では、もっと長い期間である70年ぐらいまで廃棄物の発生を見ており、原子力のベースロードを全体の25%を維持するために2023年以降もプラントの設置を見込んでいる。PRWは、全部で19基が、（1995年、2002年、2004年、2005年、2007年、2008年、2009年、2013年、2017年、2017年）、（2035年、2043年、2045年、2046年、2048年、2049年、2050年、2054年、2058年）、2076年（RWMACは、実際の期日は18個しか示していないが、2008年は削除されたと考えられる）に運転を始めることが考えられていた。これは、9基のPWRの発電所が40年毎に置き換えられることを示している。考慮されているPWRの数は、設備容量がほぼ一定で推移すると仮定する期間を設定することで決めることができる。この想定する計画が止まる時期は、たぶん任意である。本研究では、PP2としてRWMACの計画を2058年まで採用している。PWRは全部で18基で最後のSFは、来世紀の終わり頃に排出される。

2.4 原子力発電の寄与を大きくした発電シナリオを設定することももちろん可能であり、事実、RWMACは、原子力発電の貢献で50%増というようなシナリオを検討している。本研究では、そのようなシナリオは検討しなかったが、そのようなシナリオについてもPP2のケースを単純に修正するだけですぐに推定することができる。

マグノックス燃料の重量

2.5 マグノックス燃料は、約37,000 tUが民間の英国の原子力発電プログラムから発生し、さらに4,000 tUが海外の電力会社から送られて、再処理されている。英国の原子力産業の会社からの入手した情報に基づいて発生割合及び全燃料エネルギーを求めた。全燃料エネルギーは、第4章で述べる熱量を計算するために5年幅でグループ分けされている。

AGR燃料の重量

2.6 ブリティッシュエナジー・シェアオファー・パスファインダー・プロスペクトは、少なくとも4758 tUが再処理されたと言っている (Rollsが参照した契約に対応、1997)。ニュークリアエレクトリック社とBNFLとの1997年6月の契約の結果、更に800tUが再処理されることになる。AGRから実際に発生する燃料の総重量は、7,400 tUから8,700 tUの間と考えられ (Rollsが推定した量より幾分少ない)、実際の発電所の寿命や燃料の照射量により変わってくる。この結果、1850 tUから3150 tUの再処理されない燃料が残ることになり、これについては直接処分が必要になるかも知れない。

2.7 単純化のため、本研究では、照射量14.5 GWd/tの燃料2200 tUを最初の10年間にTHORPで再処理し、また照射量30 GWd/t注1)の燃料3,400 tUを次の10年間で再処理して、3,000tUが残るとする。残った分は再処理されるか、直接処分されるものとする。表1に示すように単純化した5年の排出スケジュールを想定しているので、AGR1は、THORP運転の最初の10年に対応し、AGR2は次の十年間に相当している。AGR1の発生スケジュールは、産業コスト調査で使われたものを修正し、単純化したものである。

英国PWR燃料の重量

2.8 本研究では、各PWRに対して二つの排出プロフィール、すなわち、12ヶ月サイクルに対して照射量33 GWd/tの燃料が年間31 tU (全部で燃料が1240 tU) と18ヶ月毎に50 GWd/tの燃料が31 tU注2) (全部で燃料が806 tU) 出てくるものを考慮した。ニューク

リアエレクトリック社は、サイズウェルBに対する計画で想定しているのは1050 tUであると示唆している。これは、はじめの頃短い燃料サイクルで運転した後に18ヶ月サイクルに続けることによる。第3章と4章で紹介された情報は、12ヶ月と18ヶ月に対して計算した平均値を使ったデータセットを採用したものである。

海外燃料

2.9 産業コスト調査には、廃棄物を顧客に返還する契約条件ができる前にBNFLで再処理された海外のマグノックス、PWR及びBWR燃料が考慮されている。これらの廃棄物は、英国の処分場に処分すべき廃棄物に含めなければならず、第3章の計算では含まれている。第4章に記載する熱量を計算するためにBNFLから供給された情報を5年の幅でグループ分けし、大まかな発生率と全体エネルギーを計算した。

その他の燃料

2.10 商業用燃料の量と放射能に伴う不確実性が大きいので、少量の研究、MOD、その他の少量の燃料は十分にその範囲で扱える。しかし、そのような燃料の物理的、化学的特性については将来の研究で調べておく必要がある。

注1 このレポートでの計算には照射量30 GWd/tを使っているが、ニュークリアエレクトリック社からあとで得た情報では、照射量は27 GWd/tの方が正確であることが示されている。しかしながら、この違いは計算した熱量には大きな影響はないと思われる。

注2 このレポートでの計算には重量31tを使っているが、ニュークリアエレクトリック社からあとで得た情報によれば、37tの方が正確であることが示されている。しかし、この違いは処分容積の計算には大きな影響はないと考えられる。

潜水艦用原子炉炉心燃料

2.11 1994年全国廃棄物インベントリでは、「潜水艦用原子炉の使用済炉心燃料は修理用造船所からセラフィールドの貯蔵用プールに輸送される。これらの使用済炉心燃料は、再処理されず、MODは近い将来に再処理する計画も持っていない。炉心燃料は、規制の承認を得て、現在の貯蔵場所にそのまま何年間も保管できる。」としている。現在セラフィールドに保管されている炉心燃料の数は、45（Mr. Simpsonから議会への質問に対する回答、1997年2月26日）である。燃料の組成を考慮すると、これらの炉心燃料は再処理しにくい。MODは、燃料の重量、物理的、化学的特性に関する情報を提供してくれなかった。そして、そのような廃棄物はこの資料に示した廃棄物発生量には含まれなかったが、燃料の重量は民生プログラムからの燃料の重量に比べれば小さい。このような燃料の処分のためにR&Dが必要かどうかについては、このプロジェクトの中で後に検討する。

2.12 UKAEAは、SGHWRとWAGR燃料が少量THORPで再処理され、そのため考慮すべき高レベル廃棄物ガラス固化体の量が少し増えると言っている。

2.13 ドーンレイでPFR燃料を再処理して出てくることになっているHLWガラス固化体の量は1994年全国廃棄物量に23 m³が含まれている。UKAEAは、彼らのDFRラフィネートに対する戦略は、これをセメント固化してILWとして処分することであると話している。しかし、ガラス固化してHLWとして処分することも可能である。その際は容積が約24m³となる。

2.14 1994年全国廃棄物量では、いくつかの少量の使用済燃料が廃棄物のカテゴリーに分類されていない。これらは、

- ・ 5B23 DFR増殖炉燃料
- ・ 5C45 GLEEP燃料
- ・ 5F313 ウィンズケル・パイル燃料
- ・ G20 ドラゴン燃料

これらの燃料の処分ルートに関しては、廃棄物発生者、UKAEA、規制当局の間で協議して決めることになる。

廃棄物等価交換

2.15 Rolls (1997) は、HLWガラス固化体の一部は海外のBNFLの顧客にILWの代わりに返還されるかも知れないことに触れている。RWMAC(1995) は、HLWガラス固化体の15%増しが廃棄物交換の適切なレベルかも知れないと示唆している。この場合、英国のHLW/SF施設に処分しなければならないHLWの量が減ることになる。Rollは、海外との契約で海外の顧客に返還されることになっているHLWの量は50 m³となっているとしている。そのうち、50 m³は、等価交換によって増えた分である。この量は、マグノックス計画で出てくるHLWガラス固化体の量に比べると小さい。最終的にもっと多くのHLWが海外に返還される可能性はあるものの、この可能性は第3章及び4章での計算には含めなかった。

3 処分されるHLW及び使用済燃料の容積と重量

3.1 産業コスト調査では、使用済燃料と高レベル廃棄物ガラス固体は、いずれも標準的なBNFLウィンズケルガラス固化プラント (WVP) 150リットルキャニスターに入れられると想定されている。AGR燃料では、1.31 キャニスター/tU、PWR燃料では2.13 キャニスター/tU、それぞれAGR燃料ピン18本、PWR燃料集合体1体に相当する。本プロジェクトの範囲では、使用済燃料のパッケージ化に必要な研究について検討を加える必要がある。他にも利用できる容器があり、長いPWR燃料ピンを切断しないで済む利点があるが、処分場の設計に与える影響は大きい。さらに、スコティッシュ・ニュークリアは、AGR使用済燃料処分キャニスターの設計作業を行ってきた。この資料では、HLWとSFの量を比較する上で都合がよいので、すべての廃棄物に対してWVPキャニスターを使うこととなった。しかし、だからといってこの方がパッケージ化として好ましい方法であるという意味ではない。

3.2 1994年全国廃棄物量では、BNFLは、廃棄物発生量と燃料の重量との間に簡単な係数を使っている。これらの係数は以下ようになっており、本計算でも使用した。ただし、技術廃棄物に関しては、誤差が大きい。

燃 料	処理済HLW (m ³ t ⁻¹)
マグノックス	0.021
THORP最初の10年 (AGR/PWR/BWR)	0.071
THORP次の10年 (AGR)	0.066
THORP次の10年 (PWR)	0.124

3.3 処分しなければならぬ重量と容積を4つの発生シナリオについて計算した結果を表2aとbに示す。この結果から、PP2の場合には、処分しなければならぬキャニスターの量がPP1の新規の原子力プラント計画がない場合に比べて2倍から3倍になっている。同様に、SFを再処理すると、直接処分するよりキャニスターの数が大きく減少している。全体的に見ると、処分する必要のあるWNPキャニスターは、12,000から53,000本の範囲になっている。

4 熱量

使用済燃料

4.1 産業コスト調査では、単純な、概算法を使って各時間における熱量を計算している。BNFLは、使用済燃料の熱出力 Q_{SF} は、単位をW (GWD)⁻¹、照射が終わってからの時間 t (年) とすると以下のように表せるとしている。

$$Q_{SF} = A + B 2^{-(t-5)} + C 2^{-(t-5)/2} + D 2^{-(t-5)/30} + E 2^{-(t-5)/88} + F 2^{-(t-5)/423}$$

この式は、冷却期間5年以上の場合によい近似になっていることが示されている。この式で使われている係数を、以下の表に示す。

	A	B	C	D	E	F
マグノックス	1.85	5.67	1.51	26.84	0.294	2.67
AGR	1.06	6.73	4.27	26.97	1.56	3.52
BWR	0.99	6.55	6.1	26.47	1.41	4.36
PWR	0.83	6.77	8.11	26.35	2.45	4.62

NNC社は、これらの手法の使い方についてレビューし、本研究で使用する概算値として使うこととした。これらの式は、通常のウラン及びウラン酸化物に対するものであることに注意が必要である。

高レベル廃棄物 (HLW)

4.2 産業コスト調査では、HLWの熱出力をSFで使用した式を修正したものを使って求めている（ここでも、炉取出し後5年以降）。

$$Q_{HLW} = B 2^{-(t-5)} + C 2^{-(t-5)/2} + D 2^{-(t-5)/30} + F * 2^{-(t-5)/423}$$

SFとHLWに対する式の係数の違いは、Pu同位体を除いたことによるものである。以下に示す表の係数は、炉取り出しから再処理までの期間が、マグノックスの場合に1年、英国PWRの場合に5年、AGRの場合に10年、海外PWRの場合に20年、海外BWRの場合に25年に対応している。

	F*
マグノックス	0.255
AGR	1.42
BWR	2.76
PWR (海外)	3.29
PWR (英国)	1.12

4.3 第2章及び第3章のHLWとSFの発生量のデータ、さらに上記の計算式を使って、NNC社は、任意の時間に処分される廃棄物の持っている熱量を計算するためのスプレッドシートを作成した。18ヶ月のPWR燃料サイクルの場合、第4.1節と第4.2節の式の係数は、12ヶ月

サイクルに比べて濃縮度、燃焼度が高い燃料に対してサイクルの終わりの熱量を計算するための係数が概算された。これらの計算結果については表3にまとめている。PP2の場合は、PP1に比べて非常に大きいことがすぐに判り、RP2政策の場合がRP1に比べて熱が小さいのは廃棄物からPu同位体からの熱を取り除いたことによるものである。RP2シナリオでは、熱量は炉から取出される燃料の量が増えることによって、放射性崩壊によって減少する前に最大となる。閉鎖後の安全性にとって、閉鎖時の熱量は重要な検討項目である。

5 その他の廃棄物

5.1 第1章に述べたように、本研究は非常に長期の時間が関係するので、HLW/SFと一緒に処分しなければならないかもしれない廃棄物の種類と量を明確にすることはできない。この章では、このカテゴリーに入るかも知れない廃棄物について簡単に検討する。

「遅れて」発生するILW

5.2 1994年全国廃棄物量は、2060年以降のILWの発生を約80,000 m³（コンディション済み）と推定している。これらの廃棄物のすべて、あるいは一部は、ILWの深地層処分場が一杯になった後、あるいは閉鎖された後に発生するかも知れない。これらの発生した廃棄物の大部分は、原子炉の解体により発生し、グラファイが大部分である。グラファイがどのように封入されるかについてはまだ決まっていない点が多い。全国廃棄物量に示されているこれらの廃棄物の物理的、化学的特性は、HLW/SF処分場のR&Dプログラムに与える影響を評価するのに使用でききる。

5.3 広範囲のILWが「遅れて」発生するILWに分類されることは明らかである。例えば、デコミッショニングの際に、いくらかの汚染した土壌が除去されるかも知れず、それが浅地中処分に適していないかも知れない。この段階で、これらの可能性について詳細に検討する必要はない。本研究で最も重要なことは、原子炉のデコミッショニングの最終段階、及び原子力サイトの閉鎖で出てくる廃棄物が共処分の必要性があると考えられるということであり、このような廃棄物の量は100,000 m³あるいはそれ以上と考えられることである。

プルトニウム

5.4 再処理した燃料から分離されたプルトニウムは、現状では廃棄物質とは考えられていない。プルトニウムは、重要なエネルギー源と考えられている。産業省は、プルトニウムの保管量について毎年情報を提供している。1995/1996年の数字（DTI,1996）では、合計92トンのプルトニウムが国際的な保障措置のもとにBNFLに保管されており、そのうちの49トンがプルトニウム酸化物の形で保管されている。

5.5 原子力機関（NEA,1997）の専門家グループは、分離されたプルトニウムのオプションについて検討した。MOX燃料として高速炉に使用するほかに、HLW/SFの余剰分の直接処分について検討が行われた。ガラス固化が処分の一つの形態として検討された。しかし、まだ、物理的セキュリティ及び核臨界を避ける観点で重要な課題が残っている。核臨界を避けることは、製作する容器の数や処分に必要な掘削量に大きな影響を与える。

5.6 現状では、どのプルトニウムが最終的に処分されるか知ることは不可能であり、処分される量は今後数十年間における原子力産業の発展次第である。プルトニウムがTHORPで英国の燃料を再処理することにより生産されるとして、最終的に最大約150トンのプルトニウムを処分する必要がある、これに対してR&Dの必要性を検討すべきと考えるのが合理的と考えられる。

ウラン

5.7 ずっと多くの量のウランが処分の対象となりうる（Wingender,他）。英国の燃料サイクルに入ったウランのほとんどは、カーペンハーストで六フッ化ウラン（hex）として保管されている。Wingender,他（1994年）は、2010年には63,500 tU（43,500 tUは天然ウランテイル、20,000 tUは再処理ウランテイル）になると予測している。もっと長い時間スケールでは、燃料サイクルに入ってくるウランの全量（第2章）に基づいて、もっと多くの100,000 tUオーダーになることは十分にあり得る。

5.8 米国におけるいくつかの廃棄物処分コンパクトでは、劣化ウランの処分を行っているが、英国ではこれが受け入れられそうもないことを考えると、HLW/SFとの共処分の可能性を考える必要がある。処分形態としていろいろなオプションがある。プルトニウムとウランを混合することもある（MOX燃料として）、セメント固化することもあり得る。

雑廃棄物

5.9 Taylor,他（1988年）は、Puを使用する前に分離されるAmの処分に言及している。また、トリウムを含有する物質や原子力産業以外のプロセスから出てくるものもあるかも知れないが、これらは、ILWとしてNirexの処分場に処分されるべきものである。セラフィールドのウラン残滓廃棄物の流れ、すなわち1994年全国廃棄物量における2D58は、区分されておらず、約225m³あると推定されている。この廃棄物及び他のサイトの同じような廃棄物は、HLW/SFと共処分する必要がある可能性があるものに含める必要があるかも知れない。

5.10 MODは、MODの廃棄物でHLW/SFと一緒に処分しなければならない廃棄物は発生しないと述べている。

6 標準廃棄物量

6.1 研究戦略の現段階では、ここまで検討してきた廃棄物発生量の範囲で標準廃棄物量を決めておくことと便利である。標準廃棄物量を、表4に示す。これは、「基本ケース」（シナリオ1：現在の発生量プラス現在の計画量）と、代替の発電及び再処理政策（シナリオ2-4）で発生するかもしれない廃棄物、さらに第5章で示した他の廃棄物の代表的なものを追加したものである。

6.2 標準廃棄物量は、このプロジェクトの他のタスクで行われる、処分場開発プログラムを支援するために必要とされるR&Dを明らかにするのに十分にロバストである。

參考資料

DTI(1996). Annual Plutonium Figures for 1995/96. Department of Trade and Industry, 18 July 1996

EWI(1996). The 1994 United Kingdom Radioactive Waste Inventory. Report prepared by EWIU for UK Nirex Ltd and Department of the environment.

Nattress P C and Ward R D(1992). High Level Waste Transport and Disposal Cost Calculation for the United Kingdom. Waste management 1992: University of Arizona Conference on Radwaste Management, Tucson. Conference Proceedings page 771-777.

NEA(1997). Management of Separated Plutonium: the Technical Options. NEA/OECD Paris.

Rolls M C(1997). Assessment of UK Radioactive Waste Management Strategies using DARWIN#. W S Atkins Report for Department of the Environment, Transport and the Regions. DETR/RAS/97.001

RWMAC(1995). Review of Radioactive Waste Management Issues: The RWMAC's Forward Look.

Taylor R F, McPhillimy J and Pacey N R(1988). The Treatment and Packaging of Waste Actinides for Disposal. DOE/RW/88.089.

Wingender H J, Becker H J and Doran J(1994). Study on depleted uranium (tails) and on uranium residues from reprocessing with respect to quantities, characteristics, storage, possible disposal route and radiation exposure. EUR 15032 EN.

表1 5年間毎にまとめたAGR燃料の発生量の概要

年（5年間の 中間時点）	AGR1燃料の 重量（t）	全エネルギー （TWd）	AGR2燃料の 重量（t）	全エネルギー （TWd）
1980	330	5		
1985	480	7		
1990	840	12		
1995	550	8	800	24
2000			1300	39
2005			1300	39
2010			1500	45
2015			1500	45
合計	2200		6400	

AGR2の最初の3400 tUは再処理され、残りの3000 tUは、再処理されるか直接処分される。

燃料の重量は、10 tU単位、総エネルギーは、TWd単位である。

表2a 処分されるHLW/使用済み燃料の発生量：シナリオ1及び2

シナリオ	燃料	HLW (m ³)	HLW キャニスター	SF (tU)	SF (WVPキャニスター)
シナリオ1 PP1/RP1	マグノックス	900	6100		
	AGR1	150	1100		
	AGRⅡa	250	1500		
	AGRⅡb			3000	3900
	UK PWR			1050	2200
	海外	100	700		
	合計	1400	9400	4050	6100
	シナリオでの全キャニスター				15500
シナリオ2 PP2/RP1	マグノックス	900	6100		
	AGR1	150	1100		
	AGRⅡa	250	1500		
	AGRⅡb			3000	3900
	UK PWR			18700	39800
	海外	100	700		
	合計	1400	9400	21700	43700
	シナリオでの全キャニスター				53100

英国PWRの値は、12ヶ月サイクルと18ヶ月サイクルの計算の平均値をとったものである。
HLWの容積は、50 m³単位、燃料の重量は50 tU単位である。キャニスターの数は、100本単位である。

シナリオ1は、新規の原子力プラントを建設、現状以上の再処理はしない場合に対応している。シナリオ2は、原子力のベースロードを現状で維持するようにPWRを建設し、再処理は現状以上にはしない場合に相当する。

表2b 処分されるHLWの発生量:シナリオ3及び4

シナリオ	燃料	HLW (m ³)	HLW キャニスター
シナリオ1 PP1/RP1	マグノックス	900	6100
	AGR1	150	1100
	AGR II a	250	1500
	AGR II b	200	1300
	UK PWR	100	900
	海外	100	700
	合計	1700	11600
シナリオ2 PP2/RP1	マグノックス	900	6100
	AGR1	150	1100
	AGR II a	250	1500
	AGR II b	200	1300
	UK PWR	1300	15500
	海外	100	700
	合計	3900	26200

英国PWRの値は、12ヶ月サイクルと18ヶ月サイクルの計算の平均値をとったものでHLWの容積は、50 m³単位、燃料の重量は50 tU単位である。キャニスターの数は、100本単位である。

シナリオ3は、新規の原子力プラントの建設はなし、すべての燃料を再処理する場合に相当する。

シナリオ4は、原子力のベースロードを現状で維持するようにPWRを建設し、すべての燃料を再処理する場合に相当する。

表3 4つのシナリオについて様々な段階での熱出力(MW)の推定

	シナリオ1 PP1/RP1	シナリオ2 PP2/RP1	シナリオ3 PP1/RP2	シナリオ4 PP2/RP2
2030	8	15	7	13
2040	6	16	6	14
2050	5	18	5	15
2060	4	19	4	15
2070	4	20	3	16
2080	3	21	3	16
2090	3	21	2	16
2100	2	19	2	13

英国PWRについて、12ヶ月サイクルと18ヶ月サイクルの平均値を採用。

熱出力は、MW単位。

表4 標準廃棄物量

廃棄物	現状での確定量	追加される廃棄物
HLW	9400 WVPキャスタ-	
使用済み燃料	6100 WVPキャスタ-	37,600 WVPキャスタ-(シナリオ2) 5,500 WVPキャスタ-(シナリオ3) 20,100 WVPキャスタ-(シナリオ4)
ILW用深地層処分場が閉鎖された後に発生するILW		100,000 m ³ (コンディション済み)のセメント固化体、主として原子炉のデコミッショニングから
プルトニウム		150 t
ウラン		100,000 t
雑廃棄物		他のアクチノイド、ウラン残滓、現状で分類されされていない廃棄物が少量

シナリオ1を「基本ケース」(現在の発生量プラス現在の計画)とし、シナリオ2~4を代替の発電及び再処理政策とした場合の、現在計画されている廃棄物量及び今後発生する廃棄物量

第Ⅱ章 ドイツ

1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策

ドイツにおける放射性廃棄物管理は、連邦政府のエネルギー政策の一部を構成している。国内のエネルギー資源が非常に限られている国ではどこでも見られるように、経済的に合理的な限度内に費用を抑えながら、長期的なエネルギー供給を確保するにはエネルギー政策の策定が不可欠となっている。近年、温室効果ガス排出に対する世界的懸念への対応から、エネルギー関連分野からの二酸化炭素排出量削減に向けての努力が既存の政策に加わることになった。このような状況の中で、現行のエネルギー政策では、原子力を同国のエネルギー供給ミックスの重要な要素ととらえている。原子力発電を段階的に廃止すべきであるとの現連立政権の立場を考慮すると、このエネルギー政策は、変更されるかもしれない。

ドイツの法体系では、同国における原子力開発の当初から、原子力発電所の運転許可には、その運転の結果として発生する廃棄物に対する、特に高レベル放射性廃棄物（HLW）に対する管理能力の証明が連動されていた。過去においては、このような証明は、(i)ドイツ国内での再処理、(ii)海外の再処理業者との契約、(iii)使用済燃料やHLW ガラス固化体を中間貯蔵するための十分な貯蔵容量、そして、(iv)処分場の立地と設計とを目指したプロジェクトを実施することであった。従って、原子力発電反対派は、廃棄物管理プロジェクトの進捗を阻むことができれば、廃棄物管理能力の証明ができないこととなり、全ての運転中の原子力発電所を閉鎖に追い込めるものと考えて、戦略的に廃棄物管理に的を絞っていた。

ドイツの放射性廃棄物管理概念は、当初は、サイト内貯蔵、集中型施設での中間貯蔵、使用済燃料の再処理、輸送及び処分要件に対応したコンディショニング、そして、最終処分というフローを考えていた。1994年以降は、使用済燃料の直接処分も可能になっている。もっと最近になると、集中型貯蔵施設は脇に追いやられ、使用済燃料の原子炉サイトでの貯蔵に向かう動きが出てきている。LLW と ILW に関してみると、ドイツの概念では、廃棄物の処理とコンディショニング、サイト内貯蔵又は集中型施設での中間貯蔵、そして、最終処分というフローになっている。最終処分は連邦政府の責任となっているが、他の全ての段階は原子力産業側の責任となっている。

1960年代初めになされたドイツ連邦政府の意志決定に基づいて、全ての放射性廃棄物は

深地層処分場に処分することになっている。ドイツでは、高い人口密度、気候条件、そして、深地層処分に適切な地層があるという理由で、浅地層処分は実施されない。深地層処分への第一段階は1965年にはすでに具現化され、アッセ（Asse）岩塩鉱山に欧州最初の地下研究所が設置された。その後すぐに、放射性廃棄物処分施設の立地と建設に対する住民の大々的な反対運動が開始されることになった。

これら施設に対する住民のアクセプタンスを得るのに苦勞しているものの、ドイツにおける廃棄物管理及び処分施設の建設は進捗してきている。現時点において、全ての必要な施設は、既に利用できる状態になっているか、あるいは開発の進んだ段階にあるといえる。このシステムは、以下のような段階から構成されている。

- 原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールでの使用済燃料の短期的な中間貯蔵
- 役務契約を通じたフランスと英国での再処理
- 二重用途（輸送と処分）キャスクによる集中型施設でのガラス固化廃棄物と使用済燃料の長期的な中間貯蔵
- 直接処分に向けた処分用キャスクへの燃料棒稠密化と再パッケージ化による使用済燃料の前処理
- 処分用キャスクへの再パッケージ化によるガラス固化廃棄物のコンディショニング
- 全ての種類の放射性廃棄物の深地層処分

1.1 現状と政府の現状

ドイツの使用済燃料及び放射性廃棄物を対象とした元々の管理概念は、1979年9月28日に連邦政府と州政府の指導者の協議会により全会一致で採択された意志決定に基づいている。放射性廃棄物発生者との合意に基づくこの意志決定は、原子力発電所の運転者に対して、発生する使用済燃料はどこで貯蔵、そして/あるいは、処理される予定なのか、そして、どのようにして廃棄物が処分される予定なのかに関して、それらが発生する6年前にその保証を示すように求めている。またこの意志決定では、廃棄物発生者側が最終処分を除く全ての廃棄物管理段階に責任を負うことも宣言した。最終処分は、常に連邦政府の責任であるとみなされてきた。

当初のドイツにおける放射性廃棄物管理概念では、使用済燃料の再処理、集中型施設でのAFR中間貯蔵、全ての放射性廃棄物の深地層処分場での処分を想定していた。その後の

電力会社による意志決定では、国内での再処理から撤退し、外国の再処理業者による再処理を行うことになった。1994年の原子力法改正以後、使用済燃料の直接地層処分が完全に合法的な代替策となった。このドイツの概念は、使用済燃料と HLW ガラス固化体を対象とした中間貯蔵施設が 3 か所で運転中であること、最終処分に向けて使用済燃料、及び/あるいは、HLW を封入するパイロット前処理施設の運転開始準備が整っていること、処分場が 2 か所で開発中であることから、技術面からみると現状においてほぼ現実性を持ったものとなっている。

使用済燃料及び HLW に対する処分政策の基礎となっているのは、1983年に公表された「鉱山内放射性廃棄物処分の安全基準 (Safety Criteria for the Disposal of Radioactive Waste in Mine)」である。この文書には、処分目標を達成する上で検討すべき基本要件が示されている。基本要件には、処分の防護目標を達成する上で講じるべき手段が定量的に明記されており、処分場運転者側はこの目標が達成されていることを実証しなければならないとの基本原則を明確にしている。

この安全基準には、以下のような、ドイツが採用した処分へのアプローチ（基本概念）と採用されている各々の哲学とを特徴付ける最も重要な特徴が含まれている。

- (a) 放射性廃棄物の生物圏からの長期的かつ安全な隔離を確保するために、適切な深地層に放射性廃棄物を処分する。
- (b) この安全基準においては、深貯蔵処分だけが検討対象となっている。廃棄体の定置、埋戻し、シーリング及び処分場の最終的閉鎖の後において他に何も対策が必要とならないであろうことを想定している。
- (c) 安全基準は放射性廃棄物の処分に関し、これらの廃棄物の、保守の必要がなく、永久的でかつ安全な処分として定義されている。処分に関して、廃棄物再取出しの可能性は必要ないとされている。従って、ドイツの廃棄物処分概念では、当初は再取出しの可能性については考慮されなかった。
- (d) この再取出し可能性を放棄するとの意志決定は、処分場に定置された廃棄物に対する放射線防護や保証措置の面から有利であると考えられる。例えば、個別の処分場所の埋戻しとシーリングを行うことにより、処分場の運転段階における排気に含まれる放射性核種濃度が低減されることになり、従って、処分場職員の放射線被曝が低減されることになる。

この安全基準は、連邦環境・自然保護・原子力安全省（Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit : BMU）により現在改訂作業が行われているところである。BMU は、ドイツの原子力安全、放射線防護及び廃棄物管理を管轄する連邦政府機関である。この安全基準改訂作業が全体として狙っていることを要約すると、次のようになる。

- (a) ドイツの状況と比較して、放射性廃棄物の処分とその評価に関する安全基準の国際的な開発状況を調査すること。
- (b) 国際原子力機関（IAEA）（例えば、RADWASS 計画や使用済燃料管理の安全と放射性廃棄物管理の安全に関する共同協定）、経済協力開発機構/原子力機関（OECD/NEA）、そして、放射線防護国際委員会（ICRP）といった国際機関により実施されている個別の活動を考慮すること。
- (c) 既存の安全基準、特に、コンラッド（Konrad）又はゴルレーベン（Gorleben）の処分場許認可手続きに関連した安全基準に関連した知見を考慮するための提案を作成すること。

例えば、岩塩ドームの処分場に直接関係する重要な科学的知見が新たに明らかになっており、それらの中には腐食や微生物分解に伴うガスの発生、原子力臨界、保障措置、多重バリア処分概念、有害化学成分の管理といったことが含まれている。

より最近の動向も、原子力発電に関連した、そして間接的には放射性廃棄物に関連したドイツの政策が大きく変更されることを示唆している可能性がある。1998年9月27日に、ドイツにおいて連邦レベルの総選挙が行われた。その結果、社会民主党と90年連合/緑の党の連立政権が誕生した。この新たに誕生した連立政府の目標は、1998年10月30日に公表された連立合意の中に示されており、その第3章の「近代的なエネルギー政策（Modern Energy Policy）」には、本報告書の検討のほとんどに関連する内容が示されている。この新たなエネルギー政策における最も重要な特徴は、原子力利用からの撤退又は段階的廃止である。これは、原子力の発電への利用を不可逆的・段階的に廃止していくことを意図しているものである。これは、段階的な手順を踏んで実施されることになっている。その第一段階として、電力会社の代表との合意形成のための協議が行われているところである。今後の段階では、合意されたスケジュールに従った原子力の発電利用の廃止を含む意志決定の実施、そして、適切な放射性廃棄物管理と処分の概念が確立される予定となっている。

一旦合意が形成されると、次のステップは、公表された目標に対応するために法的な手続きをとることである。この計画の詳細は、1998年10月の連立合意の3.2節「原子力の廃止 (Abandoning Nuclear Energy)」に示されている。そこでは、以下のように述べている。

「原子力の平和的利用の廃止は、本議会会期中に制定される法律によって総合的かつ不可逆的に規定される予定である。これに関して、連立与党は、以下の段階的手順を採用することで合意するものである。

第一段階として、原子力法に対する以下の内容の最初の改正案を、100日間計画の一環として上程する。

- (a) (原子力法に規定されているような原子力利用の) 支持目的を削除
- (b) 安全チェック義務を導入し、このチェックを1年以内に提出することとする
- (c) 危険の疑いが判明した場合の証明義務に関連した規制の明確化
- (d) 廃棄物管理を直接処分限定
- (e) 1998年の改正原子力法の破棄 (欧州連合の法律履行を除き)
- (f) 資金確保方策の強化

第二段階において、新しい連立連邦政府は、新たなエネルギー政策、原子力利用の廃止に向けたステップ及び関連する放射性廃棄物管理問題に関して議論し、出来れば合意するための協議を電力会社と行う。新しい連邦政府としては、政権についてから1年間の暫定的な枠組を独自に策定するものとする。

この期限経過後の第三段階において、本連立与党は、法律を制定して、原子力利用の廃止を補償することなしに行えるようにし、これを達成するために、運転許認可の期限を制限する予定である。また、廃棄物管理に必要な方策も講じる予定である。

廃棄物管理に関して、本連立与党は、以下の点で合意するものである。

- (a) 本連立与党は、以前の放射性廃棄物管理概念には内容面で欠陥があり、さらには技術的根拠もないとの点で合意する。放射性廃棄物という遺産に対する国家廃棄物管理計画を策定する。
- (b) 全てのタイプの放射性廃棄物を処分するのに、単一の深地層処分場だけで十分で

ある。

- (c)2030年までに高レベル放射性廃棄物 (HLW) の処分を実施することは、全ての種類の放射性廃棄物処分に対する時間面での目標である。
- (d)ゴルレーベン岩塩ドームの適性については疑いがある。従って、その開発作業は中断し、様々な地層を対象としたサイト適性調査をさらに実施するものである。最終的なサイトは、その後これらのサイトを比較した結果を見て選定するものとする。
- (e)モルスレーベン (Morsleben) への放射性廃棄物の定置は中止するものとする。計画承認 (許認可) 手続きは、デコミッショニングに限定したままとする。
- (f)基本的に、原子力発電所の各運転者は、サイト内に中間貯蔵のための施設を建設する義務がある。原子力発電所サイトに許認可を得た中間貯蔵容量が存在しない場合、そして、原子力発電所運転者に中間貯蔵施設を確保する責任がない場合のみ、使用済燃料の輸送を行ってもよい。中間貯蔵施設は、処分目的で使用してはならない。」

この連立合意では、原子力の発電への利用を段階的に廃止することと放射性廃棄物管理とが密接に関連していることを認識している。現在、作業グループが設置されて、影響を受ける電力会社側から損害賠償請求を受けることなく、この目標を達成するための法的な枠組条件の検討を進めている。出来れば、電力会社との合意形成、特に、既存の原子力発電所における今後の運転期間や新たな国家廃棄物管理計画に関して合意形成ができることが期待されている。

この合意では、原子力利用を終結する明確なスケジュールに基づいて実施することが要求されている。BMU では、科学的に確かな根拠に基づく処分場サイト選定基準とそれぞれの手順を策定するための特別作業グループを既に設置している。この作業に必要な期間は、約3年間と見積もられている。1999年2月に、この作業グループ、すなわち、「処分場サイト選定手順 (Selection Procedure for Repository Sites)」作業グループは、その作業を開始した。この作業グループによる最初の提案は、2000年末に行われるものと見込まれている。この提案についての一般住民との詳細な討議が2001年から開始される予定になっており、2002年には完了出来る見込みである。現在も策定段階にあるこの基準と手順とは、ドイツの異なる地層の中から最も適切なサイトを見つけだすことを目指したものである。

新しいドイツ連邦政府は、最初、全てのタイプの放射性廃棄物を1カ所の地層処分場に処分し、そのような処分場を2030年までに運転開始することすることを想定していた。このような期限を守るためには、いくつかの解決すべき政策上の課題が残されている。性能評価の時間的枠組は、以下のような条件に基づいて選定することが必要である。

- (a) 処分場における全放射能の平均値、発熱量及び毒性は、10万年後でも自然界に存在するものよりも高い。
- (b) 使用済燃料には有毒物質の濃度が比較的高いので、直接放射線が特に重要である。100万年経過後でも、ガンマ線からの吸収線量率は、燃料集合体から1mの距離で 6×10^4 Gy/時と計算される。これは、ヴィズムート社の採掘及び精錬で発生した鉱滓に対して措置を講じる必要のあるレベルである 5×10^7 Gy/時を3桁も上回っている。
- (c) 現状で利用できる計算モデルや計算手法では、無期限の評価期間を対象にするのは無理である。いわゆる安全指標を設定したり利用することが、可能性のある対応策であるといえる。

OECD/NEAの報告書、すなわち、「深地層処分場の長期的安全性への信頼—その醸成と意志疎通 (Confidence in the Long-Term Safety of Deep Geological Repositories – Its Development and Communications)」は、国家廃棄物管理計画において現在議論されている多くの側面を取扱っている。意志決定に対する信頼を構成する3項目の基本要素のうち、ドイツは一つ（地層処分の適切さに対する信頼）しか満足しておらず、長期安全性や手順及び規制への信頼の醸成は未だに欠如している。「正しい決定をすることによって得られる便益の方が、正しくないことが明らかになった決定により受けるリスクや結末よりも重要である、ということに関連する組織内の意志決定者に対して十分に確信させる又は合理的に保証することが、論拠により示される必要がある」との要件は、現状のドイツには適用されてきていない。

再取出しの可能性や人間侵入も、対応及び解決されてきていない新たなトピックスである。多くの国内外の関係者は、モニタリングを継続し再取出しの可能性を維持することの戦略的な長所を現在再考しているところである。これは、処分場を閉鎖し、その後は制度的管理をしないとする計画とは対立するものである。現状の掘削技術では、ゴルレーベンの岩塩ドームに予定されているようなHLW処分場においては、高い発熱量のために、全

での廃棄物を再取出しすることは約 1000 年間は不可能である。その期間が経過した後、処分場内の温度は約 100°C の状態になると考えられ、廃棄体の再取出しが可能となる。人間侵入シナリオや処分場サイトの近くの地域に資源が存在する可能性も、処分場の安全性ケースを検討する際のシナリオとして検討されるトピックスである。

現在は、ドイツの放射性廃棄物管理と処分の概念に対しては見直し作業が行われているところであり、政治的な意志決定、新たな知見及び詳細な評価に基づいて見直しされる予定になっている。特に、既存の処分場サイト（特に、ゴルレーベン）の選定に関する評価根拠に対しては見直しがなされており、最終的なサイト選定のための科学的に確かな手順を含むサイト選定基準改訂版が策定される予定になっている。このような中で、再取出しの可能性、ガス生成、天然及び人工バリアの役割、人間侵入といった問題が検討される予定である。このような状況の中で、サイトや処分場全体の評価に対する規制面（非技術的要因）の役割や影響も明確化されることになろう。最後に、この規制面の役割においては、このような施設の運転中や閉鎖後における放射線被曝や放射線影響に関する評価の他に、廃棄体に含まれる非放射性的有害物質を将来の世代に対する長期的な危険性として見なすかどうかも明確にする必要がある。これに関しては、放射性核種は処分される廃棄物の中での重量割合は少ししかないことは理解されている。重量割合が大きい物質は、化学的に有害な非放射性的有機物質や無機物質である。

2000 年 6 月に、連邦政府と原子力業界との間で妥協がなされた。この合意では、運転されている 19 基全ての原子炉からの生涯発電量の上限を 2 兆 6230 億 kWh に設定された。これは、32 年間の平均寿命に相当するものである（業界側が求めていた 35 年間よりも短くなっている）。

鍵となる要素が二つあり、一つは既存の発電プラントを運転する電力会社の権利を尊重することを政府が誓約すること、もう一つはこの運転及び関連する廃棄物処分とがいかなる「政治的動機による妨害」からも保護されることを保証することであった。

この合意の他の要素としては、(i)いかなる「一方的な」経済的又は課税措置も導入しないことを政府が誓約、(ii)ドイツの原子力発電プラントが高い安全基準にあることを政府が認知し、これら基準を浸食しないことを保証、(iii)5 年間にわたる（2005 年 7 月 1 日以前の）フランスと英国とにおける再処理に向けた使用済燃料輸送の再開、(iv)2 カ所の処分場プロジェクト（コンラッドとゴルレーベンとにおける）の維持が含まれている。この合意の条項は、今後の新規原子力発電所の建設を禁止すること、使用済燃料をサイト内で貯蔵する

という原則を導入する新規法案の一部になる予定となっている。

2.0 放射性廃棄物管理の現状

ドイツにおける放射性残滓は、放射性物質の取扱い又は電離放射線の利用のために当局から許認可を得る必要、または、事前に当局に報告する必要のある活動に伴って生じている。ドイツの規制によれば、さらに利用することができない放射性残滓は、放射性廃棄物とみなし、秩序ある方法で取り除く必要があるとされている。放射性廃棄物とみなすべき物については、ドイツの放射線防護令（Strahlenschutzverordnung）において次のように定義されている。

「核分裂性物質や、電離放射線を自発的に放射し、原子力法第9条aの規定に適合するな物質は、秩序ある方法で取り除く必要がある。」

ここで明らかに除外されているのは、比放射能が低いために特別の処理、処分を必要としないような物質である。これらは、規制の対象外であるとみなされている。

ドイツの放射性廃棄物は、(i)全ての原子燃料サイクルに係る活動、(ii)研究開発活動、(iii)産業、研究及び医療分野での放射性同位体の利用、(iv)連邦軍の施設、(v)原子力施設のデコミッションングに伴って生じている。現行の規制によれば、廃棄物発生者は、その廃棄物を処分のために処分場運転者に引き渡すか、あるいは、中間貯蔵とその後の処分のために州の集積保管所（Landessammelstellen）に引き渡す必要があるとされている。処分のために廃棄物を引き渡す必要がある事業主体を、すなわち処分場運転者の側からみれば廃棄物発生源は、以下のグループに分割さる。

- 研究
- 原子燃料サイクル産業
- 原子力発電所
- 州の中間貯蔵施設（集積保管所）
- 再処理業者
- 付随的な廃棄物発生者

2.1 管理区分

タイプの異なる処分場に現状で予定されている割り当てによると、ドイツの廃棄物は、

発熱性廃棄物と非発熱性廃棄物とに分類されている。発熱性の廃棄物としては、以下のものがある。

- 使用済燃料集合体
- 使用済燃料の第一分離サイクルで発生する核分裂生成物濃縮物質（高放射性の硝酸抽残液）
- 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体
- 燃料棒ハル（ほとんどがジルコニウム）、セパレーター、燃料集合体エンドピース
- 再処理からの他の技術的廃棄物

非発熱性廃棄物としては、主なものとして以下の種類の廃棄物がある。

- 原子炉からの排出物の処理に伴い発生するフィルターやフィルターカートリッジ
- イオン交換樹脂（これも原子炉排出物の処理で発生する）
- 圧縮性及び可燃性の物質
- 非圧縮性固体（例えば、汚染した/放射化した固体、一部のスクラップ金属）
- 廃液処理に伴い発生する液体、濃縮物質及びスラリー
- 焼却可能又は液体廃棄物の処理により発生する焼却灰、粉末及び粒状物質
- 施設のデコミッショニングで発生するスクラップ、絶縁材、解体ラブル（がれき）、汚染固体

これらの廃棄物の中では、金属と有機物質が大多数を占め、主として若干汚染した雑多なスクラップとして発生するものである。金属は、主に余剰あるいは故障した装置類や部品である。有機物質は、主に廃棄された防護服、紙タオル及びポリシートなどである。デコミッショニングにより発生する建設廃材や雑多な金属の大部分はLLW又はILWである。全ての発熱性廃棄物は、使用済燃料やHLWガラス固化体と一緒に処分される予定となっており、それ以上の分類は行われていない。

非発熱性放射性廃棄物は、その物質の特性に従って、固体廃棄物（分類A1）、廃液（分類A2）、使用済密封線源（分類A3）、あるいは特殊廃棄物（分類A4）に分類されている。いわゆる放射線防護グループによる分類は、固体廃棄物の遮蔽のない表面における線量率、

あるいは、使用済密封線源の放射能に基づくものである。アルファ核種の放射能濃度は、全ての固体廃棄物において $4 \times 10^8 \text{ Bq/m}^3$ に制限されている。

表 2-1 ドイツにおける非発熱性廃棄物の分類

放射線防護 グループ	廃棄物形態		
	固体廃棄物	液体廃棄物	密封線源
	(分類 A1)	(分類 A2)	(分類 A3)
	線量率 mSv/h	放射能濃度 GBq/m ³	放射能 GBq
S1	≤ 2	≤ 4	≤ 0.2
S2	2 - 10	4 - 10	0.2 - 2
S3	10 - 100	40 - 400	2 - 20
S4	100 - 500	400 - 4,000	20 - 200
S5	500 - 1,000	4,000 - 40,000	200 - 10 ⁶
S6	> 1,000	> 40,000	> 10 ⁶

放射線防護グループ S1 と S2 の放射性廃棄物は LLW として、同グループ S3 から S5 までの放射性廃棄物は ILW とみなされる。使用済燃料の再処理により発生する発熱性の ILW (放射線防護グループ S6) は、処分に先だって安全管理が必要な場合には、時としてこの体系を使用して分類されることがある。極低レベル放射性廃棄物 (VLLW) と LLW との区別は存在していない。

ドイツにおける分類体系と日本のものとを比較してみると、ドイツがアルファ線及びベータ/ガンマ線の放射能に基づいて ILW と LLW とに分類しているのに対して、日本の場合にはそのような分類がなされていない点を除けば、全体として一致している。HLW に関しては、一対一で対応している。ILW と LLW に関しては、以下に示すような関係を導き出すことができる。

●日本：原子力発電所からの廃棄物 (運転に伴う廃棄物)

ドイツ：主に ILW で、アルファ線及びベータ/ガンマ線が低いものは LLW (量的には少ない)

●日本：原子力発電所 (デコミッショニング廃棄物)

ドイツ：主に LLW で、アルファ線及びベータ/ガンマ線が高いものは ILW (量的には少ない)

●日本：TRU 核種を含む放射性廃棄物

ドイツ：主に ILW で、アルファ線及びベータ/ガンマ線が低いものは LLW（量的には少ない）

●日本：ウラン廃棄物

ドイツ：アルファ線及びベータ/ガンマ線放射能から完全に LLW と ILW とに区別

●日本：研究所廃棄物

ドイツ：主に LLW で、アルファ線及びベータ/ガンマ線の高いものは ILW（量的には少ない）

2.2 廃棄物の発生量

ドイツの廃棄物は、HLW（直接処分を意図した使用済燃料を含む）、ILW 及び LLW の量として報告されている。LLW と極低レベル放射性廃棄物（VLLW）との間の区別は存在しない。これらの廃棄物は、さらに 2 種類の物理的状态、すなわち、(i)コンディショニングした状態と(ii)貯蔵時における容量とに分類されている。例えば、長期貯蔵や処分に適した形態にするために、廃棄物はセメント固化（ILW 及び LLW）又はガラス固化（HLW）によりコンディショニングされる。「貯蔵時」とは、貯蔵施設において実際に占有する廃棄物の容量を意味しており、その一部は廃棄物量調査時までコンディショニングされたものである。

ドイツでは現状のインベントリーに関する情報を定期的に取り纏める正式なメカニズムは存在しないが、放射線防護局（BfS, Bundesamt für Strahlenschutz）は、コンディショニング前及びコンディショニング済廃棄物の量についての調査を毎年行っている。同機関は、今後 2080 年までに発生する見込みの廃棄物量に関する予測も行っている。このデータに関して入手できる直近の報告は、1997 年 12 月 31 日現在のものである。LLW と ILW とは同じ処分場に処分されることから、これらの報告において、ILW と LLW との量は一緒のグループになっている。

2.2.1 現在貯蔵されている廃棄物

全ての発生源から発生する HLW、ILW 及び LLW で、1997 年 12 月 31 日現在、ドイツで貯蔵又は処分されている廃棄物の総量は、92,400m³となっている。これら廃棄物のほとんどは、デコミッショニングに伴い発生したものではなく、運転により発生したものであ

る。この総量の中に含まれるものは以下の通りである。

- HLW と使用済燃料—1997年12月31日において、1,900m³のHLWが貯蔵されている。この中には、コンディショニング（ガラス固化）された1,400m³の廃棄物とガラス固化を待っている500m³の廃棄物とが含まれている。さらに、6,700 MTHMの使用済燃料が貯蔵されており、その一部は契約に基づいてフランス及び英国で再処理される予定になっている。
- ILW と LLW—1997年12月31日現在、90,500m³のILW/LLWが貯蔵されるか、あるいはモルスレーベン（Morseleben）で処分されている。約62,000m³はコンディショニング済であり、28,500m³はまだコンディショニングされていない。モルスレーベンに処分されたILWとLLWの総量は、1998年9月28日現在において、36,820m³で、7,094m³は密封線源であった。

ドイツの廃棄物発生者間の相対的比較が、1995年に発生した廃棄物のデータを使用して示されている（表2-2）。原子力発電所で発生した運転に伴う廃棄物のタイプによる相対比較は、図2-1に示す。

表 2-2 1995年における廃棄物発生者グループ別の廃棄物発生量

廃棄物発生者グループ	1995年の非発熱性 廃棄物発生量(m ³)	1995年の発熱性 廃棄物発生量(m ³)
研究施設	857	7
産業	22	155
原子力発電所	2,125	218
州の集積保管所	192	4
付随的発生者	18	-
再処理施設	162	-79 ^a
合計	3,376	305

注 a) この再処理施設における負の数値は、この廃棄物が発生し貯蔵されているカールスルーエ（Karlsruhe）原子力研究センターにおいて廃棄体に対する新たな分類が導入されたことと放射性核種量の崩壊とにより発生したものである。

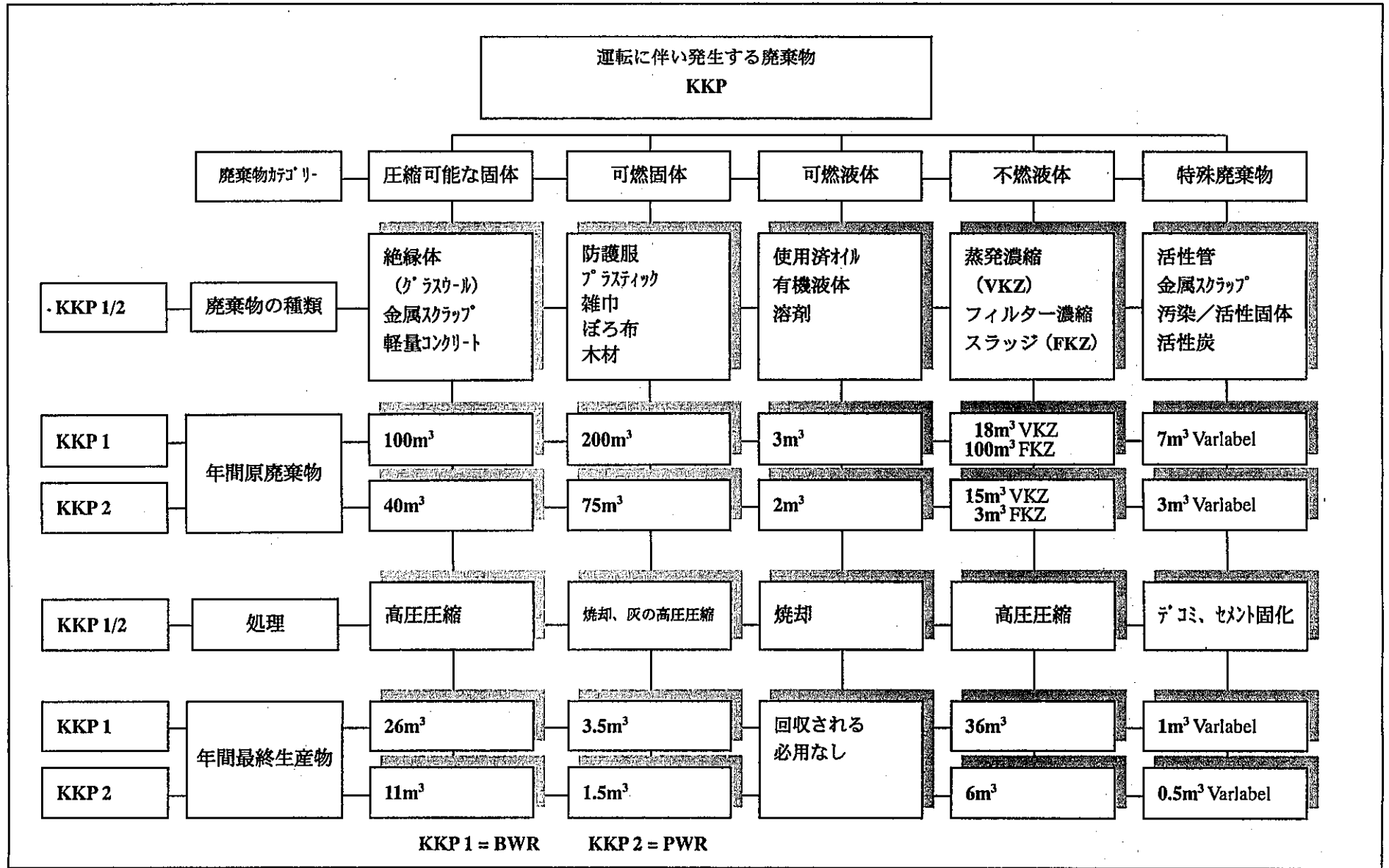


図 2-1 KKP1 号及び 2 号炉で発生した年間運転 ILW 及び LLW の比較

2.2.2 今後発生する廃棄物発生量予測

ドイツにおいては、原子力発電業界の将来の運転、原子力発電所のデコミッショニング及び関連サイト内での貯蔵、そして/あるいは処理施設、さらには、広範な医療、産業及び研究分野での放射性物質の使用継続により、少なくとも 2080 年までは放射性廃棄物が発生し続けることになる。正確な予測は設定される仮定に大きく左右されることになるが、BfS では 1998 年から 2080 年までの廃棄物発生量を以下のように見積もっている。

- HLW と使用済燃料 - Pollux 型キャスクに収納される HLW と使用済燃料は、48,000 m³ と見積もられている。2005 年以降はドイツの使用済燃料を再処理しないとの決定により、HLW の量は実質的に増加していないが、使用済燃料の量は以前の予測よりも増加している。
- ILW と LLW - 発生する ILW と LLW とは、2020 年まで、すなわち、まだ運転されている発電所の数が減少を始める時期まで、運転に伴う廃棄物が年間約 50m³ ずつ増加し続けると予測されている。原子力施設のデコミッショニングにより発生する ILW と LLW とは、発生予測量の大多数を占めている。2020 年以降は、ILW と LLW のほとんどはデコミッショニングに伴うものとなろう。2080 年において、発生した ILW/LLW のコンディショニング済の量は、約 395,000m³ であると予測されている。

設定された仮定が最近改訂されたことにより、以前の見積りに比較して廃棄物発生量が下方修正される結果になった。その理由で最もはっきりしているのは、ドイツの原子力発電プラントで想定されている運転寿命の変更と廃棄物容量を低減するコンディショニング技術の利用拡大である。原子力発電を段階的に廃止していく最近の合意が実施されるに伴い、そして、施設のデコミッショニング中に発生する廃棄物量に関するより正確な見積りがなされるに伴い、発生する廃棄物の長期的な予測量はさらに低減するものと見込まれる。

2.3 廃棄物発生場所

ドイツでは、19ヶ所、総発電設備容量 22 GW の原子力発電所が現在運転されている。その内の 13 基が PWR であり、6 基が BWR である。また、16 基の原子力発電炉が運転を停止し、デコミッショニングの様々なステージにある。現状、数ヶ所の原子力研究機関における基礎及び応用研究の実施、ウラン濃縮と燃料集合体成型加工施設の運転、原子力施

設のデコミッショニングや解体が行われている。また、多くの小規模な廃棄物発生者が存在している。例えば、大学、民間会社、病院、医療センター、ドイツ連邦軍、製薬及び生物医薬会社などである。

ドイツの原子力業界は、以下のグループに分類することができる。

- 原子力発電所を運転している電力会社
- 燃料サイクル業界（濃縮施設、燃料集合体成型加工、廃棄物処理業者）
- 原子力研究センター（研究炉）
- 医療での放射性化学物質の利用（病院）
- 中間貯蔵施設運転者（いわゆる、州の集積保管所）
- 最終処分サイト運転者（コンラッド鉄鉱石鉱山、モルスレーベン岩塩ドーム、ゴルレーベン[Gorleben]岩塩ドーム）

図 2-2 には、19 基の運転中の原子力発電所、建設されたものの現在まで運転されたことのない 1 基の原子炉（ミュールハイム・ケールリッヒ[Muhlheim-Karllick]）、及び永久的に閉鎖されたほとんどの原子炉の所在場所が示してある。表 2-3 には、2000 年 2 月現在においてサイト内中間貯蔵施設が建設申請されているか、あるいは、既に設置されている原子力発電サイトの一覧が示してある。

ドイツにおいて現在運転されている原子燃料サイクル施設は、グロナウ（Gronau）のウラン濃縮プラントとリンゲン（Lingen）の燃料集合体成型加工施設である。グロナウのウラン濃縮プラントは、ガス遠心分離法を採用しており、1985 年 8 月に運転を開始し、それ以来運転を継続してきている。このグロナウのプラントを運転しているのは、ウレンコ・ドイツ社（Urenco Deutschland）である。同社は、ウレンコ社グループが運営しているユーリッヒ（Jülich）研究センターの施設で使用している高速遠心分離装置の開発企業でもある。グロナウのプラントの許可容量は、年間 1,800 トンウラン分離作業（UTA）であり、その許可容量を年間 4,000 UTA に引き上げるための申請がなされている。

リンゲン燃料集合体成型加工工場では、加圧水型及び沸騰水型原子炉用に U-235 の最大濃縮度 5 重量%のウラン酸化物燃料集合体を製造している。工場は、アドバンスト・ニュークリア・フュエル GmBh（ANF）が運転している。工場の年間最大生産能力は 650 トンウランである。1979 年に運転を開始してから 1999 年 12 月までにリンゲン燃料集合体成型

加工工場では、加圧水型炉及び沸騰水型炉用に 15,209 体の燃料集合体、260 万本以上の燃料棒を製造している。

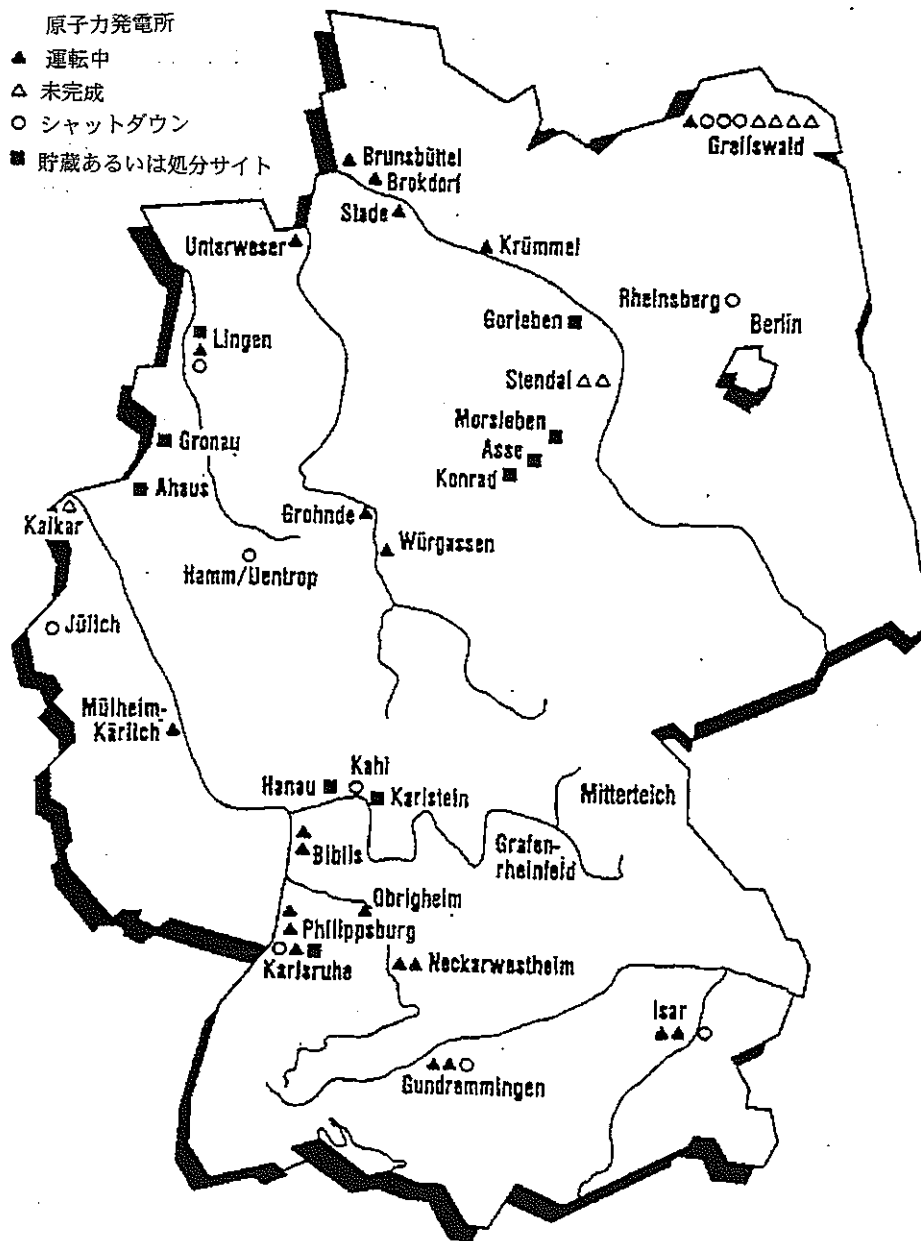


図 2-2 ドイツにおける原子力施設の位置図

表 2-3 使用済燃料のサイト内中間貯蔵に関してドイツの規制当局に提出されている申請書

(2000年2月現在)

原子力発電サイト	施設のタイプ	申請貯蔵容量 (Mg HM)	申請貯蔵放射能 (Bq)	貯蔵キャスク数
ビュリス NPP	貯蔵建屋	2,000	1×10^{20}	152
ブロッドルフ NPP	貯蔵建屋	1,200	1×10^{20}	100
ブルンズビュッテル NPP	貯蔵建屋	1,500	1×10^{20}	150
エムスラント NPP	貯蔵建屋	1,500	1×10^{20}	150
グラーフェインラインフェルト NPP	貯蔵建屋	1,050	1×10^{19}	88
グロント NPP	貯蔵建屋	1,200	1×10^{20}	100
グントレミンゲン NPP	貯蔵建屋	2,500	3×10^{20}	216
イーザル NPP	貯蔵建屋	1,800	2×10^{20}	152
クリュンメル NPP	貯蔵建屋	1,500	2×10^{20}	150
ネッカーヴェストハイム NPP	トンネル	1,600	1×10^{20}	169
ネッカーヴェストハイム NPP	貯蔵場所	250	1.5×10^{19}	24
フリリッパスブルグ NPP	貯蔵建屋	1,800	2×10^{20}	152
フリリッパスブルグ NPP	貯蔵場所	不明	不明	24
シュターデ NPP	貯蔵建屋	300	4×10^{19}	80
ウンターベーザ - NPP	貯蔵建屋	1,000	8×10^{19}	80

歴史上のものとなった原子燃料サイクル関連施設としては、ヴィスマートのウラン鉱山、エルヴィラー (Ellweiler) の実験ウラン鉱石処理施設、カールスルーエ再処理プラント (WAK)、ハナウ (Hanau) のウラン及び混合酸化物燃料成型加工施設、カールスルーエのウラン処理施設がある。ウランの探査と採掘は、1946年に旧ソ連邦所有の会社である SAG ヴィスマート社により開始された。1950年代と1960年代において、ウランの生産は旧ドイツ民主主義共和国 (GDR、旧東独) の他の地域に拡大していった。多くの鉱山 (地下及び露天掘り鉱山)、精錬及び他の施設が運転を開始した。その結果として、多数の鉱滓集積所や相当量の鉱滓貯蔵池が発生することになった。1960年代までに、その当時の規制に基づき、SAG ヴィスマート社は鉱山の安全性に関する規制と基準にのみ従って多くのサイトと施設とをデコミッションングすることとし、その中で放射線防護は重要とみなされないか、あるいは、全く考慮されなかった。

1990年のドイツ再統一の後、ウランの生産は経済性や他の理由から中止となった。この SAG ヴィスマート社は、連邦政府が100%所有する会社ヴィスマート社となり、ウラン生産のために SAG ヴィスマート社が使用した鉱山、精錬及び他の施設のデコミッションング及び必要である場合に以前にデコミッションングされたサイトの環境修復をする役目が

与えられた。このヴィスムート社は、多くの地下鉱山や廃鉱石集積所、2ヶ所の広い鉱滓区域、1ヶ所の露天掘り鉱山、数ヶ所の積込みサイトや輸送区域といった総敷地面積 34km² に対して明確な責任を負っている。

現状では、環境修復を必要とするウラン鉱山や精錬鉱滓の量、あるいは、環境修復プロセスにおいて発生する可能性のある LLW の量に関する見積りは存在していない。

もう1つの燃料サイクル施設は、エルヴィラーウランプラント (UAE) であり、ウラン鉱石の処理とリサイクルのための政府所有の実験プラントとして 1959 年に建設された。このウラン施設の目的は、二ウラン酸アンモニウムの形態のウラン精鉱 (イエローケーキ) を生産することであった。この生産残滓は、ゴミとして施設周辺に貯蔵された。

監督当局が、覆土が不十分な鉱滓集積場から漏洩した放射性不活性ガスのラドンにより放射線レベルが限度値を超えていることを検知した後、イダール・オベルスタイン (Idar Oberstein) の州施設検査局は、1989 年 5 月に生産プロセスからの残滓をそれ以上鉱滓集積場に廃棄するのを禁止した。その後、運転者は同生産施設を処分することなく同プラントはそのまま閉鎖された。

この UAE のやや予期せぬ閉鎖のために、一次廃棄物質ばかりでなく運転に使用された化学物質も、プラント内にそのまま残されることになった。長寿命のアルファ核種を含有していることから、モルスレーベン放射性廃棄物処分場 (ERAM) における最終貯蔵が不可能になった。従って、コンラッドの処分場に適用される貯蔵要件を満足させるための前処理が行われてきている。当初は、一次廃棄物だけがコンラッドの要件を満足するようにコンディショニングされる予定であった。

コンディショニングされる廃棄物は、生産廃棄物 (UAE の運転に伴う残滓) とウラン抽出のためのプロセス添加剤とに分けることができる。これら廃棄物の量を、表 2-4 に一覧として示す。

表 2-4 エルヴィラーウランプラント(UAE)に残っている生産残滓

廃棄物タイプ	形態	コンテナタイプ	パッケージ数	重量(Mg)	全放射能 (Bq/kg 乾燥)
U/Th 精鉱前	スラッジ	120 リットルドラム缶	73	9.2	1.3 E+07
U/Th 精鉱前	乾燥	180 リットルカートリッジドラム缶	10	1.3	1.3 E+07
U/Ni スラッジ	スラッジ		17	2.5	3.4 E+06
イオン交換	ビーズ樹脂 (水分含有)	120 リットルドラム缶	68	6.5	1.3 E+06

カールスルーエ再処理プラントのデコミッショニングやシーメンス社のハナウ・ヴォルフガング (Hanau-Wolfgang) 及びカールスタイン (Karlsruhe) におけるウラン及び混合酸化物 (MOX) 燃料成型加工施設のデコミッショニングと解体とは、ドイツにおける原子燃料サイクルにおけるもう一つ重要な部分の喪失を意味するものである。さらに、1967年以降に燃料集合体や材料の照射後試験で非常に広範に利用されてきていたカールスタインにあるホットセルの解体が、これに加わることになっている。これらホットセルは、1989年に閉鎖された。

これら施設を寿命到来前に閉鎖するという決定は、1990年代半ば以前に行われた。閉鎖に至った主たる要因の中には、当時のドイツ、特にヘッセン州において支配的であった政治的状況が含まれている。また、その閉鎖には経済的な要因も少ないながら一部貢献した。

カールスタイン燃料成型加工プラントにおけるウラン及びガドリニウム含有燃料集合体の生産は、1994-1995年に中止となった。1966年に運転を開始してからその時点までに、同プラントは約3,000トンの UO_2 を処理して87万本の燃料棒を製造していた。前ハナウ燃料成型加工プラントのウラン処理施設では、約13,000MTの UO_2 と500万本の燃料棒とが、1969年から1995年にかけて成型加工された。隣接するMOX燃料処理施設(前ALKEM社)は、旧カールスルーエ原子力センターで1965年に運転を開始し、1970年からはハナウのサイトで運転を開始して以来、8.5MTのプルトニウムを処理して26,000本の燃料棒を製造した。

再処理プラントに加えて、5基の研究炉 (FR2、MZFR、KNK、HDR、KKN) と数ヶ所の原子力研究所が、カールスルーエ研究センター内の敷地において程度の差はあるがデコミッショニングされるか又は解体されてきており、同センターの職員が同作業に関与してきた。上記プラントからの全ての放射性廃棄物は、同センター除染部門 (Hauptabteilung Dekontaminations-betrieb: HDB) に搬送されたか、あるいは、搬送作業が行われているところである。この施設で、除染されて再利用のために放出されるか、あるいは、処分場での貯蔵に適した廃棄体にコンディショニングされることになる。

カールスルーエ研究センターに立地していない研究炉2基の内の1基は、ニーダアイヒバッハ原子力発電プラント (KKN) である。この圧力チューブ型原子炉は、1972年から1974年にかけて運転された。1975年から1981年にかけての同プラントを安全に閉鎖した後、原子炉施設全体が解体され、汚染レベルは「緑地」レベルとなった。この作業は1995年に完了した。カールスルーエ研究センターの敷地に立地していない第二の原子炉は、カ

ールスタイン過熱蒸気炉（HDR）であった。この原子炉は、沸騰水型炉に分類されるもので、内部蒸気を過熱するものであった。1976年から1992年まで、この原子炉は原子炉安全実験のために使用された。その後、同原子炉は解体され、その敷地は「緑地」レベルにまで除染された。この解体作業は1998年に完了した。

研究炉FR2は重水炉であり、1961年から1981年にかけて運転された。閉鎖後、付属建屋の大々的な解体が行われた後に同原子炉は安全に閉鎖された。この解体作業と同原子炉の安全閉鎖とは、1996年末に完了した。しかし、いずれ原子炉建屋の解体を行う計画もまだあり、それが実施されれば、廃棄物や残留物がさらに発生することになる。

多目的研究炉（MZFR）、すなわち、重水減速加圧水型炉の解体は、1993年に運転停止と特定のプラントコンポーネントの解体によって開始された。現状では、同原子炉の圧力容器とその炉内構造物とが解体されているところである。建屋の除染と解体を含む同プロジェクトの全体は、2004年に完了する予定になっている。

小型ナトリウム冷却原子炉（KNK）のデコミッショニングも、1993年に開始された。デコミッショニング以前は、同原子炉はナトリウム冷却原子炉開発計画と運転のための実験施設として使用されてきていた。このデコミッショニングプロジェクトにおいて、炉心コンポーネントと燃料集合体とが最初に撤去された。現状では、一次系の解体が行われているところである。この作業は2001年半ばまでに完了する予定になっている。このKNKの「緑地」レベルへの解体は、2003年に完了する予定になっている。

カールスルーエ再処理プラント（WAK）自体は、1990年に寿命が来るのを待たずに永久閉鎖された。現状の計画によれば、WAK建屋の解体は2005年に完了する予定になっている。WAKの解体と並行して、カールスルーエガラス固化プラント（VEK）が、WAKに依然貯蔵されている高放射性廃棄物濃縮物（HAWC）をガラス固化するために導入される予定となっている。結果として発生するガラス固化キャニスターは、HDBには貯蔵されない予定となっている。VEKのホット運転開始は、2003年に実施される計画である。全てのHAWCのガラス固化が終了した段階で、このVEKは直ちに解体される予定となっている。その解体は2009年までに完了することになっている。

これらの施設において1999年までに発生した廃棄物量を表2-5に示し、これらの施設から発生する全廃棄物の予想量を表2-6に示す。

表 2-5 カールスルーエ研究センターの様々な施設で発生した廃棄物の量

(1999年12月31日現在)

発生施設	非発熱性廃棄物量(m ³)	発熱性廃棄物量(m ³)
ニータ-アイハッハ原子力発電所(KKN)	1,453	< 0.1
研究炉 FR2	803	3.8
カルスタイン過熱蒸気炉(HDR)	323	< 0.1
多目的研究炉(MZFR)	1,695	0.3
小型トリウム冷却原子炉(KNK)	519	26.2
中央除染部(HDB)	15,556	7.1
FZK 研究所	9,173	44.4
カールスルーエ再処理プラント(WAK)	11,340	55.8
その他	2,635	29.6
合計	43,496	167.2

表 2-6 カールスルーエの核燃料サイクル施設のデコミッションングにより発生する

非発熱性及び発熱性廃棄物量の予測値

発生施設	非発熱性廃棄物量(m ³)	発熱性廃棄物量(m ³)
ニータ-アイハッハ原子力発電所(KKN)	—	—
研究炉 FR2	900	—
カルスタイン過熱蒸気炉(HDR)	—	—
多目的研究炉(MZFR)	3,421	13.5
小型トリウム冷却原子炉(KNK)	2,174	8.1
中央除染部(HDB)	6,258	0.8
FZK 研究所	1,886	—
カールスルーエ再処理プラント(WAK)	6,852	—
その他	3,580	2.7
合計	25,071	25.1

研究炉用燃料としては、他にトリウム高温炉 (THTR) (例えば、ハムフェントロップ [Hamm-Ventrop] の THTR-300、ユーリッヒ研究センターの AVR 炉)、ガス冷却黒鉛減速炉 (GCR)、及び、液体金属冷却高速増殖炉 (LMFBR) のものがある。また、数基の商業炉でも、混合 (プルトニウム-ウラン) 酸化物軽水炉 (MOX-LWR) 用燃料を使用する許認可を得ている。

現在、出力 1 kW 以上の研究炉が 8 基、ドイツ連邦共和国国内で運転されている。これらは、3 基が TRIGA 型原子炉 (出力 100kW から 250kW)、4 基が水泳プール型炉 (出力 1 MW から 10 MW)、1 基が DIDO 型炉 (出力 2.3 MW) となっている。ドイツの研究炉は (i)、固体物理分野における基礎研究のための中性子散乱研究、(ii) 中性子計測、(iii) 医療や生物学のための同位体製造や中性子放射化分析、(iv) 物質への放射線の影響及び、(v) 原子燃料挙動の研究のために利用されている。

2.4 廃棄物の処理/処分フロー

ドイツの廃棄物発生者は、発生から処分施設での引き渡しに至るまでの廃棄物のフローを管理する広範なアプローチを開発することにより、最終処分までの放射性廃棄物管理の責任を果たしてきた。これには、廃棄物処理、コンディショニング及びパッケージ化、貯蔵、輸送の技術開発も含まれている。

ドイツでは、廃棄物管理の実際が以下に示す三つの出来事によって時間的に大きく変化している。その第一は、モルスレーベン処分施設の廃棄物受入中止の決定である。同処分施設が廃棄物を受入れていた期間は、LLW 管理の主たるアプローチは、モルスレーベンが受入可能な形態に廃棄物をコンディショニングし、その後に同施設に LLW を搬送することであった。その受入中止決定以来、廃棄物を最大限にする減容するコンディショニング技術及び廃棄物発生サイト又はコンディショニングサイトでの LLW の貯蔵とに、より大きな重点が置かれてきている。

他の二つの大きな変化は、HLW と使用済燃料に影響を及ぼすものである。これらの廃棄物に係わる最初の変化は、使用済燃料の直接処分を可能にした 1994 年の政府による決定である。それ以前は、廃棄物管理フローには再処理が含まれていた。それ以降は、経済的理由からほとんどの使用済燃料の再処理は計画から外された。第二の出来事は、使用済燃料の貯蔵は、集中型貯蔵施設でなく発生サイトですべきであるという最近の政府の政策である。これにより、既存の集中型貯蔵施設の一つへ搬出される使用済燃料の量が大幅に低減

し、ほとんど全ての運転中の原子力発電所における「原子炉サイトでの」乾式貯蔵に関する計画が開始されることになった。

2.4.1 使用済燃料と HLW の処分フロー

使用済燃料をコンディショニングし、その後、深地層処分場で定置するために施設へ輸送する前に、使用済燃料に必要とされる唯一の管理活動は長期的な貯蔵である。これは、基本的に、2.3 節において述べた「原子炉サイトでの」乾式貯蔵施設の一つである。しかし、ドイツには集中型貯蔵施設が3ヶ所、すなわちアーハウス (Ahaus) 中間燃料貯蔵所 (BZA)、ゴルレーベン中間貯蔵施設、そして、最近許認可されたグリーフスヴァルト (Greifswald) の中間貯蔵施設「ノルド (Nord)」が存在している。また、ユーリッヒには、閉鎖されていない AVR 研究炉からの使用済燃料を中間貯蔵するために建設された貯蔵施設も存在している。この施設は、158 体のキャスクを貯蔵する許認可を受けており、その内 106 体が現在貯蔵されている。また、2,400 体の低濃縮ウランペブルベッド原子炉用燃料集合体を取扱う計画がある。

アーハウス中間燃料貯蔵所 (BZA) は、燃料集合体をさらに処理するまで、あるいは、最終処分場に処分するまで、その燃料集合体の受入と貯蔵をするための燃料貯蔵所として 1992 年 6 月に運転を開始した。許認可を受けた設計貯蔵容量は、LWR 用燃料集合体貯蔵キャスクで最大 420 体となっている。1992 年に、この許認可は拡張され、320 体の Castor 型 THTR/AVR キャスクも貯蔵できるようになった。1995 年に、305 体の燃料の入った Castor 型 THTR/AVR キャスクが定置された。これにより、50 体分の LWR 用燃料集合体キャスク貯蔵のスペースが占有されることになり、現時点で利用できる貯蔵容量は、PWR 用燃料集合体キャスク 370 体分となっている。1997 年に、ドイツの研究炉からばかりでなく、原子力発電所からより多くの燃料集合体を収納しているキャスクの貯蔵も可能にする新たな許認可が発給された。この結果、以前認可されていた 1,500 MTHM に比較して、現在では輸送用キャスクとしてほぼ 4,000 MTHM を中間貯蔵することが可能となっている。

さらに、主としてドイツの燃料集合体を海外で再処理するのに伴って発生する低・中レベル放射性物質を中間貯蔵するために、同じ敷地内に中間貯蔵施設をさらに建設し運転する計画もある。

ゴルレーベン中間貯蔵施設は、二つの部分、すなわち、輸送用キャスク貯蔵施設 (TBLG) と放射性廃棄物貯蔵施設 (ALG) とから構成されている。TBLG は、照射済燃料集合体

と再処理からの核分裂生成物溶液のガラス固化体(HLW ガラス固化体を収納しているキャニスター)を中間貯蔵するために使用されている。全体として、TBLG は約 5,200m²の利用可能面積を持っており、420 体以上の貯蔵場所が確保されている。その認可貯蔵容量は、3,800 MTHM となっている。この貯蔵施設には、照射後のコンディショニング済及び未コンディショニング燃料集合体の形態の原子燃料、照射済原子燃料の再処理からの HLW ガラス固化体、廃棄物 100kg 当たり 3g 未満の原子燃料を含有する放射性廃棄物ばかりでなく、輸送用及び貯蔵用キャスクに収納された他の放射性物質も貯蔵する許認可が発給されている。

ALG は、非発熱性コンディショニング済の放射性廃棄物を対象に、15,000m³の貯蔵容量を有している。この廃棄物は、鋼製、鋳鉄性又はコンクリート製の容器など様々なパッケージに封入されている。これら廃棄物は貯蔵場所において縦に重ねて積み上げられることになり、その貯蔵場所は 6 つの貯蔵室に分かれている。最近までは、ALG に貯蔵される廃棄物の大部分は、モスレーベンの放射性廃棄物最終処分場に搬出されることになっていた。

旧東独 (GDR) のグライスバルトとラインスベルグの原子力発電所をデコミッショニングし解体する決定が 1990 年になされた後、ドイツの廃棄物管理概念においては、中間貯蔵施設「ノルド」(ZLN)を使用することが必要になった。この ZLN は、グライスバルト原子力発電所に隣接して立地している。その施設は 7 棟の貯蔵建屋から構成されており、放射性廃棄物の総貯蔵容量は 200,000m³となっている。これらの貯蔵建屋のそれぞれにおいて、燃料集合体キャスクを 120 体まで貯蔵する場所が確保されている。また、5 つのサービス及び廃棄物処理ケーソン (負圧チャンバー) も利用することができる。この ZLN は、隣接する原子炉からの原子燃料を貯蔵すると、デコミッショニングと解体プロセスに伴って発生する放射性物質を中間的に貯蔵 (冷却貯蔵) するために利用されている。使用済燃料を対象とした貯蔵施設 (全体で 585 MTHM、放射能 7.5×10^{18} Bq で設計された) には、1999 年 11 月に運転許可が発給された。非発熱性廃棄物を対象とした貯蔵施設は、1996 年に運転を開始した。

カールスルーエ再処理プラント (WAK) における少量の再処理運転を除き、ドイツの全ての使用済燃料再処理は外国で行われている (英国 BNFL のセラフィールド再処理施設とフランスコジェマ社のラアーグ再処理施設)。ドイツに返還される再処理残滓としては以下のものがある。

- 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体（ガラス）
- ハルとエンドキャップセメント固化体
- アスファルト固化体
- 低レベル放射性技術廃棄物セメント固化体（アルファ核種含有）
- 低レベル放射性技術廃棄物セメント固化体（アルファ核種含まず）

コジェマ社と BNFL からの HLW ガラス固化体の受入は、1996 年に始まった。

カールスルーエ再処理施設デコミッションングの一環として、再処理運転により発生し、現在同施設の貯蔵タンクに貯蔵されている高レベル放射性濃縮廃液の処分は、特殊な管理作業となっている。全体として、約 70m³ の濃縮物を、同施設が解体される前に最終処分に適した形態に転換する必要がある。当初予定されたモル（Moll）（ベルギー）でガラス固化する方法に代わって、カールスルーエ・ガラス固化施設が提案されている。この施設を使用して、全てのガラス固化を WAK のサイトで行う予定となっている。処理される予定の物質は、以下のものである。

- 燃料受入場所での放射化生成物
- 貯蔵プール内の水浄化プラントからの放射性樹脂ファイン
- 切断－抽出ヘッドエンドセルでの放射化生成物、核分裂生成物及びアクチニド
- 化学プロセスの高放射能部分で出てくる Cs-137 とアクチニド核種が大部分を占める核分裂生成物
- プルトニウム精製部分でのプルトニウムと Am-241

使用済燃料のコンディショニングに関しては、ドイツで直接最終処分に好ましい概念とされているのは、照射済燃料集合体を解体し、燃料棒を密閉パッケージユニットとしてのステンレス鋼製キャニスターに収納し、それを遮蔽 Pollux 型最終処分用キャスクに挿入するというものである。Pollux 型キャスクの中央には、バスケットが配置されており、その中に燃料集合体の圧縮された構造部品（スケルトン）又はバラバラの燃料棒が収納される。このような前処理は、ゴルレーベン処分サイトに隣接しているパイロット前処理プラント（PKA）で行われる予定になっている。この PKA は多目的プラントであり、直接最終処

分に向けての前処理の他、さらに以下の機能も果たす予定になっている。

- 全タイプの放射性廃棄物収納ドラム缶の再パッケージ化
- 一つのキャスクから別の輸送用キャスクへの照射済燃料集合体の再収納
- ドイツで使用される全タイプの輸送用及び貯蔵用キャスクの洗浄、保守及び修理
- PKA の運転に伴い発生する全てのタイプの放射性廃棄物に対する廃棄物処理

現状では、同プラントの最低処理量は年間 35 MTHM に固定されているが、その設計容量は年間 1,800 MTHM となっている。この装置の設計は、ドイツで使用される全てのタイプの PWR 用及び BWR 用燃料集合体を前処理することが可能となっている。

2.4.2 LLW 及び ILW（非発熱性廃棄物）の処分フロー

これら物質の管理の中には、処理（主に減容）、コンディショニング（輸送及び処分のためのパッケージ化を含む）、処分に先立つ中間貯蔵が含まれる。これらの活動は、一般に発生サイトで行われ、集中型施設はない。

処理に関しては、非発熱性廃棄物の場合は、固体、液体、可燃性及び圧縮性に分類されている。本報告書の 2.3 項の図 2.1 には、これが原子力発電所においてどのように適用されるかが示してあり、図 2-3 には利用される具体的な処理技術が示してある。

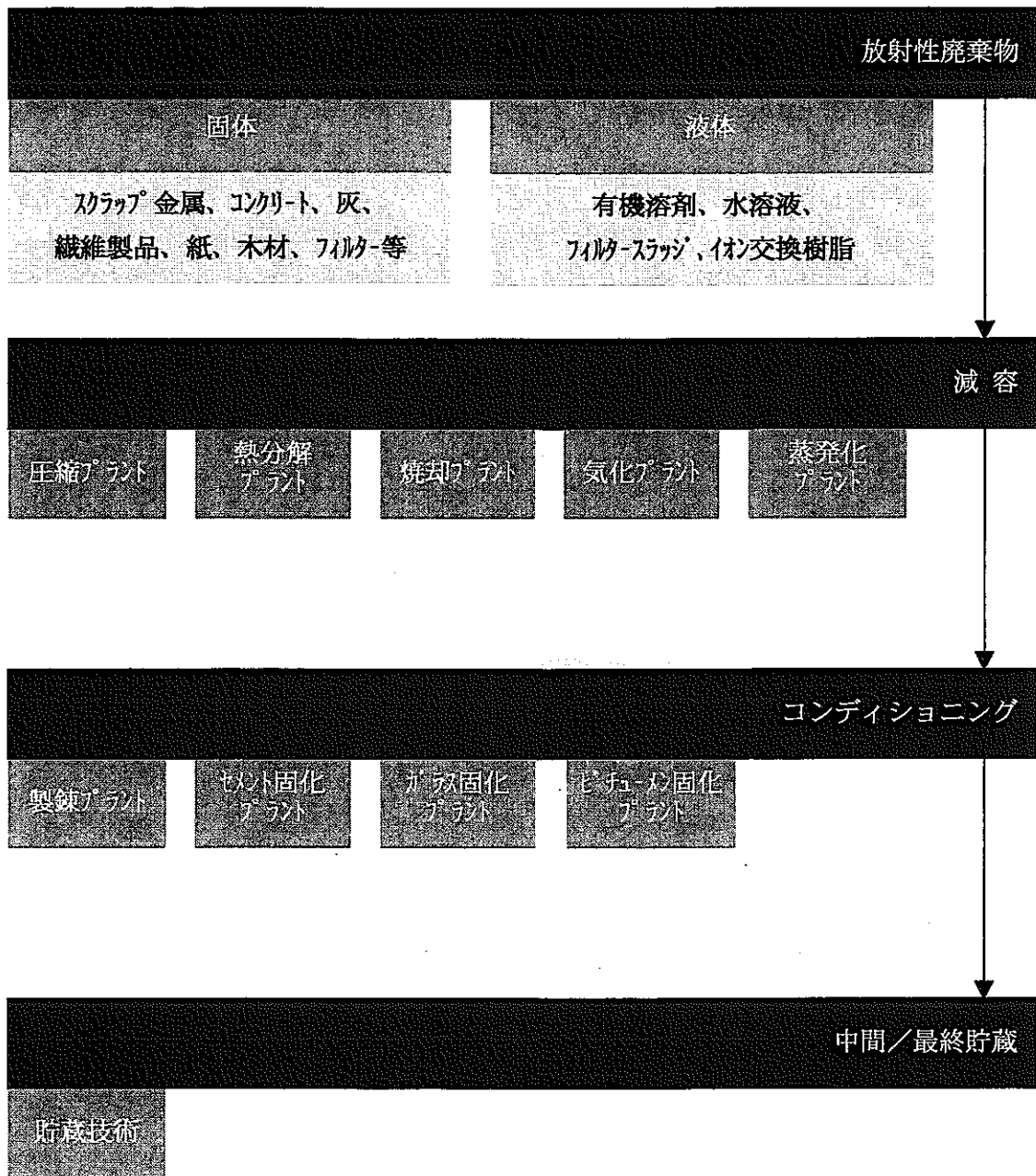


図 2-3 LLW/ILW の管理フローにおける処理事例

放射性廃棄物のコンディショニングの中には、前処理又は選別後の最終的な廃棄物の処理やパッケージ化が含まれている。様々な方策や技術が利用されている。コンディショニング・プロセスの選定は、中間貯蔵と処分に対する要件、プロセスが当局に認められるかどうか、結果として発生する廃棄体の数/全体容量といった要因に左右されることになる。従って、同じタイプの廃棄物に対して異なるコンディショニング技術が利用されても驚くにはあたらない。

一次廃棄物は、選択されたコンディショニングプロセスに適合するように収集し前処理を施す必要がある。基本的な前処理は、除染、粉碎、圧縮、蒸発/蒸留/清留、デカンテーション/脱水/濾過、焼却/熱分解である。

全ての可燃性廃棄物に対して、焼却は特に魅力的な方法である。固体又は廃液、そして、アルファ核種含有廃棄物も焼却できるかもしれない。大幅な減容効果があり、特に中間生成物（例えば、焼却灰又はスラグ）が無機質かつ不活性なので、処分場に処分する観点から焼却プロセスが推奨されている。しかし、排ガスの処理と二次廃棄物の発生を考慮する必要がある。

放射性廃棄物のセメント固化は、広範に利用されて最も良く知られた固化プロセスである。このプロセスは、液体の固化、固体の固定化ばかりでなく、スクラップ、屑及びフィルターの空隙を埋めるのにも利用されている。様々なセメント固化法が使用されており、装置は移動式、固定式がある。必要であれば、特殊な組成のセメントを使ったり適切な添加物を使ったりされている。セメントとの反応、例えば、焼却灰中の両性金属によるガス発生を考慮する必要がある。放射性廃棄物、固化材及びパッケージ間での化学反応の可能性は、許容できるレベル内でなければならない。

1,500 トンから 2,000 トンの圧縮装置による高圧縮は、廃棄物量を発生量低減するために新たに開発された技術である。固体物質は、安定なペレットに圧縮されることになる。この技術は、例えば、金属、紙類、プラスチック類、屑、さらに、有機質放射性廃棄物を焼却した焼却灰にも適用出来る。圧縮処理した廃棄物内でガスが発生する可能性があることから、圧縮処理前の選別、すなわち、金属と水分を含む有機物質とが選別されている。代わりに、圧縮処理ペレットを乾燥してもよい。

放射性廃液の乾燥は、廃棄物を発生量低減するために新たに開発されたもう一つの方法である。廃液は、パッケージの中に注入され、その後加熱される。蒸発に際しては多少、減圧される。こうして発生した乾燥残留物は、廃液中に溶解又は分散していた成分で構成

されることになる。この処理で発生した生成物には、例えばセメント固化廃棄物形態に比べると放射能濃縮が高くなることから、嚴重な遮蔽を施す必要があり、遮蔽材として鑄鉄がよく使用されている。

放射化したり、汚染した金属物質の溶融は、デコミッショニングや解体ばかりでなく、原子力施設の修理や保守で出てくる廃棄物に対しても特に関心を持たれている。溶融液中の放射能レベルにもよるが、これを放射性廃棄物用の廃棄物コンテナ/パッケージに鑄造し、この金属を再利用することに対して特に関心が示されている。放射性核種の含有量が高過ぎる場合は、溶融液は放射性廃棄物としてパッケージの中に注がれることになるかもしれない。結果として発生したスラグは、コンディショニングしてから処分する必要がある。

放射性廃棄物は、取扱い、輸送及び貯蔵のためにパッケージ化する必要がある。パッケージ化に必要な健全性は、廃棄物の種類やその放射性核種の量に左右されることになる。板鋼、鉄筋コンクリート及び鑄鉄が、パッケージ材料として一般的に使用されている。様々な大きさや重量をもった円筒形及び箱形のパッケージが現在は使用されている。パッケージの標準化は、処分場での取扱い及び定置技術との調和を確実にとることが指向されている。

ドイツは、発熱性廃棄物用キャスクの設計に、輸送と乾式貯蔵の要件を組み込んでいる。ドイツの使用済燃料の直接処分概念では、中間貯蔵、輸送及び処分に使用される「Pollux型」三重用途キャスクキャニスターの使用を想定している（詳細は、5.2項を参照のこと）。

ドイツ連邦の二重用途輸送及び貯蔵用キャスクの供給元は、GNS社とトランスニュークリア社（Transnuclear：TN）である。GNS社製のキャスクは、瘤状鑄鉄で製造されている。TN社製のキャスクの材料は鍛造鋼である。このキャスクの重量は、80 MT から 120 MT である。このキャスクには、燃料集合体で PWR 用が 26 体、BWR 用で 52 体収納することが可能である。Pollux 型キャスクの本体は鋼製であり、鋼製とポリエチレン製のオーバーパックがついている。このオーバーパックのついたキャスクの積載重量は 65 MT である。

輸送及び貯蔵用キャスクの技術は、使用済 LWR 用燃料に利用されてきており、使用済研究炉用燃料、使用済高速増殖炉用燃料、使用済高温ガス冷却炉（HTGR）用燃料にも使用出来ることが既に実証されている。このキャスクの設計は、IAEA により設定されたタイプ B 許認可基準に基づくものである。貯蔵目的では、外部及び内部事象（例えば、航空機墜落）に対する保護を目的とした設計要件が追加して組み込まれている。例えば、スペース間の圧力を監視する機能を付加した二重バリアカバー概念、十分な受動的崩壊熱放散

能力、貯蔵条件によって燃料の損傷を防止する燃料健全性概念、100%の燃料棒損傷を想定した放射能閉じ込め能力などである。

表 2-7 には、1996 年現在において承認及び認証がなされている、あるいは、認証プロセスの最中にあるタイプ B パッケージの主要な特性の概要が示してある。図 2-4 には、これらパッケージの設計概念を図示している。ドイツの大型タイプ B パッケージのほとんどは、延性鋳鉄 (DCI) で製造されている。DCI は、ドイツの規制当局が示した材料仕様で明記されている要件 (そして制限) においてタイプ B パッケージ用として認証されている素材である。

表 2-7 1995 年までに承認及び認証された、あるいは、その当時承認プロセスの最中に

あった大型タイプ B 輸送用キャスク

名 称	パッケージ 質量(kg)	内 容	備考
TN 900/1-21	88,000	最大 21 体の PWR 用(U/MOX)燃料集合体	試験認証
CASTOR X/28F	134,000	最大 28 体の PWR 用(U/MOX)燃料集合体	手続中
CASTOR 440/84	131,000	最大 84 体の PWR 用(VVER 440)燃料集合体	承認済
MASTOR MTR2	19,000	異なる研究炉燃料集合体	承認済
CASTOR V/19	140,000	最 19 体の PWR(U/MOX)燃料集合体	試験認証
CASTOR V/52	134,500	最大 52 体の PWR(U/MOX)燃料集合体	手続中
CASTOR V/85	127,000	最大 84 体の(PWR(U/MOX)燃料集合体	手続中
CASTOR BARRE	101,500	制御棒要素	承認済
CASTOR THTR/F	27,600	THTR と AVR 燃料集合体(球形)	承認済
CASTOR MTR/F	13,240	MTR 燃料集合体(Pu/U)ドラム缶内の汚染廃棄物(原料スラッジ、固体廃棄物など)	承認済
MOSAIK 80T	89,000	燃料集合体の構造材	承認済
POLLUX	70,000	PWR 又は BWR 用燃料完全又は切断	手続中
CASTOR HAWC 20/28 CG	112,000	再処理からのガラス固化廃棄物の缶	承認済
TS 28 V	116,400	再処理からのガラス固化廃棄物の缶	承認済
CASTOR V/HAWC	89,600	再処理燃料からの高放射能廃棄物濃縮物質	手続中
MOSAIK ¹ 11- 15/15U(0-80)	7,750 - 10,100	乾燥・コンディショニング濃縮物質、脱水イオン交換樹脂、汚染金属又は固体(Pu/U 汚染のも)	承認済
MOSAIK 11- 15/15U(90140)	12,100 - 13,150	汚染金属又は金属、線源、Pu/U 汚染固化又はコンディショニング廃棄物	承認済
MOSAIK 11-15 TR(0-80)	7,750 - 10,100	乾燥・コンディショニング濃縮物質、脱水イオン交換樹脂、汚染金属	承認済
MOSAIK 11-15 DE(0-120)	8,950 - 12,340	乾燥・コンディショニング濃縮物質、脱水イオン交換樹脂、汚染金属又は固体(Pu/U 汚染のも)、Co-60 線源	手続中
MOSAIK 11-15 T/S, T/S4	約 8,800	完全に放射化したイオン交換樹脂	手続中
MOSAIK 11-15 T ISAR, T/F ISAR		記入なし	手続中
MOSAIK 11-15 (B(U)F)	7,750 - 10,100	MOSAIK 11-15(0-80)と同じ、しかし、大きな Pu/U 含有量	手続中
Guacontainer V11	約 22,000	アスファルトと混合した乾燥析出スラッジ	手続中

注 1)MOSAIK 11-15 の設計において、括弧内の数は鉛遮蔽の厚さを示す (手続中のものにおいて記述のないものは、今後記載される予定)。

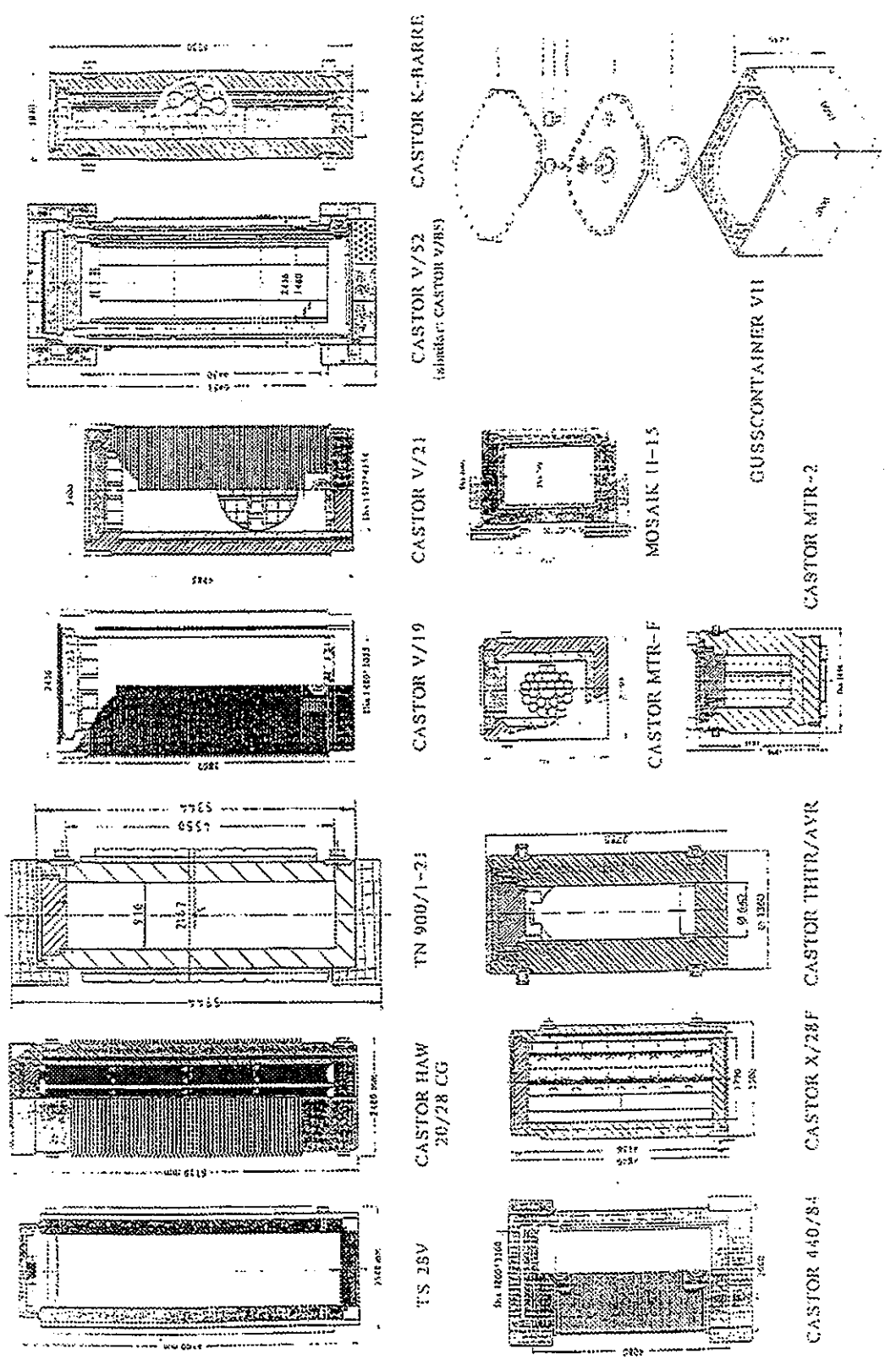


FIGURE 2-4
TRANSPORTATION CASK DESIGN CONCEPT

图 2-4 輸送用キャスク設計概念

非発熱性廃棄物の輸送に関しては、遮蔽コンテナと特別の 20m³ ISO キャニスターが、旧東独において設計され製造されている。これらは、モルスレーベン処分場が運転されている時に使用された。

ドイツ再統一後、新たな又は改訂基準や規制が検討された。その結果、以下の設計変更が行われた。

- 新規のドラム缶設計では輸送が想定されたために、ドラム缶締め具とグリッパーの改良と一部遮蔽コンテナの利用可能高さの増加
- ISO コンテナの特注固定システムの強化
- 部品の完全な解体、検査及び保守と、組み立て及び機能試験
- 新規の塗装及び腐食防護

放射性物質は、ドイツにおいて大規模に輸送されている。毎年、約 900,000 アイテムについて 445,000 回余りの輸送が行われている。原子燃料サイクルでは、約 8,000 アイテムについて数百回にのぼる個別の輸送が行われている（例えば、サンプル材料、UF₆、UO₂ ペレット、新規及び使用済のウラン及び MOX 燃料集合体、放射性廃棄物）。

1973 年と 1997 年の間に、約 5,700 トンの使用済燃料を含む全部で約 1,800 アイテム（約 1650 回の輸送）が、安全に関わる事故を全く起こすことなく再処理のために搬出された。

連邦放射線防護局の資料に基づいて、1996 年と 1997 年における様々な輸送手段での核燃料の搬出内訳を表 2-8 に示す。

表 2-8 1996 年と 1997 年におけるドイツでの放射性物質輸送の概要

輸送手段	未使用物質		使用済物質		合計	
	1996 年	1997 年	1996 年	1997 年	1996 年	1997 年
道路	426	409	42	14	468	423
鉄道	12	12	83	74	95	86
海上	86	110	20	9	106	119
航空機	59	51	2	0	61	51
合計	583	582	147	97	730	679

1996 年に行われた総計 730 回の輸送の内、83 回の輸送（100 体のコンテナ）は、使用済燃料集合体又は HLW ガラス固化体であった。その詳細な内訳は、コジェマ社への 67 回

の輸送（68 個のコンテナで約 234 MTHM）、BNFL への 14 回の輸送（28 個のコンテナで約 100 MTHM）、ハンガリーのパクス（Paks）への 1 回の輸送（3 個のコンテナ）、ゴルレーベンの TBL への 1 回の輸送（1 個のコンテナ）であった。1997 年に実施された合計 679 回の輸送の内、76 回の輸送が使用済燃料集合体又は HLW ガラス固化体であった。その詳細な内訳は、コジェマ社への 54 回の輸送（56 個のコンテナで約 207 MTHM）、BNFL への 19 回の輸送（44 個のコンテナで約 125 MTHM）、2ヶ所のドイツの原子力発電所からの 4 個のコンテナと一緒にして行われたコジェマ社からゴルレーベンの TBL に向けた 1 回の輸送（2 個のコンテナ）であった。

連邦放射線防護局による資料に基づいて、連邦を構成する州やその州内で運転されている原子力発電所による使用済燃料の輸送の内訳を、ヘッセン州（ビブリス原子力発電所 A と B）、ニーダーザクセン州（ウンターペーザー、シュターデ、エムスラント、グローンデ原子力発電所）、シュレスウィッヒホルシュタン州（ブロックドルフ及びクリュンメル原子力発電所）について表 2-9 に示す。

使用済燃料集合体のような非常に放射性レベルの高い物質を扱う輸送は、鉄道輸送の方が好ましい。従って、道路による非常に高い放射能レベルの輸送は、鉄道終着点まで、あるいは終着点から引き渡し場所までの輸送にほぼ限られている。

表 2-9 連邦を構成する州からの使用済燃料の輸送

年	ヘッセン州	ニーダーザクセン州	シュレスウィッヒホルシュタン州	合計
1992	0	6	12	18
1993	6	18	5	29
1994	11	15	8	34
1995	0	17	9	26
1996	0	19	8	27
1997	0	17	17	34
合計	17	92	59	168

2.5 クリアランスとリサイクル

クリアランスとリサイクルは、一般的には、原子力発電の運転や研究活動により発生した放射性廃棄物の場合よりも、施設のデコミッショニングにおいて大きな懸案事項となっている。デコミッショニングに伴って発生する残留物質で、非放射性物質としてリサイクル又は処分することができないものは、処分場で処分するためにコンディショニングして

パッケージ化する必要がある。その場合、その量が多くなると、非常に費用が嵩む可能性がある。

リサイクルされる放射性材料の利用法としては、ドイツでは以下のものがある。

- 他の原子力施設のプラント部材としての利用
- プラント部材を除染
- プラント部材を溶融
- 固体廃棄物の圧縮と焼却、廃液の蒸発
- 放射能が通常の処分や原子力利用が可能になる線量まで崩壊してしまう期間の管理貯蔵

ドイツ放射線防護諮問委員会が1987年10月1日付けで出した、原子力発電所からの低レベル放射性鉄及び鋼材のリサイクルと安全な再利用に関する勧告と、1992年12月10日-11日付けで出した、原子力発電所からの低レベル放射性非鉄金属のリサイクルと安全な再利用とに関する勧告は特に重要である。その勧告では、原子力発電所からの低レベル放射性鋼や鉄及び非鉄金属に関して、以下のような可能性を示している。

- 無条件クリアランス—全比放射能が0.1 Bq/gを越えておらず、表面汚染がドイツ放射線防護令の付属文書IVのカラム4に示されているレベルを越えていない場合には、一般的な無拘束利用又はリサイクルが可能である。
- 一般溶融に関するスクラップのクリアランス—一般的な溶融、すなわち、非放射性スクラップと一緒にした溶融は、この個別アイテムの比放射能が1 Bq/gを越えていなければ可能である。同時に、表面汚染の規定は、ドイツ放射線防護令の付属文書IVのカラム4に示されている一覧の値を満足しなければならない。
- 管理リサイクル—全比放射能レベルが1 Bq/gを、表面汚染がドイツ放射線防護令の付属文書IVのカラム4にそれぞれ示されているレベルを越えている場合、平均比放射能が1 Bq/gを超えないような製品が生成されるのであれば、これらの材料を非放射性物質と一緒に溶融することで低レベル放射性残留物を管理リサイクルすることが可能である。

クリアランスの利用事例としては、ミュールベルグ原子力発電所（KKM）で1997年9月半ばから1998年5月半ばにかけて実施された原子炉圧力容器からの運転に伴う廃棄物に対するコンディショニングキャンペーンがある。使用済燃料チャネル、検出器、フィルターカートリッジ、微小放射化アイテム、シュラウド・ヘッドボルトは切断装置を使用して解体され、かごに詰め込んで、それを200リットルドラムの中に入れてセメントでグラウトされた。

クリアランスの手順で最も重要な段階の一つは、いろんな廃棄物の核種量を前もって決定しておくことであった。これは、以前のコンディショニングキャンペーンで収集された燃料チャネル試料の分析結果を基に検証済みの計算手順を使用して行われた。一旦この計算コードが十分な妥当性を持っていることが明らかになると、このコードは原子炉圧力容器から出てくる他の全ての放射化構造物（中性子吸収制御棒を除いて）の特性を評価するために使用された。従って、このような炉内構造物の費用を要する試料採取や分析は、将来は不要となるであろう。

3.0 関連組織構造

原子力施設や研究センターの運転者は、連邦政府の処分施設が運転を開始するまで、自分たちが発生する廃棄物の中間貯蔵を行う責任を負っている（放射線防護令の第 86 条）。どの放射性廃棄物を州の集積保管所に引き渡し、どれを連邦施設に引き渡す必要があるのかは、放射線防護令により定められている（原子力法の第 12 条(1)の 8 と 9、防護令の第 81 条と 82 条）。当局は、処分前に特定の方法で廃棄物を処理するよう政令を出す可能性がある（放射線防護令の第 85 条）。

1959 年に最初に発効した原子力法では、その第 9 条(a)において次のように規定している。

- 放射性残留物が発生する施設の運転者又は所有者は、その残留物の適切なりサイクル、あるいは放射性廃棄物としてのコンディショニング及び処分を確実に行わなければならない。
- 放射性廃棄物の所有者は、それらの廃棄物を州の集積保管所（Landessammefstellen）、あるいは、連邦政府の処分場に引き渡さなければならない。
- 連邦構成州は集積保管所を提供し、連邦政府は放射性廃棄物の安全な保管と処分のための施設を用意しなければならない。

従って、同法の第 9 条(a)の 3 に従えば、最終処分に対する責任は、州の専任機能であること、そして、連邦政府の、特にこの分野を管轄する連邦放射線防護局（BfS）を傘下に置いている環境・自然保護・原子力安全省（BMU）の直接的な法的権限内にあることになる。原子力法では、連邦政府と連邦構成州とは、最終処分場の建設と運転を第三者の手に委ねることができるが（第 9 条(a)の 3 の 2）、全体責任は負わなければならないことを明確に規定している。

連邦構成州は、処分場の許認可を含む全ての原子力施設に対する許認可及び監督当局であるが、使用済燃料の中間貯蔵施設は対象外となっている。この法的に定められた業務を履行するために、連邦構成州は連邦政府の代理として動いている。

処分を除く他の全ての廃棄物管理手順と段階、すなわち、使用済燃料の貯蔵、再処理、廃棄物のコンディショニング、輸送及び中間貯蔵は、廃棄物発生者の責任範囲となる。廃棄物を直ちに移管するのか、あるいは、貯蔵した後に政府に引き渡すのかに関する決定権は、廃棄物発生者の手に残されている。引き渡しが行なわれた段階で、廃棄物の所有権は連

邦政府に移転されることになる。廃棄物の管理や処分に関する財政的な責任は、費用は廃棄物発生者により賄われるべきとの前提に従っている。廃棄物発生者には、発給された原子炉運転許認可に示されている条件ばかりでなく、使用済燃料又は廃棄物の中間貯蔵施設（あるいは、処分場）への搬出や移転をする際に定められている全ての条件も適切に満足する責任を常に負っている。このために構築されたアプローチを、図 3-1 に示す。

3.1 廃棄物発生源

1961 年、ドイツの電力会社は、最初の原子力発電所の運転を開始した。それは出力 15 Mwe の BWR 原型炉であった。この原子炉は、25 年後の 1986 年に運転を完全に停止した。最初の出力 600 MWe の PWR と 600 MWe の BWR の商業運転は、1960 年代末に始まった。

ドイツで現在運転中の原子力発電所 19 基の総発電設備容量は、約 2 万 2,000 MWe である。6 基の原子炉は BWR であり、13 基の原子炉は PWR である。これら原子炉からの発電量は、ドイツにおける総発電量の約 30% を占めている。

図 3-1 には、これら発電プラントを保有し、従って、これら施設に対する資金面と運転面の責任を負っている電力会社が明記されている。

1970 年代半ばに、連邦政府は、全ての原子燃料サイクル段階に対する責任の所在について電力会社側に注意し、それを受けて 1977 年 2 月に、ドイツの大手電力供給会社 12 社は、既存及び計画されている原子力発電プラントの原子燃料サイクルに関連した全てのサービスを行うドイツの使用済燃料の再処理会社 DWK 社（Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH）を設立した。DWK の運転面における責務は、ドイツの原子力発電所の「Entsorgung」、すなわち、原子炉からの使用済燃料の取出し後及び他の放射性廃棄物発生後に必要となる全ての活動を行うことである。この活動の中には、使用済燃料の貯蔵、使用済燃料再処理による再利用可能なウランとプルトニウムの回収、そして、放射性廃棄物の安全な最終処分が含まれている。

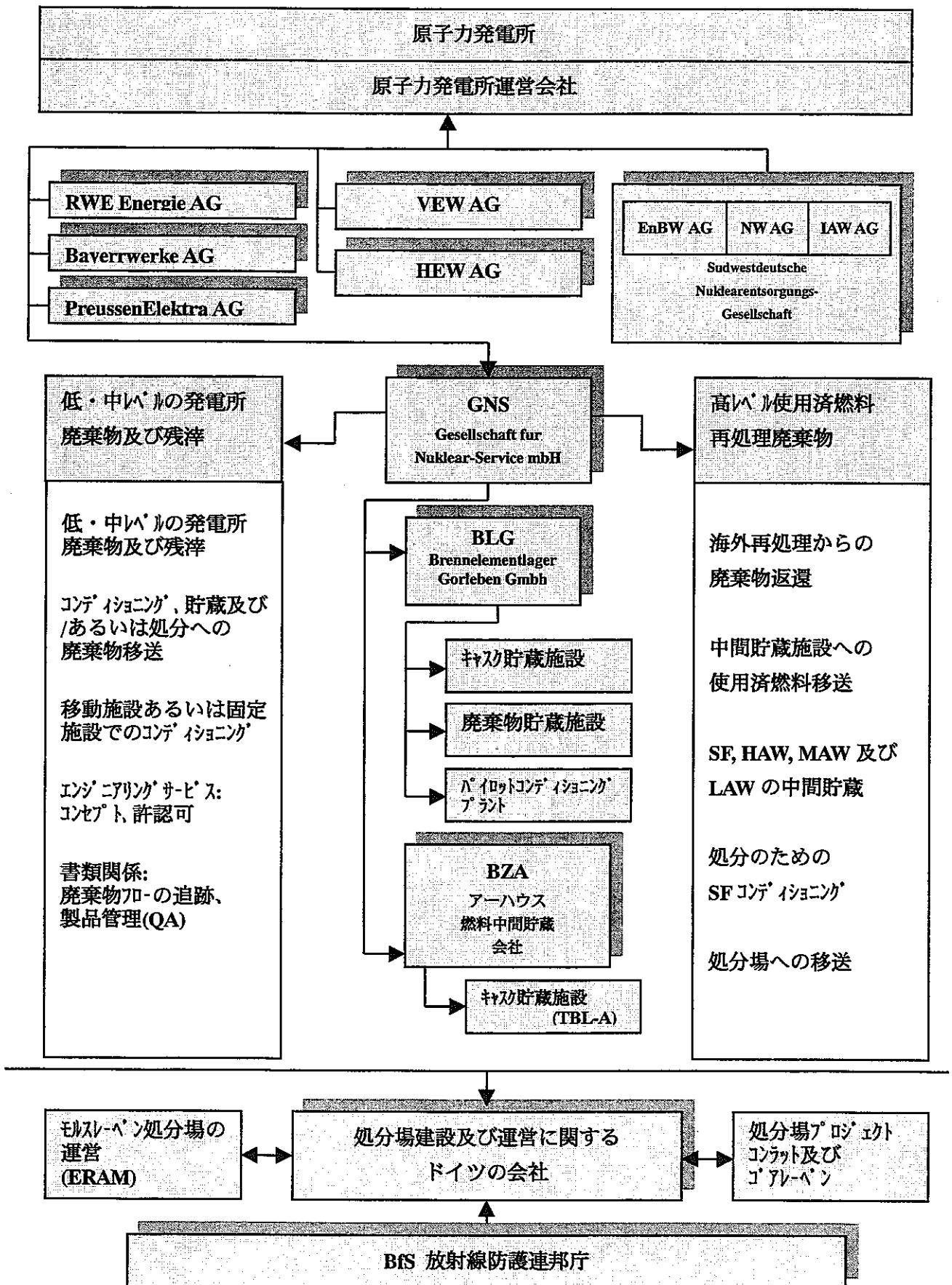


図 3-1 ドイツの電力会社から生じる放射性廃棄物の管理責任を負っている会社

原子力発電所の「Entsorgung」に関する法的責任を果たすために、DWK 社とその子会社は、以下に示す様々な業務とプロジェクトとを実施した。

- カールスルーエの連邦政府/州政府が所有するパイロット再処理プラントの運転
- 再処理プラントの設計（バックースドルフ・プロジェクト）
- 使用済燃料集合体の輸送用及び貯蔵用キャスクの開発
- アーハウス（BZA）及びゴルレーベン（BLG）の集中型使用済燃料貯蔵施設の建設と運転
- ベルギーのモル（「パメラ」）及びカールスルーエにおける高レベル放射性廃棄物をガラス固化するパイロットプラントの建設と運転

1989年に、電力会社は、予定されていたドイツの再処理プラント建設を断念し、その代わりとして、フランスのコジェマ社及び英国のBNFL社と再処理契約を締結する道を選択した。この時までには、原子力業界は、全ての廃棄物と使用済燃料に関する責任を管理するGNS社（Gesellschaft für Nuklear Service）を設立しており、再処理を除く全ての責任をGNS社に移転することをしてきた。図3-2に示しているように、GNS社は電力会社が出資して設立されており、従ってGNS社が貯蔵プロジェクト（BLGとBZA）と処分場（DBE）プロジェクトの資金を賙っている。

ドイツで運転している燃料サイクル施設は、グロナウ(Gronau)のウラン濃縮プラントとリンゲン(Lingen)の燃料集合体成型加工施設である。グロナウのウラン濃縮プラントは、ガス遠心分離法を採用しており、ウレンコ・ドイツ社が運転している。同社は、また、ユーリッヒ(Julich)研究センターでウレンコ社グループが運転している施設で使用される高速遠心分離機の開発者でもある。同社は、英国のマルロー(Marlow)に本社を置くウレンコ社の100%出資会社である。ウレンコ・グループでは、英国のカーペンハースト(Capenhurst)とオランダのアルメロ(Almelo)において別のウラン濃縮プラントを運転している。

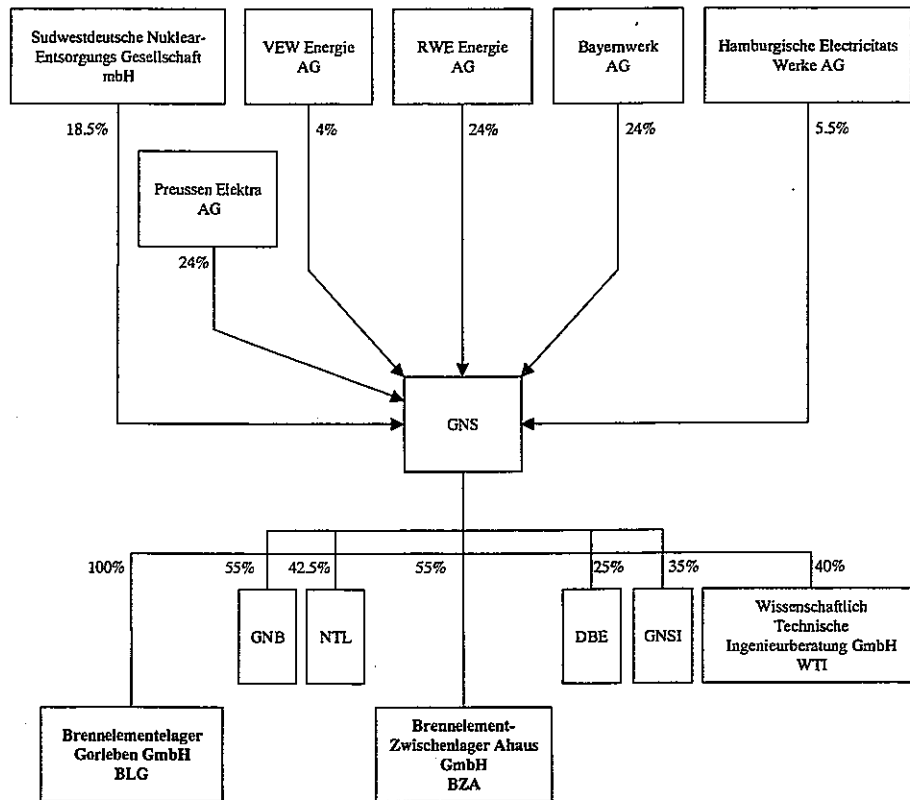


図 3-2 GNS 社の株主、子会社及び関連会社

リンゲンの燃料集合体成型加工プラントは、加圧水型炉用と沸騰水型炉用のウラン酸化物燃料集合体を生産している。同成型加工施設は ANF 社（Advanced Nuclear Fuel GmbH）が、すなわち、世界中で事業を展開している Siemens Power 社のドイツにおける子会社が運転している。同施設の年間処理能力は、ウランで 650 トンである。このリンゲンの燃料集合体成型加工施設は、1979 年に生産を開始してから 1999 年 12 月末までに、加圧水型炉用と沸騰水型炉用の燃料集合体 12,264 体を製造し、212 万本以上の燃料棒が収納された。

エルヴィラー（Ellweiler）ウランプラント（UAE）は、ウラン精鉱の準備と貯蔵とを行った。この UAE はドイツ政府が所有し、Gewerkschaft Brunhilde 社が運転を行った。同プラントは、1989 年にウラン鉱石の処理とリサイクル運転を中止した。

連邦政府が 100%保有しているヴィスムート社は、旧東独において発生した全ての採鉱廃棄物に対して責任を負っている会社である。同社は、ウラン生産のために SDAG ヴィスムートが使用した鉱山、精錬施設及び他の施設をデコミッションングし、そして、必要であればサイトの環境修復を行う責任を負っている。ヴィスムート社（前 GDR の組織）

自体にはデコミッショニングと環境修復のための費用を賄う資金基盤がないため、ヴィスマート社の株主としての役割の一環で、連邦経済省が資金を負担している。また、ヴィスマート社では、多くの地下鉱山や捨て石集積場、広い鉱滓集積区域を2ヶ所、露天掘り鉱山を1ヶ所、積み込みサイトを数ヶ所及び輸送施設に対しても責任を負っている。

3.2 規制当局

ドイツでは、1950年代半ばの原子力発電の当初から、放射性廃棄物管理に対して大きな重要性が認識されており、1957年12月9日付けのドイツ原子力委員会の覚書では、「研究開発には特に放射性物質による汚染の安全な除去を含むべきである」と明確に指摘されている。1959年12月23日に初めて法律化された原子力法（Atomgesetz）は、廃棄物発生者に対して全ての廃棄物管理責任を、連邦政府（Bund）には最終処分場を整備することを委ねることにより廃棄物の最終処分の責任を、そして、連邦構成州（Länder）には規制監督権限を割り当てることとした。表3-1には、法的権限を持つ関係機関の役割が示してある。

表 3-1 連邦政府と連邦構成州との責任の分担

<p>原子力に対する責任</p>	<p>連邦政府 (Bund)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●連邦議会上院 (連邦構成州の当局により構成される連邦議会) の同意を得て、連邦政府は一般行政規則を制定することができる。 ●連邦政府の管理と監督は、規則の履行遵守に関連するものである。連邦政府は、報告書や関連文書の提出を求めることができる。 ●連邦政府では、連邦構成州において一様な方法で物事が進められるようにするために、常設連邦/州委員会 (Bund/Land-Ausschuss) を設置した。 <p>連邦構成州 (Lander)</p> <ul style="list-style-type: none"> ●連邦政府がその法制化権限を行使していない範囲で、原子力分野における法律を制定することができる。 ●連邦構成州の最高当局は、原子力施設に対する許認可の発給、撤回及び取消をする権限を持っている。また、この権限は、設計、建設及び運転の全ての段階で当該施設に対する監督及び監査責任も含むものである。連邦構成州は、これら活動を下級機関に委譲することができる。一般に、技術検査協会、すなわち、TUV が関与している。 ●連邦政府により制定された政令は、連邦政府の代理として活動する連邦構成州の最高当局が履行する。 ●連邦構成州の当局は、法的権限を持つ連邦政府の最高当局、すなわち、環境・自然保護・原子力安全省 (BMU) の指示に従うものとする。
<p>廃棄物管理活動</p>	<p>廃棄物管理は、連邦政府と連邦構成州との共同責任である。その責任は原子力法に定められており、バックアストルフ再処理プラントの建設が 1989 年に中止された時点で「調整」が図られた。</p> <p>連邦政府</p> <ul style="list-style-type: none"> ●長期の深地層処分プロジェクトを担当する。 ●研究プログラムと計画を明確にする。 ●ゴルレーベンとコンラッドの処分施設を建設し運転する (この業務は、連邦環境・自然保護・原子力安全省に委譲して実施され、研究プログラムの策定は研究技術省の支援を受けて行われている)。 <p>連邦構成州</p> <ul style="list-style-type: none"> ●高レベル放射性廃棄物の中間貯蔵の責任を負う。 ●ゴルレーベンとアーハウスのサイトでの廃棄物の収集と貯蔵の責任を負う。これらの中間貯蔵サイトは、原子力発電所運転者の責任で整備されるサイト内貯蔵容量を補完するものである。
<p>専門技術</p>	<p>連邦政府</p> <ul style="list-style-type: none"> ●連邦環境・自然保護・原子力安全省 (BMU) は、原子炉安全委員会 (RSK, Reactorsicherheits Kommission)、放射線防護委員会 (SSK, Strahlenschutz Kommission)、原子力工学委員会 (KTA, Kerntechnischer Ausschuss) による助言を受ける。 ●RSK は、原子力施設の設計、建設及び運転に関する勧告をとりまとめること及びこれらの勧告を運転経験や技術の進歩に従って更新することを行う。これら勧告は、最新の技術を反映したものでなければならない。 ●SSK は、全ての放射線防護要件や勧告の策定を担当する。 ●KTA は、国家規格局と連絡を取り合って技術的安全規範や規約を策定する。 ●RSK、SSK 及び KTA は、原子炉安全協会 (RGS, Gesellschaft für

	<p>Reakorsicherheit) が運営する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ●GRS は民間の協会であり、連邦政府、2つの連邦構成州及び技術検査協会 (TUV, Technische Urawachungsvereine) により設立された。GRS は、主に BMU と連邦研究技術省 (BMFT) からの資金で運営されている。また、非政府組織のために行う技術的な作業を通じて資金を得ている。許認可手続きの中で、GRS は原子力に関するサービスを提供し、安全と放射線防護に関する研究を実施し、そして、安全規則、要件及び研究プログラムの策定に参加する。
	<p>連邦構成州</p> <ul style="list-style-type: none"> ●連邦構成州は、技術検査協会 (TUV) に対して専門的な意見を求め、TUV は独自の原子力部門を有している。技術検査協会は、連邦政府による合意を得た独立した技術検査機関である。この協会は政府による管理対象になっており、必要がある場合、他の専門家による管理対象にもなる。 ●連邦政府と同様に、連邦構成州は GRS の専門家に助言を要請する。

1959年原子力法は、連邦物理・技術研究所 (Physikalisch Technische Bundesanstalt: PTB) に、連邦政府の代理として、「原子燃料の安全な保持、使用済燃料の貯蔵に対する許認可の発給、そして燃料や大量の放射線源の輸送に対する許認可の発給」を委ねた。1976年8月30日の第4次改正で、PTBには、さらに放射性廃棄物の長期貯蔵と処分に関する連邦施設の建設と運転も委ねられた (原子力法第23条(1)の2)。PTBは、これら業務を実施する際は、原子力安全と放射線防護を当時管轄していた連邦内務省 (Bundesminister des Inneren: BMI) の技術的な指示にしたがった。1980年6月に、新たな省、すなわち、連邦環境・自然保護・原子力安全省 (BMU) が設置され、BMIが管轄していた原子力に関連する責任がBMUの所管となった。最後に、1989年になって連邦放射線防護局 (BfS) が設置され、放射性廃棄物処分場を整備することが委ねられた。

原子力施設の建設と運転とを規制している原子力法は連邦構成州により履行され、連邦構成州が同法の実施状況を監督管理することが出来るようになっている。連邦構成州は、放射性物質の中間貯蔵施設を除く全ての原子力施設 (処分場を含む) に対する許認可権限を有している。許認可手続きに関して、連邦政府は連邦構成州に対して指示を出すことができる。

原子力法の第9条(a)において、以下のように定められている。

- 放射性残留物が発生する施設の運転者又は所有者は、その残留物の適切なりサイクル、あるいは、放射性廃棄物としてのコンディショニング及び処分を確実に行わなければならない

- 放射性廃棄物の所有者は、それら廃棄物を州の集積保管所（Landessammefstellen）、あるいは連邦処分場に引き渡さなければならない。
- 連邦構成州は集積保管所を提供し、連邦政府は放射性廃棄物の安全保管と処分のための施設を用意しなければならない。

原子力施設や研究センターの運転者は、連邦政府の処分施設が運転を開始するまで、自分たちが発生する廃棄物の中間貯蔵を行う責任を負っている（放射線防護令の第 86 条）。どの放射性廃棄物を州の集積所に引き渡し、どれを連邦施設に引き渡す必要があるのかは、放射線防護令により定められている（原子力法の第 12 条(1)の 8 と 9、防護令のセクション第 81 条と 82 条）。当局は、処分前に特定の方法で廃棄物を処理するよう政令を出すことができる（放射線防護令の第 85 条）。

同法の第 9 条(a)の 3 に従って、最終処分に対する責任は、州の主権機能に相当するものであること、そして連邦政府の、特にこの分野を管轄する連邦放射線防護局（BfS）を傘下に置いている環境・自然保護・原子力安全省（BMU）の直接的な法的権限内にあることになる。この業務を行う中で、BMU は原子炉安全委員会（Reaktorsicherheits-Kommission : RSK）や放射線防護委員会（SSK, Strahlenschutz-Kommission）の助言を受けることをする。BfS は、BfS 設置法（すなわち、「Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz」）の第 2 条(1)に従って設置された。この BfS は、放射性物質の放出により現在及び将来の世代のいずれもが危険に晒されないことを確保する必要がある。原子力法では、連邦政府と連邦構成州とは、最終処分場の建設と運転を第三者の手に委ねることができるとしている（第 9 条(a)の 3 の 2）が、全体責任は負わなければならないことを明確に規定している。放射性廃棄物処分に責任を負っている様々な連邦政府当局の役割が以下に示してあり、これらの組織間の関係を図 3-3 に示す。

- (1)連邦環境・自然保護・原子力安全省（BMU）は、使用済燃料と放射性廃棄物管理の全ての側面において法的権限を有しており、連邦構成州の許認可当局の対する監督機関である。BMU は、その業務を実施する中で、原子炉安全委員会（RSK）や放射線防護委員会（SSK）からの助言を受けている。これら 2 つの委員会の地位については、政府の決定がまだなされていないことから、現時点では不透明である。
- (2)連邦経済問題省（BMWI）は、その管轄内の最高連邦権限として連邦地球科学・天然

資源研究所（BGR）の職員を手配する責任を負っている。基礎研究は、BMW から
の資金で賄われている。

- (3) ハノーバーにある連邦地球科学・天然資源研究所（BGR）は、BfS に代わって、処分場の計画立案、建設及び閉鎖に関する地球化学的及び地球工学的問題について研究を行っている。
- (4) 連邦教育・科学・研究・技術省（BMBF）は、廃棄物管理分野においてサイトとは独立した一般的研究開発の調整を行うと共に、そのための資金を提供している。
- (5) 連邦放射線防護局（BfS）は、放射性廃棄物の長期貯蔵と最終処分のための連邦政府施設の建設と運転に責任を負っている。BfS（BMU により監督される）は、施設関連の研究開発を実施し調整を行っている。BfS は、その目的を達成するために第三者機関を使うことができる。また、BfS は、連邦政府のために廃棄物発生者に発生したプロジェクト関連費用の支払も行っている。
- (6) ドイツ廃棄物処分場建設運転会社（DBE）は、BfS に代わって、放射性廃棄物の長期貯蔵と最終処分のための連邦政府施設の計画立案、建設及び運転に関連した業務を行っている。

連邦政府に代わって業務を行っている BfS は、放射性廃棄物処分施設の開発と実際の処分場の建設及び運転を、以下に示すように他の機関に委ねることをしてきた。

- 特殊な組織であるドイツ廃棄物処分場建設運転会社（DBE）は、民間の有限責任会社として 1979 年に設立された。この DBE は、モルスレーベンとコンラッドにおける処分場の運転、ゴルレーベンの探査立て坑の建設、コンラッドの許認可に係わる作業に関して、BfS との間で独占契約を締結している。
- 連邦地球科学・天然資源研究所（BGR）は、(i)立地プロセス、(ii)地上や地下からのサイト調査、(iii)処分場の安全性にとって重要な全ての地球物理的及び地球化学的事象に深く関わっている。
- 原子力研究センター、大学研究機関、原子力業界及び鉍業界は、連邦教育・科学・技術・研究省（BMBF）からの資金で処分場関連研究開発作業を行っている。

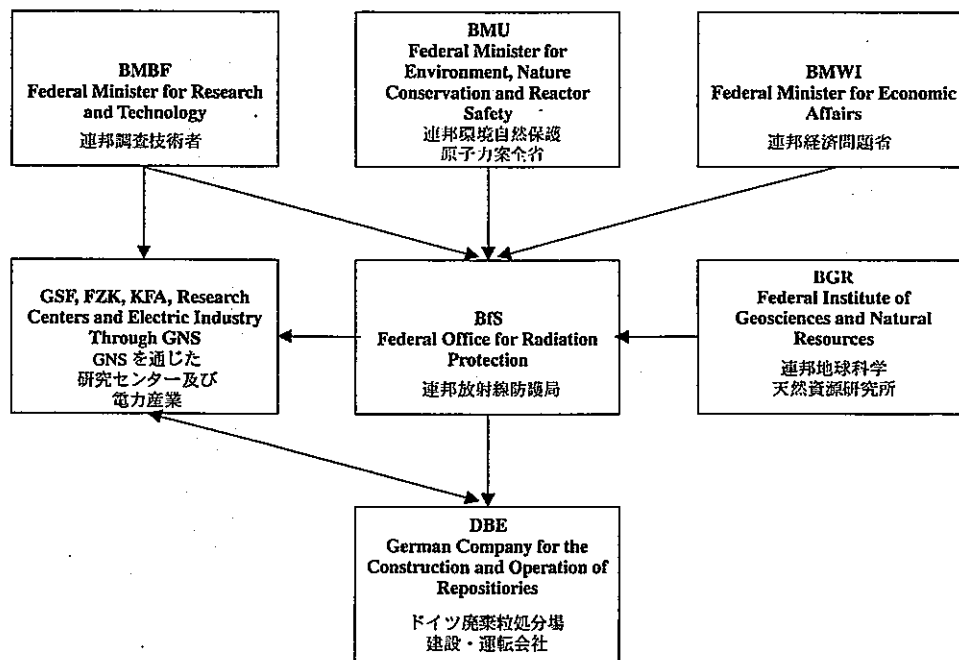


図 3-3 放射性廃棄物の処分に責任を負う連邦政府機関

また、BFS は、廃棄物受入要件との遵守状況も監督している。原子力法では、廃棄物発生者に対して、廃棄物を処分のために BFS に引き渡すように求めているが、廃棄物を直ちに引き渡すのか、あるいは、発生者側で中間貯蔵するのかについての意志決定権は、廃棄物発生者の手に委ねられている。しかし、引き渡しが行われた時点で、廃棄物の所有権は連邦政府側に移管されることになる。

3.3 処理の実施主体

使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物と非発熱性廃棄物（LLW と ILW）とでは処理/コンディショニング方法が異なっていることから、これら 2 つについて別個に検討するものとする。原子力法によれば、LLW と ILW の処理責任は完全に廃棄物発生者の手にあるが、連邦構成州が、本件に関して施設運転者に対する許認可権限を持っている。連邦構成州は、廃棄物集積保管所（Landessammelstelle）でコンディショニングすることで原子力発電業界以外から発生した廃棄物のコンディショニングを支援している。これら廃棄物発生者（す

なわち、原子力研究センター、他の研究機関、大学、病院、一般産業、連邦軍及び製薬業界は、発生した廃棄物を廃棄物集積保管所に引き渡している。廃棄物集積保管所での中間貯蔵は、その貯蔵施設が立地している連邦構成州の責任となっている。

原子力発電電力会社（これまでのところ、LLW と ILW の最大の発生者）は、これらの廃棄物管理責任を果たすために、電力会社からの廃棄物に関する責任の全ての管理を GNS 社にまかせた。GNS 社では、技術の開発、LLW と ILW の「原子炉サイトでの」コンディショニング技術の開発支援を行ってきており、必要があればコンディショニング作業の管理も行っている。本章の図 3-1 には、これらの責任関係を示してある。

使用済燃料の処理についてみると、二種類の処理が関係している。すなわち、使用済燃料の再処理と処分場に直接処分されることになる使用済燃料のコンディショニングとである。連邦政府と州政府の首脳により 1979 年に決定されたドイツの使用済燃料管理概念では、再処理により利用可能な放射性物質をリサイクルすることの方に高い優先順位を与えた。使用済燃料の再処理と直接処分とを同等の立場にした 1984 年の改正原子力法、そして、使用済燃料の直接処分に法的根拠を与えた 1994 年の改正法が制定されたことから、使用済燃料の管理は二つの概念に基づいて開発されてきている。

最初の概念は、英国のセラフィールド又はフランスのラ・アーグのいずれかでの使用済燃料の再処理と、再処理後に返還される HLW ガラス固化体及び他の残滓の貯蔵を手配するというものである。GNS 社では、これらをアーハウス又はゴルレーベンの集中型貯蔵施設で貯蔵する責任を負っている。

第 2 の概念は、使用済燃料集合体に必要な処理とパッケージ化（コンディショニング）を行うというもので、処分場での定置に相応しいパッケージにすることも含まれる。原子力業界は、これに関して全ての必要な作業を行う責任を負っている。原子力業界では、GNS 社とその子会社 Brennelementlager Gorleben 社を通じて、これらの責任を実施している。BLG 社の役目は、ゴルレーベンにパイロット・コンディショニングプラント（PKA）を建設して運転することである。この PKA の主な目的は、中間貯蔵及びその後の直接最終処分に相応しいパッケージになるような方法で使用済燃料集合体をパッケージ化することである。認可されている年間処理能力は 35 MTHM となっている。このプラントでは、燃料集合体を分解し、それらを Pollux 型の最終貯蔵/処分用キャスクの中に封入する計画になっている。また、同プラントは燃料集合体を再装荷する機能も有している。全てのタイプのキャスクに対応可能であり、同プラントで積降ろしすることができる。PKA では、使用済燃料を最

終貯蔵に向けて準備するのとは別に、将来必要となった場合に放射性廃棄物を処理するためのスペースも確保している。さらに、最終貯蔵される予定の使用済燃料集合体を対象とした監視システムの検証試験と開発が、国際原子力機関（IAEA）とユーラトムの協力により PKA で行われる。

3.4 処分の実施主体

1976年の第4次改正原子力法により、ドイツ連邦議会は、放射性廃棄物処分施設の建設と運転を国家業務であると規定した。1989年11月1日以降、BfSは、この業務を履行する責任を負った当局となっている。原子力許認可当局は、連邦共和国を構成する州のそれを管轄する省（例えば、ニーダーザクセン州の環境省）である。これらの州の機関は、BMUに監督されている。この法的に規定された業務を実施するために、BfSでは様々な機関、特にDBE社と協力している。DBE社は、ゴルレーベンとコンラッドにおける放射性廃棄物処分場プロジェクトの計画立案及び建設、そして、モルスレーベン放射性廃棄物処分場の運転に係わる業務を行ってきている（表3-2）。

他の機関で放射性廃棄物の処分実施に関係するのは、処分場許認可プロセスに関係する機関である。これらの組織を図3-4に示す。

3.5 その他の関係組織

ドイツは、現在のグループや組織を維持していく一方で、特定の問題に関して作業する諮問グループを設置することとしている。例えば、1999年に、連邦政府はゴルレーベンでの地下調査一時中断の可能性について評価するための省庁間作業グループを設置した。同様に、BMUでは、ゴルレーベンのサイト審査に関連した科学的に確かな基準、サイト選定及び適合性評価における「透明性のある手順」を明確化することを目的として、学際的な諮問委員会を設置した。

ドイツの反対勢力（反原子力発電グループ）はよく組織化されており、1970年代末から運動を展開してきている。その活動は、ドイツ国内の新規の原子力発電所建設を巡る議論を通じて1960年代末から1970年代初めに始まった。デモや市民不服従運動を通じた直接行動は、1970年代から採用されてきているアプローチとなっており、当時ゴルレーベンで最初の大規模デモ（2000名が参加）が実施された。

現在重点が置かれている事は、廃棄物発生者から集中型貯蔵施設に向けて、あるいは、

ラアーグ（フランス）又はセラフィールド（英国）の再処理施設に向けての使用済燃料の輸送を混乱させること、すなわち、可能な限り手間暇をかけさせ高くつくものにするものである。このような運動が展開されているのは、反原子力発電グループとしては、使用済燃料管理が「原子力発電産業にとって脆弱な」分野であると考えているからである。これら運動の形態としては、合法的なデモ、違法なデモ、そして/あるいは、ドイツ国鉄に矛先を向けた暴力行為、または、使用済燃料を格納しているキャスクの輸送に使用される道路の破壊といったものがある。1997年の「ゴルレーベン包囲」行動は、このような反原子力団体により暴力戦術が採用された最も新しい、かつ大々的に報道された大規模なデモであった。

表 3-2 ドイツの処分実施組織の法的な位置づけ、責任及び体制

	放射線防護局 (BfS)	ドイツ廃棄物処分場建設運転会社 (DGE)
法的 位置 づけ	連邦環境・自然保護・原子力安全省 (BMU) の管轄下にある独立した連邦政府機関である。	以下の 4 組織が均等に出資 (それぞれ 25%) して保有する民間の有限責任会社である。 <ul style="list-style-type: none"> ・ Saartech Gesellschaft für Industrie und Bergbautechnologie 社 ・ Industrieverwaltungs gesellschaft Logistik 社 上記 2 社はいずれも民間会社であるが、連邦政府が保有し管理している。 <ul style="list-style-type: none"> ・ Gesellschaft für Nukleaservice(GNS)社 ・ Preussang Noel 社 これら 2 社は、民間原子力業界の権益を代表している。
責任	<ul style="list-style-type: none"> ●「放射性廃棄物の安全維持と処分のための連邦政府施設」を整備する責任を負っている ●連邦政府に代わって核燃料の安全維持、使用済燃料貯蔵に対する許認可発給、核燃料と大量の放射線源の輸送に対する許認可を委ねられている 	<ul style="list-style-type: none"> ●処分場プロジェクトのエンジニアリング開発 ●独占契約に基づき BfS に代わっての処分場の建設 ●処分場サイトの運転 ●計画立案、地表調査計画、岩塩ドーム地下調査に必要な探査立坑の建設、地下調査の実施に責任
体制	連邦環境・自然保護・原子力安全相に指名された局長により管理される	<ul style="list-style-type: none"> ●(i)技術・運転担当と(ii)管理・財務担当の 2 名の重役が参加する理事会により管理される ●理事会は、15 名から構成される監督委員会 (10 名が連邦政府と民間の株主代表であり、5 名が DGE 社職員の代表である) に報告を行う
組織	中央管理部門と 4 つの科学部門から構成されており、科学部門の 1 つが放射性廃棄物管理と輸送に関する責任を負っている。この部門は、以下の 4 つの担当に細分化されている。 <ul style="list-style-type: none"> ●プロジェクト管理と処分場関連業務 ●放射性廃棄物処分の安全性 ●核燃料サイクル、放射性物質の輸送と貯蔵 ●処分場の計画立案と運転この部門の主たる責任は、以下のものである。 ●廃棄物処分連邦政府施設の建設と運転 ●核燃料と放射線源の輸送許認可 ●非政府機関における核燃料の安全維持のための核燃料貯蔵許認可 	<ul style="list-style-type: none"> ●2 つの支部：管理と技術サービス ●技術サービス支部内に以下の 6 つの部門 <ul style="list-style-type: none"> －ゴルレーベン (プロジェクトと施設) －コンラッド (プロジェクトと施設) －コンラッドサイト運転 －モルスレーベン (プロジェクトと施設) －モルスレーベンサイト処分場運転 －技術開発 ●各部門は特定の作業分野をもつ担当に細分化されている ●DBE 社では、特定の業務 (立坑掘削、建屋建設) を下請けし、処分場全体のエンジニアリングを行っている
職員	放射性廃棄物管理・輸送部門に 90 名の公務員	740 名の従業員がおり、そのうち 200 名が技術者と科学者 <ul style="list-style-type: none"> ●パイン(Pein)の本社：300 名 ●モルスレーベンサイト：190 名 ●ゴルレーベンサイト：100 名 ●コンラッドサイト：150 名

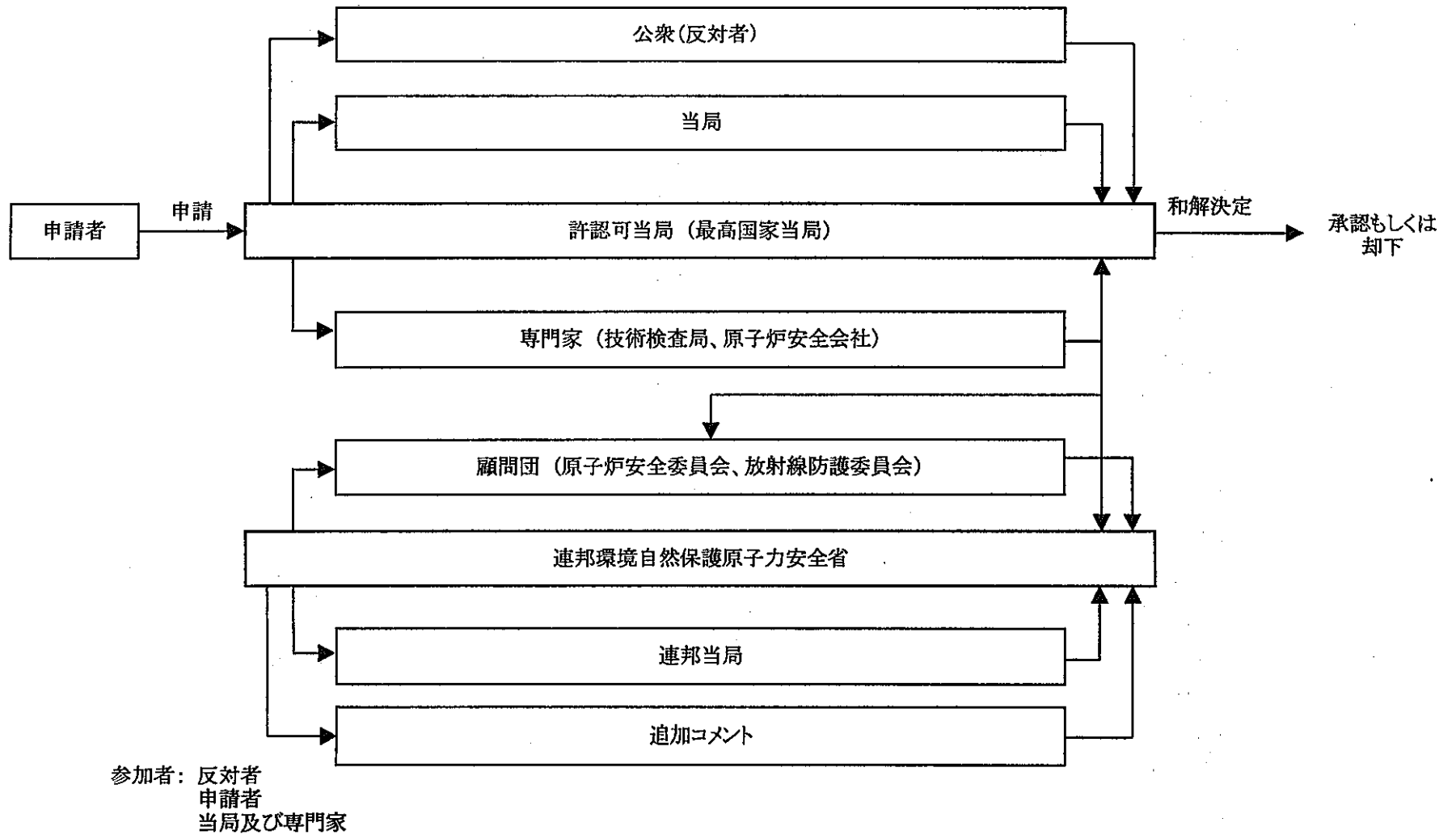


図 3-4 ドイツにおける原子力許認可プロセスへの関係者

4.0 規制・基準

本章で検討する規制のもとになるドイツの法律は、放射性廃棄物管理施設の開発に関連したもの、これら施設に対する規制に関するもの、そして、これら施設運転における資金面及び法律面での責任に関するものとして分類することができる。この分類に従って分類した法律は以下のとおりである。

●開発に関連したもの

- 1994年、1996年、1998年に改正された原子力法
- 原子力法第7条に従った許認可手続きに関する原子力施設令

●規制に関連したもの

- 1995年に最新の改正が行われた連邦鉱山法（1980年）
- 1966年の地下施設掘削令
- 1989年と1994年に改正された放射線防護令（1976年）
- 環境影響評価法
- 鉱山内放射性廃棄物最終処分安全基準、1983年

●責任に関連したもの

- 原子力法（第13条、第14条(2)と(3)）
- Atomrechtliche Deckungsvorsorge Verordnung の第12条

4.1 区分

ドイツでは、廃棄物は発熱性廃棄物と非発熱性廃棄物とに分類されている。全ての発熱性廃棄物は、使用済燃料と HLW ガラス固化体と一緒に処分される予定になっており、これ以上の細分化はない。

非発熱性放射性廃棄物は、その持っている放射線や処理する上での特性に従って、さらに細分化されている。処理する上では、固体廃棄物（廃棄物分類 A1）、廃液（廃棄物分類 A2）、密封線源（廃棄物分類 A3）、あるいは、特殊廃棄物（廃棄物分類 A4）に分類されている。いわゆる放射線防護面からの分類（表 4-1）は、固体廃棄物の未遮蔽表面の線量率、あるいは、使用済密封線源の放射能に基づくものとなっている。アルファ核種の放射能は、全ての固体廃棄物に対して $4 \times 10^8 \text{ Bq/m}^3$ に制限されている。

表 4-1 ドイツにおける非発熱性廃棄物の分類

放射線防護 グループ	廃棄物形態		
	固体廃棄物 (分類 A1)	廃液 (分類 A2)	密封線源 (分類 A3)
	線量率 mSv/h	放射能濃度 GBq/m ³	放射能 GBq
S1	≤ 2	≤ 4	≤ 0.2
S2	2 - 10	4 - 10	0.2 - 2
S3	10 - 100	40 - 400	2 - 20
S4	100 - 500	400 - 4,000	20 - 200
S5	500 - 1,000	4,000 - 40,000	200 - 10 ⁶
S6	> 1,000	> 40,000	> 10 ⁶

放射線防護グループ S1 と S2 の放射性廃棄物は LLW としてみなされ、同グループ S3 から S5 までの放射性廃棄物は ILW とみなされる。使用済燃料の再処理により発生する発熱性の ILW (放射線防護グループ S6) は、これら物質の処分に先立つ安全管理が必要であれば、時としてこの体系を使用して分類されるかもしれない。極低レベル放射性廃棄物 (VLLW) と LLW との区別は存在しない。

4.2 処分場

連邦憲法 (基本法) には、連邦 (Bund) と個別の州 (Lander) との間で原子力分野における立法面と行政面の責任に関する規定が含まれている。この基本法では、「平和利用目的での原子力の生産と利用、その目的に供される施設の建設と運転、原子力エネルギーの放出又は電離放射線から発生する危険に対する保護、放射性物質の処分」は連邦の立法権限範囲内であることを特に規定している。

4.2.1 ウラン鉱山・精錬廃棄物

ヴィスムートウラン鉱山サイトのデコミッションングと環境修復に関する暫定的な法的根拠として、ドイツ再統一条約では、旧ドイツ民主主義共和国 (旧東独) の放射線防護及び管理に関する規則を適用する要があると明記している。ウランの採掘と精錬は、「今後予定される行為」として原子力安全・放射線防護令 (VOAS) が適用される分野に含まれている。鉱山と精錬施設及びサイトのデコミッションングは、このような予定される行為の最終段階であり、従って、この規則は同プロセスの中で必要となるかもしれない環境修復にも適用されることになる。さらに、捨て石集積場と鉱滓貯蔵池放射線防護令 (HAO) も、再統一条約に従って依然有効である。

上記の規則に加えて、国家放射線防護委員会は、放射線防護原則を、ウラン採掘に関連して放射能汚染した飲料水として使用される水にばかりでなく、ウラン採掘に伴い放射能汚染した物質、建屋、区域又は廃棄場所の安全性、利用又は放出、さらに室内外におけるラドン濃度の評価に適用することを勧告した。

さらに、鉱山、精錬、捨て石集積場及び鉱滓貯蔵池のデコミッショニングや環境修復のプロセスにおいては、連邦鉱山法と水資源法も遵守する必要がある。

4.2.2 放射性廃棄物管理

原子力利用の全ての側面を規定している基本法は、「原子力の平和利用とその危険からの防護に関する法律」、すなわち、一般には原子力法 (Atomgesetz) と呼ばれているものである。この法律は、管轄担当大臣により発布されたいくつかの政令 (省令) や指針、そして、諮問委員会による勧告により補完されている。その中でも特に重要なのは、「最終処分場に対する先払いに関する省令」と「鉱山内放射性廃棄物最終処分の安全基準」である。ドイツの処分はもっぱら地下に掘削された処分場で行われることから、連邦鉱山法と同法の適用を規定している対応政令 (省令) も、廃棄物の最終処分を拘束するものとなっている。

表 4-2 ドイツにおける放射性廃棄物管理と処分の規制枠組み

法規	<ul style="list-style-type: none"> ●原子力法 (AtG, Atomgesetz) ●連邦鉱山法 (BergG, Bundesberggesetz) ●環境影響評価法 (UVPG, Gesetz über die Umweltverträglichkeitsprüfung) ●連邦水質法 (WHG, Wasserhaushaltsgesetz) ●放射線防護令 (StriSchV, Strahlenschutzverordnung) ●最終処分場先払い令 (Endlagervorausleistungsverordnung) ●連邦放射線防護局設置法 (Gesetz über die Errichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz)
履行規定	<ul style="list-style-type: none"> ●採掘規則(Bergverordnungs、第 10 章の詳細な一覧を参照のこと) ●鉱山内放射性廃棄物処分の安全基準 ●技術的な規則、例えば、原子力工学委員会(KTA)の規則
他の政令	<ul style="list-style-type: none"> ●原子力安全担当責任者と安全関連事象通報に関する 1992 年 10 月 14 日付け政令 (安全担当職員と通報政令)、BGB1 I, p.1766 ●原子力法第 7 条に従った施設許認可手続きに関する 1982 年と 1994 年に改正が行われた 1977 年 2 月 18 日付け命、BGB I, p.280 ●原子力法に従った資金確保に関する 1977 年 1 月 25 日付け政令 (原子力資金確保令)、BGB1 I, p.220 ●原子力法に基づいた費用に関する改正された 1981 年 12 月 17 日付け政令 (原子力費用令)、BGB1 I, p.1457
他の技術面の規則	<ul style="list-style-type: none"> ●DIN の基準 ●ドイツ地質工学会の地質工学の勧告 ●国際的な勧告 (例えば、IAEA の安全基準) 規規則 (例えば、1997 年 9 月 5 日の使用済燃料管理の安全性及び放射性廃棄物管理の安全性に関する合同協定)

原子力法では、放射性廃棄物という用語を様々な箇所で使用しているが、実際の定義は行っていない。同法の第 9 条(a)によると、許認可取得者が処分し再利用しないことを決定する放射性残留物、あるいは原子力施設から生じる放射性物質で汚染されたデコミ部材を放射性廃棄物に含んでいるようである。「放射線防護令」も、原子力法 (第 2 条(1)、付属文書 I) での意味合いの範囲で、放射性廃棄物を「自発的に電離放射線を放出する核分裂性物質など、原子力法の第 9(a)条に従って秩序ある方法で排除されるべき」ものとしている。明らかに考慮の対象外になっているのは、比放射能が低いために特別な処理や処分を必要としないような物質であり、これらは規制の対象外となっていると考えられる。

原子力法では、連邦政府、連邦構成州及び廃棄物発生者に対して廃棄物管理に関し特別な責任を割り当てている。同法は第 9 条(a)において、以下のように明文化している。

- 第 1 節：デコミされたり汚染したプラント部材や装置ばかりでなく、放射性廃棄物をリサイクル又は処分するのも、原子力プラント運転者の義務である。

●第3節：放射性廃棄物の貯蔵及び最終処分に関する施設を整備することは、連邦政府の義務である。

貯蔵に関しては、州は中間貯蔵のための収集所を設置することになっている。これらの施設の建設と運転には所管の州当局の許認可が必要である（原子力法、9(a)(3)及び9(c)）。

原子力業界（燃料サイクルと発電プラント）からの廃棄物の管理は、安全な保管と最終処分以外、民間部門の手に委ねられている。廃棄物のコンディショニングと中間貯蔵とは、連邦政府の責任外で行われることになる。廃棄物を早急に移転するのか、あるいは、貯蔵してから移転するのかどうかの意志決定権は、廃棄物発生者が握っている。引渡しが行われた段階で、その廃棄物の所有権は連邦政府に移管されることになる。廃棄物管理や処分により発生する全ての資金の調達責任は、廃棄物発生者による費用負担の原則に従って行われる。

放射線防護令（StrlSchV）第3条(1)では原子燃料を含んでいる廃棄物の処分について、原子力法の第6条と放射線防護令の第3条では貯蔵について、そして、放射線防護令の第81条から86条では放射性廃棄物の引き渡しについての規定がなされている。「ある加盟国から別の加盟国への（欧州連合に入ってくるもの、出ていくものも含む、EC No. 153, p.24、欧州委員会公式ジャーナル（Official Journal of the European Community））放射性廃棄物の移動の監視及び管理に関する欧州委員会協議会」が1993年2月3日に発布したユーラトム政令(92/3)にも拘束されることになる。

元々の原子力法第9条(a)(1)の処分に関する部分では、以下のような規定がなされていた。

「プラントを導入、運転、保有、大々的な改修、閉鎖又は解体するいかなる人物も、あるいは、そのようなプラント外において放射性物質を取り扱ったり、または、電離放射線を発生するプラントを運転するいかなる人物も、発生したいかなる放射性残留物、あるいは、撤去又は解体されたプラントのいかなる放射能を帯びた部分も、以下のことを確実に実施する必要がある。

- (1)第1条(1)から(4)に示した目標に従って害のないように処分すること、あるいは、
- (2)それが現状の科学技術の水準では不可能な場合、または、経済的に実現できない場合、あるいは、第1条(2)から(4)に示した目標と矛盾する場合、放射性廃棄物と

して処分すること。

そして、この法律の規定は、再処理の方が使用済燃料の直接処分よりも明らかに高い優先順位の手段であると解釈された。再利用の要件は、1976年の第4次改正原子力法から規定に採り入れられ、連邦議会下院では全政党により満場一致で可決された。1994年7月31日に、使用済燃料の直接処分を可能にする条項（フォーマット）法（Artikelgesetz）が施行されたことから、改正された現在の原子力法の第9条(1)では以下のように規定されている。

「プラントを導入、運転、保有、大々的に改修、閉鎖又は解体するいかなる人物も、あるいは、そのようなプラント外において放射性物質を取り扱ったり、または、電離放射線を発生するプラントを運転するいかなる人物も、発生したいかなる放射性残留物、あるいは、撤去又は解体されたプラントのいかなる放射能を帯びた部分も、第1条(2)から(4)に示されている目標に従って害のないように処分するか、あるいは、放射性廃棄物として排除することを確実に実施する必要がある。」

このような中で、「直接最終処分」は「無害な利用（すなわち、再処理）」と同等であると正式に認められ、「秩序ある廃棄物の排除」の中に加わることになった。なお、改正以前の原子力法では、このような処分方法は、例外的な場合においてのみ、すなわち現状の科学技術で再利用が不可能であるか、あるいは、経済面で受入れることができない場合においてのみ認められていた。

処分に関する規定の履行において最も重要な点は、「鉱山内放射性廃棄物処分の安全基準」の中に示されている。これらの基準は、処分される予定になっている全てのタイプの廃棄物を対象にしている。この安全基準は、処分の防護目標を達成するために講じるべき手段を定量的に明記すると共に、これら目標達成の確認を実証する上での原則（すなわち、技術的対策と方法）を明確にしている。サイト選定、地層/処分場/廃棄体から構成されるシステム、多重バリア概念、最新技術利用の重要性が強調されている。この安全基準は以下の項目から構成されている。

- はじめに
- 防護目標

- 防護目標達成手段
- サイト要件
- 処分場建設と運転の必要条件
- サイト探査
- 建設と運転
- 放射性廃棄物
- デコミッショニング
- 閉鎖後段階

これらの中で、以下の基準が最も重要なものであると考えられる。

- (a) 深地層に建設される処分場に必要とされる安全性は、それぞれの地層の状況、予定される運転モードを含む処分場の技術概念、処分される廃棄体を含むサイト固有安全評価により実証する必要がある。
- (b) 閉鎖後の段階において、核種移行プロセスの結果として水を介して生物圏に到達するかもしれない放射性核種による個人被曝線量は、放射線防護令の第45条に明記されている限度値（0.3 mSv/年概念）を超えてはならない。

この安全基準は、判断に一定の幅を認めている。そのような幅は、サイト調査、処分場設計及び処分場許認可とプロセスが進捗していくに従って徐々に減じていくことになる。このプロセスは、処分場に必要とされる安全性は定量的に実証する必要があるという枠内で、サイト固有安全評価によりもっぱら決定されることになる。この中には、施設の設計や処分される廃棄体に対する要件の設定が含まれている。

しかし、この防護目標は、それぞれの処分場プロジェクトが調査、計画立案、詳細設計及び性能評価の様々な段階を経て進捗していくに従って得られる情報が詳しくなる、従って、益々具体的になるので、それを使って評価を繰り返すプロセスによってしか達成できないものである。

この安全基準は、以下のようなドイツの処分へのアプローチ（基本概念）と採用されているそれぞれの哲学を特性付ける最も重要な特徴を包含している。

- (a)放射性廃棄物の長期的で安全な生物圏からの隔離を合理的に確実にするために、放射性廃棄物の処分は適切な深地層において行う。
- (b)この処分方法だけが、鉱山内放射性廃棄物処分の安全基準において検討されている。これらの前提に基づけば、処分場の閉鎖後ばかりでなく、廃棄体の定置、埋戻し、シーリング、最終閉鎖後においては、基本的に他の対策を講じる必要がない。
- (c)この安全基準は、保守の必要ない、時間的に無制限で安全な処分と定義される放射性廃棄物の処分に関するものである。大規模な工学規模の処分の場合、廃棄物の再取出しの可能性を必要としない手順と手法が採用される予定である。従って、ドイツの放射性廃棄物処分において、再取出しの可能性は考慮されていない。
- (d)この再取出しの可能性を放棄した概念は、放射線防護面で特に有利である。廃棄体で満たされた個別の処分室又は処分場所の埋戻しとシールにより、処分場運転段階における排気中の放射能濃度低減に貢献することになる。また、これは処分場の安全防护を簡素化することにもなり、(将来の)安全防护要件にも容易に適合させることが可能である。

鉱山内放射性廃棄物処分の安全基準は 1983 年に公布されたが、現在 BMU において改訂作業が行われているところである。この改訂が全体として目指していることは、以下のよう

に要約できる。

- (a)各国の放射性廃棄物の処分に対する安全基準の策定とその評価に関してドイツの状況との比較において調査する。
- (b)IAEA (例えば、RADWASS 計画や 1997 年 9 月 5 日の共同協定)、OECD/NEA (例えば、固体放射性廃棄物の処分の放射性防護原則、1986 年の Publication 46 と現在行われているそのレビュー) 及び ICRP など国際機関により実施されている関連活動の検討
- (c)個々の安全基準の間に存在する不整合の調整

詳しくみると、とりわけ以下のトピックスが検討対象になっている。

- 法的な原則
- 時間的枠組 (すなわち、処分場閉鎖後段階で安全性が実証される必要のある期間)

- 地質学的年代における人間に対する放射線影響の可能性
- 生物圏の保護
- 倫理的及び社会的側面
- 環境影響評価分析とその手順
- 放射性廃棄物の管理と処分を含む一般的な環境保護に関する検討

処分場安全基準に加えて、処分場閉鎖後段階に対する別個の放射線防護基準がある。この処分場に対する放射線防護目標は、放射線防護令（Strahlenschutzverordnung）に明記されており、定量的に示されている。1989年の改訂同令によると、次のようになっている。

- (a)第 28 条(1)は、放射線被曝は合理的に達成できる限り低く保つ必要があると規定している。
- (b)第 45 条 1 は、検討対象とするそれぞれの施設に起因した個人被曝線量は限定されるべき、すなわち、0.3 mSv/年（実効線量率）と 0.9 mSv/年（臓器線量率）を限度とすべきであると規定している。

これらの規定に適合していることは、放射線影響に関する長期安全評価により実証する必要がある。この評価では、個人の潜在的な放射線被曝量が天然での放射線量率の変動範囲内に納まることを実証する必要がある。この評価は、地質バリアの変化や人間環境変化が十分な信頼性を持って予測できる時間的範囲においてだけ合理性を持つことになる。

地層処分場の長期安全性を合理的に保証するためには、個人の被曝線量限度である 0.3 mSv/年又は 0.9 mSv/年を守っていることを始め、放射性核種放出の可能性についてすべて評価し、それぞれの線量率を計算する必要がある。このためには、長期安全性評価を行う上で必要な全ての関連基礎データを見極める必要がある。このデータの中でも、とりわけ、それぞれのサイトにおける地下調査の結果が重要である。

4.2.3 原子力施設のデコミッショニング

IAEA の定義とは違って、ドイツにおけるデコミッショニングの定義の中には、操作員や一般住民の安全や健康の側面について特に言及した箇所はない。さらに、施設の「有用期間の終了」に言及した国としての法律も存在しない。ドイツでは、3 種類の用語、すな

わち、「Stillegung」（プラントの運転と安全な閉鎖の間の期間）、「Sichere Einschuthe」（運転を停止した施設が、その施設の放射エネルギーが長期間にわたり封入されている状況）、「Beseitigung」（デコミッショニングプロセス全体を通じて行われるもので、廃棄物管理と全てのサイト内部材の撤去を意味している）を採用している。

改正された新たな原子力法第 7 条(3)では、「Stillegung」、「Sichere Einschuthe」及び「Abbau」（すなわち、初期運転停止、主構造物の安全な密封を伴う初期除染及び解体、そして、サイト限定利用のための装置や建屋の最終的な解体及び撤去）において個別の許認可手続を求めることで、デコミッショニング作業に対して政府による予防的管理を目指している。さらに、この許認可手続では、原子力施設令に準拠したデコミッショニングの計画立案も求めている。しかし、そのようなデコミッショニング計画において要求される書式や内容が具体的に存在していないことから、ドイツ国内の州（地域）によって大幅に異なってくる可能性がある。また、この計画立案、デコミッショニングの費用を賄うための資金の確保能力についても、原子力法では規制されていない。特に、以下に示す法律と政令が、デコミッショニングに関係していく。

●原子力法（AtG）－以下に示す AtG の条項が、デコミッショニングプロセスに適用出来る。

第 1 条：施設寿命期間における運転段階での安全目標が示されている。この目標は、デコミッショニング段階にも適用される。

第 7 条：第 7 条(3)は、AtG において明確にデコミッショニングについて規定している唯一のものである。この条項では、ドイツのデコミッショニングプロセスにおける 3 つの段階、すなわち、(i)施設の永久閉鎖、(ii)施設の安全封入、(iii)施設の解体、において許認可が必要であるとしている。

実際は、完全なデコミッショニングプロセスに対して 1 回の許認可申請で対処することも可能である。AtG の第 7 条(1)では、施設が既に許認可を有している場合は別個の許認可を必要としないとしており、それによれば、施設の永久閉鎖は運転許可の中に含まれていることになる。

第 9 条：放射性物質の利用と放射性廃棄物の安全な処分を規制している。

第 19 条：AtG が適用可能な全ての活動に対する州の監督を規制している。

●原子力許認可手続き令 (AtVfV)

原子力許認可手続き令 (AtVfV) は、原子力施設の許認可手続きに関する説明と永久閉鎖のために提出しなければならない書類のリストが記載されている。提出書類は、(i)安全解析報告書、(ii)廃棄物管理対策に関する情報、及び(iii)環境評価書(UVP)である。環境評価書には、選定したデコミッショニング方策の技術的代替案についての検討も含まれなければならない。

●放射線防護令 (StrlSchV) – StrlSchV は、放射性物質が絡む全ての活動に適用されるものである。

●その他の政令 – デコミッショニングに対しては、以下に示す政令も適用されることになる。

- 原子力法履行資金確保令 (AtDeckV) : 第 12 条は最終運転停止に固有の規定である。
- 原子力法費用令 (AtKostV)
- 原子力安全担当者・報告令 (AtSMV)
- 最終貯蔵先払い令 (EndlagerVfV)

さらに、ユーラトム条約第 37 条に従って、原子力施設のデコミッショニングに係わるいかなる計画も、ドイツの規制当局による許認可発給の少なくとも 6 ヶ月前に欧州委員会に報告する必要がある。

4.3 廃棄体の受入基準値及び関連法規制値

廃棄物受入要件を設定するために、ドイツの規制では異なる二つのアプローチが用意されている。1 つは、個別に特性評価された又は由来がはっきりしている廃棄物（例えば、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物）に対してその廃棄物に固有の要件を選定するアプローチである。もう 1 つのアプローチは、個別の廃棄物の種類に対応するような要件は設定せずに、代わりに、処分される全てのタイプの放射性廃棄物が満足すべき枠組を設定するものである。

モルスレーベンとコンラッドの両方について、上記の内の後者のアプローチが採用された。モルスレーベン処分場とコンラッド処分場のプロジェクトを対象に設定された廃棄物

受入基準では、この処分場において受入可能な放射エネルギーについて安全性に関連した範囲又は枠組を定義している。これらは、サイト固有の安全性評価の結果に基づいて設定されたものである。これら要件は、広範な種類の廃棄体を対象にしており、廃棄体の種類を特定して設定されていない。すなわち、これらの要件の中には、個別に特性評価され又は由来がはっきりしている廃棄物に対する固有の要件は含まれていない。モルスレーベンとコンラッドの両サイトの要件は、柔軟な要件のシステムが確立できるような方法、すなわち、現在発生している放射性廃棄物ばかりでなく、廃棄物固化技術の改善や将来の開発も組み込むことを可能にするような方法で設定された。このような柔軟なシステムの中には、数種類の廃棄体や様々なオプションが用意されていることがあるが、一言でいえば、運転中及び閉鎖後の段階において処分場に求められている安全レベルが確保できるようなものとなっている。従って、廃棄物発生者とコンディショニング業者とは、全ての「一般」要件を満足させる必要があるのはもちろんであるが、自分たちの放射性廃棄物に適用可能な要件だけを選定し、それらを満足させればよいことになる。このようなシステムの要件は、自ずと広範なものとなり、時間の経過に伴ってさらに複雑なものになっていくことになる。

コンラッドのサイト固有の安全評価結果は、地表及び地下施設と基礎的な廃棄物受入要件の設定において使用された。これらの要件の構成は、まず一般的な処分に関連した事項と廃棄体が満足しなければならない一般要件を記述し、その後、廃棄物形態、廃棄物コンテナ/パッケージ化、個々の放射性核種に対する放射能限度、文書作成及び廃棄体の引渡しに関するより詳細な要件を記述するといった形式になっている。コンラッドの廃棄物受入要件は、以下のように構成されている。

(a) 処分される放射性廃棄物に関する一般基本要件

(b) 廃棄体の一般要件

- 局部線量率
- 表面汚染
- 減圧状態での引渡し

(c) 廃棄物形態に関する要件

- 基本要件
 - (i) 固化材なし
 - (ii) 固化材あり

- 廃棄物形態グループ
 - 放射能の制限値に適合すること
 - 廃棄体の充填
- (d)廃棄物コンテナ/パッケージ化に関する要件
- 基本要件
 - 廃棄物コンテナのクラス
 - 事故に耐えるパッケージ化
 - 内側コンテナ
- (e)放射能限度
- 廃棄体当たりで許容される個々の放射性核種の放射能
 - (i)通常操作
 - (ii)仮想事故
 - (iii)母岩に対する熱的影響
 - (iv)核臨界安全性
- (f)廃棄体の引渡し
- 輸送規則の遵守
 - 許可
 - 廃棄体へのラベル付け
 - 搬出ユニットに対する要件

コンラッドの事故解析結果は、廃棄物のコンディショニングにとって特に重要なものである。この解析から導き出された6種類の廃棄物形態グループと2種類の廃棄物コンテナクラスに注意を払わなければならない。これらの中には、廃棄物製品と廃棄物コンテナ/パッケージ化の品質に関する安全関連要件が含まれている。

モルスレーベンの廃棄物受入要件の構造は、コンラッドにおけるものと同様である。しかし、以下に示す2つの点で決定的に異なっている。

- (a)モルスレーベン処分場の運転は、1986年4月22日に発給された許認可とそれに関連する文書によって規制されている。この許認可は現在も有効であることから、これら文書は遵守しなければならない法的拘束力をもった枠組となっている。従って、放射線防護局(BfS)が策定したモルスレーベンの廃棄物受入要件には、(i)許認可に明記

されている境界条件と追加規則との境界条件、(ii)ドイツ再統一後に新たに必要となった安全評価の結果加えられる新たな規則が含まれている。このために、モルスレーベンの要件は、さらに複雑なものとなってしまったように思われる。

(b)モルスレーベンの廃棄物受入要件は、固体放射性廃棄物に対するものと、密封線源に対するものとを明確に区別している。そのような違いは、コンラッドの要件においては明確にされていない。すなわち、コンラッドの要件の方が、より一般的な形で作成されている。

モルスレーベンの廃棄物受入要件の構成に関する調査の結果、以下のような構成であることが明らかになった。

(a)はじめに

(b)放射性廃棄物の分類

(c)処分される放射性廃棄物に関する一般的基本要件

(d)タイプ A1（固体廃棄物）の放射性廃棄物に関する要件

- 廃棄物形態に関する基本要件
- 放射能限度
- パッケージ化に関する要件
- パッケージ化
- 廃棄体に関する要件
- タイプ A 廃棄物に転換される予定の密封線源に関する要件

(e)タイプ A3（密封線源）の放射性廃棄物に関する要件

- 使用済密封線源の廃棄物タイプへの割り当て
- 密封線源に関する基本要件
- パッケージ化
- 放射能限度
- 表面汚染
- 廃棄体へのラベル付け

(f)放射性核種の申告

(g)廃棄体の引渡し

モルスレーベンの廃棄物受入要件は、運転許認可とその新たな規制文書の一部となっている。これら要件は、処分される放射性廃棄物の分類、いわゆる放射線防護グループ及びそれぞれの定置技術に基づいたものである。

発熱性廃棄物を対象にした処分場（ゴルレーベンが想定されている）に対する規制面での検討は、本章の 4.4 において示してある。現状において、この処分場を対象とした廃棄物受入基準に関する法的な規制値は存在しておらず、現状でのゴルレーベンの施設に対する評価が完了し、同施設の許認可手続きが終わりに近づくまで、そのような基準は設定されない見込みである。

4.4 廃棄体要件

非発熱性廃棄物を収納している廃棄体の機能は、取扱いと処分場内への定置だけなので、廃棄体に関する要件はほとんどない。各廃棄体の設計は、処分場での取扱い及び定置装置と操作が互換性を持っていなければならない（例えば、放射線による分類 S1 と S2 の LLW であれば、積上げられることになり、一方、分類が S3 から S5 の ILW の場合は「投棄」されることになる）。廃棄体は、処分場の安全評価において、(i)処分場の通常運転、(ii)想定事故時、(iii)核臨界安全性、(iv)長期的な放射線管理に関して評価する必要がある。このような段階を経て、個別の廃棄体が処分場許認可において名前で特定されることになる。このような事例の一つが、モルスレーベン受入要件の 1996 年改訂版であり、以下のような新たな廃棄物コンテナとパッケージ化の使用が承認されている。

- 容量 600 リットルまでのオーバーパック
- タイプ I とタイプ II のコンクリート製コンテナ
- FC 50M と名付けられた改良ドラム缶コンテナ
- タイプ PC 120/2 と PC 120/4 の一次コンテナ

発熱性廃棄物の処分場において廃棄体が満足する必要がある規制要件は、以下のものである。

(1)放射性物質の安全な閉じ込めの保証

- (a)コンディショニング施設でコンディショニングした後、取扱い操作、輸送及び中

間貯蔵期間中

(b)岩塩ドームでの最終処分サイトでの運転期間中

(c)岩塩ドーム最終処分場サイトの閉鎖後

(2)十分な遮蔽の保証

(a)地表での取扱いの期間中

(b)岩塩ドームの最終処分サイトにおける取扱い期間中

(3)輸送と取扱いが可能なこと

(4)以下のような形態で岩塩ドームでの最終処分に適していること

(a)横坑（標準）

(b)立坑

コンディショニングされる物質（燃料集合体）や最終処分サイトの特性と合わせて、これらの要件の基準を考慮することで、以下のような計画立案のための基礎的なベースとなる。

(1)最終処分サイトの要件に従ったバリアの耐久性（仮定 \geq 500 年）

(2)最終処分場サイト内の温度（キャスク表面において \leq 摂氏 200 度）

(3)最大地圧（ \leq 300 パール）

(4)IAEA の勧告に従ったタイプ B(U)要件

(5)中間貯蔵の原子力規則に従った貯蔵許可

もっと細かい要件は、最終処分サイトが選定され、パッケージ設計が確定し、処分施設の許認可プロセスが進展した段階で定義されることになるかもしれない。

その後、処分場受入基準は、ドイツの輸送規則からの要件や中間貯蔵要件と比較されることになる。これら様々な要件では試験要件や許認可手続きが異なることから、ドイツでは設計試験手続きの不必要な重複を避けるために、慎重に要件の整合性がとられてきている。

4.5 検認

廃棄物受入要件を満足していること実証することは、廃棄物発生者の責任である。BfS は処分場の運転や独立した試験及び管理手段の実施の責任を負っている。さらに、DBE 社

は廃棄体定置作業を担当し、放射線防護目的での処分場で線量率と汚染の計測を行う。

処分の準備が整った廃棄体は、廃棄物発生者から BfS 側に連絡されることになる。この連絡は、廃棄体に関する全ての必要な情報を提出するである。この提出された情報は、その後、連邦材料試験研究所 (BAM, Bundesanstalt für Materialprüfung)、あるいは、ユーリッヒ研究センターにある発生者管理グループ (PKS, Produktkontrollstelle) によりチェックされる。BfS 側が必要と見なした場合は、非認証発生者からの廃棄体に対しては、受入要件の遵守に関する試験が行われる。提出された文書に従って、試験のタイプや範囲、例えば、破壊試験、非破壊無作為サンプリング、といったことが設定される。承認が得られ、そして、最終処分の費用が決定された後、この廃棄体は処分場に搬送し、BfS に引き渡すことが可能となる。この廃棄物の所有権は、処分のために引き渡された時点で BfS に移転されることになる。

原子力業界以外の廃棄物発生者からの廃棄物は、システムが異なっている。これらの少量発生者は、州の廃棄物集積保管所に引き渡す必要がある。このような貯蔵場所には、廃棄物の処理、貯蔵、輸送及び文書作成できるシステムがあるが、実際にはそれぞれ異なるアプローチをとっている。これら機関の中には、未処理廃棄物を受取って、その処理、コンディショニング、そして、その後の貯蔵行っている。未処理廃棄物を受取らず、まず外部組織に処理をさせる貯蔵所がある。受取った廃棄物を、まだ全く処理又はコンディショニングをしていない貯蔵所もある。

廃棄体の承認を得るために必要な情報を取得するために用いられるものとしては、運転に関する情報、計算 (例えば、線量率を求めるための遮蔽計算)、非破壊分析手法、及び破壊検査がある。非破壊検査法には、以下のものがある。

- ガンマ線計測—放射されるガンマ放射線をキャニスター又はキャスク表面で計測する方法は、放射性廃棄体に対して非常に広範に適用される非破壊検査法である。この方法は、一般に放射化生成物や核分裂生成物の決定のために使用される。
- 中性子計測—放射化物質/核分裂生成物で汚染された高密度の廃棄物に対する非破壊で核種の量を決定するには、中性子計測を利用する必要がある。パッシブ中性子計測は、放射性廃棄体から放射される中性子を計数することが基礎となっている。

破壊検査は、通常以下に示す3つの段階から構成されている。

- (1)破壊試料採取（例えば、穴開け、切断）
- (2)試料の処理（乾燥、粉碎、研削）
- (3)放射化学分析（溶解、化学分離、アルファ線/液体シンチレーション分光分析といった方法による実験室での分析）

破壊分析の2つの大きな短所は、不均質な廃棄物形態の代表性の問題、そして、このような検査には時間を要すること、費用がかかること、作業員が被曝する可能性があること、検査の結果として二次廃棄物が発生することである。

5.0 処分場

ドイツの放射性廃棄物管理ならびに処分は、1960年代初めの連邦政府決定によって方針が定められており、全ての廃棄物を地層中に処分するという特徴がある。浅地中埋設や地表下での処分はこれまで検討されたことがない。これは一つには、公衆が地表処分場に対して高い環境意識と懸念を抱いているためであるが、それだけではなく、この国の人口密度が高いこと、気候が湿潤であること、そして深地層処分に好ましい地層が豊富であることも理由になっている。

1960年代に行われた放射性廃棄物を深地層中に処分する可能性に係る調査は、(i) 1957年の全米科学アカデミー報告書「放射性廃棄物の地中処分 (Disposal of Radioactive Waste in Land)」、及び(ii) ドイツが有する掘削済みの岩塩ドームへの有毒廃棄物貯蔵の経験、に基づいたものであった。ドイツ地質調査所は、岩塩層を利用することを1963年に勧告した。これは、この地層がドイツ北部地域全体にわたって深さ2,000~4,000mまで広がっており、200以上の岩塩ドームが地表近くまで達しているためであった。肥料として広く利用されている炭酸カリウムの岩塩ドームが多い一方で、純粋の岩塩(塩化ナトリウムを成分とするハライト)で出来たものも若干存在する。岩塩は、その物理的特性が良好であること(支持構造物なしで岩塩ドーム内に大規模な空洞を建設することが可能)、及び熱伝導率が高いこと(高レベル廃棄物の熱放散に必要)から最も望ましい地層とされている。

1965年には、連邦政府はニーダーザクセン州のアッセ岩塩鉱山を取得した。若干の復旧作業の後、発熱HLW処分に係わる基礎的な研究開発と並行して、1967年にLLW/ILWの工業規模での最終処分が開始された。廃棄物は、深さが地下750mの空洞と、深さ490mの別の空洞に処分された。アッセ鉱山での処分が1978年に終了するまで、約124,000本のLLWドラム缶と約1,300本のILWドラム缶が、この試運転期間中に処分された。1978年以降、同施設は地下研究施設としてのみ利用されている。

旧東ドイツでは、1970年にザクセン-アンハルト州のモルスレーベン近傍にあるバルテンスレーベン岩塩鉱山において短寿命LLWと低濃度のアルファ核種を含有するILWの最終処分を開始した。処分施設の運転によって、原子力発電所や研究所で発生する固体や液体の運転廃棄物の処分に加え、放射線源の処分が支援されることになった。ドイツ統一後は、BfSを責任機関として、連邦政府がモルスレーベン処分場の責務を引継ぎ、DBEに同処分場の改善と更なる運転を担当させることとした。その後まもなく、モルスレーベン処

分場は、連邦放射線防護庁の管轄下に置かれた。放射性廃棄物に対する統一ドイツの規制に照らした処分場運転状況をレビューするため、1991年2月に運転が一時停止された後、モルスレーベンは1994年1月から1998年9月まで運転された。同処分場の閉鎖は、LLW及びILW向けのコンラッド（訳注：独読みでは「コンラート」）鉱山の開設に時期を合わせる予定であったが、コンラッドの許認可取得が遅延している。ドイツ連邦政府による作業は、1976年にコンラッド鉄鉱山が経済的理由で断念された直後に開始された。

1970年代には、ドイツ連邦共和国（旧西ドイツ）において使用済燃料とHLWの処分に係る開発作業が継続された。最初の重要な研究の一つとして、「処分の様々な代替方策とその実現可能性に係わる比較」が挙げられるが、この研究は、1979年に連邦研究技術省がカールスルーエ原子力研究センター（KfK）に委任したものである。次いで、1982年から1984年にかけて、使用済燃料を処分するための岩塩層中の標準処分場概念が策定され、その評価プロセスの中で、岩塩層処分場の横坑内に、耐腐食層付の自己遮蔽金属キャニスターに収納された稠密化燃料集合体を定置する方式が結果的に最も高い評価を得た。その評価プロセスでは、様々な技術概念が数多く検討された。検討された技術は（i）コンディショニング概念、（ii）廃棄体概念、及び（iii）処分場概念に分類されている。また、以下の9つの前処理（preconditioning）プロセスが検討された。

- (a) 燃料棒は化学的にも物理的にも変えない場合：
 - ・ 燃料集合体の改造なし
 - ・ 燃料集合体から端栓を除去
 - ・ 燃料集合体を燃料棒に解体
- (b) 燃料棒を物理的に処理：
 - ・ 燃料棒のガス抜き処理を実施
 - ・ 燃料棒を折り曲げる（folded）
 - ・ 燃料棒を1m単位に剪断
 - ・ 燃料棒を5cm単位に剪断
- (c) 燃料棒を物理的にも化学的にも処理：
 - ・ ボロキシデーション後の燃料をガラス固化
 - ・ 溶解後ガラス固化

検討された廃棄体概念は、5つの異なるバリエーションからなる：

- (1) 単一シェル金属キャニスター
- (2) 例えば、グラファイト、Ticode、ハステロイ、セラミックスといった異なる耐腐食層（コーティングないしはシェル概念）を施した、単一シェル金属キャニスター
- (3) 電気化学的設計原理（galvanic design principle）に基づく金属キャニスター
- (4) 単一シェルセラミック・キャニスター
- (5) 単一シェルグラファイト・キャニスター

処分場概念には以下のものがあった：

- (1) 垂直孔定置
- (2) 水平孔定置
- (3) 横坑定置

1985年初頭に、結果を連邦政府が評価した。これにより、全ての許認可要件を満足する技術的レベルを達成することを目標に、直接処分技術の開発がさらに行われることになった。

更なる開発における1つの重要な側面は、使用済燃料の直接処分は、再処理してその結果出てくるHLWガラス固体を処分することに対峙するものであるということであった。使用済燃料を地下輸送し、直接定置することの実現可能性を方針分析及び実証した後、発熱性廃棄物用処分場に使用済燃料を直接定置する方式に対して法的根拠を付与するため、1994年に原子力法が改定された。

ドイツにおいて長年議論されてきたもう一つの処分場政策の問題として挙げられるのが、発熱性廃棄物と非発熱性廃棄物を共に収容可能な単一の処分場に処分する方法をとるか、それぞれに別々の処分場が必要か否かというものである。両方の廃棄物を単一の処分場に処分する考え方の是非については国際的なコンセンサスがないものの、単一の処分場において克服すべき技術的な問題は存在する（例：処分場閉鎖後のガス発生及び各廃棄物の種類によって望ましい母岩層が異なること）。現時点では、最終的な決定は下されていないが、最近（2000年6月）の政府と原子力産業界との合意によって、コンラッド（LLW及びILW）

とゴルレーベン（使用済燃料及びHLW）の両方における開発が動き出すことになる。

5.1 処分場名

ドイツの処分概念によれば、全ての放射性廃棄物は深地層中に建設され運転される処分場内に定置されなくてはならない。このような地下空洞では廃液や気体廃棄物の処分は除外されるため、固体あるいは固化された放射性廃棄物のみがドイツの処分場で受け入れられることになっている。これらの廃棄物は、研究開発センター、原子力発電所の運転、デコミッショニング、原子燃料サイクル産業、及び医療、工業ならびに研究での放射性同位体元素の利用によって発生する。

現在、低・中レベル廃棄物の処分用としては、以下の2サイトが使用あるいは検討されているところである：

- (a) ニーダーザクセン州のコンラッド廃鉄鉱山において、発熱が無視できる放射性廃棄物の処分が計画されている。
- (b) ザクセン-アンハルト州のモルスレーベンの旧岩塩鉱山における廃棄物の定置。同鉱山は短寿命低レベル廃棄物と低濃度のアルファ核種を含有する中レベル廃棄物向けの処分場として旧東ドイツによって運転されていたものである。

三番目のサイトは、ゴルレーベンサイトのドーム内にあり、発熱性廃棄物、そして恐らくその他の形態の放射性廃棄物向け地下処分場として検討されているところである。

全てのドイツの処分場は、BfSによって運転され、DBEがBfSに対する主契約者として全ての運転活動を請け負っている。ドイツの処分場プロジェクトの状況がそれぞれ異なるため、DBEの過去の役割と現在の役割は微妙に異なっている。コンラッドとゴルレーベンに関しては、DBEは地表施設と地下施設の概念設計及び詳細設計を実施し、機器類や概念に関する設計、試験を行い、施設を建設し、これら施設の進捗中の許認可に関してBfSを支援し、全ての新規建屋と地下坑道の建設を行っており、現在は、残されたドイツの政策問題の解決を待つ間、全施設の保全を行っている。モルスレーベンに関しては、DBEはドイツ統一後に実施されたサイト全体の大規模な改修の責務を担っている。これには新たな処分場機器の設計、製造上のフォロー、及び(i)地表での廃棄体輸送、(ii)地下における廃棄体の処分空洞への搬入、及び(iii)廃棄物の定置に関する全ての搬送機類の受渡し

が含まれている。既存の処分空洞の容量が満杯になった後、DBE は廃棄物定置用の新たな候補空洞を見つけ出し、関連する許認可を取得し、処分空洞を改修して運転を再開した。また、DBE は既に廃棄体で満杯になった処分空洞の埋戻しと密閉に係わる計画を取りまとめた。1998 年 9 月に廃棄物処分が中断されたため、DBE の作業は、未使用空間の埋戻し、廃棄体が定置された処分空洞の密閉、及びアクセス用立坑の密閉を含めた、モルスレーベンの地層処分場のデコミッションングと閉鎖に関する計画立案作業に移行した。

5.1.1 モルスレーベン放射性廃棄物処分場

モルスレーベン放射性廃棄物処分場 (ERAM) は、ザクセン-アンハルト連邦州のヘルムシュテットに設置されている。同処分場は、アレールタル (Allertal) 岩塩ドーム内にあるが、同ドームの内部は激しい褶曲が生じており、かなり大きな石膏の層を含んでいる。これらは物理的に安定しており、そのため採掘によってできた岩盤の開口部の収縮は少ない。岩塩の頂部は、地表から深さ 260m の部分にあり、低透水性のキャップロックが上に重なっている。この処分場は、旧マリエ鉱山とバルテンスレーベン鉱山を使っている。1912 年以降、これらの鉱山はカリウム化合物 (potash) 及び、後には岩塩を産出した。ここでは 760 万 m^3 の空間が作られ、その内 70% がバルテンスレーベン鉱山にあり、掘削された区域が深さ 386m から 506m に広がっている。鉱山の操業は 1969 年に終わったが、その結果、7 レベルにわたって極めて複雑な掘削路が延びている。放射性廃棄物の処分区域は第 4 レベル (深さ 506m のレベル) にある。

モルスレーベンサイトの許認可は、1972 年に発給され、処分場の建設ならびに輸送、取扱い、定置技術に関する許可は 1974 年にグライフスヴァルトにある Volkseigenes Kombinat Kernkraftwerke Bruno Leuschner に対して発給された。同処分場の試験運転は 1978 年に開始され、試運転期間を経て、最初の運転許認可が 1981 年に発給された。

処分場の運転は、旧東ドイツにおいて 1981 年に始まった。ドイツ統一までに、同処分場は、約 14,000 m^3 の量の廃棄物を受け入れた。ドイツ連邦共和国の法体系に移行後、1998 年に運転が打ち切られるまでにさらに 12,000 m^3 の廃棄物が処分された (表 5-1 参照)。

表 5-1 モルスレーベン最終処分場のサイト概要

種 類	旧岩塩鉱山内の LLW/ILW 用地下処分場 (深さ 380~520m) 低アルファ廃棄物に限定 (α 核種 $<4 \times 10^8 \text{Bq/m}^3$) 固体廃棄物の積み重ね及び収納技術を使って空洞と坑道に貯蔵
容 量	10,000,000m ³ の空洞容量で立坑が2本のプラント-バルテンスレーベンとマリエのピット 350,000m ³ の容量の空洞が第1段階の貯蔵分として認可を受けた(バルテンスレーベンの第4レベルピット)。 許認可容量 40,000m ³ 1998年9月までの定置廃棄物量 36,800m ³
処理能力	2~4,000m ³ /年(1シフト)、1994年から1998年までは5,000m ³ /年に増加
経緯のまとめ	1897/1912~1969: 岩塩鉱山として運転 1968~1972: 最終処分サイトとしての適合性調査 1970: KKW から継承 1972: サイトの承認 1974: 建設認可 1978: 運転開始 1982~1986: 運転継続 1990: ドイツ統一 1991: 廃棄物受入一時中止 1994: 廃棄物受入再開 1998: 廃棄物受入終了
状 況 (2000年11月現在)	ザクセン-アンハルト州の最高行政裁判所から1998年9月25日に BfS に対して廃棄物の定置を即時に中止することを求める命令が下された。2000年6月の原子力発電会社と連邦政府間の合意によって、同施設はこれ以上の廃棄物受け入れはせず、恒久的に閉鎖することが求められるに至った。
費 用	建設費: 1億4,000万旧東独マルク 2000年までの運転費: 3億5,000万ドイツマルク 投資: 3,000万ドイツマルク 計画評価調査: 5,000万ドイツマルク 閉鎖(予備的評価): min.2億3,000万ドイツマルク; max.16億3,000万ドイツマルク
m ³ 当たり費用	10,000ドイツマルク/m ³ (BMU 提案)

廃棄物取扱いと処分の考え方は基本的に廃棄物の特性に基づいており、使用される定置技術はそれに合わせるというものである。200リットルドラム缶に収納された低レベル固体廃棄物は積み重ねられた。積載作業はフォークリフトによって行われた。中レベル放射性廃棄物及び使用済密封線源は、遠隔制御機器によって人が立ち入ることの出来ない空洞に投棄された。更に、放射性廃液は、結合剤として褐炭(lignite)フィルター灰を用いて

原位置で固型化された。

1994年から1998年にかけて投棄に使用された掘削空洞が二つあった。1994年以前には、これらは二つともドラム缶より重い廃棄物の投棄用に使われていた。1994年以降は、このドラム缶は、コンラッド施設向けに提案された廃棄体よりは小型で、このため、廃棄物発生者が廃棄物のコンディショニングや梱包に関する決定を難しくする状況を作り出していた。1990年以前には、どういうコンディショニング技術を使うかは、コンラッド処分場に対する要件のみによって支配されていた。また、この要件は廃棄物容器の種類や取扱い技術についても拘束力を持っていた。この「コンラッド原則」は、1基当たり最大20トンまでの大型廃棄物容器を使うことにより、容器数を少なくして取扱い操作を最小限に抑えるものである。これら受入容器の外側寸法は、処分施設にピッタリ合うように調整される（理想的には積載が完了した時点で処分場容積が100%充填され、容器間の使われていない空間がほとんど残らなくなる）。逆に、「ERAM原則」は、低重量の200リットルドラム缶を個別に取扱うものであった。モルスレーベンのパット・ケージの1回の作業に対する最大許容荷重（ドラム缶と遮蔽体を含む廃棄物）は、コンラッドの制限の40%（8トン）にしかならない。

5.1.2 コンラッド最終処分場プロジェクト

旧東独のモルスレーベン・プロジェクトと同時並行的に、ドイツ共和国（以前は西ドイツとして知られていた）は自国の、発熱を無視できる（母岩温度を3℃以上上昇させない廃棄体に収納されたLLW及びILW）放射性廃棄物を処分する処分場を開発していた。同国も廃棄された鉱山を選定していたが、ここではニーダーザクセン州ザルツギッター近傍の鉄鉱石鉱山を選定した。同鉱山は、深さが800mから1,300mあるために例外的に乾燥している点、及び空洞部分の周囲に、地下水からの隔離能力に優れた粘土ならびに泥灰岩層があることに注目してサイト選定されている。

1982年、連邦物理技術研究所（PTB）は、ニーダーザクセン州当局に許認可手続き申請書を提出した。これは、同サイトの基本的な適性が6年間かけて確認された後であった。最後の計画資料は1990年に提出された。公開審議プロセスは、1991年から1993年まで行われ、ドイツのそれまでの最長許認可手続記録を更新した。

ニーダーザクセン州の環境省は、1998年に許認可決定案を作成し、その中で「現状の科学技術に従って、原子力法で謳われている危険防止手続きが守られている」と述べた。し

かしながら、政治的理由から許認可は未だ発給されていない。連邦政府と電力会社との間の2000年6月の合意では、「責任当局は、コンラッド鉱山の立坑に関する許認可承認プロセスを終結させることになる。許認可申請書を提出した団体は、法的なレビューを可能にするため、原子力許認可 (Sofortvollzug) を有効にするための申請を取り下げるであろう」と述べている。

深さ800mから1,300mの鉄鉱床がこの処分場の母岩層になる。廃棄体は、全掘削容積約1,100,000m³の横坑に積み上げて処分される。これによって、合計約650,000m³の廃棄体の埋設が可能になる。同処分場の運転は、年間受入量15,000~20,000m³で少なくとも40年間続けられる予定である。総放射能は10¹⁸Bq、アルファ核種の放射能は約10¹⁷Bq程度になると予想されている(表5-2参照)。

表5-2 コンラッド最終処分場プロジェクト概要

種 類	旧コンラッド鉄鉱石鉱山内の非発熱性放射性廃棄物用地下処分場で、深さ800から1,300mにある新たに掘削された空洞内にドラム缶を積載。
容 量	ドラム缶体積 600,000m ³ 貯蔵空洞容積 1,100,000m ³
処理能力	17,000m ³ /年(単一シフト運転) - 200シフト/年で3,400移送ユニットと等価
経緯のまとめ	1965~1976: 鉄鉱石鉱山として運転 1976~1982: 適合性調査 1982年8月: 計画申請開始 1991年5月~7月: 計画申請資料作成 1992年9月: 計画申請に関する公聴会開始 1998年: 許認可決定案 2000年6月: 許認可作業継続の合意 運転許可受領後、3年間で運転開始の予定
管理機関	DBE (1992年9月1日現在)
費 用	建設費: 17億5500万ドイツマルク 運転費: 18億9700万ドイツマルク* 閉鎖費: 3億700万ドイツマルク
m ³ 当たり費用	5,995ドイツマルク/m ³

*3%の割引率で4,500万ドイツマルクを40年間という条件で算定(1990年12月のBfSコスト評価)

コンラッド処分場の地表施設は、2ヶ所に分かれて建屋と設備があり、互いに約1.5km離れている。第1立坑サイトには、非放射線の物質を地下に輸送する設備、地下を掘削し

て出てくる土砂の吊り上げ、及び職員を輸送するための設備がある。第一立坑は吸気にも用いられる。必要な建屋全て及び関連する施設・設備の設計は完了しており、許認可申請資料の一部は当局に提出されている。第2立坑の設備は、全て放射性廃棄物を取扱う建屋と設備である（すなわち、廃棄物受入建屋、バッファ貯蔵建屋、及び立坑地上基地）。環境保護のため設備が追加された（例：第2立坑及び鉱山の主ディフューザーを通じて大気に放出される鉱山排気の放射線モニタリング、下水処理、及び環境モニタリング）。

5.1.3 ゴルレーベン処分場サイト

ニーダーザクセン州の Luchow-Dannenberg 地区にあるゴルレーベン岩塩ドームが、全ての種類の放射性廃棄物、特に再処理や使用済燃料集合体を発生元とする発熱性放射性廃棄物向け処分場の母岩層として適性を有するか否かの調査が実施されているところである。定置されるベータ/ガンマならびにアルファ核種の蓄積量は、各々およそ 10^{21} Bq 及び 10^{19} Bq である。施設の運転期間は約 70 年と想定されている（表 5-3 参照）。

提案されている処分場水平坑の位置は、岩塩ドーム内部の深さ 840m から 1,200m の部分になる。岩塩ドームそれ自体は長さ約 14km、幅が最大で 4km、地下約 3,500m から約 260m に達している。

ゴルレーベン・サイトの適性の可能性判定については、1979 年以来調査が行われている。1979 年から 1985 年にかけて、ゴルレーベン・サイトの地質ならびに水文地質について以下の調査活動が行われた。

- ・ 岩塩ドーム調査のための各々深さ約 2,000m のボーリング 4 本
- ・ キャップロック及び下部に横たわる岩塩床調査のためのボーリング 44 本
- ・ 立坑ゴルレーベン 1 及びゴルレーベン 2 用の予備的ボーリング 2 本
- ・ 地震プロファイル 156km
- ・ Cenozic 被覆層中への調査穿孔 145 本
- ・ ピエゾメーター設置のための穿孔 326 本
- ・ 長期ポンプ排水 4 回（各試験毎にポンプ排水期間約 3 週間）
- ・ 向斜縁部の古第三紀調査用ボーリング 1 本

表 5-3 ゴルレーベン・サイトの概要

種 類	発熱性廃棄物及びその他の全ての形態の放射性廃棄物用地下処分場で、 ゴルレーベン岩塩堆積層内に開発。 約 840m の深さに積上げないしは掘削孔技術を用いて貯蔵 (840m レベル から深さ 300~600m の深さに単一レベルあるいは複数レベルの坑道、ま たは掘削孔を配置)
設計容量	原子力発電量 2,500GW・年を賄うに十分な量 (容量は指定されていない)
放射能容量	$1 \times 10^{21} \text{Bq } \beta/\gamma$ $1 \times 10^{19} \text{Bq } \alpha$
運転期間	最長 70 年
スケジュール	1977: 予備的サイト選定 (立地基準第 1 段階) 1979: 水理地質試験の開始 1983: 適性決定 (立地基準第 2 段階) 1986: 探査坑道用立坑の掘削開始 1986-未定*: 探査坑道の建設 未定*: 地球科学探査の完了 未定*: 計画評価/承認手続き 未定*: 運転開始
状 況	立坑掘削: 第 1 立坑の掘削 843m まで完了; 第 2 立坑の掘削深さ 932m まで完了 水平坑道: 840m レベルに必要な掘削量の約 80%進捗
承 認	探査坑道: 鉸山法に従った運転計画 最終貯蔵サイト: 地球科学探査及び岩塩堆積層との両立性に関する声明 後に原子力法第 9b 条に従った計画評価手続き
予想廃棄物量	1997 年 12 月 31 日の基本廃棄物量によれば、電力会社の 2080 年までの 廃棄物推定量は、発熱性廃棄物 (ILW 及び HLW) が 40,000m ³ 及び非発 熱性廃棄物 (LLW) が少なくとも 395,000m ³ 。
費 用	掘削及び建設費: 37 億 4,000 万ドイツマルク 運転費: 69 億 900 万ドイツマルク** 閉鎖 (推定): 4 億 1,800 万ドイツマルク 1993 年までの支出: 24 億ドイツマルク (概数)
m ³ 当たり費用	429,445 ドイツマルク/m ³ (発熱性廃棄物) 5,998 ドイツマルク/m ³ (非発熱性廃棄物)

*地下掘削に対する政府の中断命令の有効期間に依存する

**3%の割引率で 1 億 2000 万ドイツマルクを 50 年間という条件で算定 (1987 年 11 月の
BfS コスト評価)

実施されたその他の調査としては、地質電気 (geoelectrical) ならびに地熱研究、重力測
定 (gravimetry) 地震学、地球化学、同位体地球化学及び微古生物学が挙げられる。

これに続いてドイツの立地基準の第 3 段階が行われた。この第 3 段階では定置予定レベ
ルまで探査坑を掘削する。サイト開発は、1986 年に第 1 立坑と第 2 立坑を各々最終深さ

843m 及び 932m まで掘削すること（土壌凍結技法が立坑掘削に適用された）、及び地下処分場坑道の開発から始められた。地下の母岩層調査ならびに将来的な処分場のインフラストラクチャとして必要となる地下研究室が、最終定置レベル（870m）の上部約 30m の位置に設置され、その後、これら探査横坑は換気に用いられる予定である。この掘削は、そのほとんどが既に終了したが、岩塩鉱山の運転時に適用されて成功を収めたものと同じ技術を用いて行われている。安全基準によれば、実証済の鉱山技術のみが適用されることになっている。掘削はドイツの鉱山規定に基づいて許可されている。

現在、実際の処分場は、定置深さを約 870m に計画されている。ドイツの安全基準によれば立坑の数は最小限に抑えることとされているが、少なくとも 2 つの立坑が輸送、換気ならびに安全上の理由で必要になる。この立坑は、地下施設の中央部近傍に、約 500m の間隔で設置され、各立坑の周囲 300m の安全ピラー（岩柱）範囲内には廃棄体は処分されないことになっている。処分坑道は菱形格子パターンに建設され、再処理廃棄物ガラス固化体容器（及びあるいは、恐らく使用済燃料も）はこれら坑道あるいはアクセス横坑（処分坑道）レベルの下部 300～600m まで掘削された掘削孔中に定置される。オーバーバックは使用されない。

使用済燃料処分に二つの概念（Pollux キャスク及びキャニスター）が開発されている。Pollux キャスクについては、5.2.3 節で述べる。

連邦政府と電力会社間で 2000 年 6 月に締結された協定により、ゴルレーベンの岩塩ドームの掘削を、考え方や安全技術上の問題を明らかにするため、最低 3 年～最高 10 年間中断するよう求められている。この中断期間に試験やデータ収集が実施される予定である。

5.2 受入廃棄体

5.2.1 モルスレーベンの廃棄体

放射性廃棄物形態は、輸送と処分場での取扱いの双方を目的としたコンテナにパッケージ化されなくてはならない。積み重ねが行われる放射性廃棄物については、200～400 リットルの容量を持つ標準ドラム缶が用いられる。パッケージ化されていない廃棄物形態及びパッケージ化済の ILW（一次廃棄物やコンディション済廃棄物）の投棄には再利用可能なコンテナが利用できる。一次廃棄物の場合、輸送ならびに投棄は、いわゆる一次コンテナと呼ばれる容器を用いて行われる。中レベル廃棄物は、いわゆる「ドラム缶コンテナ」と

呼ばれる容器を用いて輸送と投棄を行うために、200 リットルドラム缶にパッケージ化しなければならない。一次コンテナとドラム缶コンテナの違いは、遮蔽材と厚さである。使用済密封線源は、輸送や投棄目的では、様々な遮蔽厚さの再利用可能コンテナに収納しなくてはならない。

良く知られている 200 リットルドラム缶と 400 リットルドラム缶の他にも、表 5-4 に示すように、様々な種類の再利用可能な標準パッケージがある。全ての一次コンテナ (PC) とドラム缶コンテナ (FC) は再利用可能になっており、コンラッド処分場向けの「使い捨て」パッケージとは異なっている。これらの容器は円筒形をしていて鋼製である。FC40、FC70 及び FC100 の場合、鋼-鉛-鋼のサンドイッチ遮蔽壁設計が採用されている。廃棄物の放射線防護分類と品質レベルに応じて適切なパッケージが適用されなければならないことになっている。

表 5-4 モルスレーベン処分場用の一次コンテナ及びドラム缶コンテナ用

再利用可能標準パッケージ

パッケージ 種類	外 寸		内 寸		風袋(kg)	正味容積 (m ³)
	直径/幅 (m)	高さ(m)	直径/幅 (m)	高さ(m)		
PC14	1.12/1.32	1.92	0.932	1.65	1200	1.10
PC84	1.12/1.32	1.92	0.710/0.85	1.44	5140	0.75
FC40	0.972/1.32	1.60	0.60/0.70	0.88/1.10	2800	0.20
FC50	0.800/1.32	1.12	0.645	0.81	1420	0.20
FC70	0.972/1.32	1.60	0.60/0.70	0.88/1.10	3900	0.20
FC75	0.800/1.32	1.162	0.64	0.907	1630	0.20
FC100	0.972/1.32	1.60	0.60/0.70	0.88/1.10	5000	0.20

5.2.2 コンラッドの廃棄体

表 5-5 に示すように、コンラッド処分場の運転要件に従って標準化された様々な種類のパッケージが用意されている。これらの廃棄体は、適合しなくてはならない基本的要件に加えて、事故条件下での物理的、熱的安定性に関して異なる健全性レベルによって二つの廃棄物コンテナ分類、つまりクラス I と II に振り分けられている。

表 5-5 コンラッド処分場用標準廃棄体

No.	名 称	外 寸			
		長さ/直径 (m)	幅 (m)	高さ (m)	総容積 (m ³)
01	円筒形コンクリートパッケ-ジ タイプ I	1.06	—	1.37	1.2
02	円筒形コンクリートパッケ-ジ タイプ II	1.06	—	1.51	1.3
03	円筒形鑄鉄パッケ-ジ タイプ I	0.90	—	1.15	0.7
04	円筒形鑄鉄パッケ-ジ タイプ II	1.06	—	1.50	1.3
05	円筒形鑄鉄パッケ-ジ タイプ III	1.00	—	1.24	1.0
06	コンテナタイプ I	1.60	1.70	1.45	3.9
07	コンテナタイプ II	1.60	1.70	1.70	4.6
08	コンテナタイプ III	3.00	1.70	1.70	8.7
09	コンテナタイプ IV	3.00	1.70	1.45	7.4
10	コンテナタイプ V	3.20	2.00	1.70	10.9
11	コンテナタイプ VI	1.60	2.00	1.70	5.4

5.2.3 HLW 及び使用済燃料パッケージ

発熱性廃棄物処分場（ゴルレーベンを想定）への廃棄物処分向けに二つの概念（Pollux キャスクと Pollux キャニスター）が開発されているところである。Pollux キャスクは、完全な PWR あるいは BWR の使用済燃料を収納する、十分な遮蔽を備えた約 65 トンの輸送/中間貯蔵/処分用キャスクである。この容器は水平トンネル内に定置される。Pollux キャニスターは、重量のある Pollux キャスクの取扱いに問題がある場合のバックアップ概念である。この処分オプションでは、燃料集合体は解体され、燃料棒を 1m の長さに切断した後、遮蔽のないキャニスター内に詰め込まれる。この遮蔽のないキャニスターは、ガラス固化体キャニスターと同一サイズで、したがって、同じタイプの掘削孔内に定置することが可能である。定置孔とトンネルは、破碎岩塩で埋戻される。

使用済燃料と HLW 用の処分キャスクの基本設計では、遮蔽キャスクにボルト止めの蓋が設置されており、内側キャスクはボルト止めの一次蓋と溶接二次蓋を有している。貯蔵される物質は、キャニスター内の処分キャスクに挿入される。図 5-1 に最終処分キャスクの詳細構造を示す。

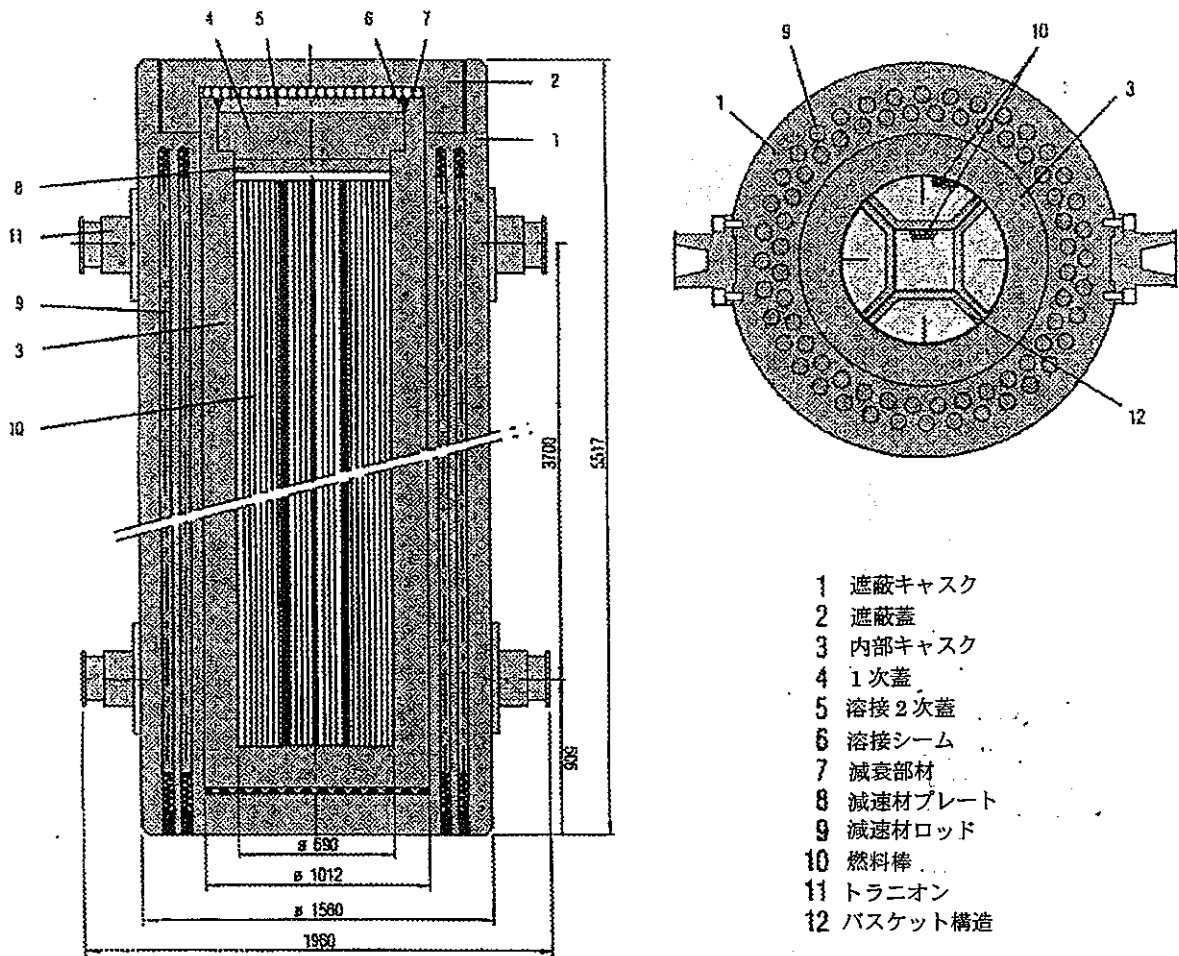


図 5-1 最終処分キャスクの概要図

キャスク部材は、①内側キャスク、②一次蓋、③二次蓋、④防食材、及び⑤遮蔽キャスク、で構成されている。これらについては以下のように検討されている。

- ・ 内側キャスク - 図 5-2 に示された内側キャスクの円筒壁と底部は、溶接部なしの 15 MnNi 6.3 細粒鋼製引抜一体加工成型、ないしは数ヶ所を溶接した構造とされている。円筒壁の厚さは物理的条件及び遮蔽条件に従って設計され、160mm に設定されている。図 5-2 に示すような、内側キャスクは実入り状態で重量が約 31 トンになる。

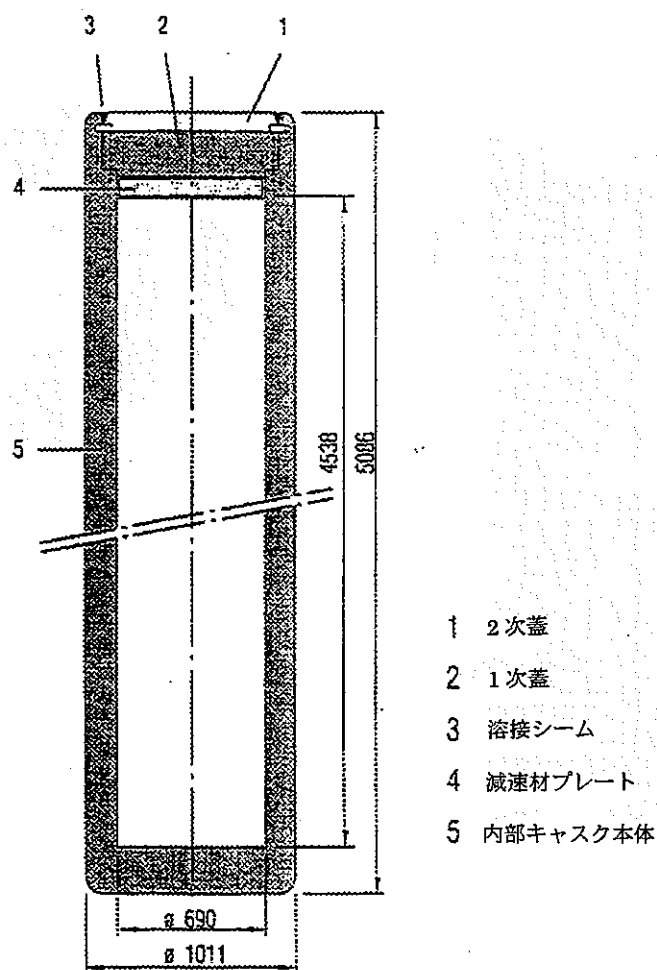


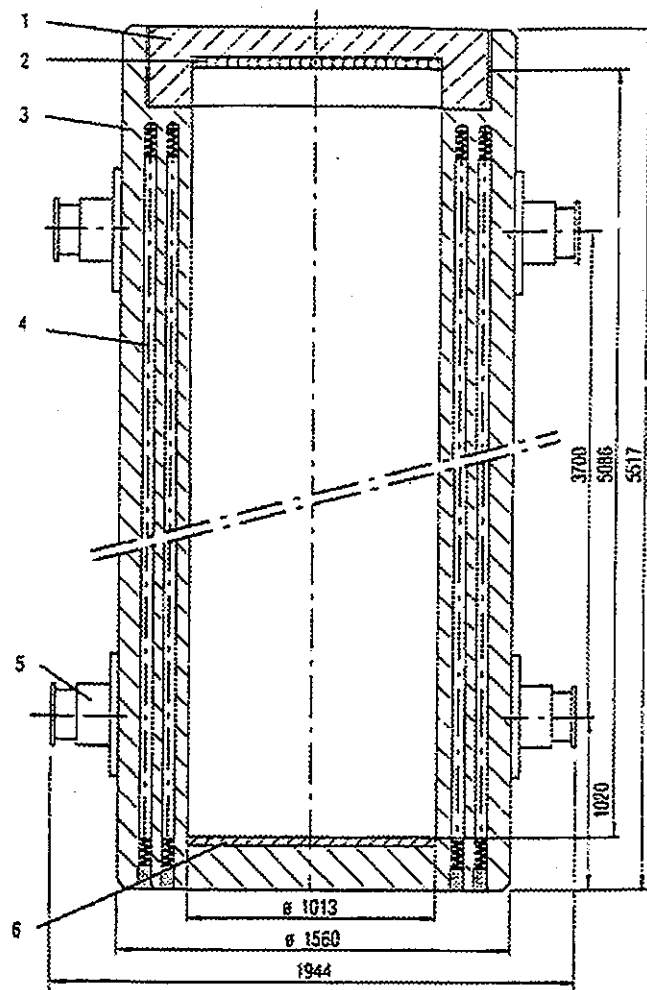
図 5-2 内側キャスク概要図

- 一次蓋 — 内側キャスクの一次蓋は、本体と同一素材でできている。この蓋は、二次蓋の溶接前と溶接中の密閉機能を想定している。一次蓋の下側には、中性子減速・吸収材（炭素/ホウ素混合材）で出来た板が付けられる。
- 二次蓋 — 二次蓋は溶接蓋として設計されており、やはり本体と同一素材で製造される。この蓋は、コンディショニング施設において、内側キャスクに溶接止めされる。約 50mm の厚さの溶接継手部は、ナロー・ギャップ溶接法で作られるもので、燃料集合体の輸送、中間貯蔵及び最終処分に関する気密性と恒久的なバリアを形成している。
- 耐腐食材 — 必要に応じて、内側キャスク全体は、最終処分に固有の要件を満足させるために隙間のない耐腐食層で覆われる。この点について、この設計は最終

的な処分許認可手続きで結果的に追加で示される要件に備えて安全裕度を与えている。

- ・ 遮蔽キャスク - 遮蔽キャスク (図 5-3) の本体は、延性鋳鉄 (GGG40) 製の一体型キャスクである。本体壁の肉厚は、遮蔽要件に従って設計され、側壁は 265mm となっている。遮蔽キャスクの重量は約 34 トンになっている。壁には 2 列の穴が配列されている。各列は、直径各 75mm の穴で構成されている。この遮蔽キャスクの主な機能は、中間貯蔵時の許容値 0.25mSv/h を守ることができるよう表面のガンマ線量率と中性子線量率を低減させることにある。最終処分用の遮蔽キャスクは、約 300bar の平衡岩圧を吸収する機能も有している。遮蔽キャスクには、多条式台形型細線を有する蓋がボルト止めされている。この蓋とキャスク本体の寸法は、運転時及び想定される事故条件下で発生する荷重が制御範囲内に収められるよう設計されている。

最終処分キャスクの燃料バスケットの構造を図 5-4 に示す。このバスケットは、各コーナーに板材を付けた正方形の内部ボックスで構成されている。この板材は分割用で、バスケット構造をに中心部に保持し、このステンレス鋼製構造材に 1mm 厚の銅の層を付すことによって、キャスク中心からの熱伝導を良好にさせるために設けられている。正方形の中心部には、二体の PWR 燃料集合体の燃料棒あるいは圧縮された構造部材が装荷される。したがって、外側の燃料棒キャニスターは、PWR 燃料集合体 2 体分がまとめられた燃料棒に対応する形状となっており、この燃料棒は 4 つの外側セグメント区域のそれぞれに挿入される。



- 1 遮蔽蓋
- 2 減速部材
- 3 遮蔽キャスク本体
- 4 減速ロッド
- 5 トラニオン
- 6 減速材プレート

図 5-3 遮蔽キャスクの概要図

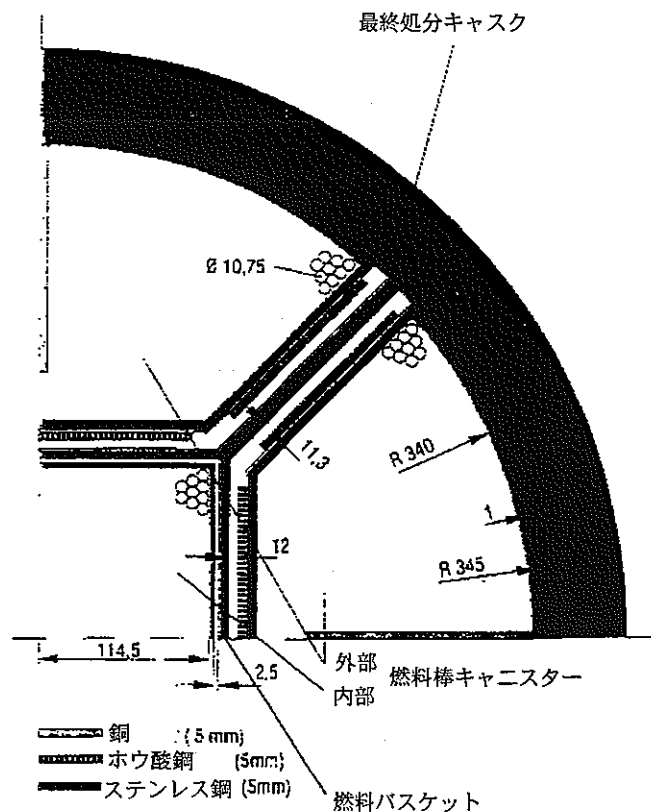


図 5-4 Pollux-10PWR 燃料集合体内部構造図

Pollux キャスクの浸漬を仮定しても未臨界状態を保証するために、側部 3 面の外側にホウ酸含有鋼板がボルト止めされている。この方法によって、確実にキャニスター間で中性子を分離できる。

最終処分キャニスターは円筒形キャスクで、以下の部分から構成されている。

- (1) 細粒構造鋼製の円筒形キャニスター
- (2) 摺り部付の溶接蓋
- (3) 装荷及び換気用の二つの穴

この穴は装荷後、主栓と換気弁で閉鎖される。装荷後に処分キャニスターを溶接することによって、輸送、貯蔵ならびに最終処分時に放射性物質の気密性が保証される。キャニスターの耐腐食コーティングによって、処分場内での腐食に対して一層の防護が付与される。使用済 LWR 燃料集合体から取り出した燃料棒を最終貯蔵キャニスターに装荷するの

は、ホットセル技術を使った PKA 内で行われる予定である。これが完了すると、キャニスターは輸送/貯蔵キャスク内に挿入される。

5.3 受入基準

5.3.1 モルスレーベン廃棄物受入要件

モルスレーベンの廃棄物受入要件は、処分対象放射性廃棄物の分類とその各々の定置技術に基づいている。廃棄物分類は、基本的な特性による廃棄物の種類と放射線特性によるいわゆる放射線防護グループの双方を考慮したものになっている。つまり、廃棄物受入要件は、固体放射性廃棄物（タイプ A1 廃棄物）と密封線源（タイプ A3 廃棄物）との間を明確に区別している。廃液（タイプ A2 廃棄物）は、BfS が同廃棄物の発生場所での固化にストップをかけた後は、受入れられていない。放射線防護グループ S1 から S5 に基づく分類は、遮蔽がない場合の固体廃棄物の表面線量率と使用済密封線源の放射エネルギーを考慮したものである。

モルスレーベンの要件は基本的に以下の構成となっている：

- (1) 放射性廃棄物分類
- (2) 処分対象放射性廃棄物に関する一般要件
- (3) タイプ A1 廃棄物（固体廃棄物）に関する要件
- (4) タイプ A3 廃棄物（密封線源）に関する要件
- (5) 申請すべき放射性核種
- (6) 放射性廃棄物の払出

受入要件ではまず、廃棄物が満足しなければならない一般的な事項について示し、次いで、廃棄物形態特性、パッケージ化、及び廃棄物毎の放射性核種インベントリーに関するより詳細な要件へと進められている。モルスレーベン処分場に移送される放射性廃棄物が満たすべき一般的な基本要件を以下に示す。

- (a) 廃棄物処分法（Abfallbeseitigungsgesetz – AbfG）に従って処分されるべき非放射性廃棄物と放射性廃棄物とを混合することを禁止
- (b) 国際原子力機関（IAEA）の保障措置の終了

- (c) 他の法令、指針及び規則の遵守
- (d) 廃棄体の品質管理により廃棄物受入要件を満足していることを引渡し前にチェック

基本要件は、固体廃棄物（廃棄物分類 A1）と使用済密封線源（廃棄物分類 A3）とは異なっている。固体廃棄物の場合、要件は以下に示すように、廃棄物形態に適用されている：

- (a) 廃棄物形態は固体あるいは固化体でなくてはならず、腐敗しているものや発酵しているものであってはならない。
- (b) 合理的に処理可能、かつ、やむを得ず残る場合を除き、廃棄物形態には以下のものを含んでいてはならない。
 - ・ 瓶やアンプルに入った液体、ガス等
 - ・ 通常の貯蔵ならびにハンドリング条件下で放出され得る自由流動液体及びガス
 - ・ 発火性あるいは爆発性物質
 - ・ 高い感染性を有する物質
- (c) 安定化材は、放射性廃棄物の封入時に適用される場合、完全に凝固するか完全に固化されなくてはならない。
- (d) 放射性廃棄物、安定化材及びパッケージ間で考えられる化学反応は安全に関連した許可レベルまでに制限されなくてはならない。
- (e) ガス発生は、安全に関連した許可レベルまでに制限されなくてはならない。
- (f) 廃棄物形態からの Rn-220 の放出は、コンクリートのコーティングを追加することによって、抑制されなくてはならない。

使用済密封線源に関する基本要件は、以下に示す重要な特徴と関連している。

- (a) 健全かつ密封性の確保された、汚染のないシールを有する。
- (b) 中性子源及びアルファ核種を含む使用済密封線源を除く。

これ以外に、モルスレーベンの運転許認可で規定されている放射能に関する要件もある。

運転許可によれば、アルファ核種の放射能濃度は 0.4GBq/m^3 までに制限されている。ベータ/ガンマ核種の許可放射能濃度は、指定された廃棄物放射線防護グループによる。放射性核種に対する特定の放射能制限値は、長期安全性、通常運転条件、仮想事象、及び核臨界安全性に係わる安全評価の結果に基づいて決定される。

モルスレーベンの長期的評価には放射能インベントリーの他に、42 の関連する放射性核種の放射能が考慮されている。考慮しなければならない放射性核種の許容される放射能濃度は、30 万年間の実効線量が放射線防護令 (Strahlenschutzverordnung – StrSchV) パラグラフ 45 に対応する $300\mu\text{Sv}$ を超えないように設定されている。

また、この要件では、空洞内に積み重ねられている廃棄体から発生する揮発性放射性核種及びエアロゾルの放出についても、職員の被曝や環境に関係するために、考慮に入れている。放射性核種の放射能濃度の根拠は、以前定置された廃棄体からの放射性核種の放出速度、及び運転許認可に基づく環境への放射性物質の放出許容値に基づいている。また、放射性核種 H-3、C-14 及び Ra-226 から生じる Rn-222 も放射線被曝に影響している。これらの放射性核種については、放射能濃度の許容値が設定されている。放射能濃度許容値を超える廃棄体についても、他の定置廃棄体が各々の制限値の余裕分を使い切っていないければ、受入れることが可能になっている。

標準廃棄体での引渡しの他に、パッケージ (ドラム缶及びコンテナ) に関して、処分場における積載可能性、密封性、及び健全性 (例：明らかな腐食あるいは物理的損傷) に関連した基本要件がある。これらの要件は、以下に示す様々な境界条件を反映したものになっている。

- (a) 安全評価の入力データとしての利用 (例：局所の線量率、非固着性の表面汚染、ドラム缶内部のガス圧制限値)
- (b) 廃棄体の取扱いならびに積載の結果発生する条件 (例：最大重量)
- (c) 参照資料 (例：識別及び廃棄物データ・シート)

5.3.2 コンラッド廃棄物受入要件

コンラッドサイトに特定した安全評価を行い、その結果が、地表ならびに地下施設の設計に適用されると共に予備的な廃棄物受入要件の体系に適用されている。この体系は、最初に一般的な処分関連事項及び廃棄体が満たすべき一般要件について記載し、次いで、廃

棄物形態、廃棄物コンテナ/パッケージ、放射性核種別の放射能制限値、資料化、そして廃棄物の搬出に関するより詳細な要件を示す形で作成されている。

コンラッド処分場プロジェクトの許認可手続が遅れているため、廃棄物受入要件についてもまだ予備的な状態のままである。これらは許認可手続が進展してはじめて仕上げられることになる。しかしながら、予備的な状態のままでも、これらの要件は、1987年に最初に発行されて以降、廃棄物コンディショニングに係わる決定を下す場合の指針として極めて重要であった。

コンラッドの事故解析の結果は、廃棄物コンディショニングにとって特に重要である。この解析から導き出された6つの廃棄物形態のグループと2つの廃棄物コンテナのクラスに留意しなければならない。様々な廃棄物形態を、以下のグループに振分けなくてはならない。

- (a) 廃棄物形態グループ1—アスファルト及びプラスチック固化体
- (b) 廃棄物形態グループ2—固体物質
- (c) 廃棄物形態グループ3—金属固体物質
- (d) 廃棄物形態グループ4—圧縮廃棄物
- (e) 廃棄物形態グループ5—セメント固化/コンクリート固化廃棄物
- (f) 廃棄物形態グループ6—濃縮物

廃棄物固化体ならびに廃棄物コンテナ/パッケージの品質について安全に関連した要件がこれらのグループやクラスについて綿密に作成されてきた。あるグループに分類された各々の廃棄物形態はこれらの要件を満たさなくてはならない。例えば、ある廃棄物形態がグループ1に指定された場合、基本要件を満たすことが保証されなければならない。他のグループに分類された場合には、基本要件に加えて特定の要件を満たさなければならない。例えば、

- (a) 圧縮廃棄物は少なくとも 30MPa の圧力で安定な形態に圧縮されなくてはならない（廃棄物形態グループ4）。
- (b) 廃液の乾燥で生じたり、固体残滓で構成される濃縮物は、少なくとも 10N/mm² の圧縮強度を有する不燃性の固体でなければならない（廃棄物形態グループ6）。

一般に、これらの要件は廃棄物形態グループ1から6へ向けて厳しくなっている。廃棄体中の放射能濃度と廃棄物形態あるいは廃棄物コンテナの品質向上とが関連しているため、廃棄体中の放射能の許容値は、廃棄物形態グループ1から廃棄物形態グループ6に向けて増加し得る。これは、廃棄物形態やパッケージ、放射性核種放射能ならびに満たすべき要件に関連したその相互依存性や相互作用との間で、極めて緊密な関係があることを示している。

廃棄物形態は、特定の要件が満たされたグループに指定できる。廃棄物形態をどの廃棄物形態グループに指定するかに関して、一般的に適用できる法則を規定することはできない。廃棄物発生者あるいはコンディション実施者は、廃棄物形態及びパッケージの特性を明らかにする際及び各廃棄体の放射性核種の量を決定する際は、それを慎重に行わなければならない。これは、コンラッド廃棄物受入要件が処分に向けて適切な放射性廃棄物の前処理やコンディショニングを可能にする上で必要な決定をする際の出発点となっている理由である。

パッケージのバリアとしての品質によって、2つの廃棄物コンテナ・クラスの間で基本的な区別がつけられている。廃棄物形態と並行して、パッケージについても指定要件が満足されれば、2つのクラスに指定することができる。クラスIのコンテナを使っている廃棄体の放射能限界値は、廃棄物形態により変わる。これは、廃棄物クラスIIのコンテナには当てはまらず、廃棄物形態のバリア機能が廃棄体のトータル品質に大きくは寄与しない。したがって、コンラッドの廃棄物受入要件は、廃棄物コンテナやパッケージを適切に選定する上で欠かせない前提条件とすることができる。

特定の受入要件は以下のように規定されている。

- ・ 核物質はIAEAによる核物質管理から外されなくてはならない。
- ・ 廃棄体の局所線量率は、中性子の分も含めてコンテナ表面で平均 $2\sim 10^3$ Sv/hに制限されなくてはならない。
- ・ 廃棄体は、廃棄物、安定化材、パッケージ間での化学反応が許容された範囲に制限できる安定化材を用いて製造されなくてはならない。安定化材は完全に凝固されなくてはならない。使用済の安定化材は空隙部を埋戻すため汚染液体と混合することができる。廃棄物形態は、6つの廃棄物形態グループのどれかに分類された後、承認された品質保証手続きによって特性評価を行う。各廃棄物形態グループについ

て、放射性核種の比放射能に制限値が規定される。

- ・ 廃棄物コンテナとして、標準化されたコンテナを用いる。標準化の範囲には、パッケージの外寸及び付属物としての取付け部品類も含まれる。したがって、2種類の円筒形コンクリート製パッケージ、3種類の円筒形鋳鉄製パッケージ及び6種類の鋼製鉄板、コンクリートあるいは鋳鉄製の箱型パッケージが基本的にパッケージに適用されることになる。パッケージの容量は約1~10m³となっている。
- ・ 放射性核種の比放射能の制限値は、廃棄物形態の品質特性と廃棄物コンテナの品質によって等級付けされている。廃棄体に係わる放射能制限値を満足させるため、1種類以上の放射性核種を含んでいるならば、総計基準 (sum criterion) が適用されなくてはならない。

LLW/ILW の場合の核分裂物質含有量に関する要件が、運転段階ならびに運転の前段階における臨界事故に係わる安全解析によって導き出された。導かれた制限値を以下に示す。

- ・ 廃棄物製品内の核分裂物質の濃度は100リットル当たり50gまでに制限される。
- ・ どのようなパッケージの核分裂物質含有量もその臨界重量の45%に制限され(水は減速材及び反射材と考える)、定置用空洞で一列に積み上げられるパッケージ中の核分裂性物質量が臨界重量以下に制限される(塩水を減速材、母岩を反射材と考える)。円筒形のコンクリート製あるいは鋳鉄コンテナのような小型のパッケージの場合、最高39段まで一列に積み重ねられるが、結果的に2番目の要件によってさらに制約されている。
- ・ パッケージ当たり1gを超える核分裂性物質を含有する可燃性廃棄物は、不燃性のマトリックスで固定化するか、断熱されたコンクリート・コンテナないしは密閉された鋳鉄コンテナ内に封入しなくてはならない。

パッケージ内の核分裂性物質含有量及び濃度制限値に関しては、依然議論が続けられている。廃棄体に15g以上の核分裂性物質が含まれている場合には、核分裂性物質のセメント固化を行うよう要求されてきたが、核分裂性物質が前述の制限値以内に一樣に分布することを保証できるか否かが問題視されている。

発熱性廃棄物処分場(例:ゴルレーベン)に対する廃棄物受入要件は現在ないが、モル

スレーベン及びコンラッドにおける要件を策定するために適用された考え方の多くが適用できる。Pollux キャスクと Pollux キャニスターを用いる場合には、パッケージの標準化が適用できる。廃棄物は固体のみに制限され、安定化材の種類も指定されることになる。また、核分裂性物質の要件及びおそらく放射性核種の含有量に対する制限値も設定されることになる。更に、廃棄物とその関連のパッケージにおけるガス発生の可能性を増す物質や材料に対する制限も設けられることになる。

いずれ廃棄物受入要件の一部になる HLW ガラス固化体の特性について表 5-6 に整理した。

表 5-6 HLW ガラス固化体の深地層処分場への処分に関連した特性

総放射エネルギー 関連核種の放射エネルギー 臨界安全性 熱特性 線量率 表面汚染 固定化物質の品質 生廃棄物の組成	重量の分率 廃棄物/フリット/添加物 混合 製品条件 ガラス固化体の加水分解安定性 コンテナの品質 パッケージの重量 積載能力と取扱い パッケージのマーキング
--	--

5.4 処分場規模

モルスレーベン処分場が、以前は炭酸カリウムと岩塩の鉱山サイトであったことから、利用可能な地下掘削部はかなり大きい。この鉱山では操業期間全体にわたって、約 760 万 m³ が掘削されたと推定されている。地下掘削部は、376m から 506m の深さに広がっている。同施設は、ドイツ統一前に定置された当初の 14,000m³ に、40,000m³ の LLW と ILW を追加する計画で許認可を取得していた。

また、コンラッド処分場も過去の鉱山サイトであったが、この場合には、処分場の定置パネルは新たに掘削されることになっている。アクセスに利用される既存の坑道は、800m から 1,300m の深さに及んでいる。非発熱性廃棄物約 650,000m³ の処分に必要な区域が掘削される予定になっている。

ゴルレーベンサイトを処分場として使用するための決定が遅れているため、同サイトは依然として探査坑道のままである。これまで、約 180,000m³ の岩盤が同施設で掘削されている。現行の計画では、最近掘削されたアクセス横坑から外側に向けて菱形の格子パターンの処分坑道が建設されることになっている。詳細については、5.6 項を参照されたい。

5.5 処分量

モルスレーベンにおける放射性廃棄物処分量は、以下の通りである。

- ・ 放射性廃棄物 36,752m³
- ・ 密封線源 6,621 個

同サイトで受入れた廃棄物の放射エネルギーの合計は、ベータ/ガンマ核種については、 1.0×10^{16} Bq、アルファ核種については 1.0×10^{13} Bq に上っている。モルスレーベンにこれ以上の廃棄物を処分する計画は全くない。

コンラッドの許認可申請によれば、同処分場の処分容量は公称約 650,000m³ となっている。全ベータ/ガンマ放射エネルギーは 5×10^{18} Bq に、また、アルファ核種の放射エネルギーは 1.5×10^{17} Bq に制限される計画である。現在のところ、既存の地下掘削部にも放射性廃棄物は全く定置されていない。

発熱性廃棄物用処分場は、容量が 50,000m³ になる予定で、この量は主に Pollux キャスクに収納した使用済燃料と HLW ガラス固化体から成る。しかしながら、将来、ドイツでは処分場を 1 つしか運転しないとの決定が下された場合には、全ての放射性廃棄物を収納する上で十分な処分容量を同処分場計画に組込むことになる。約 70 年間の運転段階での総放射エネルギーは、ベータ/ガンマ核種の場合で 10^{21} Bq、アルファ核種の場合で 10^{19} Bq と計画されている。ゴルレーベン探査坑道には現在のところ全く放射性廃棄物は定置されていない。

5.6 施設

廃棄されたバルテンスレーベン岩塩鉱山内のモルスレーベン処分場 (図 5-5 参照) には、廃棄体を地下輸送するための立坑が 1 本あり、地下で働く運転員、機器類及び器具が配備されている。最も深いレベル (第 4 レベル) の空洞だけが最終処分に用いられている (図 5-6 参照)。同鉱山の空き容量は約 5.5×10^6 m³ である。

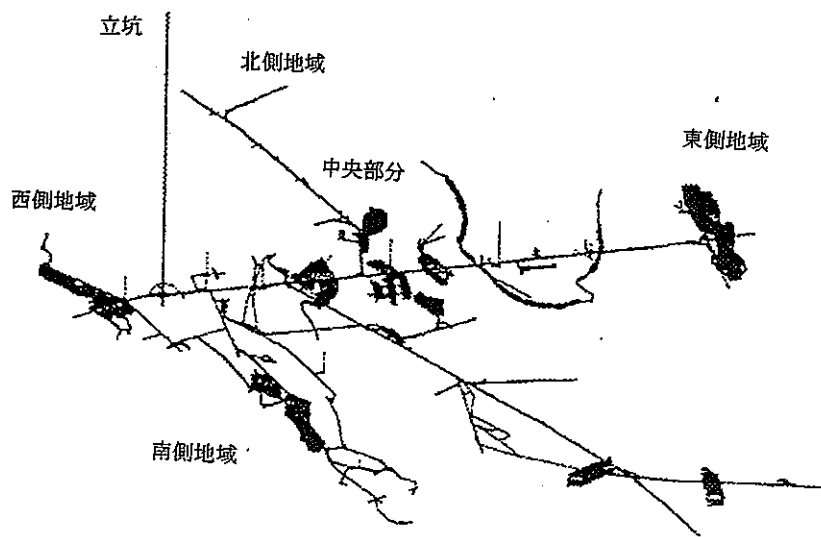


図 5-5 モルスレーベン処分場の第 4 レベル

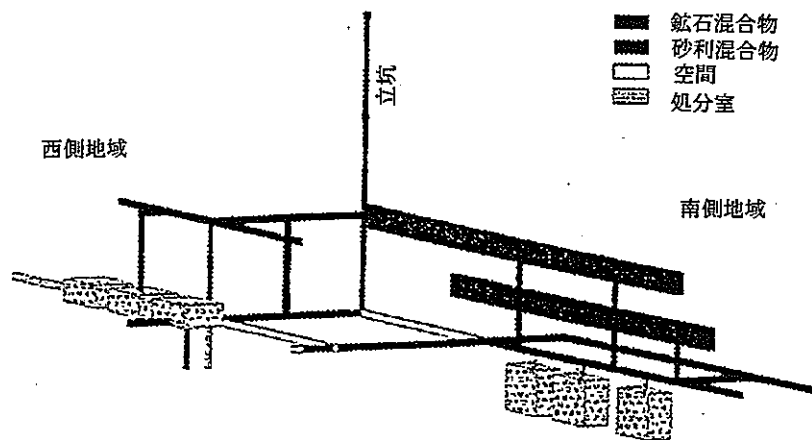


図 5-6

モルスレーベン処分場の廃棄物定置状況を示す西側ならびに南側区画

廃棄物は、コンテナに収納されてトラックでモルスレーベン処分場に搬出されている。再装荷ホールにおいて、コンテナはブリッジ・クレーンあるいはフォークリフトによって移送される。廃棄物はほとんどが 200 リットルから 600 リットルのドラム缶であり、これらは受入管理の後、フォークリフトによって装荷車両に積込まれる。廃棄物は、立坑を使って第 4 レベル（深さ約 500m）まで移送され、指定された定置空洞に運ばれ、そこで廃棄物分類により積上げ、あるいは投棄される（図 5-7）。

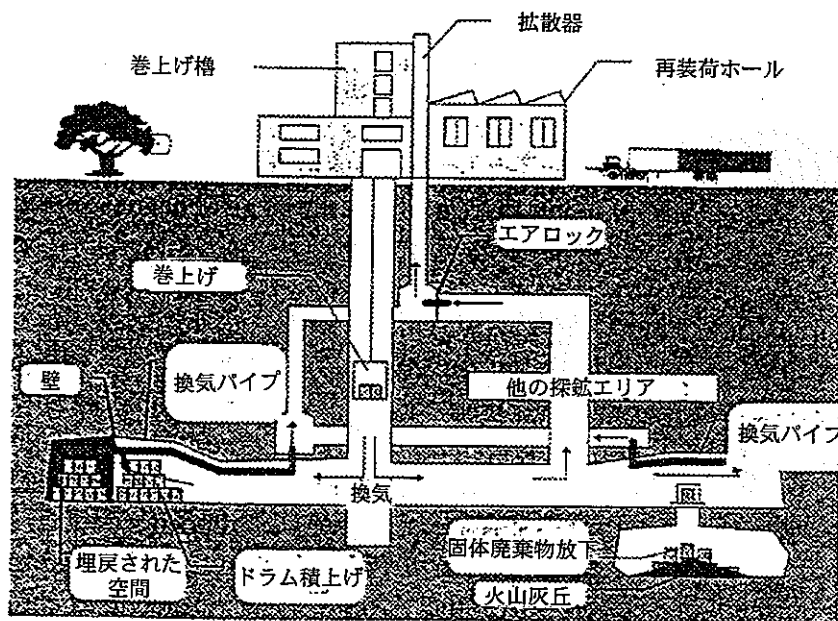


図 5-7 モルスレーベン処分場の概要図

ドラム缶は最高 4 段、最大高さ約 4.5m まで積上げられる。輸送用の遮蔽キャスク（一次コンテナ）から取出した廃棄物は、クレーンないしはフォークリフトのいずれかで投棄用装置を用いて定置空洞内に投棄される。

定置空洞が廃棄物で満杯になると、残された空隙は褐炭フィルター灰（lignite filter ash）で充填される。

計画されるコンラッド処分場の技術的設計上の主な特徴として挙げられるのは、運転のスケジュール・モードを含め、掘削活動を処分場の運転とは厳しく区分して行っていると

いうことである。安全基準によれば、立坑の数は最小限に抑えることとされているが、輸送、換気及び安全上の目的から少なくとも2本の立坑は必要である。現行の計画では、コンラッド処分場では立坑2本のみが運転に供されることになっている。吸気立坑「コンラッド 1」が処分空洞建設時に掘削された鉄鉱石の輸送用、及び機器／資材／作業者の輸送用として使用される計画である。また、排気立坑「コンラッド 2」が処分される廃棄体及び立坑の底部で作業にあたる運転職員の輸送に使用される計画である（図 5-8 参照）。

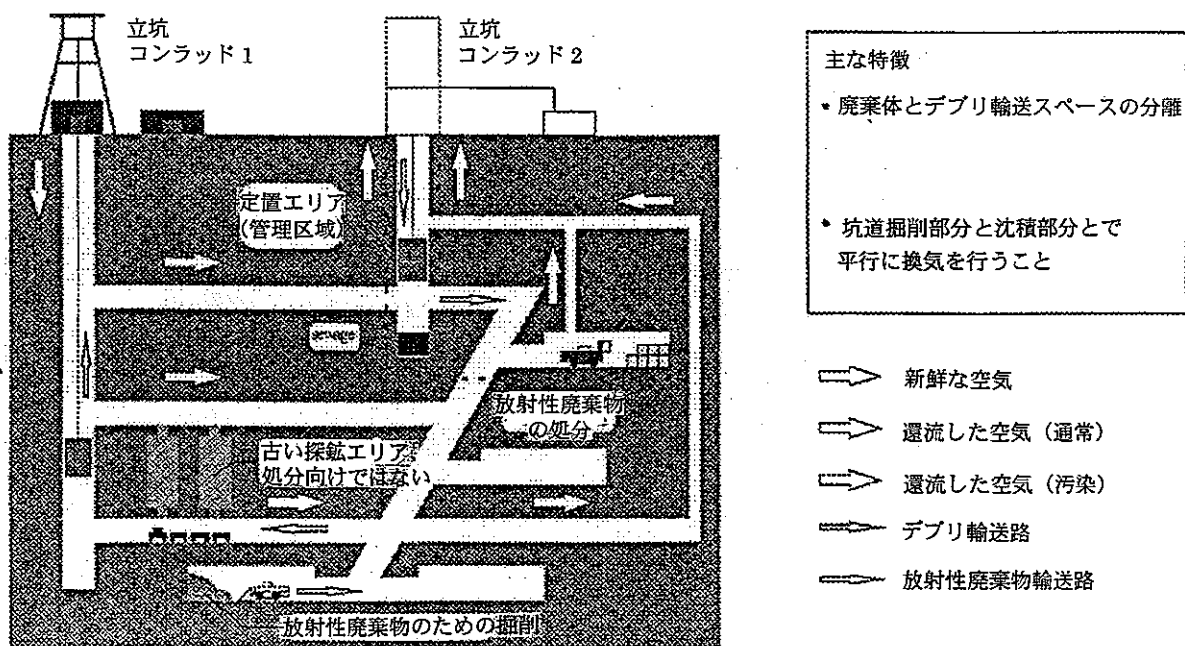


図 5-8 コンラッド処分場概要図と換気計画

計画上は、廃棄体を鉄道あるいはトラックで輸送して、別々の輸送ユニットとして引き渡すことになっている。輸送ユニットは、箱型のコンテナ1個あるいはプール・パレット1個で構成され、最大2個の円筒形廃棄体の積載が可能である。再装荷ホールで、この輸送ユニットは立坑輸送装荷車両に積載される。この廃棄物を装荷したプラットフォーム車両は次に、放射線防護測定設備に輸送され、そこで廃棄体の受入管理が行われる。

受入管理の後、立坑輸送装荷車両は立坑ホールに入り、そこでホイスト・ケージに積み替えられ、深さ 850m レベルの立坑底部まで下ろされる。更に、廃棄体は立坑底部から指定された処分空洞まで二種類の輸送車両によって搬送される。

定置が終わるとすぐに、廃棄体と母岩の間の空隙部が、約 50m の長さの区画内で、破碎した母岩材を含むコンクリート・グラウトで埋戻される。これは処分場運転時に定常的に行われる。

ゴルレーベン探査坑道サイトは、地表施設（サイト保安施設、鉱山作業者の着替え施設を含む管理建屋、消防施設、ユーティリティ施設、掘削コアを保管するために温湿度が調整された特殊目的建屋、及び立坑の地表設備）、2本の立坑（岩塩層頂部の飽和層を横断するため急速凍結技術を用いて、各々深さ 843m と 932m まで掘削）、及び地下坑道から構成されている（図 5-9 参照）。地下施設は、2000 年 3 月現在で掘削量にして計 337,000m³ に及ぶ横坑と空洞で構成されている。既に完成した地下のインフラストラクチャーには、機械・車両作業場、電気作業場、変圧器室、主換気室、コンプレッサー室、防火隊室、掘削機器保管・保全室、爆発物質貯蔵室、車両駐車スペース、科学装置保管室、研究職員居室等が含まれている。第 1 立坑の地下 840m の到着ステーションは全ての機器類の装備が完了し、運転出来る状態にあるが、トロック・ステーション、岩塩保管場所及びコンベヤーベルトシステムは建設、据付が行われているところである。第 1 立坑は、残りのサイト開発段階及びその後の処分場運転段階において、地下空洞の掘削時に生じる廃土の運び出しとともに、職員や機器類の搬送に使用される予定である。

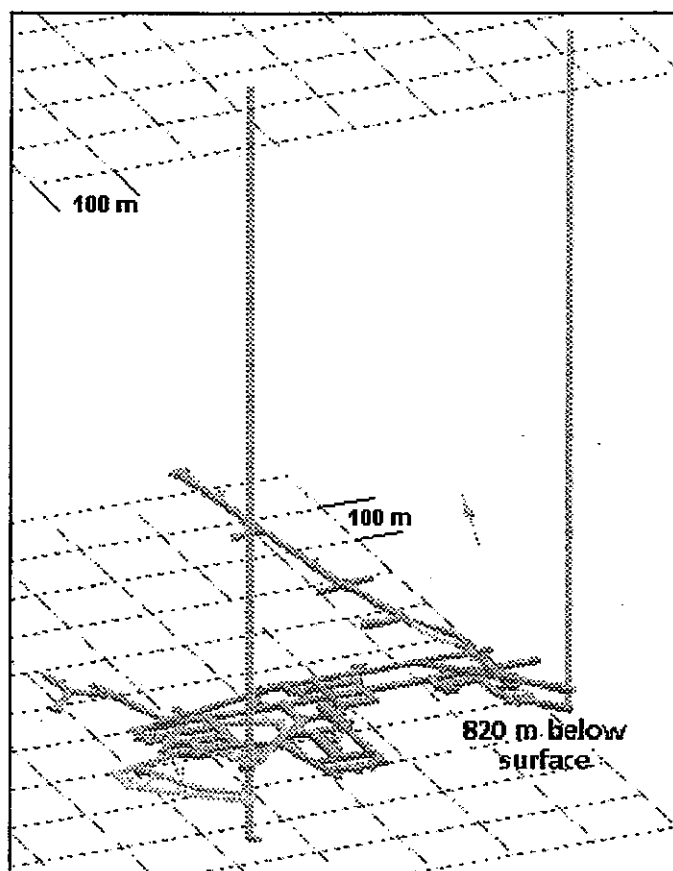


図 5-9

ゴルレーベン探査坑道施設のレイアウト(1999年8月の状況)

5.7 廃棄体要件

モルスレーベンに定置された廃棄物の適切なパッケージ化は、放射線防護グループと廃棄物の品質レベルに依存している。これを表 5-7 にまとめた。

コンラッドの標準廃棄体は、廃棄物コンテナクラス I 及び II の 2 つに振分けることができる。それぞれ事故条件下での機械的、熱的安定性に関連して異なるレベルの健全性を有している。この健全性に関する要件が、適合すべき要件として廃棄物形態と放射能レベルに関する基本的な要件に加えられている (表 5-8 参照)。表 5-9 には、提案されている廃棄体設計グループを示す。

表 5-7 モルスレーベン処分場向けの様々な廃棄物製品に必要となるパッケージの種類

放射線防護グループ	廃棄物製品の最低品質レベル	パッケージ
S1 S2	1 4	200 リットルあるいは 400 リットルドラム缶 一次コンテナ PC14、PC84
S2 S2 S2	2 3 4	認証済 200 リットルあるいは 400 リットルドラム缶 200 リットルあるいは 400 リットルドラム缶 一次コンテナ PC14、PC84
S3 S3	5 5	一次コンテナ PC84 200 リットルドラム缶のドラム缶内側コンテナ FC40、FC50、FC75
S4	5	200 リットルドラム缶のドラム缶内側コンテナ FC70
S5	6	200 リットルドラム缶のドラム缶内側コンテナ FC100

表 5-8 コンラッド廃棄体に係わる処分ならびに輸送要件の比較表

基本的事項	処 分	輸 送
	サイト特定安全評価	IAEA 安全シリーズ No.6、LSA/SCO
廃棄物形態	基本要件： 固体 核分裂性物質の重量 濃度 $<50\text{g}/0.1\text{m}^3$ 廃棄物形態グループ： 01 ビチューメン及びプラスチック固化体 02 固体物質 03 金属質固体物質 04 圧縮廃棄物 05 セメント固化/コンクリート固化廃棄物 06 濃縮物	比放射能の制限 LSA II : $10^4\text{A}_2/\text{g}$ 全体に分布した放射能 LSA II : $2 \times 10^3\text{A}_2/\text{g}$ 固体 実質的に一様に分布した放射能 浸出率 $<0.1\text{A}_2/\text{週}$
放射能制限値	以下の場合の廃棄物形態及びパッケージ特性に依存した放射性核種ごとの制限値 通常運転条件 想定事象時 崩壊熱 臨界安全性 ほとんどの制限が適用されなくてはならない。	放射性核種ごとに比放射能を制限 LSA II : $10^4\text{A}_2/\text{g}$ LSA III : $2 \times 10^3\text{A}_2/\text{g}$ 遮蔽なし廃棄物内容物から 3m の距離で 10mSv/h 可燃性廃棄物の場合、移送 1 回当たり 100A_2
パッケージ	基本要件 パッケージの標準化 積重ねとハンドリング上の安全性 廃棄物コンテナクラス I 4m/s の機械的衝撃 熱的影響 廃棄物コンテナクラス II 5m 落下試験 火災試験 (800°C 、1 時間) 漏洩条件への適合 健全性要件	IP-2 あるいは IP-3 要件 IP-2 : 一般設計要件 タイプ A 落下試験 タイプ A 積み重ね試験 IP-3 : IP-2 要件 全てのタイプ A 設計要件 及び全ての固体に対してタイプ A 試験 閉じ込め性及び遮蔽に関する健全性要件への適合

表 5-9 提案中の調整済コンラッド廃棄体設計グループ

提案中の調整済設計グループ	輸送：パッケージタイプ	中間貯蔵：パッケージ分類（ゴルレーベン施設）	最終処分：コンテナクラス（コンラッド施設）
1	IP1、IP2	I	I
2	タイプ A	II	II
3	タイプ B (U)	II	II
4	タイプ B (U)	III	II

発熱性廃棄物に係わる廃棄体要件としては、Pollux キャニスターならびにキャスク（標準化廃棄体）を使用するために提案された要件以外には、公表されたものは全くない。これは、この処分場の安全基準へ適合させるためのアプローチの策定が進行中であり、またその結果廃棄物形態とこれに関連するパッケージの最終的な要件の策定も進行中であるためである。

これらの要件を適用する際、廃棄体の品質保証の全般的な目的は、十分な信頼性をもって廃棄物受入要件を満たしていることを示すことにある。特に、廃棄物発生者とコンディショニングの実施者は、これらの要件を満たす責任を担っており、廃棄物が処分場に受け入れられる前に BfS に対して要件に適合していることを実証しなければならない。

廃棄物のコンディショニング中の品質チェック、あるいは廃棄体の非破壊試験や破壊試験を行うのは、かなり込み入ったプロセスになる。モルスレーベン（実際に運転されてきた唯一の処分場）に関して合意された手順によれば、廃棄物発生者あるいは原子力施設の許認可取得者は、廃棄体のコンディショニングあるいはチェックを申請することになっている。これは、BfS 及び各々の監督当局が並行して行う。廃棄物発生者が作成するプロセス管理品質計画書（PCQP－Process Control Quality Plan）には廃棄物処理、加工（processing）、及びパッケージ化における主なステップ、特に全ての品質チェックステップが、明記される。PCQP の複雑なステップあるいは手続は通常、付属資料（例：廃棄体毎の放射性核種の比放射能決定に関する事項、あるいは廃棄物を乾燥させることによるガス発生低減に関する事項等）に記載される。監督当局は、この計画書を廃棄物発生者の施設運転の安全性、及び一時貯蔵施設の要件に適合しているかどうかの観点からチェックする。BfS は、この PCQP をモルスレーベン廃棄物受入要件への適合性の観点からチェックする。

廃棄物受入要件を満足しているかどうかは、PCQP を適用せずに行われた過去の廃棄体のコンディショニングに関するチェックされなくてはならない。この場合は、抜き取り検査が行われる。チェックされる廃棄体は無作為抽出サンプルという形で採取される。ロ

ット毎の目視検査でパッケージの表示が間違っていることが判明した場合には、追加してチェックが行われる。

5.8 スケジュール

ドイツ政府の1998年の変化、及びこれに対応した原子力エネルギーに対する政策の変更が処分場スケジュールを大きく混乱させている。必要な活動は変更されていないが、主要なマイルストーンの完了期日に変更された。各処分場の活動予定について以下にまとめる。

- ・ モルスレーベン—1998年9月の施設閉鎖に基づき、現在はデコミッショニングに注力している。デコミッショニング許認可手続に係わる申請は、1997年5月9日に行われたが、より詳細なサイト特定データ及び安全解析により、提案された埋戻し/密閉方法が不十分であることが示された。2つの代替案が検討されているが、この代替案について、同処分場のデコミッショニングに着手する前にデコミッショニング許認可手続の一部として承認を受けなければならないことになっている。
- ・ コンラッド—許認可手続は数年かけてほとんど完了間近になっているが、最終決定がまだ下されていない。連邦政府と原子力発電会社との間の2000年6月の合意によって、責任許認可当局に対して許認可承認プロセスを決着するよう要請がなされている。しかしながら、この合意では、申請者が原子力許認可促進のため、この申請を取り下げるとも言っており、コンラッドがいつその運転を開始するための認可を得ることができるか見通しがつかなくなっている。実際に運転が開始されるには、認可が得られてから3年間必要と推定されている。
- ・ ゴルレーベン—ここでも2000年6月の合意において、連邦政府の発熱性放射性廃棄物用の処分場建設に係わる責任が繰り返し強調されている。この同意では、少なくとも3年間、処分場の地下調査を延期するよう求めているが、同サイトに関する潜在的な懸念要因（例：岩塩のクリープ及びゴルレーベン岩塩ドームの継続的な上昇、処分場内でのガス蓄積、廃棄物再取出しの可能性、長期臨界性、及び人間侵入シナリオ）について調査するために10年はかからないとしている。以下に、2000年6月に作業を延期する決定が出される以前の、1998年に作成されたスケジュールを示す。このスケジュールには計画されている活動及びその各々の期限見通しについてリストアップされている。

- (1) 全てのインフラストラクチャー空洞を含む探査区域1の完成：2000年5月末
- (2) 岩塩ドームの北東部探査の完了：2004年下期
- (3) 岩塩北東部分の評価：2004年末
- (4) 長期安全解析の完了後の適性声明：2005年末

これ以降のスケジュールは、処分場の必要容量が将来どのように決定されるかに委ねられている。ゴルレーベンのスケジュールに影響を及ぼす他の要素として以下のようなものが挙げられる：

- ・ 試掘権あるいは採掘権がタイムリーに適用可能か否か
- ・ 2001年前後に水文地質モデルに関する完璧かつ合意の得られたデータ記録が利用可能か否か
- ・ 長期安全性調査の結果、防護目標（0.3mSv/年）を恒久的に遵守できることを保証できるか否か
- ・ 前向きな計画承認の決定をタイムリーに発表することが可能か否か（認可のための前提条件に適合すること）（防護目標を遵守している証拠によって）

6.0 処理処分の現状と計画

放射性廃棄物の処理やコンディショニングは、廃棄物を加工したりパッケージ化することであり、適切な前処理と選別を行った後に行われる。ドイツでは、様々な方策、技術が使われている。コンディショニング・プロセスは、中間貯蔵や処分の要件、そのプロセスの承認、コンディショニング後の廃棄体の容積などの要因によって選択される。それゆえ、同じ種類の廃棄物に、異なるコンディショニング技術が使われていたり、将来使われたとしても意外なことではない。さらに、中間貯蔵施設の種類や空き容量が不足しているだけでなく処分場もないために、コンディショニングされた廃棄物の容積を出来るだけ小さくする必要性が大きくなっていて、そのためにもっと新しい先進的なコンディショニング技術を開発する必要性が出てきている。例えば、1,500 もしくは 2,000 トン（定置式もしくは可動式）圧縮機での高圧縮、放射性廃液の乾燥、鋳鉄でできた高性能パッケージでの放射性廃棄物の単純なパッケージ化などである。このような技術を使えば、中間貯蔵施設もしくは処分場計画に関連した廃棄物受入条件に廃棄体を適合させることができる。これらの開発努力は、処分すべき廃棄物をなくしたり総量を減少させる上で貢献をするもので、既に処分すべき廃棄物に適用してうまくいっている。

ドイツで利用できる廃棄物処理・コンディショニング施設に加えて、ドイツの廃棄物発生者とヨーロッパの廃棄物コンディショニング業者及び再処理業者の間に契約関係がある。原子力発電所の運転により発生する低・中レベル廃棄物は、ベルギーやスイスの施設（例えば、焼却）でコンディショニングされる。使用済燃料は、フランスやイギリスで再処理され、再処理後の放射性廃棄物はドイツに戻されることになっている。このような協力が、長年にわたって行われてきたが外国施設でドイツの放射性廃棄物を処理、コンディショニングするのは、補足的な手段と考えるべきで、放射性廃棄物管理に係る国家の努力や任務に置き換わるべきものではない。

貯蔵に関しては、ドイツには、間もなく十分な量の中間貯蔵施設が出来る予定である。その大半が原子力発電所に隣接するサイト内にある。これは、2.4 節で述べた 3 つの集中貯蔵施設に加えられるものである。少量発生者以外の廃棄物発生者には、放射性廃棄物を安全に中間貯蔵する責任がある。原子力発電所は、運転許可要件として、使用済燃料集合体を炉から取出した後 6 年間、安全に管理するための対策をとらなければならない。再処理以外に、原子力発電所の貯蔵プールでの貯蔵、原子炉サイトでの乾式貯蔵、集中型中間貯蔵施設（ゴルレーベン、アハウス、ユーリッヒ）の 1 つでの貯蔵が利用可能である。例え

ば、ゴルレーベンの施設は、廃棄体とキャスク（乾式貯蔵用）に入った使用済燃料の両方を受入れている。少量発生者のために、連邦は、廃棄物を中間貯蔵するための集積場を運営する必要があり、近い将来を見る限りその容量は十分にある。

ほとんど発熱のない放射性廃棄物の今後の発生量に関する最近の評価によると、現在の中間貯蔵庫の容量は、2020年頃に使い果たすことになる見通しである。その時には、新しい貯蔵施設が利用できるようになっているか、処分場が運転しているか、いずれかが必要である。発熱性放射性廃棄物（再処理からの HLW や使用済燃料）については、現在存在する利用可能な中間貯蔵庫の容量は、電力と連邦政府の2000年合意で規定されているようなスケジュールで原子炉が閉鎖されていくとすると、貯蔵能力は同程度の期間は大丈夫と考えられる。廃棄体とキャスクに入った使用済燃料は両者とも長期間にわたって貯蔵できるので、貯蔵施設から取出して処分場に埋設する差し迫った状況は基本的にない。

処分に対する現状と将来計画は、5.0節で述べたので、ここでは繰り返さない。しかしながら、現時点での処分に関する廃棄物受入要件の存在は、処理、コンディショニング及び中間貯蔵における決定の見通しに有用である。

6.1 廃棄体毎の処理・処分単価

廃棄体毎の処理、処分単価計算には、多くの費用要素に関する情報を必要とし、また数多くの要因及び不確実性の影響によりコスト全体が大きく変わってくる。コスト計算に関わる廃棄物管理費用の要素としては、以下が挙げられる。

- ・ 特性評価
- ・ コンディショニング
- ・ 再処理及びその残滓のガラス固化
- ・ パッケージ化（処分に先立ったオーバーパックを含む）
- ・ 貯蔵（おそらくは処理・コンディショニング・パッケージ化の前後での貯蔵）
- ・ 輸送
- ・ 処分

処分費用には、サイトの選定と評価、処分場の設計、処分場の認可、処分場の運転、満杯になった処分場の閉鎖に先立つモニタリング、処分場閉鎖、地表構築物のデコミッショニ

ングに関わる費用が含まれる。

中身の入った各廃棄体の総費用には、処理、パッケージ化、処分される廃棄物を発生した原子力発電所のデコミ費用も含まれる。費用の算出に影響する要素は以下の通りである。

- ・費用がかかっている各活動の開始日と継続期間（開始日が遅くなると、費用の割引率は低くなり、継続期間が長くなるとその活動に対する総費用が高くなる）
- ・想定される廃棄物の量（廃棄物発生量低減の達成度、廃棄物を発生させる活動の想定継続期間、コンディショニングまたは処理に由来する廃棄物の単位発生量、使われたパッケージ化の計画、廃棄体毎の廃棄物量と発熱の許容量に依存する）
- ・使用する処分技術（処分場の深さと母岩石、廃棄物取り扱いの自動化の程度、処分場の埋戻しとシーリングの方法、監視システム、処分場閉鎖）
- ・使用するデコミッショニング技術とデコミッショニングで発生する廃棄物の種類と量。
- ・廃棄物処理、処分活動に対する社会的受容とその受容を得るために必要な努力。
- ・処理、処分活動を管理する規制要件及びそれらの要件が変化する程度。（例えば、処分場からの年間許容放出率）
- ・処分前に必要とされる廃棄物特性評価の程度。

6.1.1 ウラン採掘・精錬廃棄物の単価

ドイツのヴィスマート・サイトの修復には、まだおよそ10年かかる見込みであり、計画全体の現在の見積費用は130億DMとなっていて、そのうち45億DMが1990年から1996年の間に費やされた。1億6000万トンの鉱滓を想定すると、最終処分の1トンあたりの費用は81.25DMになる。

6.1.2 ほとんど発熱のない発熱廃棄物の処理、貯蔵、処分

処理技術の幅広い選択肢、貯蔵の継続期間、処分場はコンラッドかモルスレーベンかなどのすべてが、廃棄体毎の単価に影響する。したがって、費用はそれぞれの活動に対して「m³あたり」で議論している。

処理技術としては、新しく開発された熱分解法、雑固体廃棄物の高圧縮技術などから、

セメントへの埋込みによる放射性廃棄物の安定化、グラウトのような技術まで幅広くある。例えば、原子力発電所の運転から発生する一次廃棄物の高圧縮には、廃棄体容積 1m^3 あたり合計約 33,000DM がかかる。セメントを用いた廃棄物安定化の総費用は、同程度の見積りとなっている。したがって、こうした比較的価格の低いコンディショニング技術を用いれば、処理費用は見積範囲の低い側にくる。廃棄物の種類にもよるが、コンディショニングした放射性廃棄物を減容のための処理をそれ以上せずコンテナにパッケージ化できれば、こうした節約の経済性が向上するかもしれない。

樹脂の乾燥や、灰、スラグの高圧縮を含む可燃性廃棄物焼却技術のような新しいコンディショニング技術には、未処理廃棄物 1m^3 あたり 80,000DM、廃棄体容積 1m^3 あたり 700,000DM の総費用がかかる。廃棄体の中間貯蔵には、廃棄体容積 1m^3 あたり年間約 1,500DM がかかると見積ることができる。新しいコンディショニング技術を用いると、結果的に、古い方法に比べて費用が高くなるのがわかる。

中レベル廃棄物の処理に関して、原子力発電所の運転者は、高い比放射能濃度を持つ廃棄物をモルスレーベンでの処分に適した形態に再コンディショニングする、すなわち比放射能が比較的低い廃棄体への転換を開始した。厚肉の円筒状の鋳鉄製コンテナ内に樹脂を再コンディショニングする費用は、平均すると廃棄体容積 1m^3 あたりほぼ 76,000DM になると見積られる。

研究、医療、産業分野での放射性同位体利用から発生する放射性廃棄物に関しては、セメントによる安定化や高圧縮が用いられるのが普通である。使用済密封放射線源や除染作業によって生じた濃縮物、液体のセメント固化には、廃棄体容積 1m^3 あたり総額約 22,000DM がかかる。雑廃棄物の高圧縮、例えば適切な前処理（シュレッダー・プロセス）を行った後の処理には、廃棄体容積約あたり 15,150DM がかかる。

処分単価に関しては、二つの処分場（モルスレーベンとコンラッド）の間で差がある。表 6-1 は、1995 年の運転費用をまとめたものである。これに、モルスレーベンにおける廃棄物受入検査の費用（現在は、 1m^3 あたり約 12,500DM）と、処分場のデコミッションングに関する費用（どういう閉鎖を行うかによる。20 億から 40 億 DM になると考えられる）が加わる。運転期間終了後の制度的管理は考慮していない。

表 6-1 モルスレーベン処分場の 1995 年における運転費用

費用項目	年間費用	容積あたりの費用
事務経費 (本社を含む)	3,156,000 DM	年間 750DM/m ³
取り扱い	951,000DM	年間 220DM/m ³
オーバーパック	0	
封入	「取扱い費用」に含まれる	
その他、給料、エネルギー、整備、サイト警備、保険、など	25,114,000DM	年間 5,805DM/m ³
放射能モニタリング	644,000DM	年間 153DM/m ³
処分場運転のために雇う従業員の数	173 人	
総運転費用	29,885,000DM	年間 6,908DM/m ³

コンラッド処分場の計画作成と認可にかかる費用の見積りは、全部で 10 億 7,000 万 DM である。コンラッド処分場の建設費用は、14 億 6300 億 DM (表 6-2 参照) と見積られ、運転費用の見積り額は、年間 6,800 万 DM になり、40 年間で 27 億 DM になる。

コンラッドの閉鎖費用の見積り額は、2 億 2,000 万 DM であり、制度上の運転後管理はない。したがって、コンラッド処分場の総見積り額は、55 億 DM になり、1m³あたりの処分単価に換算すると 6,671DM になる。

表 6-2 コンラッド最終処分場サイト計画

種類	以前のコンラッド鉄鉱石鉱山にあるほとんど発熱のない放射性廃棄物のための地下処分場
許容容積	660,000 m ³ ドラム缶容積 1,100,000 m ³ 貯蔵空洞
許容放射線量	5 x 10 ¹⁸ Bq 1.5 x 10 ¹⁷ Bq
管理者	DBE (1992 年 9 月始め)
コスト	建設コスト = 1,463,000,000 DM 運転コスト = 2,720,000,000 DM 閉鎖コスト = 220,000,000 DM
立方メートルあたりのコスト	6,671DM/m ³

40 年間で 6,800 万 DM として計算 (連邦放射線防護庁コスト評価 1995)

6.1.3 使用済燃料及びHLW 処分

1982年4月29日に、「放射性廃棄物の安全な格納と処分に関する連邦施設建設に向けた前払い方式による資金拠出」に関する法令が公布された（Bundesgesetzblatt, 1982年, I, p.562）。その法令に規定された料金の前納は、以下に示す原子力エネルギー法の9a節、第3段落に従って、連邦処分場の費用を賄うのに必要な財政資金となる。

「州は、その州内で発生する放射性廃棄物を中間貯蔵する収集機関を設置し、連邦は、放射性廃棄物の保管と最終貯蔵のための施設を設置しなければならない。」

これには、研究開発、サイトの土地取得、計画作成、建設などのコストが含まれている。この法令は、前払出資のための方策を明記している。総費用の75.5%は大規模再処理施設の運転者、4%は小規模再処理プラントの運転者（年間50MTUまでの処理能力）、17.5%は原子力発電所（200Mwe以上）、3%がその他の許可業者が支払うことになっている。この法令には、特別な場合の前払料金の再支払と利息の支払に関する規定も含まれている。

使用済燃料の処理コストは、再処理する場合と燃料を最終的に定置する前にコンディショニングする場合のものである。表6-3は、この2つの単価を比較したものである。

表 6-3 再処理と長期貯蔵コスト

再処理		長期貯蔵 (30年間)	
活動	コスト (DM/kgU)	活動	コスト (DM/kgU)
輸送	160	輸送	160
再処理	1,800	燃料貯蔵	500
廃棄物の取り扱い	1,000	コンディショニング	800
最終廃棄物貯蔵	1,000	最終貯蔵	1,200
ウラン・プルトニウム利用	900		
合計	4,860		2,660

しかしながら、これらの数字を比較する際、運転廃棄物を管理する総コストがしばしば無視されている。廃棄物のコンディショニング、パッケージ化、中間貯蔵のコストは、

表 6-4 に示すように、0.05 から 0.1pfg/kWh の範囲内にある。

表 6-4 運転廃棄物の管理

廃棄物管理コスト	最終コスト		デコミッショニング
	再処理	直接処分	
0.05 – 0.1 pfg/kWh	1.4 pfg/kWh	0.8 – 0.9 pfg/kWh	0.25 – 0.3 pfg/kWh

連邦放射線防護庁は、ゴルレーベン処分場の運転前までの公式の費用を 45 億 8000 万 DM (1996 年 12 月)、コンラッドプロジェクトの公式の費用を 27 億 5300 万 DM (1997 年 1 月) と見積っている。この施設の費用は、サイト特性評価、認可、設計、建設、運転、閉鎖に細分される。

6.2 処理技術

ドイツでの放射性廃棄物のパッケージ化に利用される処理技術は、その廃棄物に含まれる放射能レベル (HLW、ILW 又は LLW) と廃棄物マトリックス (無機液体、有機液体、スラッジ、イオン交換樹脂、有機固体又は無機固体) とによって使い分けられている。その処理作業は、減容に関するもの、残滓処理のための物理的-化学的プロセスに関するもの、そして、固体廃棄物及び廃液の最終的なコンディショニングに関するものに分類することができる。減容処理事例としては、揮発化、蒸発、焼却、化学的酸化、乾式熱処理及び圧縮などがある。物理的-化学的処理の事例としては、濾過、酸回収、そして、溶液から放射性核種を除去するのにイオン交換媒体のような手法を使用した放射能分離処理などがある。コンディショニングの事例としては、セメント固化、ガラス固化、アスファルト固化、金属溶融 (溶解製錬) などがある。処理/パッケージ化技術の一例である液体 ILW 又は LLW のドラム缶内乾燥技術の概要が、表 6-5 に示してある。

表 6-5 パッケージ化に使用される処理技術

技術名		LLW/ILW ドラム缶内乾燥
プロセスの概要		放射性廃液（大部分は蒸発缶釜残液）を、真空下での接触乾燥プロセスにより廃棄物ドラム缶内で乾燥する。加熱はドラム缶の外側表面から行われ、ドラム缶外側表面に装着された電気加熱装置により熱が供給される。排気蒸気（ほとんどは水蒸気）は配管システムを通じて真空吸引され、廃棄物ドラム缶の外側で凝縮される。
適用可能廃棄物		液体 LLW と ILW、微細粉末化物質との混合がしやすい粒径のものを伴う LLW と ILW を含有する含水率の高いスラッジ、選択された有機固体
適用不可能な廃棄物		固体 LLW と ILW（粒径には関係なく）、ほとんどの有機液体及び液体 HLW
プロセスフロー		廃棄物が施設側に引き渡され、主収集コンテナ内に置かれる。廃棄物は混合され、望ましくない液体又は廃ガス（例えば油）もすべて除去する。いくつか一連の容器を移動させて望ましい水分含有量にされ、その廃液がドラム缶（廃棄体）内に注入される。その後、予め設定された濃縮レベルに達するまで、このドラム缶が加熱される。充填と乾燥のサイクルが繰り返され、廃棄体内が望ましい濃縮レベルに到達するまで、各進行プロセスにおいて少量の廃液が追加される。最終乾燥段階において、ドラム缶内には新たな廃液は加えられず、それまで乾燥されたすべての濃縮物から水分をさらに除去する（ただし、処理乾燥のときよりも低い速度で）。廃ガスは蒸気凝縮装置を介して排気され、濃縮物質は様々な分留物質と分離され、特性評価されて、適宜処理される。
開発レベル（過去の実績など）		完全に開発済の技術であり、GNS 社が FAVORIT タイプのプラントで 15 年以上にわたって広範に使用してきている。処理効率を向上させるため、そして、乾燥プロセスに重要なパラメータに関する理解を深めるための改善が継続されている。
主装置		<ul style="list-style-type: none"> ●主収集コンテナと関連ポンプ、浮き球及び攪拌装置 ●加熱体を備えた乾燥コンテナと制御された量の廃液をドラム缶内に充填するポンプ ●蒸気凝縮装置や凝縮物質処理（捕集、分離及び計測）などの廃ガスシステム ●廃棄体最終準備（例えば、蓋の装着） ●パッケージ放射能計測装置（処分施設の廃棄物特性評価要件により左右されるオプション）
処理能力と性能	処理能力	選択される施設の規模により変化する（ライン数、加熱装置規模、使用するドラム缶のサイズ）。
	使用ユーティリティ	電気、上水、下水
	処理パラメータ（処理能力、除染能力、コンディショニング比、変動要因）	選択される施設の規模により変化する（プロセスラインの数は 1 から 6 の範囲で設定することが可能）。平均凝縮速度はドラム缶当たりで 5 リットル/時であり、最大凝縮速度はドラム缶当たり 13 リットル/時である。パッケージ化後に残っている水分は約 3wt.% である。減容率は平均で約 3 対 1 であるが、処理される原料廃棄物の固体-液体比により左右される要因がある。
	人工	選択される施設の規模により変化する。
	二次廃棄物（種類、発生量及び変動要因）	廃ガスは主に水で構成されており、少量の揮発性有機物質も含まれている。また、二次廃棄物としては、初期攪拌中に除去される少量の液体が含まれる（水面に浮いている少量の油又は他の化合物が存在する可能性もある）。
	保守の詳細と費用	詳細な報告はない。保守費用の平均額は、操業費用全体の約 5% である。

安全性他(封じ込め性能、被曝線量評価)	事故確率は、原子力以外のスラリーやスラッジからの水分除去作業中における事故発生確率と同様であり、適用技術が広範に使用されていることから十分な説明がなされている。このシステムは液体をほぼ専門的に取り扱うものであり、数個の容器、弁、ポンプ及び配管部が係わってくることから、小規模な漏洩が発生する可能性は大きい。大量の液体が放出されるような事態になる可能性は小さい。如何なる時点においても同システム内に存在する放射エネルギーが小さいことから、このような事故の結果生じる影響は小さい。結果として生じる廃棄物形態では、グラウト処理済廃棄物形態においてばかりでなく、全ての定置前シナリオを通じて放射性核種を封じ込めることにはならないであろう。処分場に一度定置されてしまった場合、ドラム缶内に大きな表面積を持った微細粉末化物質が存在することから、一旦キャニスターが破損してしまうと、この廃棄物形態からは他の廃棄物形態よりも若干高い速度で放射性核種が放出されるものと見込まれる。
建設費用	選択される施設の規模により変化する。
操業費用	選択される施設の規模により変化する。
施設の概略寸法	選択される施設の規模により変化する。
特記事項	なし

フランスと英国で再処理される使用済燃料を除外した使用済燃料の処理技術は、パイロット・コンディショニング・プラントで予定されるコンディショニングである(使用済燃料の解体と燃料棒の Pollux 型キャスク内への収納)。ILW と LLW に関して、いずれの廃棄物に対しても同様の処理及びパッケージ化技術が使用されており、先に述べたすべての操作が係わってくる可能性がある。

ドイツでの処理/パッケージ化と米国、フランス及びスイスでのものとを比較してみると、多くの類似性を指摘できると共に大きな違いも存在している。フランスでは、自国の使用済燃料を再処理(液体残滓のガラス固化と発生する ILW と LLW の処理が必要となる)するために ILW の発生予測量が多くなっており、この点がドイツとの大きな違いとなっている。そして、スイスの計画が、LLW と ILW とを深地層処分場に処分するというドイツの計画(地下に輸送し限られた容積の中に定置可能な形態にパッケージ化する必要がある)と唯一一致するものとなっている。米国の場合、焼却に対して環境面での懸念が指摘されていることから、現在操業中の施設以上への拡大が減速する結果になっている。米国でも前記の他の処理/パッケージ化技術が使用されているが、異なる処分体系が採用されたことから、コンディショニングに対しては、モルスレーベンで求められている程度、あるいは、コンラッドで予定されている程度までには一般に重点が置かれていない。米国でのほとんどの LLW 処分は、未だに掘削されたトレンチの中に処分されており、満杯になった時点で土砂や人工バリアで覆う方法が採用されている。そして、ドイツのように定置前に廃棄物を廃棄体内にグラウトすることは必要とされていない。フランスとスイスの両国で全て

の廃棄物タイプに使用されている処理及びパッケージ化技術は、ドイツで使用されているものと全体的としては同じであり、その中には金属製又はコンクリート製廃棄体（異なるサイズのドラム缶又はコンテナ）内部に廃棄物をグラウト処理することが含まれている。フランスの場合、処分は浅地中の鉄筋コンクリート製ボルト内に行われるが、スイスでは深地層処分を計画している（母岩は、岩塩層又は鉄分含有地層ではなく凝灰岩層となっている）。

6.3 再処理施設での廃棄物処理

1976年の原子力エネルギー法は、残留物質を再利用する方策を策定し、使用済燃料は再処理する方針とした。これが、再処理パイロットプラントの建設（カールスルーエ再処理プラント）と現存する海外の再処理事業者との契約を前提としたドイツの放射性廃棄物の管理・処分の元々の構想につながったのである。1989年には、電力会社は、計画されていた商業規模のドイツ再処理プラントの建設を放棄し、その代わりに、フランスのフランス原子燃料公社及び英国の英国原子燃料会社で使用済燃料を再処理する決定を行った。

この展開とは別に、使用済燃料を処分場に定置する（いわゆる直接処分）技術は、基本的に完成段階にまで発展した。これは、1984年の原子力エネルギー法の改正によって、直接処分と再処理が廃棄物管理方法として同等の立場となった後の成果である。原子力エネルギー法は1994年に再び改正され、使用済燃料の直接処分に法的根拠を与えた。連邦政府と原子力発電会社との最近（2000年6月）の協定では、再処理のための使用済燃料輸送は2005年7月1日に終結させることになっている。それまでは、再処理プラントへの輸送が認められている。電力会社の中には、すでに再処理に関する現在の契約を棚上げして、使用済燃料集合体をゴルレーベンやアーハウスのコンテナ貯蔵施設で中間貯蔵するか、施設内（原子炉内）貯蔵施設の開発を行っているところもある。しかしながら、これらの契約には、契約解消に対する重い罰則条項が盛り込まれており、再処理契約が近い将来完全に終結することはなさそうである。電力会社は、2000年6月の協定において、再処理をできる限り早い時期に縮小することを約束した。

再処理から発生する廃棄物の返還は、1996年に始まり、残滓のガラス固化体が入った最初のコンテナが中間貯蔵され、続いて1997年にゴルレーベンのコンテナ貯蔵施設に2つの更なるコンテナの輸送が行われた。現在の計画によると、約3,500本の低熱量廃棄物ドラム缶が約700個の厚壁大型コンテナに入れられて2003年終わりまでに返還され、約

6,000本の残滓ガラス固化体が約215個の輸送/貯蔵コンテナに入れられて2012年までに返還される予定である。

再処理過程で、混合酸化物燃料に利用するためにプルトニウムとウランが抽出される。契約で合意された量がすべて、計画通りにフランスと英国で再処理されるとすると、ドイツの燃料の再処理によっておよそ55トンのプルトニウムが生じる。1995年までに、およそ8.5トンのプルトニウムが、ハナウの施設で混合酸化物燃料に加工された。ハナウで燃料生産を中断して以来、混合酸化物燃料の生産は現在、主にフランスで行われている。

ユーラトム協定の第86項によると、再処理から出てくるウランの所有者はユーラトム共同体であり、したがってその管理責任はユーラトム供給機関（Euratom Supply Agency）にあるとされている。そのため、同じことが、ドイツの燃料の再処理から発生する5,300トンのウランにも当てはまる。ドイツのエネルギー供給会社に由来する燃料の再処理によって生じたウランの大部分は、ユーラトム供給機関の支援を受けて売却された。わずかな量（約3トン）がドイツに返還され、再処理ウランが基本的に利用できることを実証するために、ハナウにおいてドイツの原子力発電所で使用する燃料集合体に加工された。再処理ウランの未売却分は、現在、再処理国の中間貯蔵施設にあり、将来の利用を待っている。

研究用原子炉の燃料の再処理には、やや異なったアプローチがとられる。1970年代初頭まで、使用済研究炉燃料の再処理は、ヨーロッパの施設（ベルギー、フランス、英国）で行われていた。その後、これらの研究用原子炉から発生する照射済燃料は、アメリカ合衆国に返還され、エネルギー省（DOE）の施設で再処理されていた。合衆国とヨーロッパで再処理が行われている間に発生した放射性物質は、常に「再処理を行った国」に残されたままとなっていた。

外国の研究用原子炉で発生する燃料の再処理は、環境団体による反対の結果、アメリカでは1988年12月31日に廃止された。その後、いわゆる環境アセスメント（EA）をまず準備し、次に環境影響評価書（EIS）で外国の研究用原子炉燃料を合衆国で輸送し再処理するリスクを評価し、また、このような輸送が環境と両立出来るかどうかを総合的に調査するなど、国家環境政策法（NEPA）の枠組の中で合衆国における外国燃料の再処理を再開するための取組みが開始されたが、その進行状況はゆっくりしたものであった。

1993年に、エネルギー省は、アメリカの廃棄物政策の改正を発表し、外国の研究用原子炉で発生する照射済燃料の受入と長期中間貯蔵を行うこととした。第一段階として1994年春に、アメリカは、照射済燃料の処分が研究用原子炉の運転のために必要であるという

いわゆる「緊急救助」のケースとして、少数（409 体）の照射済燃料を受入れた。照射済燃料（総数 153 体）のサバンナリバーへの輸送が、2 回だけ行われた（1994 年秋）。緊急救助活動の残りの廃棄物が、いつどのようにして輸送されるのかは、現在のところは不確かである。核拡散のリスクを減らすため、アメリカは期限を設けずにアメリカ由来の高度濃縮ウラン物質の受入を計画している（15,000 から 30,000 要素）。しかしながら、低濃縮ウラン物質を受入るのは約 10 年間だけで、アメリカかスコットランドのドーンレイの英国原子力公社プラントで照射済燃料の再処理を行うという代替案を検討中である。

1994 年の始めには、西ドイツ連邦諸州の研究用原子炉の貯蔵庫には 400 体近い照射済燃料（MTR ボックス型もしくは管型燃料）があった。さらに、現在、ドレスデン近郊のローゼンドルフの研究用原子炉で MTR 燃料約 690 体相当の大量の照射済燃料が管理されていることを考慮に入れなければならない。それと同時に、ドイツでは約 80 体から 120 体の使用済燃料集合体が毎年発生し、これが約 400kg（ドイツ原子力発電所で生じる量の 1%未満）になる。

5カ所のドイツ MTR 研究用原子炉の運転業者は、300 本以上の照射済燃料をドーンレイに送った。それらは、1994 年に 1 回のキャンペーンで再処理された。ドーンレイでの再処理によって発生した放射性残滓は、適切にコンディショニングされた形態（セメント固化廃棄物を 500 リットルドラム缶に入れる）で返還されなければならない。残滓の返還期限 - ドーンレイで再処理した後、最大 25 年 - が長くなっているため、おそらく適切な形態にコンディショニングされた後は、英国からドイツの処分場に直接返還することが可能になると思われる。輸送と処分場での貯蔵がドイツの規則に適合しているかどうかについては、原則的にはすでに確認されているが、これらの残滓のドイツへの返還がいつになるのかに関しては現在のところ明確になっていない。

再処理のコストに関しては、表 6-6 に示すように、再処理のための燃料サイクルコストは、長期中間貯蔵した後に再処理せずに最終処分する場合に比べて約 1.8 倍になる。

表 6-6 再処理と貯蔵のコスト比較 (DM/kgU)

再処理		長期貯蔵*	
輸送	160	輸送	160
再処理	1,800	燃料貯蔵	500
廃棄物取り扱い**	1,000	コンディショニング	800
最終廃棄物貯蔵	1,000	最終貯蔵	1,200
ウラン・プルトニウムの利用	900		
合計	4,860	合計	2,660

*30 年間貯蔵

**輸送及び中間貯蔵

7.0 放射性廃棄物処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画

ドイツでの処理、貯蔵に関する技術開発は、全く新しい概念やアプローチというのではなく、既存の技術の比較的小さな改良が中心である。例えば、新しい長期貯蔵キャスク（GNS 設計）や乾式燃料貯蔵施設的设计（例えば、シーメンスの FUELSTOR 概念）が進められている。処理・コンディショニングの最前線では、原子力発電所が処理企業と協力して、特殊な需要に応えるために既存の処理法を改良するための努力が続けられている。改良が進められている技術としては以下の技術がある。

- (1) 固体及び液体の減容技術
 - (a) 蒸発（1%未満の含塩廃棄物溶液を濃縮する）
 - (b) 脱水（水分を減少させ粘性の濃縮物にする）
 - (c) 焼却（固体及び液体の可燃性廃棄物）
 - (d) 熱分解（酸素量を制限した炭化水素の熱分解）
 - (e) 圧縮（ドラム内圧縮及び高圧縮）

- (2) 残滓処理のための物理的・化学的プロセス
 - (a) 酸の回収（PWR 蒸発缶から発生するホウ酸）
 - (b) 放射性核種分離（例えば、放射性核種除去のために吸着材を利用）

- (3) 固体廃棄物及び廃液のコンディショニング技術
 - (a) セメント固化
 - (b) ガラス固化
 - (c) アスファルト固化（特別な場合）
 - (d) 熔融（灰や放射性物質濃縮されたもの）

- (4) 遠隔取扱い技術

処分に関しては、ドイツには2種類の研究開発計画がある。

- (1) 研究開発は、計画作成、建設認可、処分場閉鎖のための直接的な需要から独立してい

て、エネルギー研究計画に基づいて BMBF から資金を受けて行われている。この研究開発計画は広範囲にわたっており、以下の項目が含まれている。(i)安全性の観点からの処分場概念と構成の開発、(ii)長期性能評価に関する解析用ツールの改良、(iii)高レベル廃棄物処分に関する岩塩以外の地層の適性評価

(2) 処分場建設に必要な研究開発は BfS が行うが、その費用は電力会社が負担する。

いずれのタイプの研究開発も、主に、カールスルーエとユーリッヒの主要研究センター、GRS、連邦地質学・資源研究所、ドイツ廃棄物処分施設・運転会社、ドイツの7つの大学でプロジェクトが進められている。研究開発計画の例を以下に示す。

(1) 横坑のシーリング： 1997年に岩塩内の地下処分場の長期シーリング材料として粘土・ベントナイトの利用及びその際の挙動に関していくつかの基礎研究が終了した後、1997年10月に横坑長期シーリングシステムに関するプロジェクトがフレイベルグ技術大学で始まった。この概念は、ナチュラルアナログによって長期安定性が示される物質（ベントナイト、岩塩、硬岩物質）を利用することが基本になっている。このプロジェクトでは、実験とモックアップ試験のほかに、岩塩鉱山の代表的な条件下で 1:1 スケールの原位置試験も行う。この試験ダムは、最終的にはさらに厳しい条件下で破壊するまで試験を行い、実際の条件下での安全マージンを定量化する。

(2) 立坑のシーリング： 1996年に、「岩塩鉱山における地下処分施設のための立坑シーリング」という研究開発計画が始まった。目標は、長期的に安定な立坑シーリング材の計画、建設、試験を 1:1 スケールで行うことである。その計画には、膨潤性粘土（炭酸カルシウム塩）の実験室での実験、ベントナイトシーリング材の接合物として機能するこれらの粘土と玄武岩砂礫の挙動に関する小規模試験、そして最終的には、Kali+Salz AG の岩塩廃坑での大規模シーリング試験が含まれている。

現在まで、研究活動の焦点は、塩水溶液と接触した膨潤性粘土の物質特性と

適切なペレット物質の開発におかれていた。砂礫の特性に関する調査により、乾燥条件及び湿潤条件下における数百メートルの高さの柱の沈み込み挙動を計算するための基本的なパラメータが得られた。パイロット実験用に、計測計画が作成され、計測機器が据え付けられた。全圧、静水圧、シール内の水分含有量及び砂礫の変位とが、決定すべき主要なパラメータである。パイロット試験の終了後には、シーリング材と接合物の 1:1 スケールシステムの構築を開始し、その後実験が始まることになっている。シールの荷重に関しては、試験は破壊するまで行うことになっている。

- (3) 結晶質岩（グリムゼル試験サイト（GTS）、アスポ硬岩石研究所（HRL-A））：
岩塩層で行われてきた最終処分のための研究が使いなくなった時の事前対策及び修正策として、BMBF の研究開発は岩塩以外の地質も対象としている。主に研究されているのは結晶質岩である。最近の研究で、結晶質岩、特に花崗岩に、母岩あるいは処分サイトとしてさらに調査する価値があるものがドイツのいくつかの場所にあることがわかった。実験研究は、すべて例外なく国際協力で進められている。スイス NAGRA（1982 年より）とは GTS に関して、スウェーデン SKB（1995 年 7 月より）とはアスポ HRL-A に関して、協定が結ばれている。

NAGRA との協力の下、過去 15 年にわたり第 1 フェーズから第 4 フェーズまで GTS で行われた研究開発作業では、サイト調査及び岩石特性評価手法に関する試験と改善や深部結晶質岩石処分場の長期性能を予測する数値モデルの開発に取り組んだ。最近の地質学的及び地質工学的研究では、2 相流現象の調査と掘削影響領域の特性評価に焦点が置かれていた。1997 年には、フィールド調査が完了した。引き続き、「トンネルニアフィールドに関する結論」（CTN）という計画に着手し、これまでに完了した研究を NAGRA と共に評価している。この研究は、1998 年 10 月に完了する予定になっている。続く第 5 フェーズでは、BMBF の研究の焦点は、岩石特性評価法をさらに改善することと、地下水の流れと放射性核種移動に関する調査に向けられることになっている。

アスポ硬岩石研究所での SKB との協力の目的は、GTS における変質したサイト条件（特に岩石の水分含有率に関して）の下における研究で得られた結晶質岩石に関する知識を修正し、完全なものにすることである。ドイツの 5 つの研究機関、すなわち BGR、FZK/INE、GRS、クラウスタール技術大学、ブラウンシュバイグ技術大学が BMBF のために研究を行っている。主な取り組みのひとつは、飽和結晶質岩における 2 相流状態の研究のために原位置試験を行うことである。この研究の目標は、2 相流及び移動のシミュレートに適した数値モデルの開発である。さらに、処分場周囲の母岩中での放射性核種とコロイドの移動に関して、原位置での試験と実験室での実験が行われている。

- (4) 安全評価の地球化学的アプローチ： — 地球化学的プロセスは、放射性核種の移動に大きな影響を与える。地球化学的な情報（例えば、溶解度、遅延係数）が、多くの処分場の性能評価で無条件に用いられている。しかしながら、地球化学的な情報の妥当性とその限界の信頼性は、明確に統合された地球化学的アプローチによって初めて十分に与えられるものである。すなわち、個々の放射性核種の主な地球化学的反応が熱力学的及び速度論的に相互依存することを考慮しなければならない。カールスルーエ研究センター放射性廃棄物管理・処分技術研究所（FXK/INE）は、ファーフィールドにおける放射性核種の移動に対してはもちろん、高レベル廃棄物ガラス固化体と使用済燃料の性能分析に関するソースタームについても、そのような統合的アプローチを採用している。廃棄物形態の腐食やカラム移行試験などの実験室データを用いて、予測される二次反応生成物、放射性核種の保持挙動、pH 変化と比較することにより、地球化学サブモデルがある程度は実証できることが示された。このアプローチにおける主要な不確実性であるコロイドの形成について、定量化する作業が進行中である。実験だけでなく地球化学計算においても、二次相が放射性核種の放出抑制に、特に還元状態のアクチニド核種に対して非常に強い保持力を示す容器材料（鉄）の表面で、重要な役割果たすことが確認されている。

地球化学計算の結果の質と妥当性は、様々な放射性核種の熱力学的データの質に強く依存する。現在、OECD/NEA と協力し、アクチニドと長寿命核分裂生成物の水中での化学種と純粋固体相に関してしっかりした熱力学的データベースを作成する作業が進行中であり、これは低イオン強度溶液及び高イオン強度溶液の両方に用いることができる。

- (5) 地下水の移動： 岩塩ドーム周辺の地下水の移動、すなわち処分場から生物圏への放射性核種の移動は、水の塩濃度の影響を強く受ける。したがって、塩水地下水とその移動のシミュレーションは、安全解析においては特に重要である。解決されるべき問題の複雑さ（3次元、大規模な 10km² の複雑な地質条件、物理的、水力学的条件と、計算時間を短縮するための数学的、数値的簡略化）のため、この作業は高速コードと高性能のコンピュータでしか行うことができない。

高速3次元コンピュータコードは、開発の最終段階にあり、ほかのコードとの比較による検証が行われている。この検証の過程で、2つの INTRAVAL のテストケース、すなわち RIVM 研究所の実験（1次元）とゴルレーベナー・リンネ（Gorlebener Rinne）（2次元）について、特に再計算が行われた。結果は、十分な一致を示した。コードのスピードが速いので、ゴルレーベナー・リンネのような大規模で複雑な地域を現実的な3次元システムとしてモデル化することが可能になることも明らかになった。

シミュレーション結果の信頼性を確立するため、地下水の移動に影響を与える様々な条件（例えば、分散、密度変化）とそれらの相互作用についてテストし、これらのプロセスを表す十分な実験により段階的にモデルの検証が行われることになっている。

- (6) ナチュラルアナログ (NA)： ナチュラルアナログは、処分場の長期安全性を評価し、性能評価における信頼性を確立するための重要なツールのひとつである。それらは、モデルの構築、モデルの試験、検証に用いることができ

る。いくつかのドイツ研究機関が、NA プロジェクトに取り組み、アメリカ、英国、フランス、スウェーデン、オーストラリア、日本、チェコ共和国の機関と国際的に協力している。これらの調査の重点は、ウランとトリウムに移行、ウランとトリウムの同位体分布、岩塩鉱山の過去の埋戻し、岩塩内の液体含有物、岩塩層に貫入した天然玄武岩ガラスに置かれている。

鉱物の反応と物資移行のナチュラルアナログとして岩塩内の液体成分を調査することにより、有機成分と無機成分の存在が示されたが、古い溶液中に水素が存在することが初めてわかった。この発見は、ガス移行、特に岩塩処分場でのガスの移行に関係するので非常に興味深い。その水素生成の解釈として最も可能性のあるのは、カリウム-40 の崩壊である。最も重要な結果のひとつとして、それらの含有物の化学的成分が最初から変化していないことがわかっており、このことはサンプルが採取されたドーム領域が液体の浸入があっても過去2億5,000万年もの間、変化していないことを示唆している。

高レベル廃棄物ガラス固化体の放射性核種放出モデルを確認するため、風化した玄武岩ガラス、例えばアイスランドで採取したもの、が調査されている。そのために、ガラスの風化速度や変質生成物内のランタニド、ウラン、トリウムなどの同族体化学成分の保持量が、年代や地球化学環境の関数として分析されている。

放射性廃棄物処分場の上の堆積層における放射性核種移行のナチュラルアナログとしてのウランやトリウムの移行の調査が、チェコ共和国の科学者と密接に協力して進められている。最初の調査が、カールスバッド（チェコ共和国）近くのルプレヒトフで現在行われている。新たにサイト調査と実験室での研究を行って、以前のウラン探鉱で得られたサイト情報の補足が行われた。おそらく、ウランは硫酸塩かフミンの錯体の形で存在し、高次の有機物とともに層状に堆積したものと考えられる。このプロジェクトは、GRS、ANSTO（オーストラリア）、JAERI（AARSR プロジェクト）の協力協定の恩恵を受けている。

新しいプロジェクトは、花崗岩内でのアクチニドの移行に関するナチュラルアナログとしてウラン及びトリウムの同位体分布を研究するものである。ここでは、グリムゼル及びアスポのサイトでの二次炭酸塩内の同位体分布を研究することによってウラン及びトリウムの移行を調査することに力点が置かれている。これらの実験に基づいて、花崗岩内でのアクチニドの移行の予測が行われる。

BGR は、国際研究プログラムにも参加している（図 7-1 参照）。例えば、1984 年以来、ドイツ・スイス協力体制の枠内で、工学的、地質学的、岩石力学的、水力学的、地球物理学的手法が、スイスのグリムゼル実験場の花崗岩内で試験、開発されている。具体的には、以下に示す研究開発が行われた。

- (1) 掘削影響領域特性評価のための地質学的、微小構造的、地球物理学的、及び水力学的計測
- (2) トンネルのニアフィールド岩石特性評価に関する様々な方法の有効性
- (3) ガス/水の移行と地下空洞の評価に関する地質学的、地球物理学的、水力学的及び数値的手法の比較

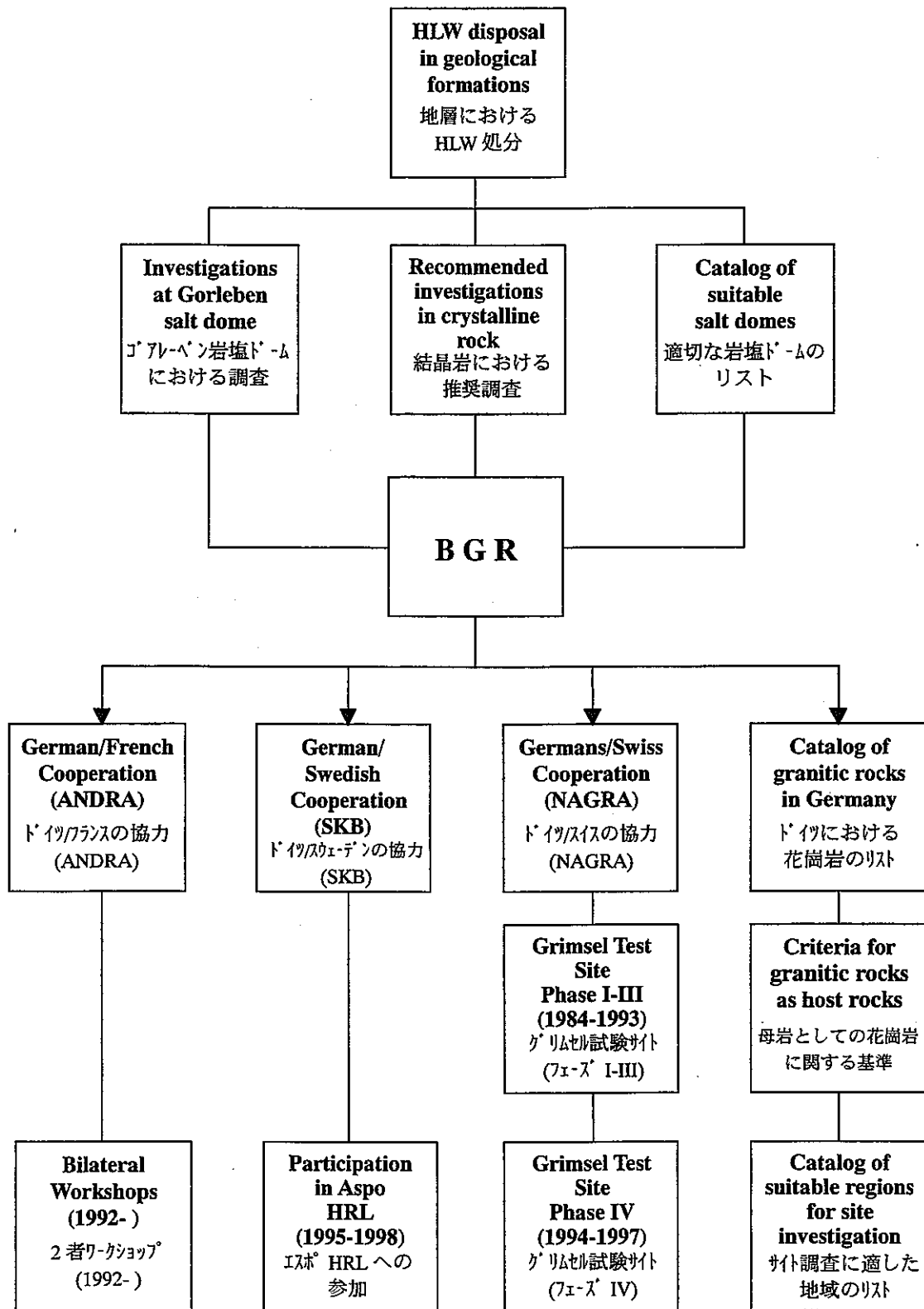


図 7-1 ドイツの高レベル廃棄物処分概念における BGR の参加

8.0 放射性廃棄物管理における人員・資金計画

ドイツの放射性廃棄物管理に対する予算と人員計画とは、以下に示すような最近のドイツでの政策変更の主要な項目を反映したものとなっている。

- 使用済燃料再処理を 2005 年時点で中止
- 使用済燃料を集中型貯蔵ではなく原子炉サイトで貯蔵
- モスレーベンでの廃棄物定置を中止
- ゴルレーベン処分場での開発継続を一時中断
- コンラッドでの LLW と ILW の定置開始を先送り

また、これらと同じ計画で、廃棄物の発生量低減と LLW 及び ILW に対して進められている発生段階での処理とコンディショニングとにさらに重点を置くことも想定している。使用済燃料を除く全ての廃棄物のコンディショニングは、発生サイトで実施することが前提となっている。

ウラン鉱山/製錬鉱滓に対する環境修復作業は、完了するまで継続される予定となっており、その時期は 2007 年から 2010 年頃と予想されている。この環境修復に要する全体費用は 130 億ドイツマルク（6760 億円）と見積られており、1996 年までに 45 億ドイツマルク（2320 億円）が既に費やされている。年間費用は、比較的一定であると予測されている。

LLW と ILW のコンディショニングは、廃棄物を連邦構成州廃棄物収集保管場所に搬出する少量廃棄物発生者の場合を除いて、発生者のサイトで実施することが継続される予定になっている。コンラッドの処分場の操業が開始されると、同処分場は想定年間受入量 17,000 m³ の割合で LLW と ILW を受入ることになるものと想定されている。デコミッショニング廃棄物は、2020 年以降での廃棄物総量において大きな比率を占めることになろう。これらの活動に要する費用の概要は、6.1.2 項に示してある。

ゴルレーベン、アーハウス（Ahaus）及びグライフスバルト（Greifswalt）に現在貯蔵されている使用済燃料以外で将来発生する全ての廃棄物は、現状で設計、許可、及び/あるいは建設されている原子炉サイト内の貯蔵施設に貯蔵される予定になっている。使用済燃料の HLW 処分場への搬出開始時期は、現在も未定のままとなっており、これらの廃棄物のライフサイクル管理費用を見積る上での主要な不確実要因となっている。今後 10 年間にわたって HLW ガラス固化体がラハーグ又はセラフィールドから返還された段階で、これら

廃棄物はゴルレーベンの中間貯蔵施設に貯蔵される予定になっている。原子力発電プラントを閉鎖し、デコミッショニングを開始する場合に比較して、原子炉サイトの貯蔵施設にある使用済燃料が再取出しされ、集中型貯蔵施設又は HLW 廃棄物処分場に搬出される予定期は不透明である。使用済燃料の貯蔵、輸送及び処分に要する費用は、6.1.3 項に示してある。

ドイツには放射性廃棄物管理に関して公表された国家計画が存在しないため、処理、貯蔵、処分に關する全体予算とスケジュールとは存在していない。再処理、燃料成型加工、放射性廃棄物の輸送、コンディショニング及び貯蔵、さらには、処分場の建設と操業、原子炉や他の原子力施設のデコミッショニングも加えた1977年での全体見積額は540億ドイツマルク（2.8兆円）である。

鉾山/製錬鉾滓に対する環境修復作業に対して1996年までに費やされた45億ドイツマルクに加えて、ゴルレーベンに対して16億3,000万ドイツマルク（840億円）、コンラッドに対して12億3,000万ドイツマルク、モルスレーベンに対して3億2,400万ドイツマルク（1990年以降）の費用が費やされてきている。2ヶ所の処分場での操業費用は、それぞれ6,500万ドイツマルクと見積られている。

原子炉サイトでのコンディショニングと貯蔵とに必要な職員数は、原子炉で働く職員の一部に含まれており、別個に一覧としては示されていない。3ヶ所の処分場の操業者である DBE 社は、現状で本社に約300名、モルスレーベンに190名、ゴルレーベンに100名、そしてコンラッドに150名の職員を抱えている。

9.0 処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題

放射性廃棄物の処理、貯蔵、処分に係わる将来の課題は、連邦政府と原子力発電会社の間で2000年6月に締結された協定により方向づけられている。その協定の内容で主なものは、現在ある原子炉の運転期間を制限するものであるが、処理、貯蔵、処分に最も影響のあるものとして2つの項目、すなわち第IV節（廃棄物管理）と第V節（連邦原子力法の改正）とがある。それぞれに付記（廃棄物管理に関する付記4と法改正に関する付記5）が付けられており、協定の内容を明確にしている。その協定で具体的には触れられていないが、モルスレーベン処分場の永久閉鎖に先立つ合意がなされ、その施設のデコミッションに必要な許可を得るための努力が現在なされている。

協定における廃棄物管理の項目は、以下の通りである。

- (1) 中間貯蔵 — 電力会社は、原子炉サイト内もしくは近傍に、使用済燃料用の中間貯蔵施設の建設をできるだけ早く進めている。中間貯蔵施設の運転前にサイト内に一時貯蔵の容量を準備出来るかどうかの実現可能性調査も同時に行われている。
- (2) 再処理 — 原子炉からの使用済燃料管理は、2005年7月1日から直接地層処分に限られる。それまでは、再処理プラントへの輸送が認められている。運び込まれた使用済燃料は、再処理してもよい。再処理は、回収すべき再処理製品を害なく処分できることを実証するために行うものである。電力会社は、できるだけ早い時期に再処理を中止させるために、海外の相手先に対して契約上のあらゆる可能性を探るものとする。

連邦政府と電力会社は、今後の再処理が可能な期間は残りの量を輸送できるものとする。さらに、法的要件が満たされれば、再処理に関する輸送の認可プロセスは2000年夏までに完了するものとする。

再処理完了のプロセスが期限内に完了しない場合には、電力会社に責任がないという理由で、両者が適切な時期に適切な解決策を求める。

- (3) 輸送 — 電力会社は原子炉サイト内の貯蔵施設が使用できるようになるまではゴルレーベンやアーハウスの地域中間貯蔵施設に使用済燃料を輸送してもよい、また、再処理が廃止されるまでは外国に使用済燃料を輸送してもよい。両者は、地域貯蔵施設が5年以内に利用可能になるものとする。

連邦政府、州、電力会社は共に、輸送を実施するための常設の調整グループを設置する。その責務には、連邦及び州の警備機関との協力が含まれる。

- (4) ゴルレーベン — ゴルレーベンの岩塩ドームの調査を、少なくとも3年間、最大10年間中断し、概念上及び安全技術上の問題を明らかにする。

連邦政府は、ゴルレーベン岩塩ドームの調査に関する声明を発表する。その声明は、付記4及びこの協定の一部である。

- (5) パイロット・コンディショニング・プラント — 責任当局は、法的規制に従って使用済燃料用のパイロット・コンディショニング・プラントの許認可を完了する。そのプラントの利用は、損傷したキャスクの修理に限定する。その原子力許認可を法的に有効とするための申請は、緊急に必要な場合にのみ提出される。

- (6) コンラッド — 責任当局は、コンラッド鉱山の立坑の許認可プロセスを完了する。許認可申請を提出する団体は、法的な再検討が出来るように、原子力許認可取得のための申請を取り下げる。

- (7) ゴルレーベンとコンラッドの費用 — ゴルレーベン及びコンラッドでこれまでに費やされてきた累積コストは必要経費であることに合意する。したがって電力会社は、前払した金額の返済を要求しない。その代わりに、連邦政府は、一時的中断の間、ゴルレーベンサイトを維持することを認可する（付記4におけるゴルレーベン岩塩ドームの調査に関する連邦政府の声明）。維持コストは、電力会社が支払う（コンラッドの場合は一部）。

連邦政府が、南ザクセン州に対しておこした（南ザクセン州での）許認不可発給を含む規制上の意志決定に対する損害賠償問題を解決しようとしていることを電力会社は承知している。電力会社は、割り当てられた一部のコストに関して連邦政府に対する返済請求をしないことを表明する。

- (8) 将来的な廃棄物管理計画作成の要件 — 今後の廃棄物管理計画作成を実証する要件を調整し、この協定の条項に適合させる。

連邦原子力法の改正に該当する協定は、以下のものである。

- (1) 電力会社は、連邦政府が原子炉サイト内もしくは近傍での中間貯蔵施設の建設、運転を必要としているだけでなく、新しい原子炉の建設を法的に禁止しようとしていることに注目している。
- (2) これらの主要な点に基づいて、連邦政府は連邦原子力法の改正案を起草する予定である（付記5の概要を参照）。その法律の改正にこの協定が組み込まれることを前提に、関係機関はこの協定を締結する。

付記 4、ゴルレーベン岩塩ドームの調査に関する連邦政府の声明書を以下に示す。

連邦原子力法第 9a 章、第 3 項に従い、連邦政府には放射性物質を処分する施設を設置する責任がある。連邦政府は、この責務を認め、原子力エネルギーの段階的廃止に関わりなく、廃棄物を処分する適切な能力を時宜を得た形で確実に供給するために、適切な対策をとることを宣言する。

可能性のある母岩として岩塩だけでなく、花崗岩、粘土などの地層が考えられる。1979 年に、ゴルレーベン岩塩ドームを有望な処分場サイトとして調査することが決定された。これまでに得られた地質学的結果は、しかるべくまとめられるだろう。高レベル廃棄物が貯蔵される場所になると考えられている古い岩塩の領域は、掘削領域 1 (EB-1) を掘削している間に予定よりも広いことが明らかとなった。しかしながら、EB-1 は予定される廃棄物量を貯蔵するのには不十分である。

解析的に求められた岩塩ドームの隆起率によると、起こりうる隆起に関して言えば、

長期的（100万年単位で）にみても隆起に伴う危険は何もないだろうと予測できる。溶液、ガス、濃縮物のポケットは、まだ見つかっていない。この地域がしっかりした層であることを示唆するこれまでの結果が、バリアとして岩塩に期待される機能も含めて確認された。これまでに得られた地質学的結果は、ゴルレーベン岩塩ドームが適切なサイトであるという主張とは矛盾していない。

しかしながら連邦政府は、現在進められている国際的な議論に照らして、適性規準と高レベル廃棄物の処分概念についてはさらに改訂と開発が必要であると考えている。科学技術と一般的なリスク評価については、ここ数年の間に大きく進展している。この結果は、ゴルレーベン岩塩ドームをさらに調査する必要性を示している。

中でも、以下に示すものは発熱性廃棄物をゴルレーベンに処分する現在の概念に関連して持ち上がる問題である。

- ・ 廃棄物の腐食と分解して出来るガスが密度の高い岩塩に蓄積し、母岩に望ましくない亀裂が入るかも知れないのでそれを管理する。
- ・ 放射性廃棄物の再取出しが出来る処分場の必要性が、国際的に高まっている。
- ・ 岩塩の媒体としての適合性を、他の国々での結果をもとに、粘土や花崗岩などの他の媒体と比較する必要がある。
- ・ 使用済燃料の地層処分に関しては、臨界の可能性を長期的に除外するために、もっと別の規準を満たさなければならない。
- ・ 国際放射線防護委員会は間もなく、意図しない処分場への人間侵入に対する放射線からの防護目標について初めて言及した公式の勧告を出しそうである。

ゴルレーベンの岩塩ドームをさらに調査しても、それだけではこれらの未解決問題の解決には役立たない。この理由から、ゴルレーベンの岩塩ドームの調査は、少なくとも3年、最大で10年間中断する。この間に、これら未解決の問題解決に努力を集中する。

この一時的中断は、処分場サイトとしてゴルレーベンを断念することを意味するものではない。しかし、概念及び安全技術上の問題の解決が行われている間、行われる調査はこれらの問題解決に直接繋がるものに限られる。

連邦政府は、この一時的中断の期間はゴルレーベンサイトを維持するために必要な対策

をとるつもりである。これには、許認可授与組織としての連邦政府の立場を守るため、また第三者による計画への介入からプロジェクトを守るために必要な法的措置をとることが含まれる。連邦政府は、このプロジェクトの運営計画を10年間延長する申請が許可されるように必要な対策をとる。連邦政府は、連邦原子力法の第9章に従って適切な措置をとり、計画が法的に保護されることを保証する。

原子力法（協定の付記5）の改正案をまとめた概要は、以下の通りである。

1.) 基本的な新規制

1.1) 法の目的

- 原子力エネルギーの利用促進目標の削除
- 商業発電に関する原子力エネルギー利用の整然とした廃止と、原子炉運転の終結時期の明示

1.2) 新たな原子炉の建設と運転に関する許認可の禁止

1.3) 原子力技術分野の研究、特に安全性に関する研究には制限を加えない

2.0) 現行の運転許認可の制限

2.1) 電力量の譲渡も含め、この法の付記で示された残りの発電量に達した際の、個々の原子炉に対する運転する権利の停止

2.2) 運転期間の計算

- この法の付記での個々の原子炉に対する具体的な発電量の設定
- エネルギー合意の原則にしたがって他の原子炉にそれぞれの発電量を譲渡する権利
- 目標： 旧式原子炉から新型原子炉まで

2.3) それぞれの電力会社の月間発電量報告責任

2.4) 報告を受け取る責任機関： 連邦放射線防護庁

3.0) 安全基準

3.1) 現在の安全基準が是認される

3.2) 定期的安全検査について法的規準を設定

- 4.0) 廃棄物管理
 - 4.1) 原子炉内に中間貯蔵施設を建設し使用する責務
 - 4.2) 中間貯蔵施設に対する法的規準
 - 4.3) 2005年7月1日時点で
 - 使用済燃料管理は処分場への直接処分に限定
 - IV/2 に従っての再処理を禁止
 - 4.4) 一時的中断期間のゴルレーベンサイト保護のために1998年原子力改正法(第9章)の内容を維持
 - 4.5) 協定の内容に適合させるための、使用済燃料管理の将来計画を実証する規則の調整
- 5.0) 新しい改正法は、ヨーロッパ連合法の履行に係る条項と第9章の内容(4.4参照)以外は、1998年4月6日に通過した原子力法に取って代わるものである。
- 6.0) 第三者の責任適用範囲の拡大

10.0 参考文献

1. JAI Corporation, "Survey of the Legislation for the Entity Responsible for HLW Disposal in Germany", JAI-451, June 26, 1998
2. J. P. Lempert and E. Biurrun , "Safe Disposal of Radioactive Waste Status and Perspectives of the German Waste Management Concept", Waste Management '98, March 2-5, 1998
3. "World Report 1999 Germany", Nuclear Europe Worldscan, July-August 2000
4. JAI Corporation, "Investigation on Interim Storage Programs and Legislation in Germany", JAI-469, January 15, 1999
5. Unipede, "An International Survey of Radioactive Waste and Decommissioning in Terms of Policy, Strategy, Finance and Public Relations by the Nuclear Generation Study Committee", August 1993
6. "Conditioning of Spent Fuel for Direct Disposal Experiences during Cold Commissioning of the Pilot Conditioning Plant Gorleben/Germany (PKA)", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999
7. H.O. Willax and H. Lahr, "The Gorleben Pilot Conditioning Plant", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
8. QuantiSci, "HLW and Spent Fuel Disposal Research Strategy", RW 8/18/12-TR-2, Version 3, March 6, 1998
9. W. Hohlefelder , "The Role of the Public in Licensing of Nuclear Power Plants in the Federal Republic of Germany", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999
10. P. W. Brennecke and Volker H. Kunze , "Recent Developments in the German Approach to Radioactive Waste Disposal" , Waste Management 2000, February 22-March 2, 2000
11. P. W. Brennecke, et al, " Realization of the German Repository Concept - Current Status and Future Prospects", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999
12. National Report on Main Nuclear Developments and Regulatory Issues in Germany (Laws and Regulations), presented at the Meeting of the Club of Agencies of the Directorate DII of the European Commission, June 2000
13. B. R. Martens, et al, "Quality Assurance for Radioactive Wastes Disposed of in the Morsleben site - Planning, Procedures and Experiences", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
14. H. Spilker, "Status of the Development of Final Disposal Casks and Prospects in Germany", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
15. H. Volzke et al, "Testing and Licensing of Radioactive Waste Containers for Disposal in Germany", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
16. D. Maric et al, "Barrier Quality of Konrad Waste Packages in the Case of a Mechanical Impact", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998

17. Brendt-Rainer Martens, "Quality Assurance for Radioactive Waste Packages", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
18. W. Plank et al, "Activity Determination on Waste Packages - Sampling, Shielding Calculation and α -Scanning-A Comparison of the Methods", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
19. B. R. Martens et al, "Qualification of Waste from Reprocessing and Fabrication of MOX Fuel for Disposal", Waste Management '98, March 2-5, 1998
20. P. W. Brennecke, "Evaluation of Potential Hazards Related to Radioactive Waste Disposal",
21. P. W. Brennecke, "LLW/ILW Disposal in the Morsleben Repository", Waste Management 1997, March 3-6, 1997
22. Bruno Thomauske, "Realization of the German Repository Concept Status and Prospects", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
23. P. W. Brennecke et al, "German Plannings on Co-Location of LLW, ILW, HLW and Spent Fuel", Waste Management '98, March 2-5, 1998
24. P. W. Brennecke et al, "Disposal of Radioactive Waste at the Gorleben Site", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
25. Albrecht et al, "Geological Setting of the Morsleben Radioactive Waste Repository, with Emphasis on Hydrogeological Modelling", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
26. Kranz et al, "The German Approach on Safeguards for the Final Disposal of Spent Nuclear Fuel in a Salt Dome", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
27. Boese et al, "Performance of Different Closure Concepts for Radioactive Waste Repositories in Rock Salt and Application for the Morsleben Repository, Germany", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
28. Feinhals et al, "Evaluation of Disposal Strategies for Storages Containing old Stock of Nuclear Waste in Nuclear Power Plants", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
29. Theis, et al, "Long Term Limit Values for Carbon-14 Exemplarily Shown for the Final Repository for Radioactive Waste Morsleben (ERAM)", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
30. "Low Level Radioactive Wastes Repositories: An Analysis of Costs", OECD/NEA Publication, 1999
31. Komorowski, et al, "German Concept and Status of the Disposal of Spent Fuel Elements from German Research Reactors", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental

- Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
32. Volkmar Braeuer, et al, "Analysis of Safety Criteria for High Level Waste Disposal", Waste Management '95, February 27-March 2, 1995
 33. Otto Bornemann, et al, "Results of Geological investigations at the Gorleben Salt Dome, The Potential Repository Site for Radioactive Waste in Germany", Proceedings of the Seventh International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '99, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 1999
 34. A Kaul et al, "Investigation and Evaluation of the Gorleben Site - A Status Report", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
 35. Frank Nitsche et al, "Low/Intermediate level Waste Package Criteria in Compliance with the Requirements for Transport and Disposal", Radioactive Waste management and Environmental Remediation, Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
 36. H. Spilker, "The German Cask Concept for Intermediate and Final Storage of Spent Fuel", Waste Management '95, February 27-March 2, 1995
 37. Janberg, et al, "Status of the Development of Final Disposal Casks and Prospects in Germany", ANS Reprint, February 1998, Nuclear Technology, Vol. 121
 38. Technical Capabilities of Deutsche Gesellschaft zum bau und Betrieb von Endlagern fur Abfallstoffe mbh (DBE) 2000,
 39. P. W. Bennecke, et al, "Technical and Financial Aspects of Waste Acceptance Requirements and Radioactive Waste Conditioning Interaction", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
 40. P. W. Brennecke, "Derivation and Structure of Waste Acceptance Requirements", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999,
 41. W. Noack, et al, "Experiences in the Disposal of Spent Sealed Radiation Sources in Germany", ASME 1999
 42. Stefan Theis, "Restarting the L/ILW Repository at Morsleben (FRG): The Utilities' Experience", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
 43. W. Noack et al, "The Morsleben Repository - Waste Acceptance Requirements and Radioactive Wastes to be Disposed of", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
 44. Frank Nitsche, et al, "Low/Intermediate Level Waste Package Criteria in Compliance with the Requirements for Transport and Disposal", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995

45. P. W. Brennecke, "Conditioning Techniques", WM'99, Derivation and Structure of Waste Acceptance Requirements, Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999,
46. P. W. Brennecke, "Economical Considerations", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999
47. M. Jobmann, "Fiber Optic Monitoring Systems for Operational Safety Requirements of Underground Waste Disposal Sites", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
48. E. Hermann et al, "Long Term Stability of Radioactive Residues Solidified by Geopolymere", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
49. Wolfgang Hoffelner et al, "Treatment of Different Radioactive Residuals with the PLASMARC Technology, Actual Results", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
50. R. Graf et al, "Latest Developments and Trends in In-Drum-Drying Processes of Radioactive Liquids", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
51. JAI Corporation, "Current Status of High Level Radioactive Waste Disposal in Germany", JAI-459, September 30, 1998
52. Recent Developments in R&D Funded by BMBF on Waste Management and Disposal, Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology of Germany, March 1998
53. European Commission, Schemes for Financing Radioactive Waste Storage and Disposal", EUR 18185 EN, Final Report, 1999
54. JAI Corporation, "Financing for Radioactive Waste Management and Reactor Decommissioning", JAI-444, April 15, 1998
55. Rimbart Gatzweiler et al, "Decommissioning Costs of Uranium Production Facilities - An International Comparison", Waste Management 1996, February 26-29, 1996
56. "Agreement between the German Federal Government and Utility Companies", Nuclear Fuel, June 2000
57. H. Rupar et al, "Decommissioning Four German Fuel Cycle Facilities", Radwaste Solutions, Vol. 7, No. 3, May/June 2000

第Ⅲ章 ス페인

1.0 原子力に関する基本政策と放射性廃棄物対策に係る政策

スペインの廃棄物管理計画は、以下に示す3つの基本的な活動に分類できる

- (1) 低レベル又は中レベル放射性廃棄物 (LLW) として分類される低放射能、低発熱性廃棄物の管理
- (2) 使用済燃料と高レベル放射性廃棄物 (HLW) ガラス固化体の管理
- (3) 施設のデコミッショニング

LLW の管理は、エル・カブリル (El Cabril) の施設で集中的に行われ、同施設の受入基準を満足する廃棄物が輸送されてくる。これらの廃棄物は、コンディショニングされた形態 (大規模発生者) か、あるいはコンディショニングのなされていない状態 (小規模発生者) かのいずれかの形態で運び込まれている。小規模発生者からの廃棄物は、エル・カブリルで処分に向けてコンディショニングされる (コンテナ内に固定化) ことになる。エル・カブリルにある分析部門は、廃棄物の品質を確認し、廃棄物発生者との間で締結されている契約に示されている技術仕様に適合していることを確認するために、必要な試験を実施する。

HLW 廃棄物 (使用済燃料とガラス固化体) の管理には、以下の3つの段階がある。

- (1) 原子力発電所での中間貯蔵
- (2) 集中型施設での中間貯蔵 (原子炉サイト外)
- (3) 最終的な HLW の管理

最初の段階は、原子力発電所での使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量をリラッキングにより増やすもので、このプロセスは1998年に完了した。この原子力発電所サイトでの貯蔵容量を満杯状態まで使い切ると、二重用途 (貯蔵用と輸送用) 金属キャスクを利用することによってその貯蔵容量を拡充する予定となっている。

第2段階は、最終的な管理を待つ間、HLW を長期間貯蔵できるような集中型の地上施設の必要性を考えている。これには、1つ又は複数の施設 (ボルトやキャスク貯蔵システ

ム)が建設される。このような施設は、恐らく既存の原子力施設の近く、あるいは HLW 処分場のために選定されたサイトの近くに立地されることになると考えられる。運転開始時期は 2010 年頃と想定されているが、具体的な時期は、原子力発電所での使用済燃料貯蔵プールの利用状況、様々な原子力発電所の運転停止及びデコミッショニングの時期、HLW 管理に関する他の政策決定に左右されることになる。

第 3 段階では、HLW 処分の非常に長期にわたる安全性を保証するための専門知識や科学的/技術的能力が必要となる。基本的に、また、技術開発により新たな方策が考慮されるようになるまでは、深地層への処分が想定される解決策となっている。現在、処分場に関してスペインで実施されている作業は、次の 3 つの分野である。

- 地層に関する情報の入手
- システムの設計
- 安全評価及び関連研究開発 (R&D)

スペインにあるウラン鉱山、ウラン精鉱及び特定の研究炉のデコミッショニングは既に完了しているか、あるいは、現在行われているところであるが、放射性廃棄物をより大量に発生させるのは、原子力発電所のデコミッショニングである。バンドロス原子力発電所 1 号機で現在行われているデコミッショニング作業は、その主たる事例である。スペインのデコミッショニングへのアプローチでは、既存の放射性廃棄物の撤去 (レベル 1)、原子炉部分を除く全ての施設の解体、すなわち解体 (レベル 2)、そして、その後 30 年程度にわたる管理期間を経た後に行う原子炉自体の解体とサイトの修復 (レベル 3) といった過程が想定されている。

1.1 現状と政府の政策

スペインの放射性廃棄物管理の全体政策は、総合放射性廃棄物プラン (General Radioactive Waste Plan: GRWP) の中に示されている。このプランは、放射性廃棄物管理公社 (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.:ENRESA) の様々な責任分野における基本目標を達成するために計画された戦略と主たる行動内容とが含まれた基本文書である。現在はこの中の第 5 次計画が実施されているが、これは 1999 年 7 月に政府により承認されたものである。

この GRWP には、様々な廃棄物分類に適用される対策と戦略とが示されており、以下のようになっている。

- LLW/ILW—このタイプの廃棄物を対象とした処分場は、1992年10月に必要な許認可が発給された後、運転を開始した。この施設は、1,200ヘクタールの古いウラン採掘サイトのあるエル・カプリル（コルドバ[Cordoba]）に立地している。この場所は、1961年以降放射性廃棄物の貯蔵や処分に使われており、当初はウラン鉱山のある地下に、そして、1985年以降は地上の窪地に処分されてきた。この処分場施設は、工学バリアを伴った浅地中型の処分施設である。固型化材料としては、コンクリートが使用されている。この施設の貯蔵容量は、100,000 m³である。
- HLW—スペインは、他の諸国での HLW 処分計画と比較すると、まだその初期段階にある。使用済燃料の最終処分のために、スペインでは結晶質岩、岩塩層、あるいは頁岩層を使用することを予定している。好ましい地層の一覧の作成は1987年に完了し、深地層処分場の概念設計は既に完了している。現状での主な目標は、実規模原位置実験により、処分場設計の様々な側面に関して検証することである。この件に関しては、スペインの研究開発計画（HLW 処分に関連した活動を取り扱っている）の中に示されている。

スペイン政府は1983年に、使用済燃料の再処理を行わないことを決定した。従って、使用済燃料は、ひとたび廃棄物と宣言された段階で HLW に分類され、直接地層処分の対象とされることになっている。バンデロス（Vandellos）原子力発電所のガス冷却炉（GCR）用燃料だけはフランスで再処理され、その HLW ガラス固化体がフランスから返還されことになっている。

1996年末に、スペインの放射性廃棄物管理について調査する目的で、スペイン議会上院の産業委員会内に審査委員会が設置された。国内外の専門家ばかりでなく様々な団体や機関の代表が、この評価期間全体にわたって同委員会に対して報告を行った。同委員会では、サイト選定プロセスで遭遇する困難さ、社会的政治的側面及び一般住民のアクセプタンス、他の国内プログラムでの経験について検討した。この委員会では、様々な専門家集団や機関の代表ばかりでなく、異なる分野の専門家の意見や見方も報告した。

1998年初めに、スペイン政府は、同委員会による調査で得られた知見を踏まえて、放射

性廃棄物管理政策に関する追加指針を作成した。この政府の指針は、以下のように要約することができる。

- 高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する意志決定は2010年まで行わない。その時期が来た時点で、議会は技術面の進展や研究活動の成果を評価し、採用すべき最終処分システムを決定すべきである。
- 立地に向けたこれ以上の活動は2010年まで実施しない。立地に向けた活動が2010年以降に再開された場合、自発的に処分場を受け入れる地域を見つけたプロセスを実施する見込みである。
- 深地層処分に対する研究は継続するが、核種分離や核変換（P-T）といった新たな技術について、その実現の可能性やその影響も分析すべきである。P-Tに関する研究活動は、我が国の技術的能力を考慮した上で推進すべきである。

この指針を実行に移す責任を負ったスペインの組織では、これらの政策面での変更を組込めるように、高レベル放射性廃棄物処分方策の見直し作業を現在行っているところである。この新たな戦略的アプローチで主に強調されているのは、以下の点である。

- 適切なサイトの特定：フィールド作業はこれ以上実施しない予定であり、深地層処分場の性能評価に利用するために、既存の地層データを綿密に検討する。
- 設計及び性能評価：安全評価は、地層関連情報、処分場の設計及び R&D データを統合するといった面で、HLW 計画の中で重要な役割を演じ続けることになる。その結果は、処分場計画の進捗状況を説明するため、研究開発活動の方向性を示すため、そして、施設の設計を最適化するために利用される。
- 研究開発：新たな研究開発計画（1999-2003 年）が策定された。その中には、深地層処分に関する研究開発努力を継続することに加えて、P-T に関する研究をおこなうことも含まれた。地下研究施設や P-T に関する国際協力が強調されている。

当初の HLW 処分場開発計画が 20 年程度の遅延を来していることを前提に、スペイン議会では、サイト選定前に必要なフィールド調査の実施を可能にすることを意図した HLW サイト調査法の制定を現在準備しているところである。その一方で、世論の動きを注意深

く見守ることが行われており、広範な意志疎通及び一般住民への情報提供に関する計画が実施されているところである。

2.0 放射性廃棄物管理の現状

大部分の放射性廃棄物は、基本的に原子燃料サイクル（原子力発電プラント、燃料集合体成型加工プラント、放射性廃棄物貯蔵施設）に関連した活動に伴って発生すると共に、少量の廃棄物は研究、医療及び産業など（いわゆる、小規模発生者）の活動に伴って発生している。スペインでの放射性廃棄物の93%は、原子力発電プラントから発生している。スペインには、7ヶ所の発電サイトに9基の原子炉があり、その総発電設備容量は7,405 MWeとなっている。また、現状で運転を停止し、既にデコミッショニングが開始されている原子炉（バンデロス原子力発電所1号機）もある。

スペインでの放射性廃棄物の発生は、1950年代に産業、医療及び研究分野で放射性同位体の利用が始まったことにより始まった。これと並行して、ウランの採掘と精錬施設の運転に伴う廃棄物も発生した（現状では1ヶ所を除く全てが閉鎖）。燃料成型加工施設が1ヶ所（フスバド[Juzbado]）で運転中であり、医療、産業及び研究目的で放射性同位体を使用している約1,300の施設からも放射性廃棄物が発生している。

スペインの原子力発電は、ゾリタ（Zorita）[別名は、ホセカブレラ]原子力発電所の運転が開始された1968年に幕を開け、その後、3段階を経て開発されていった。1968年から1974年までの間に、加圧水型炉（PWR）（ゾリタ発電所）、沸騰水型炉（BWR）（サンタマリア・デ・ガロナ発電所）及び黒鉛ガス炉（バンデロス1発電所）をそれぞれ使った発電所が3ヶ所で建設され、発電設備容量は1,130 Mweとなった。1982年から1985年までの間には、総発電設備容量が4,695 MWeになる発電所（アルマラッツ（Almaraz）Ⅰ、アスコ（Asco）Ⅰ、アルマラッツ（Almaraz）Ⅱ、コフレンテス（Cofrentes）、アスコ（Asco）Ⅱ）がさらに商業運転を開始し、1988年には発電設備容量2,000 MWeの第3世代の原子炉2基が送電を開始した。1984年になって、スペイン政府は、設計と開発が既に開始されていた5つの原子炉グループの建設を凍結する決定を行った。国家エネルギー計画の1991年改訂版では、この政府の意志決定が追認され、新規の原子力発電所の建設は、スペインのエネルギー需要が新規の原子力発電所を必要とする時期が来るまで中止されることになった。2000年までには、このような新規の原子力発電所を必要とするような状況は生じなかった。

これら廃棄物の管理は、放射性廃棄物管理公社（ENRESA）の責任となっている。同公社では、放射性廃棄物全体計画で示された方針に沿って作業を遂行している。ENRESAは、以前の議会決議に従って1984年に政府により設立された政府所有の会社であり、(i)スペイン全土から発生する全ての種類の放射性廃棄物を管理するシステムを確立すること、(ii)

運転寿命期限がきた原子力発電所や他の主要な原子力施設の解体を実施する責任を負うことが任務と定められている。

2.1 管理区分

スペインでは、放射性廃棄物とは、将来での利用が見込まれず、かつ原子力安全委員会（CSN）による報告に対応して産業・エネルギー省（MIE）が定めた放射能濃度（あるいは放射能レベル）を超える放射性核種を含有しているか、あるいは、そのような放射性核種により汚染されている廃棄物物質又は生成物であると定義されている。

これら廃棄物の管理に関して見ると、廃棄物は低・中レベル放射性廃棄物（LILW）、あるいは、高レベル放射性廃棄物（HLW）かのいずれかに分類される。LILW 廃棄物は、平均寿命 30 年未満（6 半減期を想定）のベータ・ガンマ核種を含有し、アルファ核種含有量が 3,700 Bq/g 未満であるような比放射能の低い廃棄物である。これら廃棄物のほとんどは、原子力発電所から発生する雑巾、循環水不純物やフィルター、イオン交換樹脂、設備機器などのほか、病院や産業で発生する手袋、注射器、容器、注射針、生物廃棄物などで構成されている。

小規模発生者からのものを除き、LILW は容量 220 リットルの金属製ドラム缶内に固化されるが、他の容量の容器（290 リットル、400 リットル、そして、480 リットル）にコンディショニングされたものも、比較的少量ではあるが発生している。小規模発生者からの廃棄物は、ENRESA の施設で処理された後、通常は 25 リットルの封入ユニットにパッケージ化されている。

スペインでは、高レベル放射性廃棄物は、原子炉から取出された非再処理使用済燃料と、フランスに送られて再処理されたバンデロス原子力発電所 1 号機の燃料を発生源とするガラス固化体からなるものと理解されている。

スペインでは使用済燃料に対して全体としてオープン燃料サイクル戦略が採用されていることから、管理すべき HLW は基本的に 2 種類存在することになる。すなわち、スペインの軽水炉発電所から発生する使用済燃料（これまで、大きな容量を占めている）と、フランスでの再処理により発生したガラス固化体が存在することになっている。

いずれの場合でも、これらの廃棄物からは熱が発生することから、長期間にわたって冷却すると共に、核種の放射能及び発熱が管理可能なレベルにまで崩壊するのを待つために、一定期間中間貯蔵することが必要である。

日本で使用されている分類とスペインの分類システムを比較すると、日本が単に LLW と分類している廃棄物に対して、スペインが「低レベル及び中レベル放射性廃棄物」という用語を使用している点を除けば、全体としては一致している。HLW に関してみると、1 対 1 で対応している。

2.2 廃棄物の発生量

スペインで放射性廃棄物を発生している具体的なプロセスとしては、以下のものがある。

- ウラン採掘と精錬
- 燃料成型加工
- 原子力発電所の運転に関連した活動
- 燃料の再処理（バンデロス原子力発電所 1 号機の燃料だけが対象）
- 医療、産業及び研究への利用
- 原子力施設のデコミッショニング
- 最終処分に向けての廃棄物のコンディショニング
- 貯蔵、及びあるいは、処分施設の運転

2.2.1 貯蔵されている廃棄物量

表 2-1 には、1998 年 12 月 31 日現在でスペイン国内に貯蔵されている廃棄物の一覧が示してある。この一覧表では、原子力発電所、フスバド（Juzbado）の燃料集合体成型加工施設及び放射性施設から発生する LILW を区別して示してある。また、原子力発電所からの使用済燃料についても示してある。

エル・カブリルでコンディショニングされる放射性施設からの低・中レベル放射性廃棄物（LILW）を除き、他の LILW は発生者によりコンディショニングされている。エル・カブリルで廃棄物がコンディショニングされる小規模発生施設からの廃棄物は、エル・カブリルで報告する貯蔵容量の中に含まれている。原子力発電所やフスバドの燃料集合体成型加工施設で発生する廃棄物は、コンディショニングされてエル・カブリルに搬出されるまで、廃棄物発生者のサイトで中間貯蔵されている。

原子力発電所から取出される使用済燃料に関して、表 2-1 には、発電所の使用済燃料貯蔵プールでの占有程度と一緒に貯蔵されている重量も示してある。満杯になる時期の推定

では、1 炉心分に相当する貯蔵容量を予備として確保する必要があることを考慮している。

1998 年末時点で、25,435 m³ のコンディショニング済 LILW と、2,249 トンの使用済燃料とがスペインで貯蔵されている。年間発生量で見ると、現状スペインでは毎年 5,000 本程度の 220 リットル入りドラム缶が発生しており、そのほとんどは国内の 9 基の原子炉からのものとなっている。ENRESA は、毎年約 10,000 本のドラム缶を収集し、エル・カプリルの処分施設に輸送している。

エル・カプリルでの総貯蔵量の中には、いわゆるアセリノセ (Acerinox) 事故の結果として発生した廃棄物が含まれている (産業プロセスで発生したスクラップと一緒に Cs-137 放射線源を溶解したことにより、PRESUR プラント、EGMASA プラント及びウエルバ (Huelva) 不活性物質回収センターの汚染が発生した事故)。この事故による発生量は、エル・カプリル施設搬入時点での容量で 1,124 m³ に相当する量となっている。現在、この物質は、処理して最終的に処分するために、エル・カプリルの南側プラットフォーム上で、輸送に使用されたコンテナに入れられたまま中間貯蔵されている。

表 2-1 1998 年 12 月 31 日現在でスペインに貯蔵されている放射性廃棄物と使用済燃料

施設	コンディショニング済 LILW (m ³)	原子力発電占有率 (%) ³⁾	LWR ¹⁾ (ト)	占有率 (%) ⁴⁾	使用済燃料飽和時期予想 ⁴⁾
ホセカブレラ (PWR)	1,865	64	55	43	
ガローナ (BWR)	1,221	79	229	58	
アルマラス 1 (PWR)	1,957	36	318	42	2020
アルマラス 2 (PWR)			314	41	2022
アスコ 1 (PWR)	1,002	52	297	51	2013
アスコ 2 (PWR)			258	44	2016
コフレンテス (BWR)	2,148	49	364	50	2014
バンデロス 2 (PWR)	162	6	210	32	2021
トリリヨ (PWR)	348	15	204	69	2003
フスバド (ENUSA)	453	61			
カプリル ²⁾	16,279	28			
総計	25,435		2,249		

注 1) 現在解体段階にある黒鉛ガス型炉であるバンデロス原子力発電所 1 号機は考慮されていない。この使用済燃料は再処理のためにフランスに搬出され、運転に伴い発生した LILW (2,000 m³) は、さしあたり同プラントのサイト内で貯蔵されている特定の発生源からのもの (黒鉛、あぶみ等) を除いてエル・カプリルで貯蔵されている。

注 2)エル・カプリルに貯蔵されている容量は、中間貯蔵されているもの (4,471 m³) と最終処分セルに定置されているもの (11,808 m³) との合計である。これらは、単位容量 11.14 m³ のコンクリート製コンテナで 2,478 体に相当するものであり、同施設のセルの現状での貯蔵容量である総計 8,960 体のコンテナの 28%を占めていることになる。

注 3)ENRESA による撤去を待つために貯蔵されている廃棄物が、これら施設で利用可能な廃棄物の中間貯蔵容量に対して占有している割合を示している。原子力発電所の場合、LILW パッケージ以外の特定の物質が貯蔵施設に貯蔵されていることから、それらによっても貯蔵空間が占有されている点に考慮する必要がある。

注 4)原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールでの占有率と飽和状態になる予想時期では、1 炉心分に相当する予備の貯蔵容量の確保と、全プラントで既に実施されたリラッキングとを考慮に入れたものである。ホセカブレラとサンタマリア・デ・ガローナに関して期日が示されていないのは、これらプラントの計画で見込まれている運転寿命期間中 (40 年間) には、その使用済燃料貯蔵プールが満杯にならないであろうことを意味している。

2.2.2 今後発生する廃棄物発生量予測

将来的に発生する廃棄物量の見積では、既存の廃棄物発生者ばかりでなく、現状では存在していない他の活動又は施設も考慮された。

表 2-2 には、スペインで管理する必要があるとみられる LILW、使用済燃料及び HLW の一覧が示してある。

表 2-2 ス페인で管理される予定の放射性廃棄物と使用済燃料の総見積量

コンディショニング済・中レベル放射性廃棄物	容量(m ³)	総見積量の百分率
燃料集合体の成型加工	1,400	0.7
原子力発電所の運転	43,800	22.6
研究活動と放射性同位体の利用 ¹⁾	8,300	4.3
原子力発電所の解体	135,100	69.8
他の施設の解体 ²⁾	1,100	0.6
その他 ³⁾	3,900	2.0
総計	193,600	100
使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物 ⁴⁾	数量	
使用済燃料 (MTHM)	6,750	
使用済燃料 (集合体数)	19,680 ⁵⁾	

バンドレスからのガラス固化体(m ³)	80 ⁶⁾
---------------------------------	------------------

注 1)放射性同位体 RI と雑廃棄物（放射性避雷針、イオン煙検知器、線源など）。他の発生者に関しては、容量は ENRESA の貯蔵施設に到着した段階でのコンディショニング前の容量を意味している。

注 2)この中には、燃料集合体成型加工施設、将来の封入及び準備プラント、CIEMAT での設備の改善が含まれている。

注 3)ここで最も大きな割合を占めるのは、貯蔵施設の運転に伴うものと汚染事故により発生するかもしれない汚染スクラップなどの廃棄物である。

注 4)最終処分のために想定される封入容器のタイプに基づく総換算容量で、10,000 m³程度になると見込まれる。この量には、安全側に見込んだアプローチを使用して、原子力発電所の解体に伴い発生する技術廃棄物、そして、その特性からみて LILW と一緒に貯蔵するのが可能でないと考えられる他の廃棄物（バンドロス原子力発電所 1 号機の再処理に伴い発生する中レベル放射性廃棄物、特定の線源など）を加えるべきである。1983 年以前に英国に搬出されたサンタマリア・デ・ガローナ原子力発電所からの燃料の再処理により回収される少量の核分裂性物質も考慮に入れるべきである。見積で考慮されたこれら他の廃棄物の見積総容量は、5,000 m³程度である。

注 5)59%は PWR からの燃料集合体であり、41%は BWR からの燃料集合体である。

注 6)180 体のマルクール (Marcoule) タイプのガラス固化体パッケージ、あるいはそれに等しいラアグ (La Hague) タイプパッケージを換算したものである。

HLW は、技術的理由からフランスで行われるバンドロス原子力発電所 1 号機からの使用済燃料の再処理が現状で完了したことから、その見積量は正確であると見なすことができる。この予測では、2010 年にスペインへの返還開始が予定されている HLW ガラス固化体を考えている。また、まだ返還されずに、期日も決まっていないものとしては、1983 年以前に英国に搬出されたサンタマリア・デ・ガローナ原子力発電所からの使用済燃料の再処理により回収された少量の核分裂性物質がある。

これらの予測は、スペインでの廃棄物の発生量低減に向けて引き続き行われている努力の結果を反映して見積られていることを理解しておかなければならない。過去数年間にわたり、基本的に原子力発電所所有者が ENRESA からの支援と協力を得て採用した対策の結果として、原子力発電所から発生する LILW の容量は大幅に低減してきている。これら対

策としては、以下のものがある：

(1)全ての原子力発電所に適用可能なもの

(a)廃棄物発生量低減

- 圧縮性廃棄物の選別
- 油の除染と適用除外
- 木材の除染
- 排水溝の再配置
- 「極低レベル」パッケージの適用除外

(b)廃棄物コンディショニングの最適化

- 固定型又は移動型施設による濃縮物質やスラッジの乾燥
- 濃縮物質、スラッジ、樹脂を一緒にパッケージ化
- スラッジの濾過と乾燥

(2)特定の原子力発電所での特定の場合に適用可能なもの

(a)廃棄物発生量低減

- 蒸発缶内での硼素濃度の増加
- 蒸気発生器（SG）交換での廃棄物低減
- 凝縮精製システムの改善
- SG ブローダウン樹脂の除染
- 非圧縮性廃棄物の選別

(b)廃棄物コンディショニングの最適化

- パッケージ当たりの樹脂の線量増加
- 乾燥によるマイクロセルパッケージ*への再コンディショニング

（*エル・カブリルに廃棄物を輸送するために原子炉サイトで使用される移動式コンディショニング装置で製造されるパッケージ）

鉍石採掘やウラン精鉍製造に伴い発生する鉍滓については、アンデュハル（Andujar）ウラン精錬施設とバダホス（Badajoz）にあるラアバ（La Haba）施設のデコミッショニングプロジェクトが現状で完了し、唯一サエリセス・エル・チコ（Saelices el Chico）（サラマンカ[Salamanca]）だけが運転を続けていることを指摘しておかなければならない。この施設

の QERCUS プラントは、同じサイトにある生産活動を停止したエレファンテ (Elefante) プラントと実質的に同時期の 1993 年 7 月に運転を開始した。

表 2-3 には、1998 年 12 月 31 日現在での発生鉱滓の累積量と、現在の運転者によって管理が実施されることになっているサエリセス・エル・チコ (Saelices el Chico) 施設から発生する見込みの年間発生見積容量とを示してある。

表 2-3 スペインの採掘活動とウラン生産活動に伴う鉱滓

	施 設	採掘鉱滓 (×10 ⁶ t)	プラント鉱滓		
			チップから (×10 ⁶ t)	スラッジから (×10 ⁶ t)	分別から (×10 ⁶ t)
現 状 98/12/31	Saelices Elefante プラント ¹⁾	47.8	7.2	0.31	--
	El Chico Quercus プラント ²⁾	15.9	0.84	0.68	1.92
	La Haba Lobo-G プラント ³⁾	6.3	--	0.28	--
	Andujar Andjura ウラン精錬 ⁴⁾	--	--	1.20	--
予 測 量	Saelices 1999-2000 累積量	6.1	0.25	0.18	0.73
	El Chico 2001年 ⁵⁾	--	--	0.01	--

注 1)1993年6月に生産活動を停止し、最終運転停止段階にある。

注 2)運転段階にある。

注 3)1997年にデコミッショニング作業が完了しており、モニタリング・管理段階にある。

注 4)1994年にデコミッショニング作業が完了しており、モニタリング・管理段階にある。

注 5)抽出と前処理作業は完了し、デコミッショニング作業が開始されており、2008年までに完了する予定になっている。2001年初めに発生するスラッジは、ウラン製品の残留物（水除染）によるもので、デコミッショニング期間を通じて発生すると予想される。

2.3 廃棄物の発生場所

スペインでの放射性廃棄物の発生場所を図 2-1 に示してあり、その中には以下のものが含まれている。

- 原子力発電所
- ウラン採掘とウラン精錬施設
- ウラン精錬施設のデコミッショニング
- 研究施設（大学、CIEMAT）
- 医療分野での同位体利用（病院）
- 原子力発電所のデコミッショニング

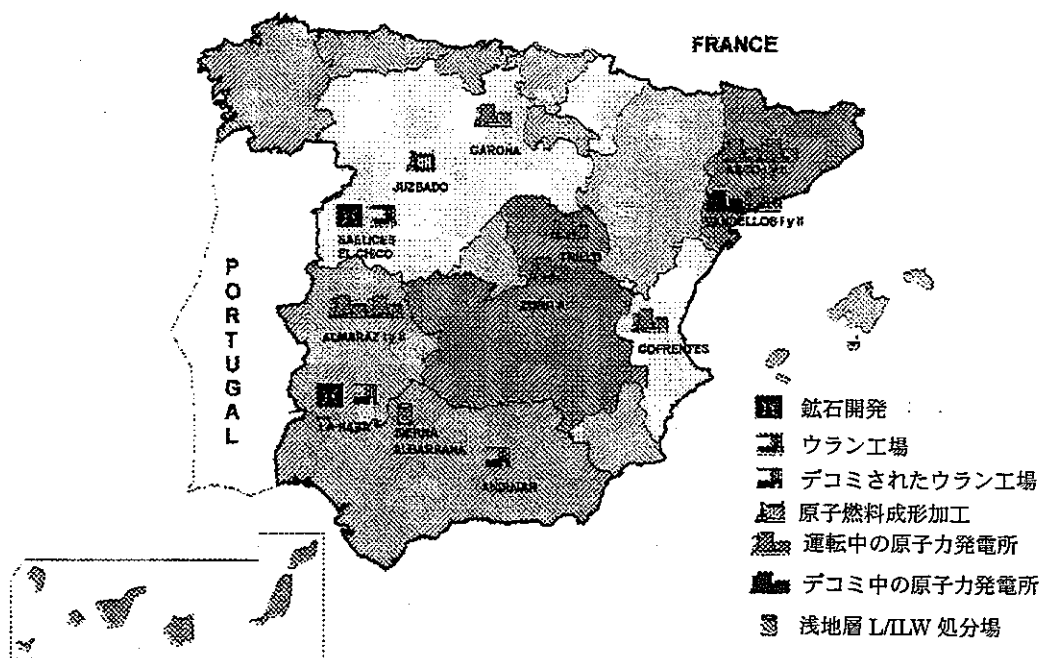


図 2-1 スペインの原子燃料サイクル施設

スペインでは、ウラン採掘と燃料成型加工に関連する全ての活動は、スペイン国立ウラン公社 (ENUSA) が責任を負っている。処分場と全ての放射性物質取扱い及び原子力施設のデコミッションングについては、ENRESA が責任を負っている。

表 2-4 にスペインで運転中の原子力発電プラントを示す。

表 2-4 ス페인で運転中の原子力発電プラントの概要一覧

プラント	原子炉タイプ	使用燃料	総発電設備容量 (MW)	商業運転開始日
ホセカブレラ	PWR	W社製 14×14	160	1968年12月
ガローナ	BWR	GE社製 BWR-3/6	460	1971年3月
アルマラス1	PWR	W社製 17×17	975	1981年5月
アルマラス2	PWR	W社製 17×17	930	1983年10月
アスコ1	PWR	W社製 17×17	947	1983年12月
アスコ2	PWR	W社製 17×17	966	1985年10月
コフレンス	BWR	GE社製 BWR-3/6	990	1984年10月
バンデロス2	PWR	W社製 17×17	1,009	1988年3月
トリリヨ	PWR	KWU社製 16×16	1,066	1988年8月
合計			7,503	

その他スペインでは、放射性同位体の取扱いと利用の許可を受けた施設が 1,300 余り存在し、その中には放射線診断施設は含まれていない。これらの廃棄物発生者の分布は以下の通りである：

- 60%：産業利用や商業化施設である。これらの施設からは、不定期に少量の廃棄物が発生している。
- 30%：医療利用施設である。これらの施設からは、定期的に相当量の廃棄物が発生している。
- 10%：研究及び教育施設である。これらの施設からは、定期的に少量の廃棄物が発生している。

1,300 余りの認可された放射性施設の内の約 70%は、密封線源を使用していることから、常に廃棄物が発生しているわけではない。そのような線源は、全く利用が行われなくなり、その原産国への返還が行われる見込みがないような場合にだけ、ENRESA が管理すべき放射性廃棄物となる。ENRESA では、小規模廃棄物発生者から年間で 125 m³ 程度の廃棄物をエル・カプリルに輸送している。

原子力施設のデコミッションングにより、LILW の総発生見積量の約 70%を占める廃棄物が発生するものと考えると、廃棄物発生場所に関する検討をする場合にはいつでも、現状及び将来のデコミッションングサイトを考慮する必要がある。スペインにおいて既存の最も大がかりなデコミッションングサイトは、バンデロス原子力発電所 1 号機の閉鎖であ

る。運転中の残りの原子力発電所が、将来のデコミッショニングの対象となる。また、デコミッショニングが行われている燃料サイクルのフロントエンドに関連した他の施設も存在している。これらの中には、閉鎖されたウラン鉱山、アンチュハル (Andujar) ウラン精錬施設、ラアバ (La Haba) ウラン精錬製造施設が含まれている。これらの施設の全ては、以下に述べるように、現状様々な作業段階にある。

最後に、少量の廃棄物がアルゴス (Argos)、アルビ (Arbi) 及び JEN-1 実験炉や他の研究施設といった原子力施設から発生するものと見込まれている。CIEMAT に存在する特定の廃棄物に対して、特に言及しておく必要があるかもしれない。これらの施設の所有者である CIEMAT では、スペインと外国の機関が参加しているデコミッショニング研究開発計画を実施している。

2.4 廃棄物の処理/処分フロー

LILW の管理フローと使用済燃料又は HLW を対象としたものとは明確に異なることから、LILW のフローについては別個に検討するものとする。2.4.1 項には LILW のフローを、2.4.2 には使用済燃料と HLW のフローを述べている。

2.4.1 ILW の処理処分フロー

LILW の管理の中には、予備的な処理やコンディショニングによって廃棄物容量をできるだけ少なくするためのものから最終的な処分に至る一連の段階が含まれている。全体的な管理フローに含まれるその他の活動としては、収集、取扱い、輸送、一時貯蔵及び品質保証がある。

少量の発生者の場合を除いて、低・中レベル放射性廃棄物の予備的な処理とコンディショニングとは発生者の責任となっており、その後のエル・カプリルでのコンディショニングと最終的な処分のために、ENRESA により示されている受入基準を満足する廃棄体とする必要がある。

少量の発生者の場合、発生施設が多く、そして、それらの施設から発生する廃棄物の特性がそれぞれ異なることから、これら発生者が個別の処理能力/施設を用意することは非現実的であり、また、費用も問題外なほど高くなることから、それらの廃棄物処理とコンディショニングとはエル・カプリルの施設で実施されることになっている。この方法で長い間うまく実施できているので、これらの廃棄物を管理する上での問題は、基本的に解決さ

れているものとみなすことができる。

原子力発電所から発生する LILW 廃棄物に関しては、LILW の最終的な容量を低減するため、従って、エル・カブリル施設の処分可能容量を最適化するための LILW の処理に重点が置かれている。廃棄物がエル・カブリルに向けて搬出される時期まで、これら廃棄物は発生者がサイト内に建設している認可施設で中間貯蔵されることになる。

ENRESA と廃棄物発生者との間で締結される契約の中には、その後のエル・カブリルでの処分に向けての廃棄物の特性評価や受入に関連した技術仕様や基準が含まれている。廃棄物の特性評価は、それによって受入要件に適合していることが検認できるため、廃棄物管理フローにおいて不可欠な存在と考えられている。

廃棄物処理に利用される技術としては、固体廃棄物を対象とした焼却や圧縮、廃液を対象とした蒸発、イオン交換及び凝集沈殿などがある。いずれの技術も、廃棄物の大幅な減容を実現するものである。コンディショニングにより、廃棄物はエル・カブリルの廃棄物受入基準を満足する固形化された安定な形態に転換されることになる。基本的なコンディショニング前処理技術としては、除染、粉碎、圧縮、蒸発/蒸留/精留、デカンテーション/脱水/濾過、焼却/熱分解などがある。コンディショニングには、ほぼ例外なくセメント固化法が利用されており、コンディショニング廃棄物は 220 リットル (55 ガロン) 鋼製ドラム缶にパッケージ化されている。セメント固化法は、比較的費用が安価であり、そして、液体の固化、固体の固定、スクラップ、岩石片 (ラブル) 又はフィルターの間隙の充填に使用することができることから選択されている。

焼却は、全てのタイプの可燃性廃棄物にとって魅力的な存在である。アルファ核種を含有する廃棄物ばかりでなく、固体又は廃液も焼却される可能性がある。減容が大きく、生成物 (例えば、焼却灰又はスラグ) の特性が不活性なため、処分場性能の観点からみて焼却プロセスは理想的である。

1,500 トンから 2,000 トンの圧縮装置による高圧縮は、廃棄物量をできるだけ少なくするのに使用されている。固体材料は安定なペレットに圧縮され、その後、エル・カブリルに搬出するために 220 リットル入りドラム缶内に入れられることになる。この技術は、金属材料、紙類、プラスチック類、岩石片 (ラブル)、そして、有機質放射性廃棄物の焼却に伴う焼却灰にも適用されている。

廃液の乾燥は、容量の低減につながると共に、コンディショニング済廃棄物は固体であるべきというエル・カブリルの要件を満足する廃棄物形態にすることにもつながるもので

ある。廃液はパッケージの中に注入され、若干の真空状態にした中で加熱され蒸発処理されることになる。しかし、出来上がった生成物には、例えばセメント固化だけで作った廃棄体に比較して高い放射能が含まれている。

原子力発電プラントでの移動型又は恒久型のコンディショニング能力に加えて、エル・カプリル施設にもコンディショニング能力が用意されている。エル・カプリル施設でのコンディショニング設備としては、完全な圧縮処理ライン、固体廃棄物の焼却と安定化が可能な設備能力、セメント固化によるコンテナ（エル・カプリルで処分される 200 リットル入りドラム缶とより容積の大きい廃棄物コンテナの両者）の固化と封入が含まれる。

コンディショニング済 LILW の貯蔵は、エル・カプリルへの搬出を可能にする準備ができるまで、発生者のサイトで行われることになり、搬出は一般にコンディショニング後、長い時間をおかずに行われることになる。エル・カプリルに LILW が到着してからのプロセスの詳細については、5.1 節に示してある。エル・カプリルで処分する以前にコンディショニングされる小規模発生者からの廃棄物の他に、全ての廃棄物はエル・カプリルでさらにコンディショニングされ、大型のコンクリート製コンテナに格納され、キャニスターとの間の円周部分にはセメントが充填されることになる。

廃棄物発生者には関係なく、LILW パッケージの輸送は ENRESA の責任となっている。廃棄体の所有権は、原子力発電所の敷地境界で ENRESA に移転されることになる。このようになっているのは、一般に、ENRESA は特殊な装置（遮蔽トレーラーや輸送用キャスク）を保有しており、より効率的に放射性物質輸送専門会社へ輸送サービスを委託できるためである。小規模発生者からの廃棄物の場合、ENRESA が LILW の収集と輸送の両方を直接実施している。

LILW のほとんどは、産業パッケージタイプⅡとして認定されてきているが、一部では輸送要件を満足させるために遮蔽を追加する必要があるかもしれない。一部の廃棄体タイプでは、ISO コンテナ又は特別設計のキャスクを使用する必要がある。これは、1 時間当たりの表面線量率が 1 ラドから 10 ラドになるパッケージの場合である。全ての輸送コンテナは、エル・カプリル施設にある取扱い装置との間で互換性を有しており、制御室からの遠隔操作が可能になっている。

2.4.2 使用済燃料と HLW の処理/処分フロー

使用済燃料の中間貯蔵については、研究施設や原子力プラントで既に技術的に解決され

実証されてきている。乾式貯蔵（キャスクとチャンバー）及びプールでの貯蔵という2つの主な貯蔵技術が存在する。どちらも、集中型施設においても、現状行われているような使用済燃料が発生する原子力発電所でも実施することができる。乾式貯蔵キャスクは、必要性が発生した段階で拡張できるモジュール形式で利用できる。一方、原子炉サイトにある使用済燃料貯蔵プールによる貯蔵は、拡張が比較的難しいものの、原子炉の運転期間を通じて必要とされる使用済燃料貯蔵容量の大部分をまかなうものとなっている。

スペインでの使用済燃料貯蔵の全体方策は、以下のように構築されている。

- 最終的な占有量を最適化するとの観点から、リラッキングにより原子力発電所での使用済燃料貯蔵プールの貯蔵容量を増大させる
- 乾式モジュールに保管する金属製コンテナを使用することで貯蔵容量を増大させる

所与の施設でプールでの貯蔵能力がなくなったときに原子炉サイトで「使用済燃料貯蔵プール以外」での貯蔵に使用するキャスクが確実に利用できるようにするための作業が継続されている。この作業の中には、以下のものが含まれている：

- (1)スペインでは、貯蔵目的だけに設計されたキャスクが既に製造されており、現状、利用可能な状態になっている。このキャスクに対する許認可は米国で既に発給されており、この方策を利用する必要性が発生すれば、スペインでの許認可が得られる状況にある。
- (2)ENRESA では、使用済燃料の貯蔵及び輸送の両方に使用することができるキャスクを設計し、このキャスクの許認可を米国で取得することを目指した最初のプロセスに継続して参加している。これらのキャスクは、スペインで許認可を取得して製造した後に、原子力発電所自身で、あるいは集中型貯蔵施設で使用される。

ENRESA では、これらの活動と並行して、集中型中間貯蔵（CTS）施設に対する方策も追求しているところである。CTS 概念を選択したのは、様々な代替案を主として以下の要因に対して評価した結果によるものである。

- その施設は、少量の使用済燃料（約 1,000 トン）を 2010 年までに貯蔵できるようにすべきである
- その施設は、使用済燃料と HLW を取扱うホットセルを用意すべきである
- 選定された概念の運転は、原子力発電所又は深地層処分場の通常運転とは独立したものの（相互に関連性を持たない）とすべきである
- その施設では、使用済燃料と HLW の取扱い及びモニタリングを簡素化すべきである
- その解決策は、初期投資を最小限にすると共に、貯蔵需要を容易に満たすことができるように、可能な限りモジュール化すべきである
- 選択される貯蔵技術は、集中型貯蔵施設に対して選択される予定のシステムと互換性を持つものである共に、将来の処分場施設と可能な限りの範囲で互換性を有するべきである。
- できれば、CTS への貯蔵用キャスクの将来における輸送は、内部に貯蔵される使用済燃料の取扱いがさらに少なくなる方向で行われるべきである
- 貯蔵ユニットは、スペインの原子力発電所で将来実施される予定のデコミッショニング及び解体作業を妨げたり、あるいは作業量を増大させたりするようなものであってはならない

現状行われている CTS の設計の主な目標は、原子炉サイトでの貯蔵や CTS での乾式貯蔵のために使用されるキャスク、あるいは原子炉サイト、CTS 及び深地層処分場間の輸送に使用されるキャスクが同じキャスクで済むようにすることである。この技術に関する最終的な意志決定は、それが 2012 年までは必要とされないため、若干先送りされているのが現状である。

このような施設が必要になる時期を見極めるためには、以下の点を考慮する必要がある。

- 国際的な状況を踏まえ、また原子力安全及び作業員の放射線防護に関連した技術要件を満足させるとの観点から、原子力規制当局では、大規模な原子力発電プラント解体作業の一部は、使用済燃料が施設から撤去できるような時期になるまで実施してはならないとされている。その結果、解体されるまで運転停止状態にあるプラントを維持するために発生する費用の負担が、いつ使用済燃料を持ち出すかの判断材料となる。

- 運転停止から原子力発電所解体開始までの期間として想定されているのは、4年
間から8年間の範囲である。
- 技術的な観点からみて、CTS施設が利用できるようになると、使用済燃料が単一
のサイトに貯蔵されることになり、また運転費用の低減にもつながるとの事実から、
使用済燃料の取扱いと監視は大幅に簡素化されることになる。さらに、そのような施
設が利用できるようになると、廃棄物の撤去とは関係なく発電プラントを解体する意
志決定を行うことが可能になる。

CTS施設が利用できるようになる時期は、想定する原子力発電プラントの運転期間に左
右されることになる。現状での40年間を運転期間とするシナリオに基づけば、CTSが開
設される時期としては2013年が示唆されることになる。もう1つ考慮すべき点は、バンデ
ロス原子力発電所1号機からの使用済燃料の再処理残滓がスペインに返還される時期であ
り、現状では2010年に予定されている。この期日を遵守できないとなると、多額の賠償責
任が発生することになる。また、まだ期日は設定されていないが返還される予定となっ
ているものとしては、1983年以前に搬出されたサンタマリア・デ・ガローナ原子力発電所か
らの使用済燃料の英国での再処理により回収された少量の核分裂性物質がある。

貯蔵の必要性を全体的に分析してみると、使用済燃料発生管理には2つの段階を区別
する必要性が明らかになる。第1段階は、現在から2010年までを対象とした期間であり、
その間にトリリヨ原子力発電所での貯蔵能力不足の問題に対処する必要がある。そして、
第2段階は2010年以降の期間で、再処理廃棄物の返還が予想され、他の原子力発電所の使
用済燃料貯蔵プールが満杯になり始める。その頃には、もっと古い発電プラントの解体も
開始される可能性があり、その結果として、それらの原子炉における使用済燃料の中間貯
蔵について検討する必要がある出てくることになる。

トリリヨ原子力発電所の貯蔵問題を解決するために、同プラントサイトに専用の中間貯
蔵施設が建設される予定になっている。この貯蔵施設では、二重用途（輸送用と中間貯蔵
用）金属製キャスクに格納した使用済燃料を貯蔵する予定となっており、2002年までには
運転されることになっている。この施設の設計は既に完了しており、使用されるキャスク
の設計に対する許認可もスペインの規制当局から既に発給されている。この最初の貯蔵キ
ャスクの製造は、1998年に開始された。

2.5 クリアランスとリサイクル

放射性物質を含有した特定の廃棄物物質のクリアランスは、デコミッショニングでは特に重要なものである。というのは、クリアランスによって、デコミッショニングで発生した大量の物質に対して適用される管理システムの全て又は一部を除外することになるからである。一旦除外されれば、一般の方法で管理ができるようになる。スペインでは、放射性物質のクリアランス及びリサイクルに関する基準や具体的な利用方法について詳細な検討が、完了に向けて迅速に進捗してきているところである。

放射性物質の規制管理からの除外又はクリアランスに関する許可は、管轄する規制当局の責任となっている。スペインの場合、この許可は、産業・エネルギー省が、特定の問題に対してケースバイケースで行う決定の根拠として原子力安全委員会が作成する報告書を考慮に入れて行われることになる。現状で、スペインには固体物質のクリアランスを対象にした一般的な規制方針は存在していない。これまで、クリアランスの申請はあったものの、各廃棄物発生者に発給される許認可又は認可の中に放出に関する許可は一つもなかった。

規制活動の一環として発生する極低レベルの放射能又は汚染を伴う固体放射性物質はクリアランス及びリサイクルの候補であるというのが、現在のスペインとしての考え方である（図 2-2 を参照のこと）。経済的要因と資源保護の両面から、極低レベル汚染物質に対する代替管理手法の研究の中で検討されている。このような物質をリサイクルし再利用すると、貴重な天然資源が枯渇する時期を延長させる可能性がでてくると共に、汚染を低減することも可能になる。そして、このようなリサイクルは、しばしば正味の省エネルギーをもたらすことにもなる。また、貴重な物質が回収されることになるため、リサイクルには経済的利点も存在している。規制対象である低レベル放射性廃棄物処分場に処分される予定の廃棄物フローからの発生量が低減されることを考慮すると、より大きな価値としては、非常に大量の「名目上」放射能を帯びている物質に対するコンディショニング、パッケージ化、貯蔵、輸送及び処分に要する費用が節約できることである。これらの利点と、この物質による被曝を防止するための適切な防護との間でバランスをとる必要がある。

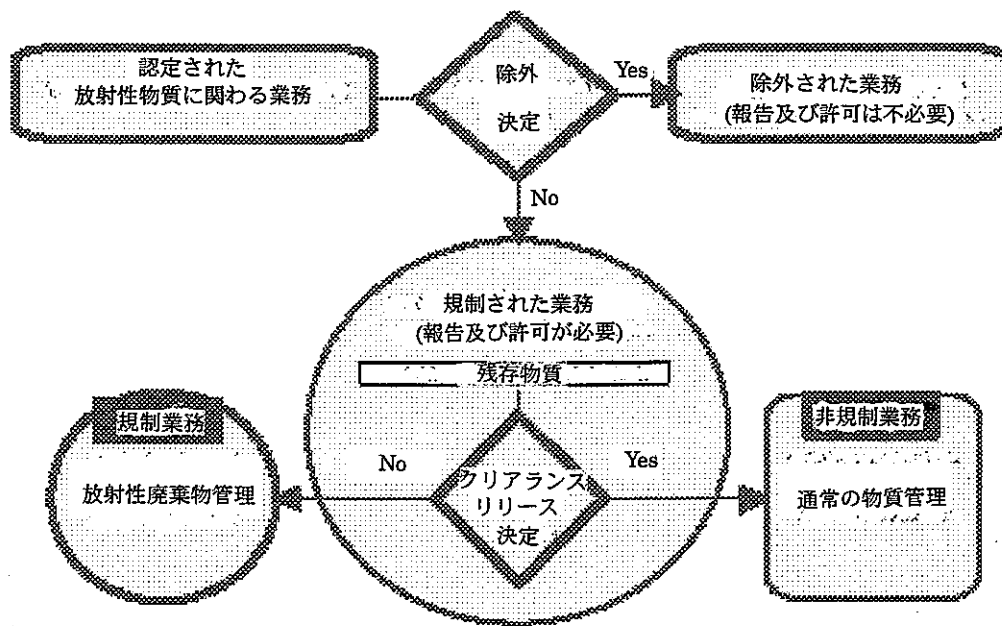


図 2-2 放射性物質からの除外又はクリアランスに関する論理

スペインでは、規制管理からの完全な又は部分的な除外を可能にするために、これらの物質の潜在的な再利用又は最終処分に重点を置いている。これらの物質の利用方法と処分の方法を明確にすることを目的として、多くのプロジェクトが国際レベルで実施されてきている。これと並行して、スペインはスペイン独自の構想と研究とを既に実施してきている。社会に対する適切な放射線防護を確保する上で必要とされる分析は、国際放射線防護委員会（ICRP）による線量限度システムの枠組の範囲内でなされているが、実際問題としては、個人及び集団のリスクが取るに足らないレベルであることに基づいた簡略化された手順が利用される可能性がある。これについて、以下に述べる。

固体物質を環境中に自由に放出するには、それにより発生する放射線障害が合理的に達成できる限り低いものであることを実証する必要がある。いわゆる規制除外の一般防護原則とは、以下のものである。

- (1) 放出された物質により発生する個人への放射線リスクは、十分低くなければならない（これ以降、規制上の問題を何も起こさないように）。
- (2) 規制から除外された線源は、前述の基準を満足しないような事態を招く非常に可能性の低いシナリオが発生しても、固有の安全性を示すものでなければならない。

(3)クリアランス政策による集団的な放射線影響は、十分低くなければならない（法律、王令、省令などの規制にかからないように）。

放射線防護の正当性及び最適化が実証されれば、次の段階は、以下に示すような一般市民の線量限度が満たされることを確認することである。

- 個人の実効線量 <1 mSv/年
- 水晶体で 15 mSv/年
- 皮膚 1 cm²での平均で 50 mSv/年

便益と損失とは社会を通じて平等には分布しておらず、複数の線源に起因した累積被曝の可能性が存在している。このことから、平均個人被曝線量に適用する個人被曝線量限度に関する制限に、影響を受ける住民のクリティカルグループを組み込むことが必要となる。認可された液体又は気体放射性物質の放出において課せられているこれらの線源関連の線量制限は、個人実効線量限度の 1/100 から 1/10 の範囲となっており、これは固体物質の放出許可においても十分適用可能である。

残留物質のクリアランスには、個人及び集団のリスクが取るに足らないレベルであることを前提に、一般には簡略化アプローチがとられている。（放射性廃棄物を発生させる）行為又はその行為で扱われる物質は、以下の基準が可能性のある全ての状況下で満足されていれば規制から除外してもよい。

- 規制除外行為又は物質に起因して一般住民が受けると見込まれる実効線量が、年間で 10 μ Sv 以下である場合。
- 行為の結果としての 1 年間での集団実効線量が、約 1 mSv を超えない場合。

規制当局は、規制対象施設内で発生した固体物質の放出にを、個人及び集団の被曝線量が可能性のある全ての状況下で合理的に無視できるほど低い場合「取るに足らないリスクレベル」手法に基づいて一般に認可している（図 2-3 を参照のこと）。また、スペインの放射線防護要件が確立されると、最適化分析によって、防護手段を新たに講じても線量の如何なる低減も保証されないこと、そして最も可能性のあるシナリオでの被曝線量が適用さ

れる線量制限を遙かに下回っていることが示されることを条件に、その放出を認可することが可能性になるかもしれない。

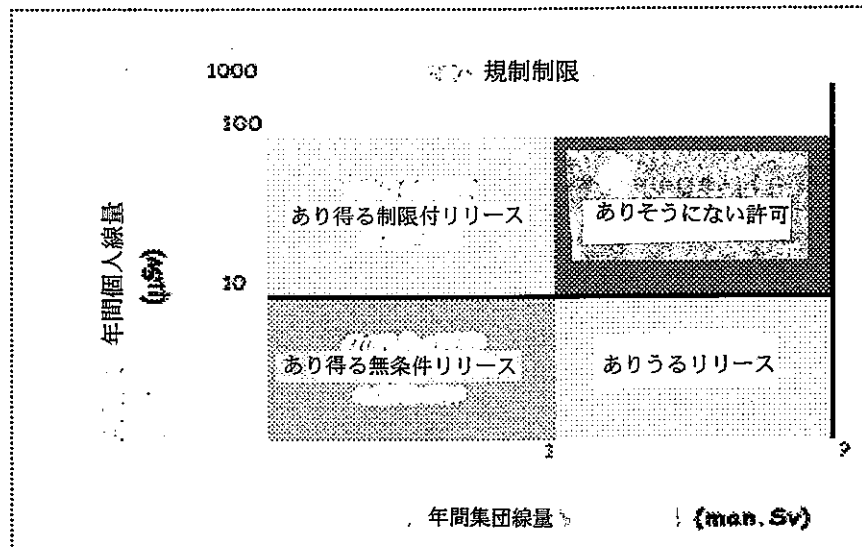


図 2-3 スペインの放射性物質放出の可能性に関する意志決定

スペインの現存する規制は、欧州連合 (EU) で適用されているものと整合性がとれたものであるが、これによると特定の線源や行為が規制から除外されるケースが示唆されている。さらに、現行の原子力施設に対する許認可及び運転管理活動の枠組の中で、原子力安全委員会 (CSN) では、一般には非常に低いレベルの放射能を含有する液体のような特定の放射性物質の放出に関しては、違法な放出の可能性があることから特に関心を示してきている。これは、病院、特に少量の短寿命放射性核種を取扱っている病院施設で一般に共通することである。CSN が適用した基本的な基準は、管理手順書の評価においていわゆる放射性物質の年間放出限度をわずかでも超過していないことを示す資料を証拠として許認可取得者が提供することを義務化したことである。

非常に特別なケースの場合、CSN では規制対象施設から発生した廃棄物の比放射能が 74 Bq/g (2 nCi/g) 未満 (この規制除外値は、古い欧州の基準と現行のスペインの基準に組み込まれている) であれば、これら固体廃棄物に対しては一般の処分の方が好ましいとの見方を示してきている。このような場合、許認可取得者側としては、適切な手順を行うことができる資料を証拠として提示し、最も規制が厳しい放射性核種での放射能の推定値を示す必要がある。

バンデロス原子力発電所1号機のデコミッショニングは、クリアランス/リサイクルがスペインでどのように適用されたのかを示す最適な事例となっている。バンデロス原子力発電所1号機に発給された解体・閉鎖計画認可では、クリアランス適用に関する3つの基本的な可能性からなる枠組が示されているようである。すなわち、無条件クリアランス、一般条件付きクリアランス、特別条件付きクリアランスである。

2.5.1 無条件クリアランスレベル

物質の自由な放出に関する無条件クリアランスレベルは、総放射能濃度と表面汚染の観点から示されている：

- 全 β/γ - 0.2 Bq/g
- 全 α - 0.1 Bq/g
- 表面汚染全 β/γ - 0.4 Bq/cm²
- 表面汚染全 α - 0.1 Bq/cm²
- 表面汚染弱 β/γ - 4 Bq/cm²

これらの数字は特定の放射線関連研究によって確認されているものではないが、スペインの様々な施設を対象とした輸送規制又は放射線防護マニュアルといった他の一般許認可文書との不整合を避けるために公布されている点を指摘しておく必要がある。

IAEA 安全シリーズ文書 SS-111-G-1.5 ドラフト「固体物質における放射性核種のクリアランスレベル-1995年(Clearance Level for Radionuclides in Solid Materials - 1995)」から引用されている第2の放射性核種毎のクリアランスレベルは、固体物質の無条件クリアランスのために利用されるためのものである(表2-5を参照のこと)。

これらのクリアランスレベルを遵守することにより、放出後の利用者又は利用の仕方に関係なく、年間10 μ Svの個人被曝線量基準を超過しないということが、高度に保証されることになる。

表 2-5 固体材料での放射性核種のクリアランスレベル

放射能の範囲 (Bq/kg)	放射性核種					代表的な単一値 (Bq/kg)
0.1	Na-22 Na-24 Mn-54 Co-60 Zn-65 Nb-94	Ag-110m Sb-124 Cs-134 Cs-137 Eu-152 Pb-210	Ra-226 Ra-228 Th-228 Th-250 Th-232 U-234	U-235 U-238 Np-237 Pu-239 Pu-240 Am-241	Cm-224	0.3
1	Co-58 Fe-59	Sr-90 Ru-106	In-111 I-131	Ir-192 Au-198	Po-210	3
10	Cr-51 Co-57	Tc-99m I-123	I-125 Tc-99	I-129 Ce-144	Tl-210 Pu-241	30
100	C-14 P-32	Cl-36 Fe-55	Sr-89 Y-90	Cd-109		300
1,000	H-3	S-35	Ca-45	Ni-63	Pm-147	3,000
10,000						

2.5.2 条件付きクリアランスレベル

条件付きクリアランスレベルは、これらの物質の最終的な行き先が確保でき、特別に実施された評価により住民の放射線防護が保証されることが実証できれば、認可されるかもしれない。クリアランスを検討している物質の行方が既知であることから、クリアランスレベルの設定においては、合理的に可能性のある被曝経路を限定された数だけ検討する必要がある。線量を取るに足らないレベルしかないことに基づいた線源関連線量限度が、提案されている行為によって最も被曝する個人の被曝線量及び提案されている行為の結果として被る年間での集団被曝を対象として示されており、以下のようになっている：

- 個人被曝線量：ほぼ 10 μ Sv/年
- 集団被曝線量：1 人・Sv 以下

個人被曝線量限度は、評価審査でも考慮される。CSN では、皮膚の被曝線量に関して、年間限度を面積 1 cm^2 の平均値として示すと共に、提案されている行為に伴う低い発生確率の事象によって一般住民が被る可能性のある被曝に対する個人の実効線量を定めており、それらは以下のようになっている。

- 皮膚の被曝線量：50 mSv/年未満
- 低い発生確率の事象に起因した被曝線量：1Sv/人未満

ENRESA では、許認可手続の一環として、デコミッショニング計画の間に発生する金属スクラップの通常管理に関する計画書を提出した。ENRESA によるこの調査の結果は、この物質に適用可能な提案クリアランスレベルを支持していた。現状の認可では、金属スクラップに対する一般条件付きクリアランスレベルとして、ユーラトム条約第 31 条専門家グループにより策定された「原子力施設の解体に伴う金属のリサイクルに関する放射線防護基準の勧告 (No.1994) [Recommended Radiological Protection Criteria for Recycling of Metals from Desmantling of Nuclear Installations]」案に示されている数値を用いることができると述べている (表 2-6 と表 2-7 を参照のこと)。

これらクリアランスレベルは、(N2) 一般条件付きクリアランスレベルとして定義される認可の中に示されている。この場合に課せられる条件は、選択された管理経路と除外する前の物質自身の物性に言及するだけである。このような材料は、規制対象から除外されたあとは放射線面の条件を考慮する必要がないことになる。全ての再利用可能な金属部品では、溶融炉での溶融によるリサイクルが合理的に保証されない限り、金属製装置と構成部品の直接再利用に適用される最も厳しいクリアランスレベルを遵守する必要がある (表 2-7)。

表 2-6 金属スクラップリサイクルのための (N2) 一般クリアランスレベル

放射性核種	クリアランスレベル	
	比放射能(Bq/g)	表面汚染(Bq/cm ²)
H-3	1000	1000,000
C-14	100	1,000
Mn-54	1	10
Fe-55	10,000	10,000
Co-60	1	10
Ni-59	10,000	10,000
Ni-63	10,000	1,000
Zn-65	1	100
Sr-90	10	1
Nb-94	1	10
Tc-99	100	1,000
Ru-106	1	10
Ag-108m	1	10
Ag-110m	1	10
Sb-125	10	100
Cs-134	0.1	10
Cs-137	1	100
Pm-147	1,000	1,000
Sm-151	10,000	1,000
Eu-152	1	10
Eu-154	1	10
U-234	1	0.10
U-235	1	0.10
U-238	1	0.10
Np-237	1	0.10
Pu-238	1	0.10
Pu-239	1	0.10
Pu-240	1	0.10
Pu-241	10	1
Am-241	1	0.10
Cm-244	1	0.10

表 2-7 金属製装置と構成部品の直接再利用に対する (N2) 一般クリアランスレベル

放射性核種	直接利用のための表面汚染 クリアランスレベル(Bq/cm ²)
H-3	10,000
C-14	1,000
Mn-54	10
Fe-55	1,000
Co-60	1
Ni-59	10,000
Ni-63	1,000
Zn-65	10
Sr-90	10
Nb-94	1
Tc-99	1,000
Ru-106	10
Ag-108m	1
Ag-110m	1
Sb-125	10
Cs-134	1
Cs-137	10
Pm-147	1,000
Sm-151	1,000
Eu-152	1
Eu-154	1
U-234	0.10
U-235	0.10
U-238	0.10
Np-237	0.10
Pu-238	0.10
Pu-239	0.10
Pu-240	0.10
Pu-241	10
Am-241	0.10
Cm-244	0.10

ENRESA では、許認可手続きの一環として、施設の解体期間中に発生する岩石片（ラブル）の規制適用除外提案値を裏付けるための別の調査結果も提出した。コンクリートデブリを対象に2種類の異なる管理モード、すなわち小片にして処分するモードと建屋をリサイクルあるいは再利用するモードで検討された。

CSN では、再度望ましい合意を形成しようと試み、公表されている報告書や勧告について以前行った分析結果に基づいて、IAEA の安全シリーズ SS-111-P-1.1 「原子力施設からの物質のリサイクルと再利用への規制適用除外原則の適用 - 1992 年 (Application of Exemption Principles to the Recycle and Reuse of Materials from Nuclear Facilities - 1992)」からクリアランスレベルを選定した (表 2-8 を参照のこと)。

表 2-8 コンクリートデブリと建屋に関する (N2) 一般クリアランスレベル

放射性核種	クリアランスレベル リサイクルコンクリート (Bq/g)	建屋への再利用	
		改造無し* (Bq/cm ²)	改造あり** (Bq/cm ²)
Cl-36	20,000		
Ca-41	200,000		
Mn-54	1	0.4	4
Fe-55	200,000	0.9	900
Co-60	0.3	0.1	1
Ni-63	100,000	3,000	20,000
Zn-65	2	0.6	6
Sr-90	300	10	70
Nb-94	0.5	0.02	2
Tc-99	500,000	1,000	90,000
Cs-137	1	0.4	4
Eu-152	1	0.4	4
U-238	3	1	1
Pu-239	0.9	0.2	0.3
Pu-241	50	10	20
Am-241	0.9	0.2	0.3

* 建物の壁や床のカバー、換気系などを交換せずに再利用

** 大規模な改造を行って再利用

放射能濃度レベルは、リサイクルされたコンクリートを使用した将来のコンクリート構造物の合計としてのものである。検討した2種類の再利用シナリオのうち、最も厳しいケース（改造無しケース）が選定され、将来解体されるかもしれない建屋への放射能濃度クリアランスレベルも適用された。

2.5.3 クリアランスレベルの検認

クリアランスレベルの検認は、このプロセスで不可欠の部分である。バンデロス原子力発電所1号機の敷地からの残留物質を放出する前に前述の基準に適合していることを検認するためには、非常に厳格な管理計画が必要となる。

予備的な放射線調査のデータを文書で確認して、材料が規制適用除外の可能性を持ったものなのかどうか決定され、その材料をクリアランスするための計測方法が決定されることになる。クリアランス候補材料の予備特性評価における分析では、以下の点が重要となる。

- 放射性核種のスペクトルと主要な核種
- 放射性核種の計測が非常に困難な放射能を見極めるために使用する換算係数
- 放射能の分布と可能性のある「ホットスポット」の所在

年間で数 μSv の範囲に被曝線量を維持するとの目標を考えると、検出しようとする線量率は自然バックグラウンドの中で小さな部分しか占めないことを意味している。その結果、非常に低い検出限度で計測操作を行うことが必要となる。CSNの認可では、使用される計測装置、校正手順、バックグラウンドの影響を、非常に詳しく記述する必要がある。

品質管理計画と共に、意志決定プロセスをきちんと文書化することは必須である。クリアランスレベルを満足させるために材料を故意に希釈することはできない。そして、規制対象から除外された材料の管理経路を確実なものとするために、CSNは最初の受領者との間で契約上の取決めを求めるかもしれない。

3.0 関連組織の構造

スペインでの放射性廃棄物の発生は、1950年代に医療、産業及び研究分野で放射性同位体の利用が始まったことに伴って始まった。スペイン最初の原子力発電所（ホセカブレラ [Jose Cabrera]）が運転を開始したのは、1968年になってからであった。

1951年には、原子力委員会（スペイン語での Junta de Energia Nuclear の頭文字をとって JEN）が、原子力に関する全ての分野を管轄する組織として設置された。この委員会は、原子力安全と放射線防護を管轄する規制当局でもあった。1972年に、ウラン生産と燃料成型加工分野に関する役割はスペイン国立ウラン公社（ENUSA）に移転され、放射性廃棄物に関連した役割は1980年に原子力安全委員会（CSN, Consejo de Seguridad Nuclear）に引継がれた。また、放射性廃棄物管理に関連した役割は、1984年に放射性廃棄物管理公社（ENRESA）に移管された。その時点で、JENは原子力分野ばかりでなく、他の技術開発を必要とするエネルギー生産分野での研究開発を実施するスペインの公式機関として残されることになった。1986年に、JENはエネルギー・医療生物技術研究センター（CIEMAT）と改称された。これら4つの既存機関全ては、政府管理下の機関あるいは会社である。

放射性廃棄物管理に関するスペインでの活動の歴史は、2つの明確に区分される段階に分けることができる。1960年から1985年にかけての第1段階は、原子力発電所が最終処分地に向けての搬出を待ってサイト内に全ての廃棄物を貯蔵し、JENがこれら廃棄物に対する責任と、放射性施設にサービスを提供する責任の両方を負っていた時期であった。1986年以降の第2段階は、ENRESAが統合管理システムを確立し、スペインの放射性廃棄物管理を管轄する時期である。その第1段階で、JENはエル・カブリル（El Cabril）施設で放射性同位体利用に伴い発生した廃棄物を収集して処理し、その後に永久処分することを開始した。この永久処分は、当初は廃棄された地下ウラン鉱山への定置によって実施され、その後は地上施設への定置により行われた。ENRESAは、輸送、貯蔵及びコンディショニング機能を統合したばかりでなく、エル・カブリル施設を現在利用されている形態に改善した。

3.1 廃棄物発生者

スペインにおける廃棄物発生源は、ウラン生産と燃料成型加工施設、原子力発電産業、医療、産業及び研究活動に関連した小規模廃棄物発生者の3つの分類にグループ化することができる。現在までのところ、原子力発電産業が最大の廃棄物発生者である。これは、7

ヶ所の原子力発電サイトにある9基の運転中の軽水炉（7基が加圧水型炉、2基の沸騰水型炉）[表3-1参照のこと]と、1989年に永久閉鎖され、現在デコミッショニングが行われている最中の1基のガス冷却型炉（バンデロス[Vandellos]原子力発電所1号機）から構成されている。

表3-1 スペインの原子炉一覧

発電プラント	原子炉タイプ	使用燃料	総発電設備容量 (MW)	商業運転開始日
ホセカブレラ	PWR	W社製 14X14	160	1968年12月
ガローナ	BWR	GE社製 BWR-3/6	460	1971年3月
アルマラス1	PWR	W社製 17X17	975	1981年5月
アルマラス2	PWR	W社製 17X17	930	1983年10月
アスコ1	PWR	W社製 17X17	947	1983年12月
アスコ2	PWR	W社製 17X17	966	1985年10月
コルレンテス	BWR	GE社製 BWR-3/6	990	1984年10月
バンデロス2	PWR	W社製 17X17	1,009	1988年3月
トリリヨ	PWR	KWU社製 16X16	1,066	1988年8月

1983年に、スペイン政府は使用済燃料の再処理を中止する決定を行い、使用済燃料を高レベル放射性廃棄物とみなして直接処分する方針を選択した。バンデロス原子力発電所のGCR型炉用燃料だけは直接処分の対象ではないので（フランスで）再処理された。HLWガラス固化体がフランスから返還された時点で、ENRESAとしては、それを管理する必要が出てくる。現状の国家エネルギー計画（1999-2000年）には、その対象期間中に新規原子炉の建設又は運転開始は1つも含まれていない。

国有の原子燃料会社であるENUSAは、ウラン生産の全ての段階（探査、採掘、精鉱生産、濃縮及び燃料集合体の成型加工）に責任を負っている。ENUSAは、スペイン内の様々な場所で数ヶ所のウラン鉱山と浸出プラントとを運転してきている。PWR用とBWR用の燃料集合体は、サラマンカ（Salamanca）のフスバド（Juzbado）にあるENUSAの施設で成型加工されている。1999年に同成型加工施設は、国内市場向けに240体のPWR用燃料集合体を成型加工し、これに加えて、海外の原子力発電所向けに96体のPWR用燃料集合体と250体のBWR用燃料集合体も製造した。

ENRESAにより環境修復されている採掘/精錬に伴う鉱滓を除くと、このウラン採掘と精錬に伴う放射性廃棄物の占める割合は小さい。

同様に、CIEMAT による原子力研究の一環として発生する廃棄物、医療や産業発生者からの廃棄物は、スペインの放射性廃棄物の総量からみると僅かの比率しか占めていない。しかし、これらの廃棄物は大多数の廃棄物とは違ったやり方で管理されていることから、ユニークな存在といえる。処分のために必要なコンディショニングのほとんどは、廃棄物発生者ではなく、ENRESA が実施している。これら廃棄物に対する発生者の責任は、廃棄物管理サービスに関して各発生者が ENRESA と締結する契約の中の条項により全て限定されることになる。

3.2 規制当局

3.2.1 基本的な法律の枠組

スペインの放射性廃棄物管理に関する基本的な法律の枠組は、発布時期の異なる一連の基準により近年補完されてきており、以下に示すものは、中でも特に重要な存在となっているものである：

(1)1997年11月2日の電力事業法 54/1997：その基本目的は、電力会社に適用される規制枠組を確立することである。

特に、放射性廃棄物管理に関して、同法では「放射性廃棄物」の用語を定義し、そのような管理に要する費用を電力供給の安全保障と多様化に関連するもの、すなわち、特別に適用される分担金により資金が賄われるべきであるとしている。また、同法では、原子燃料サイクルバックエンドに関する資金を法人税の控除対象としており、この分野への投資に対して重要な役割を果たしている。

(2)1996年12月30日の法律 13/1996 は、資金面、管理面及び社会面の手段について規定しているものである。同法の第 172 条では、放射性物質を含む避雷針の管理に関係する費用が基金の利回りにより賄われることになるであろうことを規定している。

(3)1999年5月14日の法律 14/1999 は、原子力安全委員会により提供されるサービスに対する公共価格及び料金に関するものである。

同法の第 2 追加条項では、例外的な状況で発生した放射性廃棄物の管理に要する費用が、現行の基準に準拠して適用できず、かつ産業省により決定された場合に、基金の利回りにより賄うことが認められる可能性のあることを規定している。

また、同法では CSN に新たな役割を与えており、その一部は放射性廃棄物管理に影響

を与えるものとなっている。

(4)1996年3月1日の王令 404/1996 は、国家電力システムの規制を対象とした 1994 年 12 月の法律 40/1994 を法制化し、そして、ENRESA の設立を認めた王令 1522/1984 に修正を加えている。なかでも、この王令は、放射性廃棄物管理に要する資金を賄う基金の財務管理に関連して一時的投資の追跡と管理のための委員会設置を規定した。

(5)1998年7月13日の命令は、ENRESA の設置を認可している 1984 年 7 月 14 日の王令 1522/1984 を法律化した 1994 年 12 月 20 日の命令の内容を改正している。

この命令は、サイト内に使用済燃料を貯蔵している原子力発電所、使用済燃料又は放射性廃棄物を貯蔵するために特に設計された集中型施設、あるいは、解体段階にある原子力発電所、そして、同命令適用の結果として規定される他の施設が行政区域内に存在する町議会に対して資金を配分する権限を ENRESA に与えている。

(6)使用済燃料管理と放射性廃棄物の管理の安全に関する共同協定は、まだ発効はしていないが、スペインでは 1999 年 5 月 11 日に批准された。

この協定の主たる目標は、使用済燃料と放射性廃棄物の管理で高い安全性を達成し維持すること、そのような管理の全段階を通じて可能性のある放射線リスクに対して有効な対策を確保すること、そして、放射線被害を伴うような起こり得る事故の発生を防止することである。

3.2.2 規制当局

スペインでは、産業・エネルギー省（MIE）が現行の原子力関連法規の枠組内にある施設や活動に対して許認可を与える責任を負っている機関であることから、原子力に関する活動の管理に主導的役割を演じている。CSN は、原子力安全と放射線防護に責任を負う唯一の機関として議会により設立されており、原子力及び放射性施設に対する規制と監視を行う責任も負っている（図 3-1 を参照のこと）。環境省（MIMA）は、環境問題を管轄しており、特に原子力施設の環境影響評価に関連して、原子力施設の許認可や CSN との協力活動に加わっている。

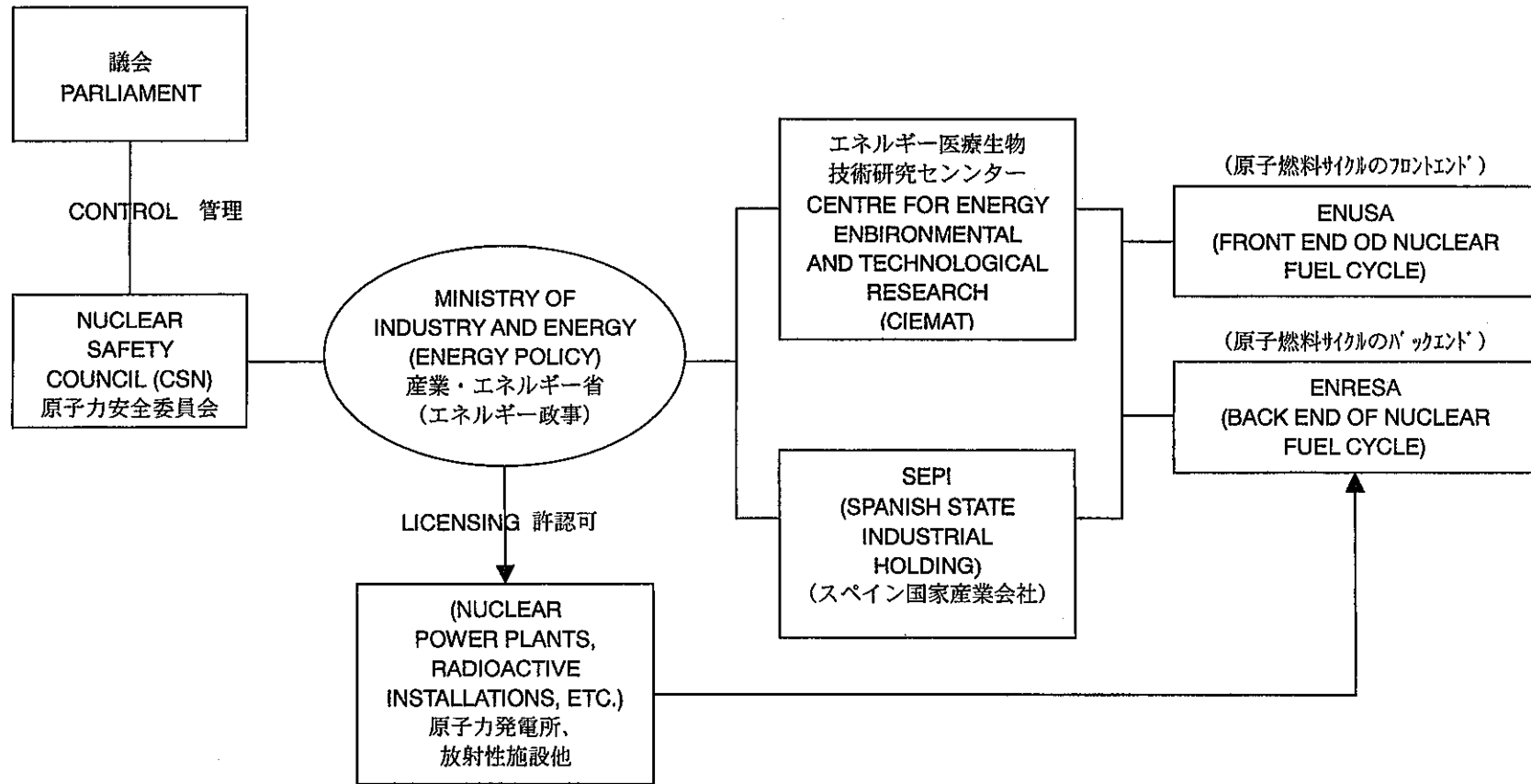


図 3-1 規制当局と実施機関の関係

放射性廃棄物を発生する可能性を持った施設について、スペインの法律は以下に示す2つの主要な分類を考えている。

- (1)原子力施設（原子力発電所と原子炉）、核物質を生産するために原子燃料を使用する施設、あるいは、そのような物質を取扱う施設、核物質を貯蔵するための施設などの原子力施設
- (2)以下の分類を含む放射性施設
 - (a)分類1：ウラン又はトリウムを生産する施設、天然ウラン燃料の成型加工プラント、そして、工業用照射施設
 - (b)分類2：総放射エネルギーが一定限度を超える放射性核種を取扱い又は貯蔵するための施設、エックス線装置 (>200kV)、加速器、そして、中性子線源を貯蔵するための施設
 - (c)分類3：総放射エネルギーが一定限度未満の放射性核種を取扱い又は貯蔵するための施設とエックス線装置 (<200kV)

ENRESA は、放射性廃棄物管理に関連する全ての活動に対して責任を負っている唯一の機関であるが、他の企業又は機関、主にエンジニアリング会社やサービス企業、大学又は研究センターは、ENRESA に割り当てられた目標を確実に達成するために、契約を通じて、ENRESA により要請された活動又はプロジェクトを実施している。すべての作業は、ENRESA の監督及び管理の下で行わなければならない。

これらの組織間の関係を示すよい例が、エル・カブリル (El Cabril) 処分施設の運転を最適化するために現在実施されている開発努力である。CSN と ENRESA の両機関は、最適な処分容量を決めるための作業をしているところである。これと同時に、CSN は CIEMAT と協力して、同施設の新たな安全評価を実施するための手法を開発しているところである。ENRESA では、更新された運転許認可 (1996 年に発給) に規定されている要件を遵守することを前提に、様々なバリアの役割、廃棄物特性評価プロセスや安全解析自体で得られた経験を考慮した廃棄物受入基準を最適化する試みを行っているところである。

3.3 処理の実施主体

スペインにおける実施主体は ENRESA と原子力発電プラントである。王令 1522/84 では、ENRESA の具体的な役割として以下のものを規定している。

- 高、低及び中レベル放射性廃棄物を中間貯蔵及び処分するための施設サイトと設計を選択し、その施設を建設し運転すること
- 原子力施設及び放射性施設のデコミッショニングから派生する作業を管理すること
- 特定の廃棄物（主に小規模廃棄物発生者からの廃棄物）をコンディショニング及び処理すること
- 放射性廃棄物の収集、移転及び輸送のためのシステムを確立すること
- 原子力緊急事態の場合に、必要とされる手段と状況下で民間防衛サービスへの支援を行うこと
- 採掘と精錬運転から発生する鉱滓を必要となった時点でコンディショニングすること
- 全ての廃棄物貯蔵施設の適切な長期管理を確保すること
- 適切な経済政策を確立するために、放射性廃棄物管理に伴い後になって発生する費用を考慮に入れて、必要とされる技術的及び経済-財務的調査を実施すること
- 同機関の設立目的達成のために必要とされる如何なる他の行動も実施すること

先にも述べたように、管理機関としての ENRESA は、政府により承認された政策と戦略の枠組の中で、与えられた目標を達成する上で必要とされる活動を分析し、それを明確にし、管理している。しかし、一部のプロジェクト、作業、現場業務、調査などは他の企業（主に、エンジニアリング会社及びサービス企業）により（契約に基づいて）実施されるが、常に ENRESA の指示と監督の下で行うことになる。

エル・カブリルで ENRESA により実施される具体的な処理/コンディショニング活動は、以下の5つの主要なグループから構成されており、その全てはエル・カブリルのコンディショニング建屋で実施されている。

(1)小規模廃棄物発生者からの廃棄物（機関廃棄物）－この施設には、小規模廃棄物発生者（病院、研究施設、産業）からの廃棄物をコンディショニングするのに必要なシステムと装置が用意されている。主なシステムとしては、廃棄物の分類、粉碎、選別、封入をするためグローブボックス、生物及び有機廃棄物を処理するための処理容量 50kg/時の焼却炉などがある。

この焼却炉は過剰空気タイプのもので、2つの燃焼チャンバーを持っている。最初に

摂氏 800 度まで温度が上げられ、燃焼後 (post-combustion) チャンバーでは摂氏 1000 度に達することになる。チャンバー出口には、炭化珪素製高温フィルターが配置されている。煙 (フューム) は、新鮮な空気で希釈されて摂氏 140 度まで冷却される。その後、排ガスは非常に高効率のフィルターを通過し、そのフィルター処理を経た後にスタックから排出される。

この施設では、可燃性の廃液及び固体廃棄物を貯蔵することと、固体廃棄物を安定化することが可能である。

- (2)圧縮性廃棄物—圧力 1,200 トンのドラム缶圧縮装置が導入されており、その平均減容係数は 3 を超えている (原子力発電所での予備圧縮が行われていることから、実際の減容係数は 2 である)。

圧縮性廃棄物は、移動クレーンを使用して、このタイプのパッケージ用に特に建設された倉庫で降ろされてコンベヤに移送され、その後、一連の空気ロックを通過して圧縮装置に置かれる。この装置は、原子力換気システムにより負圧に保たれている。

ペレットは分配装置に挿入され、処分コンテナの内部に整然と配置される。その後、これはグラウト注入システムに送られる。

積降ろしクレーンと分配装置の両方とも半自動で操作でき、制御室から操作される。

- (3)コンディショニング廃棄物—固体の固型化材料、すなわち、通常はセメントで既にコンディショニングされて到着した廃棄物は、すべて遠隔操作移動クレーンにより処分コンテナに移送される。このタイプの廃棄物を格納する 2 つの類似した倉庫があり、この 2 つの違いは巻き上げ装置である。一方は、放射線の弱いパッケージのために使用するものであり、もう一方は、線量率が高いために追加遮蔽が内部に施されて移送されたパッケージを降ろすために使用するものである。この第 2 の保管倉庫にはより厚い遮蔽が施されており、外側のオーバー遮蔽を開き、その蓋を取扱うための装置が配置されている。

いずれの場合も、コンテナは、一杯になった段階でコンテナ取扱い倉庫に運搬車により移送される。コンテナは、ここから、一旦蓋が置いて、モルタル注入ポストからの移送用クレーンにより移送される。

- (4)廃液—廃液はそのままでは処分できず、建屋の地下にあるタンクに収集される。処理システムは、処分される廃棄物の容量を増加させないこと、廃液のゼロ放出という設計目標を満足させることという 2 つの目標に沿って選択された。

分析の後、これらの廃液には、処分コンテナ内側のドラム缶の隙間を埋める安定化グラウトが注入される。

このように、モルタルを準備するのに必要な水の量が、見込まれている廃液量よりも多いことから、貯蔵容量を減らすことなく、ゼロ放出目標を達成することができる。

(5)グラウト注入—蓋が挿入された段階で、コンテナは固化グラウト注入ポストに移送される。

この注入システムで、乾燥モルタル（セメントと砂の混合物）を水（あるいは廃液）及び添加材と混合する。それにより出来たグラウトが、遠隔操作注入装置を介して蠕動ポンプにより注入され、処分コンテナの内側に充填される。

処理に関して、唯一 ENRESA の管轄となっていないのは、原子力発電所での廃棄物の処理及びコンディショニングと、ENRESA が所有権を引き取る以前の廃棄物について行われた小規模廃棄物発生者サイトでのコンディショニングである。ENRESA は、原子力施設のデコミッショニングに責任を負っていることから、デコミッショニング期間中に発生する廃棄物の処理とコンディショニングの全てに責任を負っている。

3.4 処分の実施主体

ENRESA は処分にも責任を負っているが、処理の場合とは異なり、その責任を分担する他の組織は存在していない。当初よりこのような状況だったわけではなく、1961年に地下での廃棄物貯蔵が開始されて以降、エル・カプリルの施設は JEN（後の CIEMAT）に属していた。また、JEN は、1980年代に3棟の地上の貯蔵建屋を建設した。エル・カプリル施設の ENRESA への移転は1986年に行われた。

ENRESA に与えられている具体的な役割は、以下のように要約することができる：

- LILW と HLW を対象とした放射性廃棄物貯蔵（集中型）施設と処分施設の立地、設計、建設及び運転
- 放射性廃棄物を収集、輸送及び処理するシステムの確立
- 原子力施設デコミッショニングの管理
- 必要とされた段階でのウラン採掘及び精錬廃棄物のコンディショニング
- 原子力緊急事態下での民間防護組織の支援

3.5 その他の関係組織

ENRESAが行っている2つの構想では、スペインの放射性廃棄物管理に関連した他の組織が関係してきている。第1は、以下のことを考慮するコミュニケーション計画と共同体行動計画である：

- 政治レベルで、廃棄物管理の必要性を主張し続けること、採用される解決策を合法化し、情報を提供することに関し国全体で政治的合意を得ることが必要である。
- 適切な放射性廃棄物管理政策の便益を強調するために、全国的な情報提供運動を展開する必要がある。このような活動は、一般住民の間に見られる情報のギャップを埋め、提案された解決策についての議論をより深めることに寄与することになる。さらに、廃棄物問題が身近な存在とされるようにし、コミュニケーション活動の範囲を最も効果的なメディアを含める方向で拡大し、社会とのコミュニケーションのレベルを全般に高めなければならない。
- 研究及び実証施設は、高レベル放射性廃棄物の最終的な管理の特性及びこのプロセスに適用される品質のレベルについて一般住民が直接目に触れる機会を与えることができ、世論を左右することになるかもしれない中心となる場所とする。

第2の政策計画は、蓄積された情報と経験の交換を促進すると共に、国際的な知見と行動に基づいて内部で抱える問題を解決するために、他国における同様の機関との連携と協力を進めるという政策である。この2国間レベルで構築される協力は、協力枠組協定といった方策を通じて行われている。現状で、ENRESAは様々な外国の機関との間で11件の協力協定を締結してきており、そのほとんどは、それぞれの国の放射性廃棄物管理を担当する機関との間で締結したものである。これらの協定に含まれる活動としては、情報交換や技術者の交換の他、プロジェクトの共同開発、セミナー開催の組織化、他の国の施設への代表团による訪問などがある。

欧州委員会の環境・原子力安全・民間防衛担当第11総局により管理されている欧州委員会行動計画の全体目標は、放射性廃棄物の処分又は長期貯蔵に関して共同体レベルでの技術協力を展開すること、この目的を達成するための行動を実施すること、欧州委員会と第3国、特に東欧と旧ソ連邦構成共和国との間の協力を促進することである。この欧州委員会の作業は、加盟国からの専門家で構成される作業グループの支援を受け、計画管理諮問

委員会（ACPM）の手助けを常に受けて実施されている。ENRESA も参加しているこの諮問委員会は、行動計画に対する主要な諮問機関であり、作業グループによる様々な活動の明確化、履行及び追跡を担当している。

1993年に、欧州の放射性廃棄物管理を担当する主要6機関（フランスのANDRA、オランダのCOVRA、ドイツのDBE、スペインのENRESA、英国のNIREX、ベルギーのONDRAF）は、それぞれが個別に有する能力をより有効に結び付けると共に、蓄積されている経験と資源とをより有効に利用することを可能にする観点から、CASSIOPEE（東欧諸国技術支援実施連合（Consortium for Operating Technical Assistance to the Countries of Eastern Europe））を結成した。このCASSIOPEEは、各国に対する支援プロジェクト計画策定における助言者として、欧州委員会外部協力総局（DGI）の委員と密接に協力して作業をしている。この連合は、制度的な性格の役割を果たしている。

1994年末以来、欧州委員会は、プロジェクトの明確化、標準用語の策定、入札の評価といった分野でのコンサルタント契約をCASSIOPEEとの間で締結してきている。

4.0 規制・基準

スペインでは、原子力、原子燃料サイクル及びこれら物質の輸送を対象にした十分な規制が存在しているが（表 4-1 を参照のこと）、放射性廃棄物処分の開発に限定した法律は存在していない。現在、このような施設の許認可プロセスは、原子力及び放射性施設を対象とした現行の法的枠組に基づいて実施されている（付属資料 A を参照のこと）。

原子力の平和利用と放射性廃棄物を規制する法的根拠は、法律 25/1964 により確立された。許認可手続きは、1972 年 12 月に承認された原子力及び放射性施設に関する規制 (Regulation on Nuclear and Radioactive Installations) により規定されている。両規則とも、原子力及び放射性施設の立地、建設及び運転段階を視野に置いたものとなっており、デコミッショニングプロセスやその活動に関しては明確な言及がなされていないが、適切な解釈がされれば、これらの手続に対する指針としても使用できる。

原子力安全委員会 (CSN) の設置を規定した法律 15/1980 は、大幅に改正され、現在では産業省と CSN により実施されている許認可手続の責任関係が確立された。認可は産業省により発給されるが、放射線防護及び原子力安全に関連する全ての事柄についての将来見通し、そして、法的に拘束力を持つ CSN による報告の内容を組込む必要がある（目標、基準、限度及び条件）。法律 15/1980 の規定によると、CSN では、立地、建設及び運転許可が発給される前ばかりでなく、デコミッショニングが行われる前にも安全報告書を公表する必要がある。従って、デコミッショニングには特別の許認可が必要であることが、ここから推察される。

放射線防護に関しては、現行のスペインの規則（1992 年 1 月に承認された最新のもの）は、1980 年と 1984 年に出された現在の欧州連合 (EU) 命令に完全に準拠したものとなっている。1985 年 6 月 27 日の EU 命令 85/377 を適用するために、スペインの法律では、王令法 1302/1986 と王令 1131/1988 により、環境影響声明書を公表する必要があるとの要件を組込むこととした。これは、原子力施設（例えば放射性廃棄物処分施設）に関係するプロジェクト、施設及び活動に関する詳細な一覧の作成準備を開始する以前に行わなければならない。もし、非放射線的影响に関する環境影響声明書があれば、公共事業・運輸・環境省と CSN の承認を得る必要がある。

表 4-1 スペインの現行法規定の概要

種別	適用	タイトル	発効日
法律	全般	法律 25/1964 原子力	1964/05/04
		法律 15/1980 CSN 設置	1980/08/25
		法律 40/1994 国家電力システム	1994/12/30
		法律 12/1996 租税、管理、社会手段	1996/12/30
		法律 54/1997 電力産業	1997/11/27
		法律 14/1999 公共料金・価格関連	1999/05/04
命令	産業・エネルギー省	RD 1889/1996 基本組織構造 MIE	1996/08/06
王令	原子力一般	RD 2177/1967 原子力リスク関連規制	1967/09/18
		RD 2869/1872 原子力・放射性施設関連規制	1972/09/24
		RD 1157/1982 原子力安全委員会(CSN)規約	1982/06/07
		RD 53/1992 電離放射線防護規制	1992/02/12
標準燃料サイクル	フロントエンド	RD 2967/1979 CSN 活動命令	1980/01/14
		RD 1611/1985 以前の RD の改正	1985/09/11
		RD 1113/1988 以前の RD の改正	1988/07/27
	バックエンド	RD 1522/1984 ENRESA 設置	1984/08/22
		RD 1899/1984 核燃料サイクル関連命令	1984/08/22
		RD 404/1996 法律 40/1994 の作成と RD 1522/1984 の改正	1996/03/21
	輸送	RD 1749/1984 空輸(1991/01/23 の MO 28/12/90 により更新)	1984/12/31
		RD 881/1982 鉄道輸送	1982/05/24
		RD 74/1992 有害物質の道路輸送(TPC)	1992/09/14
		RD 2988/1994 輸送 CEC 命令 92/3/コーラトム加盟国・原産国又は目的国間での RW 移転の監視と管理	1994/11/26
省令	ENRESA 施設	MIE 省令 13/12/85 JEN 施設と職員の ENRESA への移転	
		MIE 省令 31/10/89 シェアラバラ(エル・カプリ)の ENRESA による固体 RW 処分施設拡張建設許可	1989/11/02
		MIE 省令 31/10/89 シェアラバラ(エル・カプリ)の ENRESA による固体 RW 処分施設拡張建設許可	
		MIE 省令 8/10/96 シェアラバラ原子力 RTW 処分施設に暫定運転許可延長	1996/10/22
	資金調達	MIE 省令 12/5/83	1983/05/18
	補償委員会	MIE 省令 20/12/94 RW 処分施設又は原子力発電所の RD 1522/1984 延長への資金の計上	1984/12/26
		MIE 省令 13/7/98 町議会への資金計上	1998/07/13

最後に、スペインの放射性物質の輸送は、それぞれの輸送手段によって異なる規制が適用され規制されている。そして、それらの規制は、国際原子力機関（IAEA）の相当する勧告に基づいたものとなっている。規制当局を設置している法律条項の他に、スペインでの原子力活動を管理する基本的な規制を要約すると以下ようになる。

- (1)原子力に関する法律 25/1964 は、原子力平和利用の全体枠組、責任の明確化、原子力及び放射性施設の種類を規定しているばかりでなく、原子力損害の責任と賠償に関する根拠も規定している。
- (2)1972年に承認された原子力及び放射性施設に関する命令 2869/1972 は、行政権限体制を規制している。
- (3)法律 15/1980 は、CSN を中央官庁から独立した公的機関として、そして、原子力安全と放射線防護を担当する法的権限を持った機関として設置することとしている。
- (4)1982年の王令により承認された電離放射線防護に関する規制は、1987年と1992年に改正されている。
- (5)環境影響に関する規則（王令法 1302/1896 と王令 1131/1988）は、ほとんどの原子力プロジェクトに対して建設前に環境影響声明書を公表することを規定している。

原子力法の起源は、スペインの1978年憲法が制定される以前の1964年まで遡るものである。国家電力システムに関する法律（40/1994）は、可能な限り安価な費用での電力供給を保証するものとして1994年に可決された。放射性廃棄物管理に関してみると、この法律が燃料サイクルバックエンドへの投資を事業税の控除対象とすることを認めていることから、この分野での財務システムに同法は大きな影響を及ぼすことになっている。この法律は、「放射性廃棄物」という用語の定義もおこなうと共に、CSN 設置法（15/1980）に検査と管理サービスに関する多くの条項を付け加えている。

原子力施設の許認可に特に関係するいくつかの規則を以下に示す：

- 命令 2869/1972—原子力及び放射性施設に関する規制
- 王令 53/1992—電離放射線防護に関する規制
- 王令 1302/1986—環境影響に関する法律を確立
- 王令 1131/1988—王令 1302/1986 の適用

省令 13/7/1998（これは 1989 年、1990 年及び 1994 年に公布された他の命令と置き換えられた）について指摘することも興味深いことである。すなわち、この省令は、放射性廃棄物施設又はサイトに使用済燃料を貯蔵する原子力発電所による影響を受ける地域の町議会に資金を付与することを認めている。この省令は、廃棄物処分候補サイトに対する社会的受容性を高める上での促進要因とすることを意図したものである。

4.1 区分

スペインでの放射性廃棄物の法律による定義（法律 40/1994）は、最新の国際的な指針とも一致するものであり、「放射性廃棄物とは、さらなる利用が見込まれず、かつ規制当局により定義されるクリアランスレベルより高い濃度又は放射能レベルの放射性核種を含有するか、あるいは、そのような放射性核種で汚染されている廃棄物生成物又は残留物質のすべて」となっている。

スペインには放射性廃棄物に関して規制上の分類は存在しないが、その代わりとして、現状と将来世代の放射線被曝を確実に許容可能な低いレベルに保つという考え方に基づいたアプローチを採用している。これは、スペインにおける原子力の管理に関する規制の基礎をなしている国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告に準拠して実行されるものである。使用済燃料と HLW ガラス固化体とは、他の放射性廃棄物と比較して明らかに異なる方法で管理されることから、LILW を一つのグループとし、使用済燃料と HLW ガラス固化体を別のグループとする一般的な分類が存在している。しかし、LILW の中には長寿命核種が多く含まれていてエル・カプリでの浅地中処分出来ないものも少量存在する。従って、廃棄物がどのようにして発生したかによって LILW と HLW とに分類することはあくまでも目安と考えられるべきである。

4.2 処分場

4.1 節で述べた一般的な安全要件に加えて、処分場の立地、設計、許認可、運転及び最終閉鎖に影響を及ぼす一連の法律、王令、省令が存在している（4.0 章と表 4-1 を参照のこと）。その後、これらの規則と基準は、総合放射性廃棄物プラン（GRWP）の中に統合されている。この計画の第 5 次版が現在有効であり、1999 年から 2003 年までが対象となっている。

LILW を対象として運転中のエル・カプリル施設やイクストレマデュラ（Extremadura）とアンダルシア（Andalusia）の 18 ヶ所のサイトで現在行われているウラン採掘/精錬鉍滓

に対する環境修復の場合、その運転者は、これらの運転に向けての許認可プロセスを通じて、一般的な安全要件とサイト固有の規則及び基準の両方を満足していることを実証することが求められた。この中には、十分な安全解析を行って、信頼性の高い、かつ安全側を見込んだ全てのシナリオに対して適切な安全余裕度を伴って基準を満足していることを実証することも含まれていた。そのシナリオには、2種類の人的侵入シナリオが含まれている。その1つは、フランスの安全規則 RFS L2 に従ったもので、処分場を閉鎖してから300年後（すなわち、制度的管理期間が終了した直後に）に、処分場への人的侵入が、廃棄物が占有している区域での大々的な公共事業又は居住地の拡大といった形態で、決定論的に発生すると想定しているものである。もう1つのシナリオでは、米国の10 CFR 61の環境影響評価書を考慮しながら、OECD/NEAによる勧告に従って定義され、評価された居住シナリオが想定されている。

まだ許認可プロセスが始まっていないHLWを対象とした将来の処分場の場合、この施設立地と設計とで考慮しなければならない設計上の仮定/基準も存在している。、検討を加える必要があるのは、以下の問題である。

- (1) 運転段階を通じての高い安全性能—ICRP Pub.60 に示されている放射線防護システムが、処分場設計に適用されている。さらに、ALARA（合理的に達成できる限り低く）、個人被曝線量及びリスク限度の原則も適用されるはずである。
- (2) 長期的性能—閉鎖後の安全性に関して、スペインの原子力安全委員会では、HLWの最終処分にとって適切と考えられるリスクと線量の限度に関する考え方を既に発表しており、 10^{-6} 年を下回る個人リスク限度、すなわち、クリティカルグループで年間0.1 mSvの実効被曝線量に伴うリスクに相当する限度を示している。
- (3) 建設可能性と運転可能性—処分場の建設性と運転性を確保すること。設計の全ての段階で、可能な限り証明済の技術と手法を適用すべきである。この技術的実現可能性に関する要件は、同施設の建設と運転ばかりでなく、処分場の建設前調査段階や閉鎖後のモニタリング段階でも適用すべきである。
- (4) 柔軟性—処分場の概念設計には、母岩の局所的な形状や際立った特徴に合わせられるように柔軟性を持たせること。同様に、廃棄物製造シナリオや運転のタイムスケジュールの修正に対しても、設計によって容易に対応できるようにすべきである。
- (5) 再取出し製—再取出し性は、予め必要な設計条件とすべきでない。

(6)費用効率—代替案を比較する際に、処分場の設計は、コストが高ければそれだけ安全性や技術的実現性の面における便益が高くなっているかどうかを評価すべきである。

スペインの処分場施設では、合計で 11,850 体の PWR 用と 8,150 体の BWR 用の使用済燃料集合体、180 体のマルクール型ガラス固化体キャニスター及び約 4,200 m³の他の長寿命廃棄物を受け入れる必要がある。総量で 20,000 体とされる使用済燃料集合体の量は、GRWP に示されている廃棄物発生予測の数値を約 25%上回るものである。

また、共通の処分用キャニスターが選定される予定であること、現在検討されている 3 種類の母岩（花崗岩、岩塩、頁岩）のそれぞれでユニークな廃棄物処分モードが定義される予定であることも想定されている。

キャニスター特性評価で鍵となるパラメータは、(i)キャニスターのタイプと、(ii)キャニスターの熱負荷である。地下での取扱いと処分とに使用される自己遮蔽型キャニスター及び取り外しの出来るオーバーパックのついた処分用の鋼製キャニスターという 2 種類のキャニスターシステムが検討されている。以下のような理由から、後者が共通処分用キャニスターとしては好ましいとされている。

- 取扱いと輸送作業の際、遮蔽のない処分用キャニスターは放射能に応じてどのような遮蔽オーバーパックでも補完することが可能である。
- 遮蔽のないキャニスターの方が軽量で寸法も小型であり、口径の小さい処分用トンネルでの廃棄物定置作業を容易に進めることができる。
- 単純な処分用鋼製キャニスターの方が、永久に処分場に廃棄されることになる廃棄物と関係ない物質（炭素鋼、中性子遮蔽材など）の量を限定することができる。
- 自己遮蔽キャニスターは、処分だけに利用されるとすると費用がより高くなる。

キャニスター熱負荷を決めるには、複数のパラメータによる設計の最適化が必要となる。キャニスターの熱出力は、処分前の冷却期間とキャニスターの量により決定されるものである。最も適切な数値を選択するには、廃棄物管理方策、廃棄物取扱い手順、処分場建設費用といった様々な側面の検討を必要とする複雑な解析が関係することになる。

3 種類の候補母岩層のそれぞれについて、熱計算を実施して、キャニスターの熱出力と廃棄物定置場所の配置との関係を分析し、どの設計が掘削領域、母岩及びその上部の地層

に加わる熱機械的負荷を最も抑制するかを検討した。キャニスター熱負荷は 1,200 ワットとし、使用済キャニスターの燃料集合体収納容量は 4 体を想定した。これは、収納する燃料集合体数を増やしたり、冷却期間を長くしても、処分場で掘削される岩石量の大幅な低減にはつながらないと考えられるからである。

処分モードに関しては、2 種類のモードが 3 種類の母岩に対して技術的に実現可能であると考えられている。具体的には、処分用横坑の軸方向に沿って水平に並べてキャニスターの処分をする「横坑処分」と、横坑の床から掘り下げた幅の広い掘削孔にキャニスターを個別に定置する「掘削孔処分」とである。一般的に言えば、横坑処分の方が母岩層への影響を小さくすることができ、母岩層支持材の量、廃棄物取扱いの簡便さ、コスト見積を比較した場合、最も有利な方策になるものと推測される。

従って、スペインの候補母岩に共通の HLW 処分概念は、遮蔽のない炭素鋼製キャニスターに格納した使用済燃料を最終処分するもので、水平処分横坑の中央部に廃棄物を定置し、その回りを適切な埋戻し材で覆うといったものである。

4.3 廃棄物の受入れ準値及び関連法規制値

貯蔵、コンディショニング及び処分施設の許認可に対する一般要件は、個人被曝線量を年間で 0.1 mSv 未満にすることである。処分場の場合、すなわち、比較的希な事象の発生確率が小さいような施設（しかし、その結果として発生する影響は大きい）の場合、如何なる状況でも個人のリスクを 1×10^{-6} /年とするとの要素が追加されることになる。施設的设计と運転の概念にこの要素が組み込まれると、個人のリスクは廃棄物単位容量当たりの限度に置き換えることが可能となる（例えば、エル・カプリルの場合、アルファ放射能の限度は 0.185 GBq/トンであり、総放射エネルギーは 0.37 GBq/トンである）。その後、これらの限度値は、この施設での廃棄物受入基準の一部を構成することになる。

現状、使用済燃料と HLW に関して 4.0 章で述べた以上に加えるべき受入基準は存在していない。しかし、エル・カプリルでの LILW の処分に対して、ENRESA は、運転段階及び閉鎖後段階に対する安全評価と連動させた一組の廃棄物受入基準（WAC）を設定した。また、同機関では、特性評価、受入及び確認という手順も確立した。受入プロセスの 3 つのステップは、(i)パッケージタイプの承認、(ii)個別パッケージデータの確認、(iii)取出し前のパッケージ検査（契約上の受入）となっている。

この手順（各原子力発電所の各廃棄物の種類に対しての）はパッケージタイプの承認に

用いられており、放射能計測方法ばかりでなく、パッケージの加工とその管理に関する情報が記述してある廃棄体情報の送付が求められている。ENRESA では、その審査を終えた後、特性評価計画を作成し、WAC の遵守状況をチェックするための試験を実施することになる。全ての要件を満たしていれば、ENRESA では当該パッケージタイプを承認することになる。現状で抱えている問題の1つは、エル・カプリルの受入システムが確立される以前に作られたパッケージの存在である。現在採られているアプローチは、これらのパッケージを最終的なパッケージの特性をより大きな廃棄物量全体の一部としてとらえて、処分場の全体的な性能に影響するかも知れない要素に限って特性を調べるというものである。

高い放射能の廃棄体に係わる問題に努力、時間及び資金を集中するために、レベル I とレベル II という2つのコンディショニングレベルが開発されている。さらに、ENRESA では、実際の廃棄物コンディショニングが手順通りに行われていること、及び必要な資料が作成されていることをチェックするために、原子力発電所での検査（生産管理）も行っている。エル・カプリルで受け取った実際のパッケージから一部を無作為に抽出し、発電所での放射能計測に対する確認検査（破壊又は非破壊）のために特性評価分析室に送られている。

4.4 廃棄体の受入基準値

廃棄体に対する要件は、4.0 章の表 4-1 に示されているスペインの法規の中で示されている。これら要件は、廃棄物取扱い、貯蔵、輸送、処分に向けたコンディショニング、処分場への輸送が行われている間の安全な施設運転や処分場の長期的な性能に寄与するものでなければならない。LILW に関してみると、コンディショニング以前の段階では、輸送が主たる懸念事項となっている。処分要件は、エル・カプリルのコンディショニング（処分用コンテナ内でのドラム缶のセメント固化）でカバーされている。輸送要件は、キャニスターの表面線量率により決定されている。接触線量率が 10 mSv/時を上回るパッケージは、2種類ある遮蔽キャスクにより輸送されることになる。その内1つのキャスクは1 m³のドラム缶用のものであり、もう1つは0.2 m³のドラム缶を格納するためのものである。表面線量率が 10 mSv/時未満のパッケージは、様々な長さの遮蔽トレーラーを使用して1回の輸送で運ばれる。使われる遮蔽の厚さは、必要な最大遮蔽厚と輸送される廃棄物量との兼ね合いで決定される。1回の輸送で運ぶパッケージ数が最大になるようにすることが輸送上の明確な目標である。

使用済燃料と HLW を対象としたパッケージに関しては、トリリヨ原子力発電所で 2003 年の初めに使用するために ENRESA が開発している二重用途（貯蔵用と輸送用）金属製キャスクの許認可で使用されている要件以外、特別な要件は存在していない。スペインでこれまでに行われた使用済燃料輸送は、バンデロス原子力発電所 1 号機の使用済燃料を再処理するためにフランスに輸送したことと、1983 年以前、サンタマリア・デ・ガローナ原子力発電所から非常に少量の使用済燃料を英国に輸送したことしかないことを考えると、集中中型貯蔵施設や深地層処分場に対する許認可作業が開始される時点で、使用済燃料と HLW を収納する廃棄体に関する要件が別途策定される可能性がある。

4.5 検認

ENRESA では、エル・カプリル施設の運転許可に示されている限度（5.3 節を参照のこと）に従って LILW 発生者が満足すべき仕様を公表した。各廃棄物発生者は、コンディショニングプロセスと品質保証システムについてすべて記述した文書を含む受入申請書を提出することになる。ENRESA では、放射能計測、強度、耐浸出性などの特性評価プロセスを実施し、廃棄物タイプ合意書を交付することになる。さらに、ENRESA では、引き渡される実際のパッケージに対する品質を無作為に抽出してチェックしている。このチェックの中には、エル・カプリルの分析室で実施される非破壊検査（分光分析法）と破壊検査（機械的試験、浸出試験、放射化学試験）が含まれている。

エル・カプリルの分析室は、2 棟の建屋内が 2 種類の区域に分かれている。1 つは、管理区域内にある「放射性」区域の一部にあり、もう 1 つは施設の一般部分にある「非放射性」区域である。「放射性」区域にある分析室は、行うべき試験をすべて出来るように設計されており、以下のものがある：

(1) 受入と管理区域

(2) マニピュレーションセル：浸出試験用にパッケージを準備するため、及び物理的及び放射線特性を決定する検査片の抜き取りを行うためのものである。このセルには、全ての必要な装置（クレーン、試験片調整装置、ドラム缶表面切断装置、パッケージの機械的試験装置、試料採取装置など）が揃っている。全ての操作は、遠隔操作により行われる。

(3)部分標本作製セル

(4)浸出試験セル：金属容器あるいは試験なしで実サイズのパッケージを導入するため。

パッケージは一定温度の蒸留水中に貯蔵される。

(5)化学及び放射化学ラボ

(6)化学及び放射化学計測ラボ

実際のパッケージ固型化物質の特性評価には、全部で50の試験を「放射性」区域の分析ラボで実施する必要がある。これらの試験は、以下の3つのグループに分けることができる。

(1)非破壊試験（分光分析法を含む）

(2)破壊試験：この中には、実際のパッケージの準備と取扱いに関する試験、物理-機械的試験及び均質性評価試験が含まれる。これらには破壊処理が係わってくることから、後にコンディショニングをする必要のある二次廃棄物が発生することになる。

(3)マトリックスの微小構造特性評価試験：この試験の中には、実際のパッケージ又は試験片に対する浸出試験が含まれる。この試験片については、非破壊試験、破壊試験及び補完的な化学及び放射化学試験を最初に実施する必要がある。

「非放射性」区域のラボは、規制のない区域内にある。その中には、試料や固型化材料を模擬した非放射性試験片について特性評価試験を実施するためのラボが含まれている。

同様の概念が、デコミッショニング活動の検認にも使用されている。クリアランスレベルが設定された段階での規制当局の責任は、認可されたクリアランスレベルが適切に履行されているのを保証することである。適合していることを裏付け、検認するためには、非常に厳格な管理計画が必要である。

予備的な放射線調査結果の報告書に基づいて、材料がクリアランスレベルを満足する可能性があるのかどうか決定され、そのクリアランスのための計測作業内容が決定される。クリアランス候補物質に対する予備的特性評価で分析されるべき主要な側面は、以下のものである。

- 放射性核種のスペクトルと主要核種
- 放射性核種の計測が非常に困難なものの放射能を決定するのに使用する換算係数
- 放射能分布と可能性のある「ホットスポット」の所在

クリアランスレベルを満足できない物質は、すべてコンディショニングしてエル・カブリルの施設又は深地層処分場のいずれかで処分する必要のある他の放射性物質と同じようにパッケージ化され管理されることになる。

年間被曝線量を数 μSv の範囲内に留めるとの目標は、検出されるはずの線量率が天然バックグラウンドに比較して小さく、その結果として、非常に低い検出限度で計測を行う必要があることを意味している。使用する予定の計測装置、校正手順及びバックグラウンドの影響といった側面について、一つずつ詳細にその目的に照らして審査する必要がある。

5.0 処分場

エル・カプリル処分施設は、マドリッドの南西約400km、コルドバ州ホルナチョエロス市北部にあるシエラ（山脈）・デ・アルバラーナに位置している。この処分場は、シエラ・モレナ帯の一部であるシエラ・アルバラーナの山麓丘陵地にあり、片麻岩と雲母片岩から成るカプリル層と呼ばれる地層の上に設置されている。この地域は、冬季は温暖であるが、夏季は暑く、雨は不定期かつめったに降らない山岳地である。この地方の人口は少なく、広く分散している。住民の生活の糧は基本的に農業、林業及び狩猟である。

エル・カプリルの施設は、1986年まで CIEMAT に属していた。1961年に同サイトにある使われていないウラン鉱山内で廃棄物の貯蔵が開始された。1980年代初めには CIEMAT の規模は、地上に3つの建屋を建設するまでに拡張された。そして、1986年1月に同サイトは ENRESA に移管された。ENRESA は、既に進行中であった同サイトの特性調査作業を拡大し、処分施設を建設するための許認可プロセスを支援する、エンジニアリング、安全評価及び環境影響評価作業に着手した。処分セルの建設は1990年1月に開始され、施設は1992年10月に試運転段階に入った。1996年10月には、省令によって同施設の運転許可が更に5年間延長された。現在の施設でも、様々な廃棄物発生者や原子力発電所ヴァンデロス1号機の解体作業進捗に伴い発生する LILW を貯蔵する上で容量的には十分である。

スペインで採用されている HLW/SNF の最終処分戦略では、中間貯蔵の期間を経た後に廃棄物を深地層処分場に処分することになっている。3つの異なる母岩、すなわち花崗岩、蒸発岩及び粘土が検討されており、これと並行して、これら3つの環境に対する予備的な処分場概念設計が行われている。この作業は、スウェーデン及びドイツの機関（SKB 及び DBE）の協力を得て、スペインのエンジニアリング会社によって実施されてきた。

この処分場システムの設計は、多重バリア概念に基づいている。第1のバリアは、使用済燃料それ自体であり、燃料もしくは高レベル廃棄物形態であるガラス固化体のセラミック固有の特性によるある種の利点を生かしたものである。

廃棄物コンテナに最適な材料としては、炭素鋼とチタンが検討されている。これらの材料の耐腐食性を向上させる観点から、ニッケルやバナジウムをこれらに添加することも考えられている。処分場内の地下空間部とトンネル部は埋戻され、花崗岩と粘土層の場合には圧縮ベントナイトで密封される。ベントナイトには、候補材としてシエラ・デ・ガタ（アルメリア）のモンモリロナイト、また、代替材としてクエンカ・デ・マドリッドのサポナイトが選定されている。蒸発岩層が選ばれた場合には、処分場システムは圧縮岩塩のブロ

ックで埋戻され、かつ密閉されることになっている。

地層処分場の立地面及び設計面で採用された方策は以下の通り、3つの主な活動から成っている。

- (1) 適性サイトの抽出（立地プロセス）
- (2) 地上ならびに地下施設を含む深地層処分場向けの基本概念設計の実施
- (3) サイト特性評価及び処分場の建設を実施するために必要となる技術的かつ専門的資源の獲得

2010年まで立地活動を中断するというスペイン政府の決定に基づき、これらの内、最初の項目は待機状態とされ、他の2つについては、2010年以前にできることが若干制限されている状態にある。

5.1 処分場名

本項は3つのサブセクション、すなわち、エル・カブリル施設に関する検討（5.1.1項）、使用済燃料及びHLW処分に向けての開発努力の評価（5.1.2項）、及び鉱山／鉱滓復旧作業の概要（5.1.3項）から構成されている。

5.1.1 エル・カブリル

エル・カブリル処分場は、人工バリアを伴う浅地層タイプの施設である。同施設は1992年末以降運転されており、州による運転許可は2001年10月まで有効になっている。同施設の設備容量は、コンクリート・コンテナ8,960基となっており、LILW量45,000m³に相当するが、これが20の貯蔵セル（320コンテナ/セル）に分割収納される。同施設の最終計画容量は100,000m³とされている。

同施設には、超高圧縮機、焼却炉、コンディショニングされていない固体廃棄物安定化用装置、コンクリートコンテナ製造プラント、コンテナ充填・閉鎖システム、及び廃棄物品質確認のための分析ラボが設置されている。

廃棄体は、そのほとんどが220リットルドラム缶であるが、エル・カブリルに到着すると、鉄筋コンクリートコンテナ（外寸2.25m×2.25m×2.20m）の中に入れられ、このコンテナ内で安定化されて重量約24トンのブロックになる。各コンテナは220リットルドラム

缶 18 本を収納することができる。このコンテナは次いで、処分ポールト内にきっちりとブロック同士が接触するように定置される。各ポールトは 320 基のコンテナが収納可能な容量を有しており、コンテナの製造誤差や配置誤差を許容するための中央部分の通路交差点と通路を含めて、外寸が 24×19×10m となっている。

処分区域は 2 つの部分、すなわちプラットフォームから構成されている。北側に 16 のポールト、そして南側に 12 のポールトが設置されている (5.6 項の配置を参照)。プラットフォームは、幅が約 90m の水平表面で、丘陵部にトレンチが掘削されている。側部の土手は最終的な覆土のため残されている。ポールトは作業レベルに対して半分埋まっており、2 列に配置されている。各列には、レール上を動くスライド式屋根が取り付けられている。この可動屋根には、運転中の作業員の被曝量を出来るだけ少なくするため遠隔操作されるコンテナ取扱用の 32 トン搬送クレーンが取り付けられている。処分コンテナ輸送用鉄道車両は、処分セルとシェルター壁との間に設置された側路に配置されている。また、この区域には管理貯槽排水システム、雨水回収池、及びコンクリート調製・コンクリートコンテナ製造プラントが設置されている。

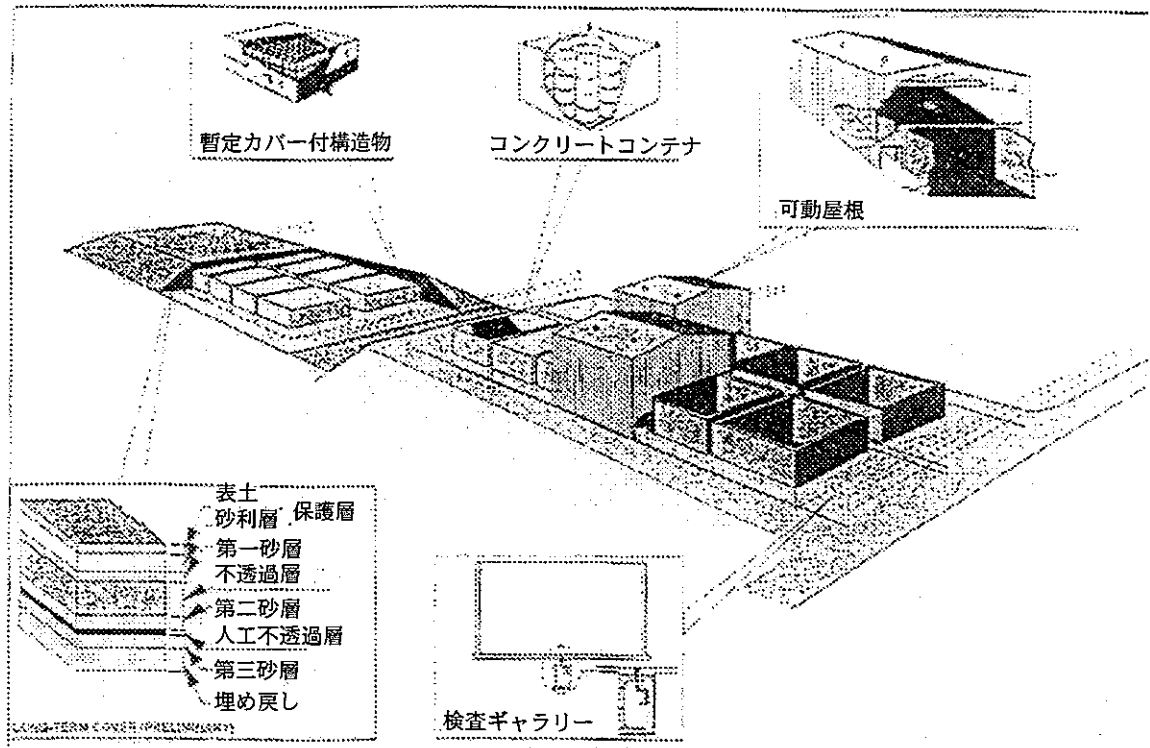


図 5-1 エル・カブリル処分概念

コンテナと処分セルは、共に地上加速度 0.24G のサイト安全地震 (Site Safety Earthquake) など大きな荷重に耐えるよう設計されている。セル及びコンテナに使用されているコンクリートは、コンクリートバリアの耐久性を最適化する目的でエデュアルド・トロージャ研究所 (Institute of Eduardo Torroja) で実施された研究プログラムによって決定された。選定されたコンクリートは、耐硫酸塩性及び耐海水性 (サイトの地下水に含まれる硫酸塩及び塩化物濃度は低い) の高密度構造となっている。

各処分セルが満杯になると、中央通路は、各セルを固定化し空隙部を充填するために砂利で埋め戻され、上部に閉鎖用スラブが施工される。次いで、この構造物に合成シートのカバーをして防水される。底部プレートは貯蔵構造の中でも主要な要素になっている。このプレートは、端部で厚さが 0.6m、中央部で 0.5m となっており、ポリウレタン製防水層と 10~20cm の多孔性コンクリート層で覆われている。ここは表面が水平になっていてこの上にコンテナが定置される。スラブは浸透水を回収し、処分セルの下部に配置されている検査坑道内に設置された配管路に導かれている。

各構造物は、配管と貯水槽経由でこのネットワークに接続されていて、水が管理ネットワーク内で回収された場合、防護カバーの補修や回収水の試料採取のために、水がどの処分セルから来たかを知ることができるようになっている、(図 5-2 参照)。ネットワークで集めた水の採取もできる。

この受動型配管ネットワークは、1年間分の回収容量を有した最終管理貯槽に排出されるようになっている。これによって、処分システムの運転状況の監視が可能になり、異常な量の浸透水の発生源やその汚染の検知ならびに同定も可能になっている。

操業段階では、処分セルの各列には、レール上にスライド・シェルターが設置されている。この目的は、(i) 気象条件から廃棄物コンテナを防護すること、(ii) 浸透管理ネットワーク内に回収される水量を最小限にすること、そして、(iii) コンテナ・ハンドリング・システムを支援することの3つである。このスライド式屋根は、現在操業中の処分セル上部に配置されている。セルが防水化された後には、この屋根は隣接するセルに移動される。

浸透水管理ネットワーク

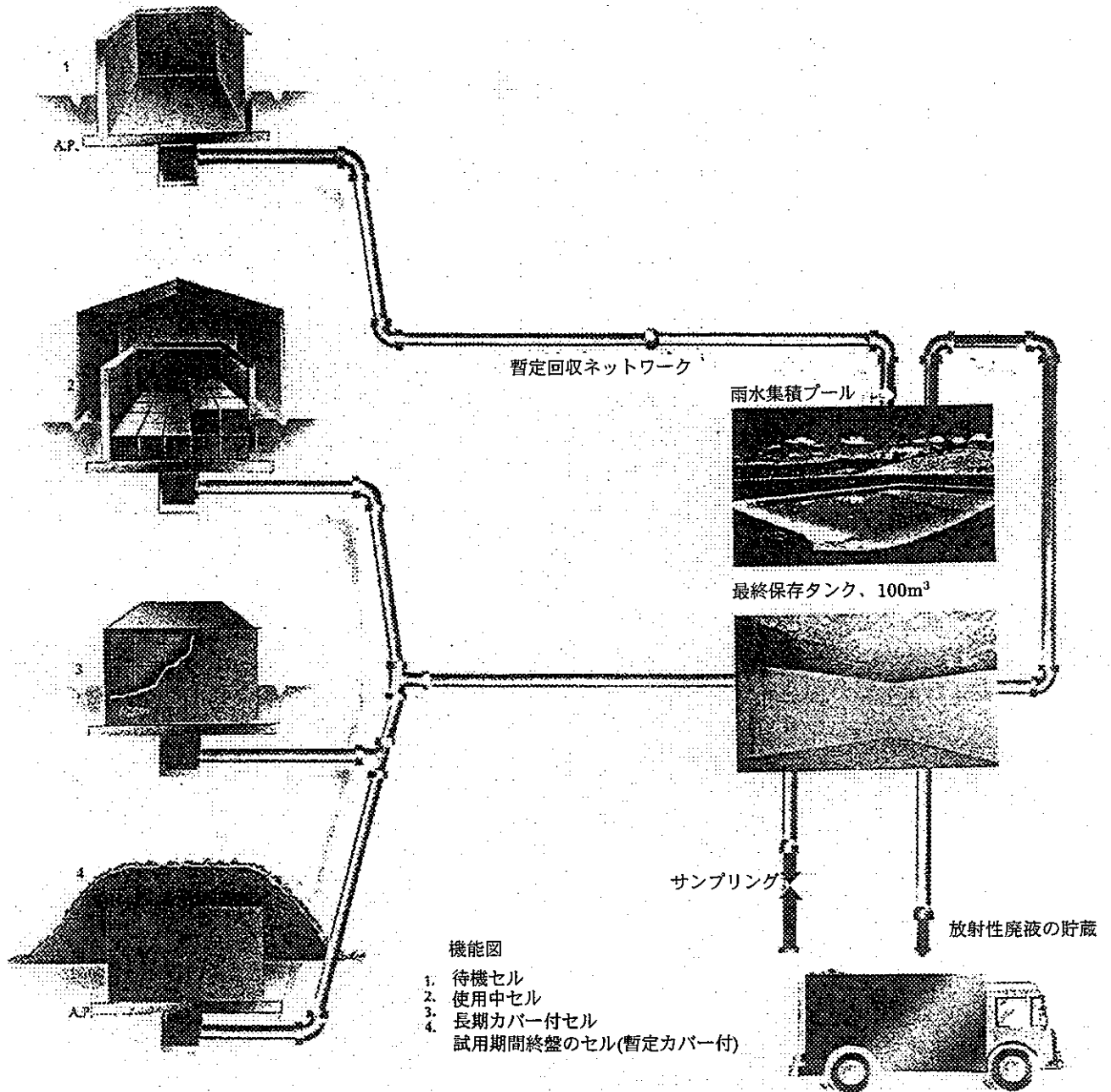


図5-2 エル・カブリル浸透水管理ネットワーク及び監視システム

エル・カプリルが満杯になって、閉鎖準備が整うと、同施設は防水性素材と排水性素材を交互に入れた層で構成された低透水性キャップがかぶせられる。この多重バリアシステムは、以下の3つのバリアで構成されている。

- (1) 1番目は、安定化された廃棄物を内部に収容するコンクリート・コンテナ
- (2) 2番目は、処分セル、キャップ及び浸透水管理ネットワークで形成され、パッケージへの水の接近を抑え、廃棄物に接触しようとする水はすべて制御かつ必要に応じて処理することができるようにしている。
- (3) 3番目は、周囲の土壤に代表される地層バリアである。これは、事故時あるいは前述の2つのバリアが想定される劣化を起こした時に発生し得る放出を抑えるものである。

施設自体は2つの主な区域に分割されている。すなわち、処分区域とコンディショニング・付属建屋区域である。コンディショニング・付属建屋区域で注目すべきことは、廃棄物処理/コンディショニング/管理用の付属施設、コンテナ製造プラント、操業・保守に必要な補助サービス、及び廃棄物ガラス固化研究施設である。ENRESA は、コンテナの製造品質を管理するため、エル・カプリルでコンテナ製造プラントを建設、運転する方法を選んだ。

主な付属施設及び建屋を同施設の正門から近い方から順に、以下に示す。

- 産業安全棟
- 管理棟
- 技術サービス棟
- 保守工作工場
- 一般サービス棟
- コンディショニング棟
- 非放射性廃棄物品質検認分析所
- 放射性廃棄物品質検認分析所
- 一時受入棟
- 廃水処理

- コンクリート・プラント及びコンテナ製造プラント
- 施設変圧センター
- トラック駐車場

処分区域の施設は以下のとおりである。

- 処分セル（北プラットフォーム）
- 処分セル（南プラットフォーム）
- 浸透水管理ネットワーク貯槽
- 深部排水システム管理貯槽
- プラットフォーム雨水回収プール
- 建屋雨水回収系

様々な建屋の機能を以下に示す。

- 産業安全棟－出入管理所、中央モニタリング・ポスト及び防火設備を設置
- 保守工作工場－車両、電気・機械の工作工場を設置
- 管理棟－サイト管理職員及び管理サービス部門を設置
- 非放射性廃棄物品質検認分析所－処分対象となる様々なタイプのパッケージに類似した特性を有する非放射性試料の試験やチェックのために活用
- 技術サービス棟－様々な付属システムの主な機器を設置（変圧センター、分電設備、予備ディーゼル発電機、冷水機ならびに熱供給プラント、及び水処理装置）
- 一般サービス棟－放射線防護サービス、医療サービス、更衣室、洗濯設備、環境モニタリング分析所、校正装置、放射化学分析所、計数装置、及び職員立入放射線管理ステーション（車両運転手を除く、全ての職員はこの建屋を通過して監視区域に立ち入る）
- 一時受入棟－約 4,000 本のドラム缶の一時保管区域と共に、車両の放射線管理場及び車両除染場を設置
- コンディショニング棟－この建屋内で全ての処理ならびにコンディショニング

作業が行われ、ほとんど全ての廃棄物がここを通過する。この建屋内には、制御室が設置されており、ここから処分区域の廃棄物取扱い機器はもとよりこの建屋のシステムのほとんどが操作される。この建屋に、施設全体の操業に係わる全ての情報が集中化されている。

- 放射性廃棄物品質検認分析ラボ様々なタイプのパッケージ、放射性試験片ならびに実際のパッケージに関して、その特性を決定する試験を実施するため、また、センターに到着したパッケージの一部について技術的な検認を行うために活用。廃棄物固化プロセスに関する研究開発作業もここで行われる。
- 廃水プラントー従来型の水処理のために用いられ、建屋区域をカバーする雨水回収プールに隣接して配置されている。

コンディショニング棟では以下に示す5グループの主要作業が行われている。

- (1) 少量発生者廃棄物（研究所廃棄物）ーこの施設には、少量発生者からの廃棄物（病院、研究所、産業）をコンディショニングするために必要なシステムや機器が設置されている。主なシステムとして、生物廃棄物や有機廃棄物処理用の 50kg/h 焼却炉をはじめとして、廃棄物選別用のグローブボックス、破碎、分別、パッケージ化が挙げられる。

第2.4節で述べたように、この焼却炉は、二重燃焼チャンバー付の過給気タイプのものである。温度は、最初に 800℃まで達し、燃焼後チャンバー（post-combustion chamber）で 1,000℃に達する。チャンバ出口部には、炭化珪素製高温フィルターが装備されている。ヒュームは外から導入した空気で希釈することによって 140℃まで冷却される。燃焼ガスは、次に超高性能フィルターを通過し、その後排気筒から放出される。

この施設では、放射性的可燃性液体、固体の貯蔵と固体廃棄物の安定化を行うことも可能になっている。

- (2) 圧縮性廃棄物ー1,200 トンの圧縮力を有するドラム圧縮機が設置されている。この圧縮機によって平均減容率 3 以上が得られている（原子力発電所において事前に圧縮されているため、実際の減容率は 2 となる）。

圧縮性廃棄物のドラム缶は、搬送クレーンを使って、このタイプのパッケージ用に

特別に建設された倉庫から搬出され、コンベヤーに移送されてから、一連のエアロックを通過して圧縮装置に設置される。

この装置は原子力用換排気システムによって大気圧以下に維持されている。

第2.4節で述べたように、ペレットは、分配機によって挿入され、処分コンテナ内部と同様の順番に配置された後、グラウト注入システムに送られる。

荷下ろしクレーンと分配機器は、いずれも半自動で制御室から操作される。

- (3) コンディショニング済廃棄物—既に固体マトリックス中、通常はセメントにコンディショニングされた後に到着する廃棄物は、遠隔制御搬送クレーンによって処分コンテナに移送される。第2.4節で述べたように、このタイプの廃棄物用に2つの類似した倉庫が設置されている。2つの違いは吊り上げ機器の部分にある。一方は小線量パッケージ用で、もう一方は、その線量率が高いために内部に遮蔽を施して輸送されたパッケージを取出すためである。この2番目の倉庫にはより厚い遮蔽が施されており、外部遮蔽の開口用ならびに蓋の取扱い装置が装備されている。いずれの場合も、コンテナが満杯になると、搬送台車によってコンテナ取扱い倉庫に移送される。ここで蓋が載せられて、コンテナは、モルタル注入場から搬送クレーンで移送されることになる。
- (4) 廃液—低レベル水溶液は、これらは建屋基礎部にある貯槽に回収される。これらの廃液は、分析を行った後、処分コンテナ内部のドラム缶の隙間に充填される安定化グラウトに添加される。
- (5) グラウト注入—蓋が挿入された後、コンテナは安定化グラウト注入場に移送される。注入システムでは、乾燥モルタル（セメントと砂の混合物）が水及び添加物と混合される。できたグラウトは伸縮型注入器を通じて蠕動ポンプによって注入され、処分コンテナ内部が埋め戻される。

1997年末には、約2,000個のコンクリート製コンテナが処分され、6つのボルトが開鎖された。この施設の容量は必要に応じて、新たなボルトを建設することによって拡張することが可能である。1998年時点で、エル・カプリルの従業員数は123名である。

5.1.2 深地層処分 (DGD)

5.0節で述べたように、これまでのスペインの開発努力は処分場の立地調査、処分場概念

設計、及び処分場がその寿命期間中安全に操業されることを実証するために必要となる専門技術の開発に焦点が当てられてきた。今後の立地作業は2010年頃まで中断されているが、これまでの開発作業は、以下に示す各段階で展開されてきた立地プロセスに焦点を当てたものであった。

- (1) スペインで利用可能な地質条件（花崗岩、岩塩及び粘土）における「我が国における望ましい地層の分布（National Inventory of Favorable Formations）（IFA プロジェクト）」が1986～1987年に実施された。このIFAプロジェクトの主な目的は、十分望ましい条件を示し得ると考えられる全ての地層を、更に詳細な調査に向けて抽出、資料化することであった。
- (2) 1988～1990年に実施された「地域高レベル調査（Regional High Level Studies: ERA）プロジェクト」は3つの地質条件の中で望ましい地域を1つあるいはそれ以上含んでいる地域として25,000km²を特定することができた。
- (3) 1990～1994年に実施された「望ましい高レベル地域（Studies of Favorable High Level Areas: AFA）プロジェクト」の調査では、更に詳細な調査に関する候補サイトの総面積と数を減らした。この調査は、各区域に対する技術仕様の設定（例えば、サイト決定のために必要とされる情報を提供するために実施しなくてはならない調査条件の明確化）ならびにフィールド作業によって行われた。
- (4) 「望ましい高レベル区域調査（Study of Favorable High Level Zones : ZOA）プロジェクト」はAFAプロジェクトで明確にされた区域の調査を行うことを目標に、1995～1999年に実施された。

HLW用最終処分場（想定容量：40,000m³）のいくつかの異なる概念に対する体系的分析に焦点を絞った設計作業が、結晶質岩層、岩塩層、及び頁岩層に関して実施された。この分析では、結果として検討中の各地質毎に1つずつ、合計3つの標準処分場概念を選定した。選定された処分場概念及び処分場設計の主な特徴については、図5-3に示した。また、以下の5.1.2.1項から5.1.2.3項で内容について記述した。

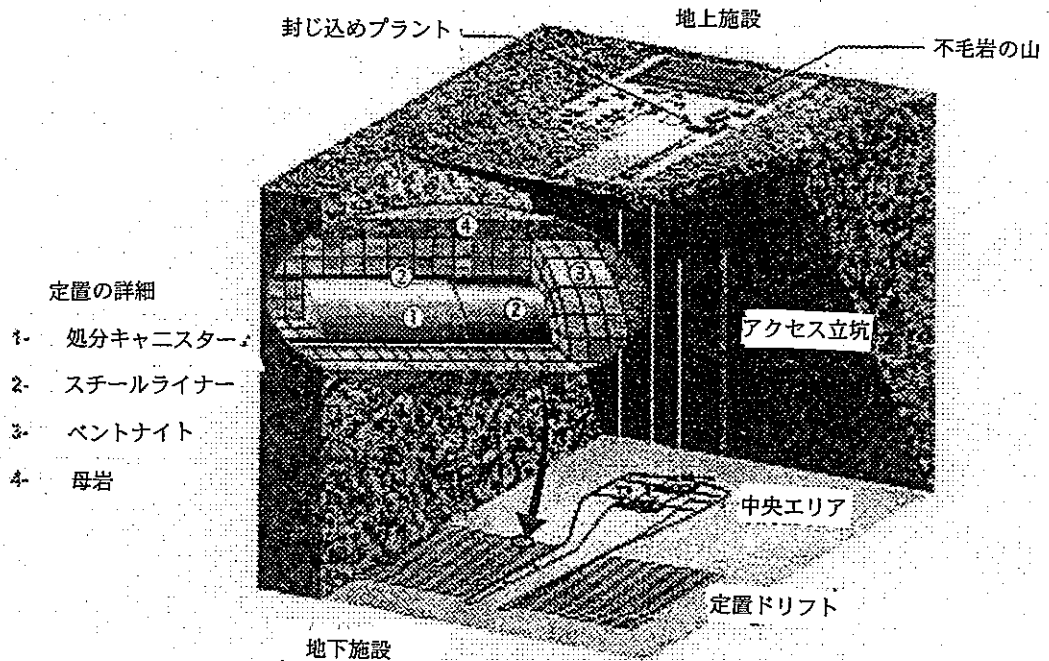


図 5.3 スペインの使用済燃料及び HLW 用処分概念

5.1.2.1 花崗岩

花崗岩に関する検討の前提条件は以下の通りである。

- 処分場の深さ：処分場は、諸条件の緩和、地下水の流れが十分遅いこと、及び人間侵入に対する合理的防護といった観点により、深さ 500m の地点に設置されるものと想定されている。
- 破碎帯との距離の重視：破碎帯は汚染地下水を急速に拡散する経路になりうる。したがって、処分場内のキャニスターから局所的な破碎帯への最短距離を少なくとも 100m とする必要があると想定された。処分場から地域レベルの破碎地域までの距離は、1,000m 以上にする必要がある。
- 埋戻し材及び処分場温度：単独の埋戻し材として圧縮ベントナイトが検討されている。ベントナイト緩衝材内の温度はどの箇所においても 100℃を越えないという設計要件が設定された（ベントナイトの化学的構造を維持するため）。また、この埋戻

し材は約 0.75m の厚さとする必要がある。

- キャニスター：キャニスターの供用寿命は、燃料中の短寿命放射性核種の放射能が無害なレベルに減衰するまでの期間、すなわち 1,000 年以上とする必要がある。

前出各項で概要を示した安全原理、技術基準及び技術要件に基づき、多くの異なる概念が詳細に分析され、標準概念が選定、設計された。標準概念の主な特徴を以下に示す。

- (1) キャニスター及び地表施設—キャニスターは、以下の特性を持つものとする。

材質：炭素鋼

外径：0.83m

内径：0.63m

長さ：4.54m

容量：3PWR/9BWR

熱負荷：1,100W

標準キャニスター及び取扱いに必要となるオーバーバックについては、5.2 項で述べる。処分場の容量を考慮すると、計 4,860 本のキャニスターが必要になる。キャニスター 1 本当たりの平均重量（装荷状態）は 13 トンになる。遮蔽オーバーバックを含めるとキャニスターの重量は 45 トンになる。

したがって、地表施設は、操業期間 20 年間にわたって、コンディションされていない使用済燃料を受入れ、予想される発生廃棄物をすべて取扱いかつ封入する設備を有すると共に、地下施設にこれらを輸送できるよう設計されている。地表施設の全体レイアウトについては、5.6 項に記述する。地表施設に必要な広さは 300,000m² となっている。

- (2) 地下施設—選定された処分概念は、花崗岩内に深さ 500m で掘削され、直径 2.4m の全面掘削横坑を配列した、掘削型の処分場である。熱解析によって、処分横坑間の間隔は 35m、横坑内のキャニスター間隔は 1m という数値が推奨されている。各キャニスターは厚さ約 0.75m の圧縮ベントナイト粘土で埋戻され、キャニスター間の空間についても圧縮ベントナイトが充填される計画である。選定された処分場

の形状は、どの箇所においてもベントナイト中の最高温度が100℃という要件を満たしている。処分場の性能計算によって、温度が一番高いときの最高温度は100℃未満を維持すると共に、定置10年後にその最高温度に達することが示されている。処分横坑の最大長さは500mになる。施設への主アクセス坑道は斜坑にする計画である。補助立坑が1本と少なくとも2本の換気用の立坑が検討されている。また、この設計には、試験室及び他の補助施設用の部屋も含まれている。必要となる地下空間面積は合計で約1km²になる。処分場の全体レイアウト及び関連する特徴については5.6項に示す。

- (3) 花崗岩処分場のコスト評価—39年にわたる最終処分場の建設ならびに操業に係わる費用は、建設開始からデコミッショニングまでの投資要件及び各サブシステム（廃棄物コンテナ、廃棄物ハンドリング機器を含む地表施設）の操業費用を考慮に入れて算定されている。総費用は、約245億ペセタ（147億円）（1992年）とされている。

5.1.2.2 岩塩

岩塩処分場に関して検討される前提条件は以下の通りである：

- ・ 母岩：処分場は、最小厚さが150mのかなり純度の高いハライト（岩塩）層の間部に建設される。
- ・ 温度設計：岩塩とその上の地層との境界部での最大温度上昇分は25℃未満にする必要がある。
- ・ 廃棄体：岩塩のように基本的に不透水性の媒体に対する廃棄体の供用寿命は、施設の閉鎖後、処分場の完全な密封性が達成されれば、重要な問題ではなくなる。最低限のキャニスター供用寿命として500年が考慮されることが妥当とされている。

システム解析を、5つの異なるコンテナタイプ、2つの地質条件（成層岩塩と岩塩ドーム）及び2つの定置モード（横坑及びボアホール処分）の組合せ全てを考慮して実施し、その結果として以下の特性を有する標準概念が選定された。

- (1) キャニスター及び地表施設—健全な使用済燃料を装荷した Custos タイプ1 キャスクが標準廃棄体として選定された。Custos 1 は追加の放射線遮蔽なしで、直接アクセスして取扱うことが可能な自己遮蔽キャスクであり、完全な PWR 燃料集合体 7 体あるいは BWR 燃料集合体 21 体を収納する容量を持っており、横坑処分用に計画されている (5.2 項参照)。同キャスクは長さ約 5.4m、直径 1.65m 前後で重量は装荷済の状態では約 70 トンとなっている。計画全体を管理するために必要となるキャスクの数は約 2,090 個となり、これを 25 年間にわたって処分する予定としている。地表施設は、HLW を年間 80 個の割合で Custos タイプ 1 キャスクにコンディショニングできるように設計されている。この設計は、考えられる廃棄物発生シナリオの変動に容易に適応できるように、連続あるいはキャンペーン毎のいずれでも処理可能となっている。地表施設に必要な広さは、岩塩の投棄場所を含めて全部で 322,000m² となっている。
- (2) 地下施設—検討された中から選ばれたオプションは、深さ約 850m の掘削型の処分場で、採掘や原子カインフラストラクチャーのための中央エリア、中レベル廃棄物用定置区域、及び 4 つの高放射性廃棄物 (HAW) 定置区域から構成されている。HAW 定置区域は約 16m² の断面積を有する平行に並ぶ横坑の列で構成されており、処分キャスクは、横坑の中央部に直接配置される予定である。横坑間の間隔は 19m でキャスク間は 6m とされている。キャスクを定置した後、空間部分は破碎岩塩で埋戻される。地下施設に必要な面積は、約 1.2km² である。地下施設のレイアウトについては 5.6 項に示す。処分場の形状は、特に HAW の崩壊熱の観点から、可能な限り母岩の物理的応力を抑えるように最適化されている。処分場は上下の塩分を含まない層との安全距離を少なくとも 75m、また、岩塩の側部層とは 300m とるものと仮定されている。岩塩層と上部の層との境界部での廃棄物崩壊熱による温度上昇は 25℃を越えてはならないとされている。
- 前述の境界条件の下で行われた熱—機械的解析によって、この設計が適用安全規制と矛盾がないことが立証され、岩塩中の最高温度については、廃棄物定置開始後 45 年時点で処分場の中央部において、100℃弱に達すると算出されている。
- (3) 岩塩処分場システムのコスト—花崗岩処分場の場合と同様、岩塩オプションの最終処分場の建設、操業ならびにデコミッショニングに要するトータルコストは、約 3200 億ペセタ (1992 年) と評価されている。全操業に要する期間は 34 年と算定さ

れている。

5.1.2.3 頁岩

粘土層中の標準処分場概念の選定ならびに設計に関する検討が現在実施されているところである。粘土基物質は、一般に、その極めて低い透水性と、ほとんどの放射性核種の移行性について高い保持特性を有すること、また高い伸縮性（弾性）という面から、放射性廃棄物の最終隔離には極めて有望とされている。岩塩あるいは花崗岩と比較して、粘土が特性として劣るのは、垂直方向と水平方向とで力学的特性の違いが大きいことである（頁岩の堆積した地質環境や堆積後の応力の違いによる結果）。立地プログラムの第1段階において実施された調査で、地下処分場の建設ならびに安全なオプションとして有望な粘土層がスペイン国内にあることが見出された。この粘土層は、本プログラムで設定された基本要件を満たすものであり、その要件は他の媒体で検討された要件と全般的に同じものである。

これまでの処分場立地計画で行われた調査で、いくつかの好ましい頁岩層がスペインにあることが判っている。

頁岩を対象とした概念設計はまだ完了していない。AGPの粘土研究は、これまで標準概念の境界条件を選定することを目的として進められてきた。検討されている基本パラメータを以下に示す。

- 処分場の深さ
- 母岩層の厚さ
- 母岩の物理的特性
- キャニスター1体当たりの熱負荷
- 処分モード（空隙サイズ及び処分形状）

予備的な解析の結果、第1段階としての標準概念が選定された。標準概念の基本特性は以下の通りである。

- 処分場の深さ：250m（変動幅；200～350m）
- 母岩層の厚さ：150m（変動幅；150～350m）

- 熱負荷：1,200W／キャニスター（変動幅；1,000～1,500W）
- 処分モード：掘削横坑の中央部に水平に処分
- 廃棄体：炭素鋼製キャニスター内に収納された健全なコンディション済使用済燃料

選定した概念の健全性について、(i)安全性、(ii)技術的実現可能性、(iii)費用対効果、の観点からの評価検討が進行中である。この検討は、既に完了した岩塩と花崗岩の標準概念と同等の詳細度を有する頁岩処分場の標準概念の最終選定及び設計につながる予定である。

5.1.2.4 その他の処分場活動

処分場性能の評価に必要な専門技術の開発には、再取出し性及び処分場の性能評価に関する作業が含まれている。これまで、再取出し性は、スペインにおける HLW の最終処分の公式オプションにも規制要件にも示されていなかった。現在のスペインの処分概念は、廃棄物再取出しを許容するものではあるが、明確な項目として含んではいない。近年、再取出し性の問題は、国際的な科学者仲間ですます注目されるようになってきており、地層処分を大衆が受け入れやすくし、かつ、同施設の閉鎖に関する将来世代による決断を可能にする一手法と見られている。放射性廃棄物管理に関する上院諮問委員会による最近の報告書は、廃棄物再取出しの実現可能性に関して更に詳細に調査するよう勧告している。

再取出し性は、将来世代に対して廃棄物管理をコントロールしやすくすると見られている。以下に示すような技術的、経済的、ないしは安全上の理由で処分場実施プロセスを遅らせることも可能とする方法になるかもしれない。

- より良い廃棄物処理あるいは貯蔵に関する新たな技術の開発（例えば、核種変換技術）
- エネルギー資源（U、Pu）の再利用
- 処分場の安全性に必須の何かを看過すること

スペインの深地層処分場概念において再取出し性を遂行するために検討されている基本要件としては、(i) 処分場の長期かつ操業上の安全性を損なわないこと、(ii) 安全な条件下で廃棄物の再取出しを行えること、が挙げられる：

考慮されなくてはならない要素としては、処分概念自体（処分概念の構成、埋戻し及びシーリング戦略、時間的枠組条件）、プロセスが長期に及ぶことによって課せられる制約（緩衝材の飽和、キャニスター・ライニングの腐食、ガス発生、金属ライニングの変形、坑道壁の変形／安定性、コンクリート・ライナーの健全性）、及び再取出し中の環境条件によって課せられる制約（高温及び高ガンマ放射線量率）が含まれる。

暫定的な結論では、廃棄物の再取出しはスペインの処分概念において技術的に実現可能であるとされている。考慮すべき時間的枠組によっては、再取出し条件が異なってくる。操業段階であれば、廃棄物は、基本的に操業作業を逆行を行うことによって再取出しされるが、操業後の段階については、廃棄物再取出しを容易にするため、処分場概念に若干の修正が必要になる。閉鎖後の段階で廃棄物の再取出しが行われるようであれば、追加的（掘削の技術的可能性、コストなど）な解析を行う必要がある。特に頁岩の処分場で、開けたままにしておく場合にそのことが言える。

深地層処分プロジェクトに関してスペインで確立された性能評価方策は繰り返しプロセスに基づくものであり、これによって、連続的近似を通じた処分システムの様々なバリアの性能の予測、及び指定された安全機能や設定された安全基準を遵守する能力の予測が可能になる。この考え方の範囲内で、サイトを特定しない花崗岩における処分場の確率的性能評価が1997年に初めて完了し、相対的な重要性及びパラメータの変動に対する推定性能の感度チェックなど様々な処分場構成要素の役割に関する調査研究が可能になった。サイトを特定しない頁岩層中の処分場に対する同様の安全評価は1998年に完了した。

これらの研究で得られた主な結論を以下に示す。

- ・ 頁岩層ならびに花崗岩内の処分概念は、使用済燃料処分向けの概念として安全かつ実行可能と予想される。
- ・ 花崗岩及び粘土層中の処分場を様々な側面から包含する基本性能評価手法が開発された。この手法は連続的な解析作業に適用可能で、将来の研究開発活動の結果を組み込むことができる。
- ・ 性能評価、研究開発及びサイト特性評価チーム間の協調ならびにコミュニケーションのための適切な枠組が確立された。

5.1.3 ウラン鉱山の修復と鉍滓処理

ENRESA は、使われていないアンデュジャール (Andujar) にあるウラン鉱山施設の修復作業を 1994 年に完了した。同プラントは、低品位のウラン鉍石 (U_3O_8 ; 0.15%) の処理用に設計され、計 1,350 トンの U_3O_8 を処理した。ウラン回収は硫酸リーチング及びそれに続くイオン交換あるいは第 3 アミン/ケロシン抽出によって行われる。

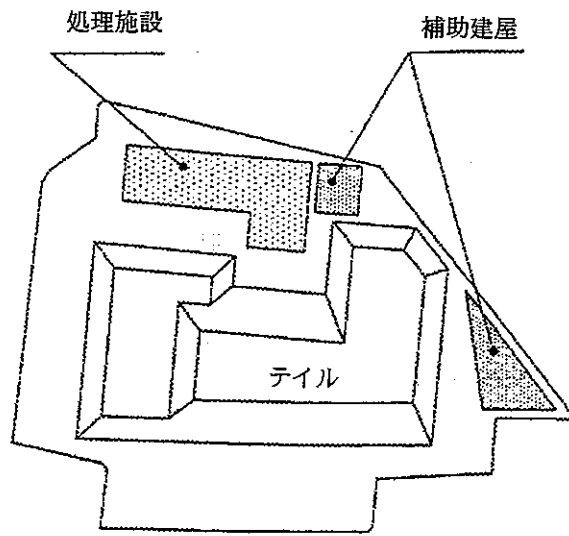
修復前のサイトの構成を図 5-4 に示す。このサイトには、処理施設、鉍滓廃棄場 (pile)、廃水処理区域、及び付属棟・管理棟が設置されている。同プラント運転時に発生した全ての固体廃棄物は鉍滓廃棄場に入れられた。同廃棄場の面積は 9.4 ヘクタールで、総容量は 100 万 m^3 に上る。この廃棄場は、中央部と東側は高さ 20m、西側は高さ 10m とした遡り建築法 (upstream construction) によって 5 つのセル内に建設された。

実際の鉍滓廃棄場で、傾斜の安定性を確保し、沈降や侵食を最小限に抑えるため、側部の傾斜を平坦化するため再造成された。側部傾斜の平坦化によって発生した鉍滓は既存の廃棄場周囲と下部廃棄場の頂部に移動された。粗製錬機器、建屋及びプロセス施設は、解体、破壊されて鉍滓廃棄場に置かれた。廃棄場外の汚染土壌は、ラドン線量を低減化するため、掘削され、鉍滓廃棄場の頂部に投棄された。

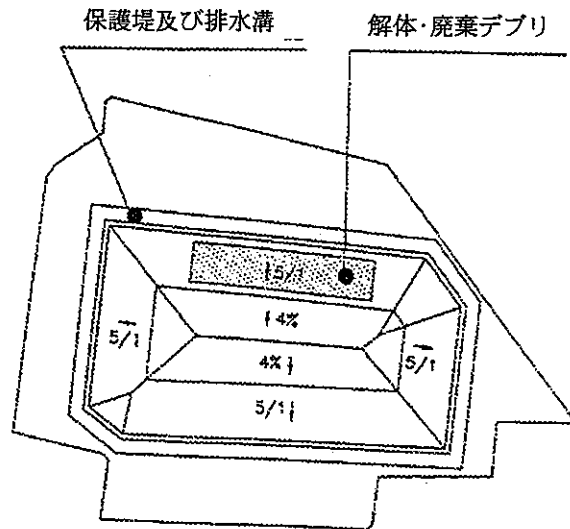
最終的な廃棄場の構成は、図 5-4 に示すように、鉍滓の移動や限定処分区域のサイズを最小限に抑えられるよう設計された。廃棄場は、排水性を高め、水たまりが起きるのを防ぐため、頂部傾斜を 4% にし、侵食を少なくするための大きな岩が多量になくとも静的かつ動的な傾斜安定性を付与するため、側部傾斜を 20% にする造成作業が行われた。高台の流去水流出 (watershed runoff) を防ぐため、廃棄場周囲及び離れた場所に、廃棄場周辺部に沿って排水分水用湿地帯 (drainage diversion swales) を経由する流去水用水路を設置した。グアダルクウィヴィル (Guadalquivir) 川の洪水から護るため、廃棄場の周辺部に岩の保護堤 (rock apron) 及び側部傾斜場には捨て石層が設置された。

多重防護システムが鉍滓の頂部及び汚染物質の頂部に設置された。このカバーは以下の機能を果たすよう設計された。

- (1) 地下水汚染防止基準を遵守するため浸透水を制限すること。
- (2) 汚染物質の誤用及び拡散の可能性を効果的に出来るだけ小さくすること。
- (3) 廃棄場表面からの平均ラドン放出量を $20pCi/m^2/sec$ 未満に抑えること。
- (4) 洪水の影響から防護し、修復後の廃棄場の長期健全性を確保すること。
- (5) 汚染物質の拡散及び地表水の汚染を防ぐため、風と水による侵食から保護すること。



修復前



修復後

図 5-4 修復前後のアンデュジャール・サイト地図

図 5-5 に修復済の廃棄場の頂部及び側部の傾斜用カバーの構成を示す。このカバーの利点として、ラドン/浸透水バリアの乾燥を防ぐことができること、植生用管理区域（無作為土

壤-random soil) の存在が有効な蒸発散によって浸透水を減少させ、修復済廃棄場の景観上の影響を低減化するのを助ける点が挙げられる。

粗製錬施設のデコミッショニング計画が以下のフローに従って実施された。

- 除染/洗浄
- 解体/切断
- 金属廃棄物を用いたカゴ (cage) の製作と充填、及び処分区域への搬送
- 金属廃棄物のセメント固化

解体廃棄物は、屋根部解体によって発生した構造鋼材から製作された 3m×1m×1.2m のカゴに収納された。4 ヲ所の配管セクションは、次に行われるセメント固化を容易にするため、カゴの 4 ヲ所のコーナー部分に溶接された。

これらのカゴは、利用可能な空間部を最大限有効に活用するため、また一方で、セメント固化時にスラリーの浸透を最大にすることができるように材料を配置するため、手作業で充填された。平均 2.8 トンの重量を有するこのカゴは、鉱石場に一時的に保管され、後にトラックで 200m 離れた鉱滓廃棄場の下部に位置する処分区域に運ばれた。

セメント固化は、圧縮強度 125kg/cm² の軽量コンクリートを用いて可搬ポンプによって実施された。656m² (1.2m×45m×15m) 及び 798m² (1.2m×42m×19m) の 2 つのコンクリート・スラブが建設され、解体廃棄物 1,256 トンを収納した 400 個のカゴを保持している。合計 1,200m³ のセメントが使用され、2 ヲ所のスラブの平均空隙率は 0.26 と推定されている。

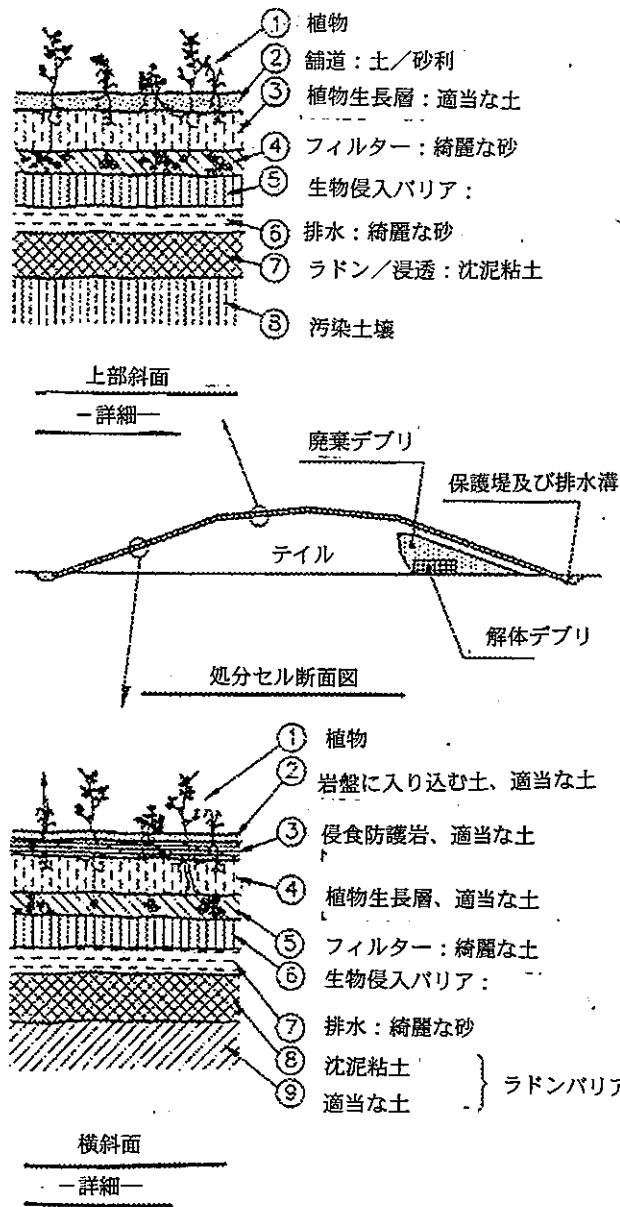


図 5-5 鉱滓・カバーの構成

デコミッションニング作業の期間は合計 5 カ月で、人工数は 35,000 人・時であった。

5.2 受入廃棄体

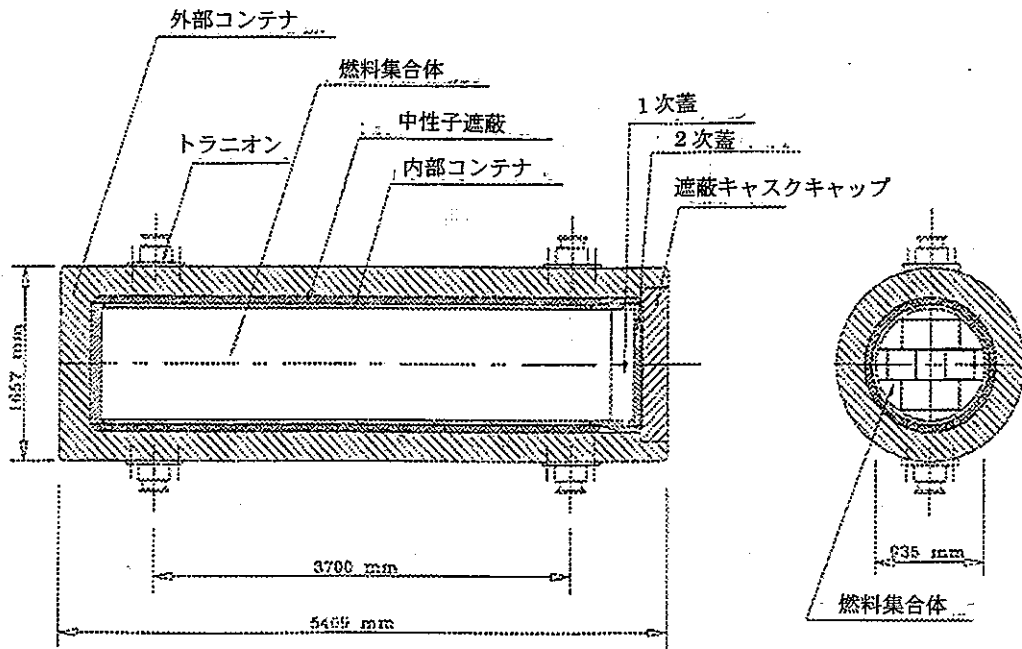
受入れる廃棄体としては、(i) 電力業界から、主に 220 リットルドラム缶の他、若干量の様々な容量 (180、290、400、及び 480 リットル) の金属ドラム缶、及び (ii) 少量発生者からは主として 220 リットルドラム缶、250 リットルバッグ、25 リットル液体容器及び様々なサイズの密封線源、が挙げられる。少量発生者の廃棄物は、コンクリートコンテナ内でコンディショニングされる前に ENRESA が処理している (圧縮処理、焼却処理あるいは 220 リットルドラム缶内で安定化処理)。

多くの搬送、処理、及びコンディショニング操作では遠隔操作による取扱いが適用されている。圧縮性廃棄物は別ラインを通る。

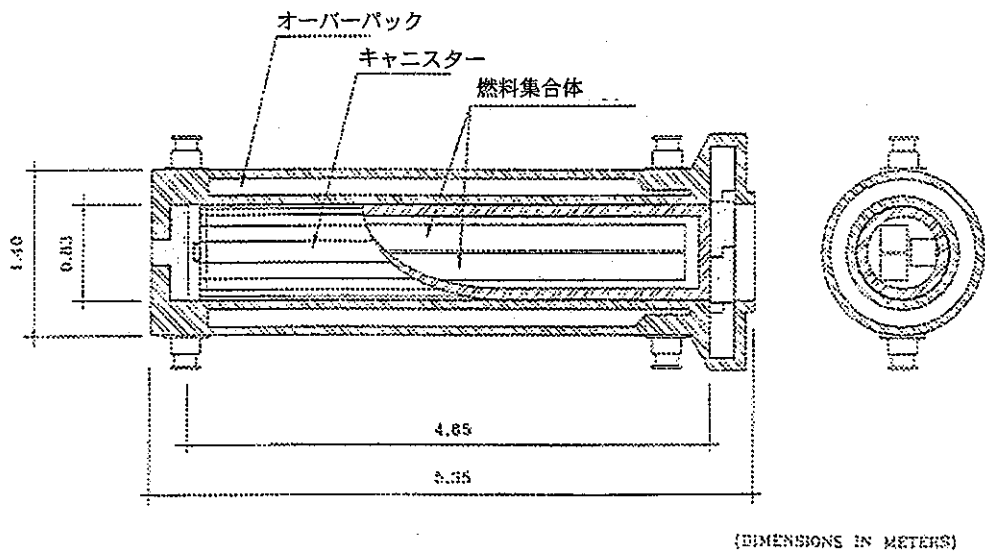
使用済燃料及び HLW 用として提案されている標準処分キャニスターを図 5-6 に示すが、処分場の母岩によって若干異なっている。いずれのケースでも、厚さ約 10cm の炭素鋼製となっている。各キャニスターは、PWR 燃料集合体で 3~7 体あるいは BWR 燃料集合体で最高 12 体分のスペースを有している。キャニスター内の残りの空間には HLW ガラス・ビーズが充填される。

処分時に、1 つのキャニスターに装荷される使用済燃料は、約 1,200W の熱を発生する。円筒形のキャニスターが使用される場合、長さが約 4.5m、外径が 0.80~0.90m で、全体装荷重量が約 14 トンとなる。選定された処分キャニスターは、少なくとも 1,000 年間にわたって放射性物質を実質的に完全に閉じ込めることが出来るよう計画されている。

処分キャニスターは合計 3,600 本必要になる。取扱いや輸送活動のため、処分キャニスターには放射線遮蔽が付加されている。これも図 5-6 に示されている。



AGP-岩塩用-CUSTOS I (7)型キャスク



(DIMENSIONS IN METERS)

AGP-花崗岩用-遮蔽オーバーパック付キャニスター

図 5-6 岩塩及び花崗岩用標準処分キャニスター

5.3 受入基準

発生者とその廃棄物を準備する方法、及びかかる廃棄物を移動するために満たさなければならない受入基準は、各発生者と ENRESA との間で作成される契約書中で規定される。コンディショニング施設を持たない少量発生者の場合、受入基準は主として廃棄物の分別方法と ENRESA への引渡し方法について示している。廃棄物の処理及びコンディショニングに関する設備を有する原子力発電所の場合、その要件では、各タイプのコンディショニング済廃棄物が満たすべき特性が定義されており、当該プラントが守るべき ENRESA と合意した廃棄物処理・コンディショニング手順及びその品質保証体系が示されている。廃棄物の受入ならびに品質検認プロセスは、監査及び認定されたラボにおいて実施される破壊試験ならびに非破検査による管理試験に基づいたチェックシステムを用いて実施される。

ENRESA は、操業段階と閉鎖後の段階に係わる安全評価に繋がる一連の廃棄物受入基準を作り上げた。ENRESA は特性評価、受入及び検認手続も設定した。受入プロセスでは次の3つの段階が示されている：(i) パッケージタイプの承認、(ii) 個別のパッケージデータの検認、及び (iii) 回収前のパッケージ検査 (契約受入)。

ENRESA は、エル・カプリル施設の操業許可に記載されている制限値に従って、LILW 発生者によって満たされるべき一連の仕様を発行した。各コンクリート製処分コンテナ内の最高許容放射エネルギーは、表 5-1 に示す値に制限されている。各廃棄体内の放射エネルギーは、処分コンテナに一度に収納された累積放射エネルギーから導き出されたものである。一般ならびに安全関連受入基準は、受入れられる全ての廃棄体に対して示される。更に、廃棄体内の放射エネルギーに応じて、様々な品質要件が規定されている。2 つの放射能レベルが設定され、レベル 1 廃棄体 (制限値は表 5-2 参照) 及びレベル 2 廃棄体 (表 5-2 に示した制限値より高いレベル) とされている。レベル 1 廃棄体には、レベル 2 廃棄体より簡単な特性評価手順が適用されている。これは、より高いレベルの放射エネルギーを伴い、従って公衆の健康と安全に対するリスクが大きい廃棄体に労力、時間及び資金をあてるためである。

表 5-1 エル・カプリルに処分されるコンテナ当たりの最高許容放射能量 (Bq/g)

放射性核種	処分ユニット当たり (オーバーパック)
H-3	1.00E+6
C-14	2.30E+6
Ni-59	6.30E+4
Co-60	1.20E+7
Sr-90	9.10E+4
Nb-94	1.20E+2
Tc-99	4.30E+5
I-129	4.60E+1
Cs-137	3.30E+5
300年時点の α 核種	3.70E+3

表 5-2 レベル1 廃棄体に対する放射能制限値

総アルファ線量	$1.85 \times 10^2 \text{Bq}$
半減期5年超の同位体別ベータ・ガンマ放射性核種 (トリチウムは除外)	$1.85 \times 10^4 \text{Bq/g}$
半減期5年超の同位体に対する総ベータ・ガンマ線量	$7.4 \times 10^4 \text{Bq/g}$
トリチウム	$7.4 \times 10^3 \text{Bq/g}$

各発生者は、コンディショニング・プロセスと品質保証システムについての十分な説明を記載した受入申請書を提出する。これには、パッケージの製造、製造後の管理及び放射能測定法に関する情報も含まれる。ENRESA は、放射能測定、機械的強度測定、耐浸出性 (レベル2タイプの場合) を含む個別の特性評価プロセスを実施し、廃棄物タイプ合意書 (パッケージタイプ承認書) を発行する。

ENRESA は、会社の品質マニュアル；エンジニアリング及び建設に係わる特定の品質保証プログラム；エル・カプリルの操業；及び関連管理活動など廃棄物受入活動を包含する品質管理システムを設定した。これら全てが国内指針 (すなわち、UNE73400 シリーズ及びスペインの Consejo de Seguridad Nuclear が示した安全指針集である GS-109) 及び国際指針文書 (IAEA 50 CQA 及び安全当局) に従っている。更に、ENRESA は、ISO9001 品質保証認証も保有している。ENRESA は一般環境管理システム及びエル・カプリル特定環境管理システムを設定し、エル・カプリルは ISO14001 環境管理認証も取得した。

現在、深地層処分場に係わる受入基準は存在しない。

5.4 処分場の規模

処分場サイト面積及び処分場全体構造については、5.1 項と 5.6 項に示した。

5.5 処分量

エル・カプリル施設の許可容量は 50,000m³ であり、推定最終容量は 100,000m³ とされている。深地層処分の推定容量は 40,000m³ とされている。明らかに、スペインには処分された使用済燃料あるいは HLW はない。

1998 年までに計 16,279m³ の LILW がエル・カプリルで貯蔵/処分された。これは約 2,500 個のコンクリート製処分コンテナの量、すなわち処分セルにして 7 つ以上に相当する。同施設では、平均 200m³/月を受入れている。例えば、1995 年（暦年）の場合、様々なエル・カプリルの活動の中で廃棄物の分布は以下ようになっていた。

(1) 廃棄体受入量（1995 年）

- 輸送回数：315 回
 - －原子力発電所から：251 回
 - －少量発生者から：64 回
- パッケージ数：11,729 個
 - －原子力発電所から：9,182 個
 - －少量発生者からのドラム缶数：720 本
 - －少量発生者からの 25 リットル廃液コンテナ数：1,827 個

(2) コンクリート廃棄物コンテナの製造

- 設計容量：4 個/日
- 通常製作数：2 個/日
- 年間製作数：475 個/年
- 平均機械的強度：511kg/cm²

(3) グラウト注入

- グラウト調製に使用された放射性液体廃棄物：162m³
- 設計変更：信頼性のため注入システムの追加

(4) 圧縮

- 年間圧縮数（220 リットルドラム缶）：4,021 本
 - －原子力発電所から：2,713 本
 - －研究所廃棄物：1,308 本
- 廃棄物コンテナ当たりの平均圧縮ペレット数：34.33

- 平均廃液回収量：2.5 リットル／ドラム缶
- 設計変更：ペレット・ハンドリングの改善

(5) 焼却

- 平均焼却速度：35kg/h
- 焼却廃棄物量：63m³
 - －固体 62%
 - －液体 38%
- 2次廃棄物量：6m³
- 設計変更：グローブボックス内の液体濾過及び固液分離の改良。制御弁の材質変更。

(6) 処分セル

- 年間処分量：475 コンテナ
- 処分量（1995 年末までの合計）：1,217
 - －220 リットルドラム缶 16,488 本
 - －290 リットルドラム缶 66 本
 - －圧縮ペレット 9,990 個

エル・カプリルへの輸送は、廃棄物発生者と交渉される年間ならびに月間スケジュールを通じて管理される。このスケジュールは、スペインの規制当局に送付されている。廃棄物に係わる責任は、廃棄物発生者サイトのフェンスの部分で、ENRESA が輸送当事者として ENRESA に移管される。ENRESA チームによって回収される研究所廃棄物の場合を除いて、廃棄物の輸送は、専門会社との請負契約で行われる。しかし、遮蔽トレーラー及びキャスクは、契約プロセスの柔軟性を高めるため、ENRESA が所有している。

表面線量率が 10mSv/h を越えるパッケージは、遮蔽キャスクに収納して輸送されることになっている。遮蔽キャスクとして2つのタイプ、すなわち 220 リットルドラム缶1本用と9本用が使用されている。表面線量率が 10mSv/h 未満のパッケージは、異なる長さの遮蔽トレーラー及び様々な遮蔽厚要件を用いて1度に輸送される。

5.6 施設

エル・カプリル施設については、5.1 項で説明したところである。処分場と併設されている施設を図 5-7 に示す。この内、最大の施設は廃棄物コンディショニング建屋である。この廃棄物コンディショニング建屋（図 5-8 参照）は 4 つのエリアに分割されている。

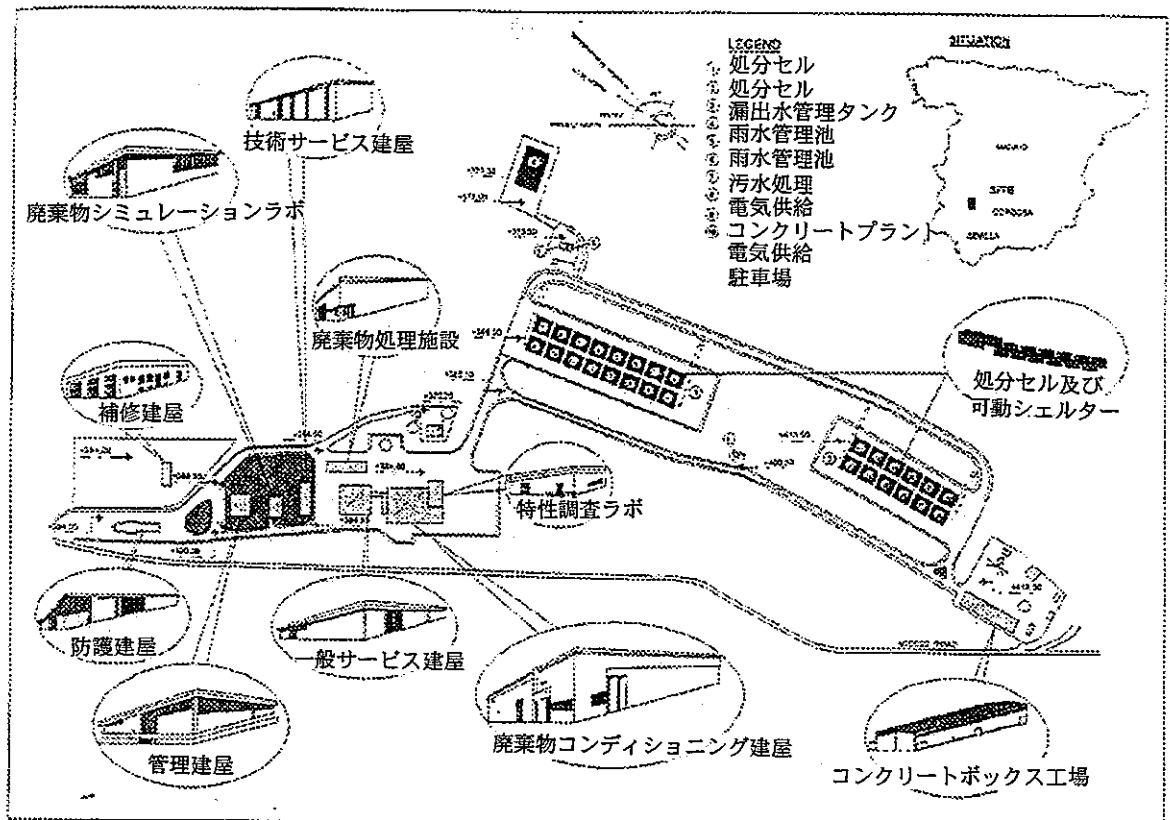


図 5-7 エル・カプリル処分施設のレイアウト

第 1 のエリアは、研究所廃棄物処理を目的としている。原子力発電所からの廃棄物の一部についてもこのエリアで受入れられる。主な機器としては、公称 50kg/h の焼却炉、前処理機器及びオフガス処理システムなどがある。

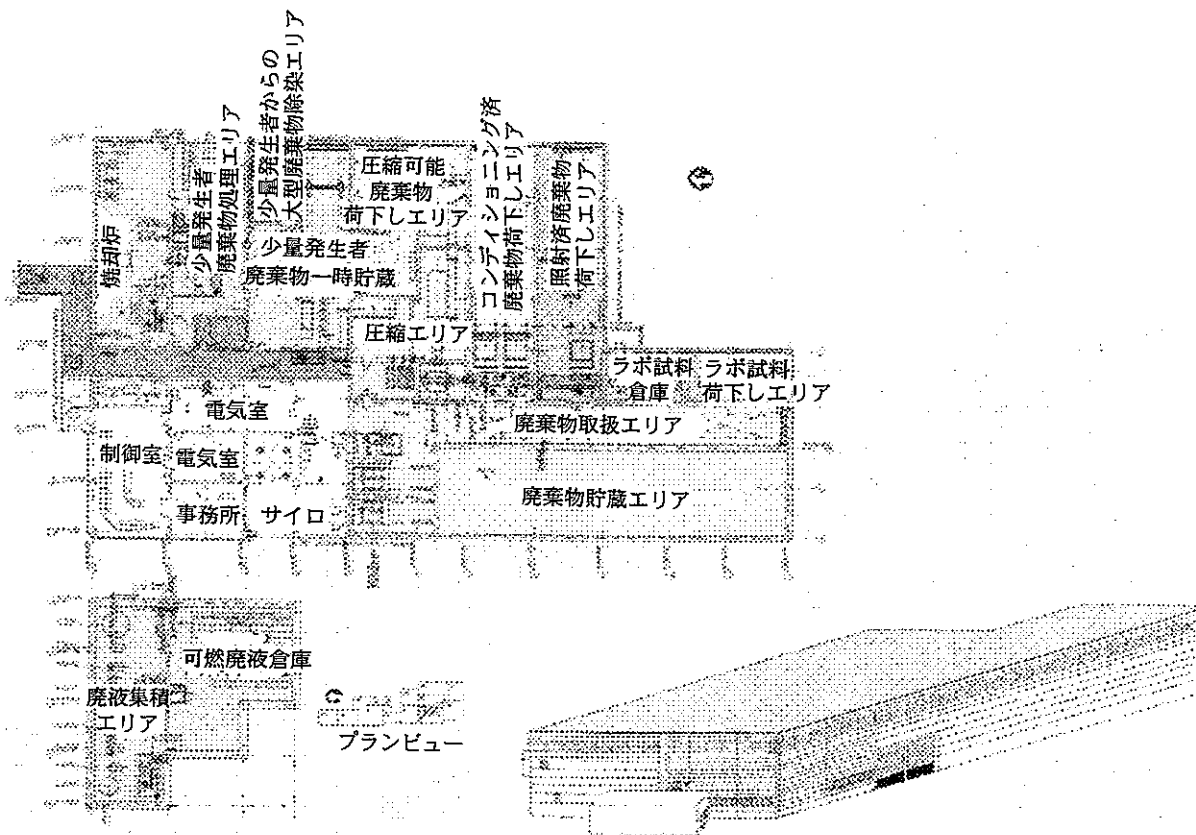


図 5-8 廃棄物コンディショニング建屋

第2のエリアは、搬送エリアと呼ばれており、(自動天井クレーンのような) 関連する取扱い機器を備えた多くのトラック荷下し室から構成されている。ドラム缶は輸送トレーラーからコンクリート・オーバーパック内に移送される。220 リットルドラム缶内で圧縮性廃棄物进行处理するため、1,200 トン超高圧縮機がこのエリアに設置されている。最大 50 個の圧縮ペレット (平均 30 ペレット) が1つのコンクリート製処分コンテナに収納される。達成されている減容率は、おそらくはスペインの原子力発電所が原子炉サイト側でエル・カブリルに輸送する前に圧縮処理を行っているため、ベンダー側が通常期待するより低くなっている。

第3のエリアは、空の処分用コンテナ (コンクリート製オーバーパック) が到着するコンテナ取扱いエリアである。このオーバーパックは、トラックに載せた台車を使って、搬送エリアの各荷下し室を行き来する。次いで、充填されたオーバーパックにはグラウトが充填される。またこのエリアは、2基のグラウト調製・注入システムを装備している。1基は、清浄水及び汚染廃液 (厳格な仕様への適合を保证するための物理的/化学的管理を行った後) の両方を利用し、他の1基は、清浄水のみを利用する。

第4のエリアは、建屋の通常部分であり、制御室、電気器具、電気室、及びグラウト調製システムといった通常の機器が設置されている。

廃棄物特性評価（チェック）ラボは、廃棄物コンディショニング建屋に隣接しており、廃棄物受入プロセスおよび廃棄物検認の中心となる所である。

この建屋内で最も重要な要素は、試料準備セルである。このホットセルには以下の装置が設置されている：

- 穿孔機（実パッケージから円筒形の試料を切り出す）
- 試料調整鋸（円筒形試料から標準寸法の試料片を切り出す）
- 機械試験装置
- ドラム切断機（生の廃棄物を取り出すためドラム缶の金属壁部を切断する）
- 操作室（ここから遠隔マニピュレータを操作する）。操作室には、制御盤及び部分標本調製セルも設置されている。
- 試料片用浸出タンクと実規模鉛パッケージを備えた浸出試験室
- 分光分析室。ここでは、分割ガンマ・スキャン装置を介して、均質あるいは不均質な0.22m³もしくは0.4m³ドラム缶、もしくはパッケージから切り出された標準サイズの試料片に対して完全なベータガンマ分光測定を実施するための手段が用意されている。

深地層処分場の施設レイアウトは概念段階のものである（図5-9参照）。

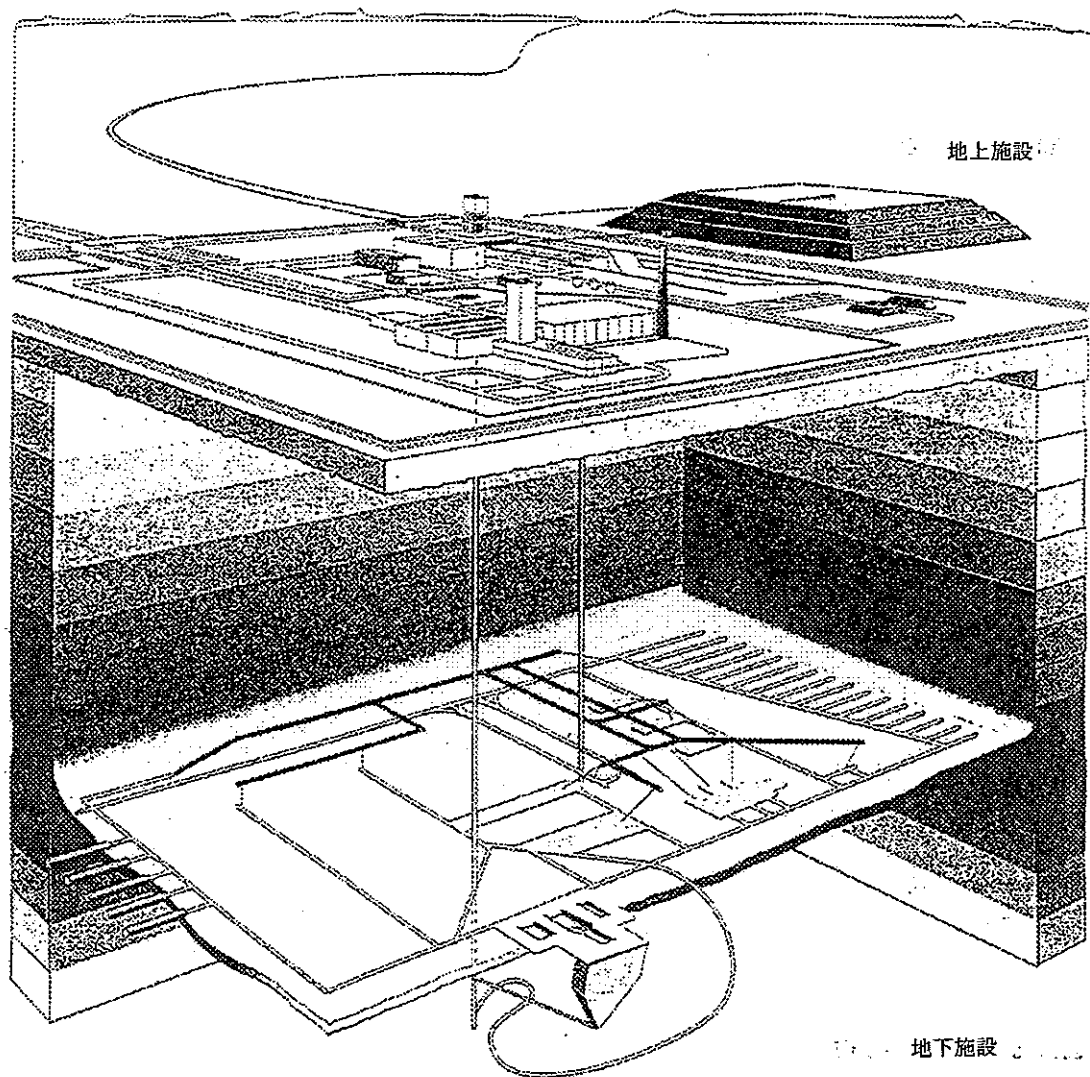


図 5-9 スペインの深地層処分場（岩塩層概念）の地上/地下施設想定図

地表施設は、処分場を運転し、地下にアクセスする上で必要な全ての地上設備で構成されている。地表施設の主な特徴は、一般の区域（非放射性）と放射線防護区域に完全に分割されているところにある。一般区域には、埋戻し材倉庫及び調製建屋、サービス・換気立坑施設、通常の採掘・サイト基礎施設、サイト管理、保安施設が設置されている。放射線防護区域は、操車場、受入棟、封入ステーション及び廃棄物へのアクセスならびに主立坑に関する地表機器からなる。図 5-10 に地表施設の全体配置図を示す。

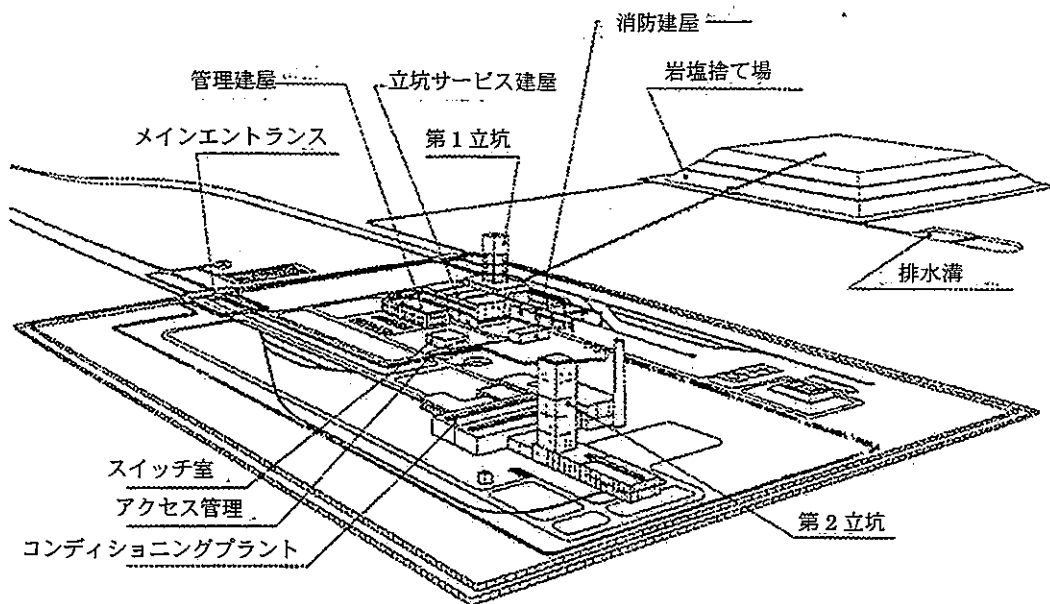


図 5-10 地表施設（岩塩層概念）のレイアウト

使用済燃料は、直接発電所から、あるいは集中中間貯蔵施設から、輸送キャスクで処分場サイトまで搬送される。封入ステーションにおいて、使用済燃料集合体は輸送キャスクから取出され、炭素鋼製キャニスター内に封入される。次に、このキャニスターは廃棄物アクセス路（立坑あるいは斜坑）を經由して最終処分のため、処分場レベルまで移送される。このアクセス路は、廃棄物定置作業のための排気口にもなっている。

地下への通常のアクセスは、人及び資材のアクセスを可能とする主立坑及びサービス立坑経由で行う。この主立坑とサービス立坑は、廃棄物立坑ならびに小換気立坑と合わせて、廃棄物定置と建設エリアに独立した換気システムを確保するため、4つの開口部を提供している。

標準概念では、使用済燃料を横坑内に処分し、長寿命核種を含む ILW を特定の処分場区域に処分することを想定している。ILW と HLW を、制約なしに異なるタイミングで処分できるようにするためには、対応する廃棄物処分エリアがお互いに分離されている必要がある。つまり、この処分場には HLW 処分エリア、ILW 処分エリア、集中基礎施設エリア

が設置されている。処分場の全体配置は、長方形のパネルに分割されている。各処分モジュールは、一連の平行した水平処分坑道で構成されている。

キャニスターは、直径 2.40m の円形処分横坑内に水平に定置される。この直径は、建設や定置活動に十分なスペースを提供するために必要な最低限のものになっている。適切な素材による約 0.72m 厚の層が緩衝材あるいは埋戻し材として機能し、キャニスターを完全に取り囲む。図 5-11 に処分横坑に定置されたキャニスターの概念図を示した。

使用済燃料の処分において熱は重要な考慮要件となる。放射性廃棄物から放出される放射性崩壊熱は、母岩内部に伝搬し、時間の経過に伴って温度上昇を生じさせる。これがバリアシステム内部の機械的、水文的、化学的平衡状態に影響を及ぼす可能性がある。特定の処分場サイトに対して選定された処分システムの構成は、特定の地質条件に課せられた異なる熱的要件と両立しなければならない。定置用横坑間の間隔は、母岩の熱-機械的特性に依存し、一般的概念では設定することができない。廃棄物定置横坑に関しては、その長さは現実的理由から 500m に、断面積は約 5m² に制限され、そして最高 87 本の処分キャニスターを受け入れることができるようになっている。埋戻しを適正に行えるようにするため、キャニスターの間隔は 1m に設定された。

5.7 廃棄体要件

廃棄物は全て安定化されなくてはならず、対応する廃棄体は ENRESA が作成した廃棄物受入基準を満たさなくてはならない (5.3 項参照)。様々な特性評価試験が廃棄体の 2 つのレベル (レベル 1 及びレベル 2) に対応して定められている。これら異なる廃棄物タイプの特性評価試験は、受入れたパッケージの品質をチェックするため ENRESA による検認試験を受ける。5.2 項に記載されていない廃棄体は、受入れられる前に 5.3 項に記載されている ENRESA の承認プロセスを受けることになる。

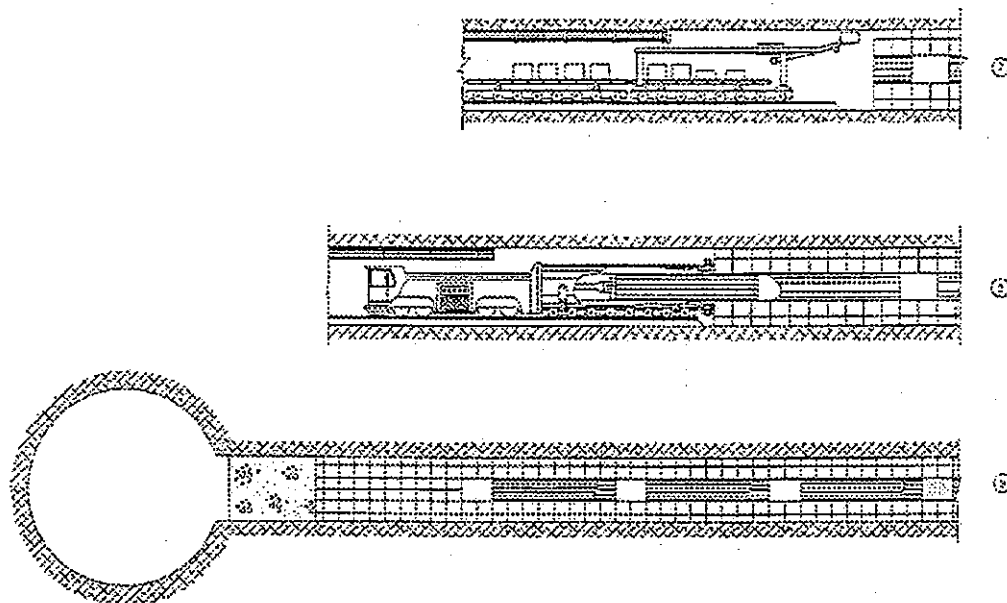


図 5-11 処分場での取扱い及び定置シーケンス

5.8 スケジュール

LILW に関しては、エル・カブリルにおけるサイト特性調査が 1986 年に開始され、同施設は 1992 年 10 月に操業許可の発給を受けた。1996 年 10 月には、2001 年までの暫定操業許可の延長が認可された。現在、28 の処分セルが建設済で、これによって 2014 年までにスペインで発生する全 LILW に十分な容量が与えられたと評価されている（ヴァンデロス 1 号機における現在の作業以降に、原子力発電所のデコミッショニングはないと想定）。

スペインは、LILW の管理に必要な解決策は、「現在、具体化され、実施されている」と見ている。今後は、効率改善のためのシステム改良に注力することになる。エル・カブリル施設の認可を継続する上で予想される問題は全くない。

ENRESA には、今後 10 年から 15 年以内に、HLW 処分場の特性評価、サイト選定、認可、及び建設に着手する計画はない。現時点で、公表されたスケジュールは何もない。ENRESA は、HLW 処分場に関する研究開発及び一般的なサイト選定調査を実施しながらこれまで続けてきた通り運転を続ける意向であるが、HLW 処分場に関するスペインの具体的サイトに関する作業は少なくとも 2010 年までは行わない。

政治的意見及び公衆の意見では、HLW 処分場の立地を想定する準備が整っていない。スペインで実施される如何なる地質学上のフィールド調査も、ENRESA による HLW 立地活動に自動的に関係することになるが、この作業を行うと地元の公衆ならびに政治的な反対が強まることになる。

HLW 処分場の立地に求められている分析から、以下の優先事項が指摘されている。

- 国家レベルでの政治的コンセンサス。この状況では地元で反対がないことを保証するものではないが、目標到達の助けになるものと考えられる。
- 国家レベルでの、放射性廃棄物管理の必要性を説いた情報キャンペーン。このキャンペーンは、この問題に関連して一般公衆に影響を及ぼす情報ギャップ（隙間）を全て埋めるために必要と考えられる。
- 放射性廃棄物管理に関連した品質作業を、関係者に示すための実証施設。これは、廃棄物管理施設には高い品質水準が適用されていることを確実に示す上で重要である。

6.0 処理処分の現状と計画

エル・カプリル施設は、低・中レベル廃棄物管理に関するスペインのアプローチによって中心的な施設であり、15-20年でその施設の容量が限界になるまで、この状況は変わらない見通しである。高レベル廃棄物の管理方策は、あまり確定しておらず、処分場の設計と処分サイトに関する決定が下されるまでは、不確定なままであろうと考えられる。スペインでは、使用済燃料の直接処分（再処理なし）が選択肢として残ると考えられる。

6.1 廃棄体毎の処理・処分単価

スペインで発生したさまざまな放射性廃棄物に対する処理、処分の総見積コストは、8.0節で検討している。低・中レベル廃棄物に関しては、処理、コンディショニング、処分が全てエル・カプリル施設で行われているため、これら3つのプロセスのコストが一括りにされる傾向にある。コストは大抵、220リットル廃棄体毎でなく、廃棄物コンテナ（2.25メートルの鉄筋コンクリート製ボックス）ごとに表されている。コンテナ数を8,960個（コンテナが320個ずつ入ったセルが28個）、処理、処分の総見積コストを1億7,700万ペセタ（1億620万円）とすると、コンテナあたりのコストは、約19,750ペセタ（11,850円）になる。エル・カプリルのコンディショニング・処分コスト1億7,700万ペセタと、スペインにおける低中レベル廃棄物管理の総見積りコスト（8.0節で述べたように、2億5,950万ペセタ）の差額が、原子炉サイトでの処理、研究開発、管理コスト（ほとんどが経営上のコスト）を賄っている。これはコンテナあたり9,200ペセタの増加になる。廃棄物関連のコストは、次の3つのタイプに分類できる。

- (1) 処分（処分セル）で生じるコスト
- (2) 特定の処理（焼却、圧縮）や、輸送される廃棄物容量にコストが直接比例する活動によって生じるコスト
- (3) 共通の処理（キャスクの製造、コンクリートブロックへのコンディショニングなど）から生じるコスト

使用済燃料と高レベル廃棄物に関しては、LWR燃料の再処理が決定されない限り、処理されない。廃棄体への詰込みによるコンディショニングは、処分場の処分コストに含まれている。岩塩と結晶質岩の場合で廃棄体数が異なるとすると（岩塩の場合、廃棄体の推

定総数は3,650個、パッケージの推定総容量は11,000m³であり、一方結晶質岩の場合には、同じ使用済燃料6,740 MTHMの廃棄物が必要とする廃棄体は4,870体であるが、推定パッケージ容量は40,000m³である)、廃棄体あたりのコストは選ばれた母岩石に依存する。この結果、結晶質岩の場合には1m³あたりの見積り単価は2,000万ペセタ(1,200万円)であるが、岩塩の場合には700万ペセタ(420万円)にすぎない。MTHMあたりでは、両者のコストの差ははるかに小さくなる(結晶質岩で3,300万ペセタ、岩塩で3,900万ペセタ)。処分場の総コストは、互いの20パーセント以内である。

6.2 処理技術

スペインで放射性廃棄物をパッケージ化するのに利用されている処理技術は、廃棄物の放射能レベル(HLW、ILWあるいはLLW)と廃棄物マトリックス(無機液体、有機液体、スラッジ、イオン交換樹脂、有機固体、または、無機固体)とに基づいて異なったものとなっている。さらに、減容に関するもの、残滓を処理するための物理的-化学的プロセスに関連したもの、そして、固体及び廃液の最終コンディショニングに関連したものに分類することができる。減容技術の事例としては、気化、蒸発、焼却、化学的酸化、乾留熱分解及び圧縮などがある。物理的-化学的プロセスの事例としては、濾過、酸回収、溶液から放射性核種を除去するためにイオン交換媒体のような手法を使用した放射能分離などがある。コンディショニングの事例としては、セメント固化、ガラス固化、アスファルト固化及び金属溶融(製錬)などがある。処理/パッケージ化技術の事例として、ILW又はLLWをセメントで封入する技術の概要を表6-1に示してある。

表 6-1 パッケージ化に使用される処理技術

技術名		LLW/ILW のセメント固化
プロセスの概要		通常のポルトランドセメント(OPC)や溶鉱炉スラグを、固体廃棄物又は廃棄物スラリーと一緒に、最終的な廃棄物形態の均質性を確保するために何らかの攪拌装置を使用して混合する。この技術は、ドラム缶内混合から移動式処理装置に、そして、大規模の固定式施設に至るまでどのような規模においても適用可能である。使用される材料の種類は、それぞれの廃棄物形態に対して固有の添加物で調整することが可能である(例えば、混合での粉末化フライアッシュの使用、超塑性化剤、凝縮シリカヒューム、あるいは、耐硫酸ポルトランドセメントの使用)。
適用可能廃棄物		液体LLWとILW、スラッジ、微細粉末化物質との混合が可能な粒径の固体LLWとILW、選択された有機固体
適用不可能な廃棄物		大型の汚染装置、多くの有機液体、塩素含有率の高い廃液、液体HLW
プロセスフロー		廃棄物は施設に引き渡され、必要に応じてコンディショニング前処理を行う(例えば、廃液の場合の蒸発による減容)。濃縮された廃液又はスラリーの場合、物質を廃棄物コンテナ内に計測可能な形態で計測しながら注入する。固体添加物(例えば、OPC/BFS混合物)が、廃棄物を注入する前か、あるいは、攪拌中に制御された間隔(廃棄物物質の流動特性や密度により左右される)で追加される。いずれの場合でも、回転攪拌羽で廃棄物コンテナ内の内容物が完全に混合されるまで、その内容物を継続的に攪拌する。一部では、この攪拌羽はコンテナ内に残したままにされ、廃棄物形態の一部とされている。廃棄物コンテナが最終処分用のパッケージでない場合、混合された物質は廃棄体に移されることになる。処分に使用される廃棄物コンテナ内での混合では、二次廃棄物が発生しない。他の場合でも発生する二次廃棄物は、プロセス装置の除染によるものに限定される。
開発レベル(過去の実績など)		完全に開発済の技術であり、広範に利用されている。化学的に複雑な廃棄物に対応するための異なる添加剤に置き換えることを通じた改善が、継続されている。
主装置		<ul style="list-style-type: none"> • (i)コンディショニングされる廃棄物、(ii)セメント固化に使用する固体添加剤(例えば、OPC)、(iii)コンディショニング済廃棄体を保管する貯蔵施設 • 液体、スラッジや固体廃棄物を廃棄物コンテナに移送するための装置 • 据え付け型混合容器(オプション)、コンテナの内容物を攪拌する装置(必要とされる施設の処理能力にまさに左右される装置)、そして、廃棄体の適切な供給(パッケージ内混合の場合) • 廃棄体最終準備(例えば、蓋の導入) • パッケージ放射線計測装置(処分施設の特性評価要件に左右されるもので、オプション)
処理能力と性能	処理能力	選択される施設の規模により変化する
	ユーティリティー	電力、水
	処理パラメータ(処理能力、除染能力、コンディショニング比、変動要因)	選択される施設の規模と選択される廃棄物と添加剤の比により変化する。
	人・時	選択される施設の規模により変化する。
	二次廃棄物(種類、量、変動要因)	廃棄物と接触する据え付け型装置の除染に伴う少量の液体以外にはない。保守の詳細と費用:ほとんど保守を必要としない。保守に要する費用は、運用費用総額の約5%である。

技術名	LLW/ILW のセメント固化
安全性とその他（封じ込め性能、被ばく線量評価）	事故発生確率は、原子力以外の物質のセメント固化に関連した事故の場合と同様であり、技術が広範に利用されていることから十分に解明されている。事故に伴う結果の影響は、少量の吸入可能粒子しか関与していないために小さい。結果として得られる廃棄物形態は、その劣化速度に関して広範なデータが存在しており、他の廃棄物形態に比べて不確かさが小さい中で実施されることを考えれば、定置以前の全てのシナリオを通して、そして、処分場内に定置された段階でも放射性核種を封じ込めることになる。
建設費用	選択される施設の規模により変化する。
運用費用	選択される施設の規模により変化する。
施設概略寸法	選択される施設の規模により変化する。

スペインでの使用済燃料と HLW の処理技術は、選択された燃料（例えば、バンデロス原子力発電所 1 号機からの AGR 燃料再処理）の再処理と、それに伴い結果として生じた廃液のガラス固化や他の物質の処理（例えば、金属廃棄物の減容）、又は、再処理の間に生じた LLW や ILW といった他の廃棄物の処理といったものに限られる。LLW と ILW の処理とパッケージ化の技術は、先に述べた如何なる活動とも関連性があると考えることができる。

スペインでの処理/パッケージ化に関して、米国、フランス及びスイスと比較してみると、フランスが自国の使用済燃料を再処理し（液体残滓のガラス固化と発生する他の LLW と ILW の処理を求めている）、そして、スイスだけが LLW と ILW を深地層処分場に処分することを計画（地下に移送でき、限られた容積の区域内に定置できる形態でのパッケージを求めている）しているといった大きな差異があるものの、多くの類似する点を見つけだすことができる。米国の場合、焼却に対して環境面の懸念が、現在操業中の施設以上に焼却施設が拡大することを妨げている。先に述べた他の技術は米国においても活用されているが、コンディショニングについては、エルカブリルで活用されている程には一般に利用されていない。米国のほとんどの LLW 処分はトレンチの中に行われており、そのトレンチは一杯になった時点で土壌及び人工バリアで覆われている。フランスで全ての廃棄物に対して使用されている処理/パッケージ技術は、全体としてスペインで使用されているものと同じであり、LLW と ILW の処分概念はエルカブリル施設のものと同様である。スイスの場合をみると、LLW と ILW をコンクリート製ボックスの中で安定化した廃棄物形態（ほとんどの場合がセメント固化であるが、アスファルト又はポリスチレンでの固化もある）への最終的なパッケージ化や金属コンテナ内での HLW のガラス固化も含め、コンディショニング前処理にはスペインでの技術と同様のものが使用されている。

6.3 再処理施設の廃棄物処理

現在、スペインの使用済燃料を大規模に再処理することは検討されていない。歴史的に、スペインの改良型ガス冷却炉（AGR）の使用済燃料は全て再処理のためにフランスのラ・アーグへ送られていた。スペイン唯一の改良型ガス冷却炉（バンデロス1号炉）が1989年に永久閉鎖され、現在デコミッションングのレベル2にあることを考えれば、スペインでこれ以上改良型ガス冷却炉の使用済燃料が発生することはない。フランスで再処理された改良型ガス冷却炉の使用済燃料からの残滓は、2010年初めにスペインへの返還が予定されている。バンデロス1号炉の使用済燃料の再処理コストは、約5,140万ペセタ（3,080万円）になる。

また、サンタ・マリア・デ・ガローナ原子力発電所で発生した非常に少量の使用済燃料が、1983年以前に英国へ送られた。「再処理で回収された少量の核分裂性物質」が、スペインに返還されることになる。

7.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に関連した技術開発項目及び計画

ENRESA は、放射性廃棄物の処理、貯蔵、処分にに関する研究開発計画を構築し取り纏める責務を委託されている。しかしながら、ENRESA は、管理会社として、研究開発活動を直接行うことはないが、そのかわり、研究機関や大学、企業との契約を通して、研究活動の調整、監督、資金提供を行っている。研究開発活動は全て5カ年計画によって組織されている。

ENRESA は、ヨーロッパ連合の研究プログラムにも参加している。ENRESA は、高レベル廃棄物管理や、ニアフィールドの処分場環境での使用済燃料の挙動、人工バリア、ファーフールド、キャニスター材料、埋戻し材料、コードの有効性、様々なシナリオでの高レベル廃棄物処分場の性能評価などの課題に関する研究開発プロジェクトに5億ドルを投入することを計画している。

第1次総合放射性廃棄物計画で提起された研究開発の必要性を受けて、最初の「スペインにおける放射性廃棄物管理に関する研究開発計画-1987年/1991年-」が、1987年5月に発表され、1987年10月に内閣で承認された。ENRESA が着手した最初の研究開発では、32のプロジェクトに対して総額2300万ドルの予算が承認された。ENRESA がコストの40%を負担し、他のスペインの組織が40%、ヨーロッパ共同体が残りの20%を出資した。変更がマイナーなものであっても、研究開発計画は毎年更新されてきた（新たなプロジェクトが決定されると、それらは既存のリストに加えられる）。4年後、スペインや外国で行われた研究開発プロジェクトの結果により、初期のアプローチや優先事項のいくつかが次第に修正され、その結果として、ENRESA の研究開発活動が改訂され、1991年から1995年の期間に実施されるべき活動を網羅した第2次研究開発計画が出来上がった。

1991年7月に政府は、1991年から2000年までの国家エネルギー計画（PEN）を承認した。この計画における章の1つは、研究開発に関する章になっており、第2次研究開発計画（1991年から1995年）の概要となるものが含まれていた。これはその後、以下の3巻になって発行された。すなわち、(i)アプローチと概要、(ii)開発、(iii)プロジェクトファイルである。

第2次研究開発計画では、高レベル廃棄物管理の研究領域は、以下のように定められた。

(1)「高レベル廃棄物 - ニアフィールド」 - これに含まれるものは、廃棄物処理、コンデ
イショニングと特性評価、処分施設の設計、埋戻し及びシーリング材料、その他の人工バ
リア、処分場の設置により影響を受ける地層である。

(2)「高レベル廃棄物岩石圏 - ファーフィールド」 - これに含まれるものは、施設の母岩
となるその他の地層部分である。

(3)「高レベル廃棄物 - 生物圏」

(4)「挙動の評価とモデル化」 - これに含まれるものは、長期的挙動評価のための技術と手
法を適用した実際の評価、処分システムの挙動を制御するプロセスに関する知識である。

表 7-1 は、第 2 次研究開発計画（1991 年 - 1995 年）における研究トピックの内訳を示して
いる。

表 7-1 第 2 次研究開発計画の体制

領域	研究テーマ	プロジェクト数
高レベル廃棄物 - ニアフィールド	26	19
高レベル廃棄物 - ファーフィールド - 岩石圏	53	54
高レベル廃棄物 - 生物圏	12	28
モデル化	7	14

第 3 次 5 年計画（1995 年 - 1999 年）は、以下の活動領域を網羅していた。

- ・ 低・中レベル廃棄物
- ・ 高レベル廃棄物/ニアフィールド
- ・ 高レベル廃棄物/岩石圏
- ・ 高レベル廃棄物/生物圏
- ・ 高レベル廃棄物/性能評価
- ・ 放射線防護
- ・ 設備の除染とデコミッショニング

高レベル廃棄物管理については、第 3 次研究開発計画での研究は、具体的には以下のもの
を対象としていた。

- ・計器及び数値解析によるサイト及び地層バリアの特性評価する方法の検証
- ・実規模、かつ現実的な温度条件及び深度条件下での人工バリアの実現可能性と性能の検証
- ・様々な処分場サブシステムに最も関連したプロセスの基礎的データ取得

処分概念の検証は、実際の処分場で観察されと思われる条件を代表する条件下での実規模試験実施を必要とする。実際には、地下研究施設を使用し、人工バリアシステムの熱水応力挙動、母岩の掘削影響領域と埋戻し材料との相互作用とそれらの流体化学的挙動、素材の長期耐久性を研究することになる。人工バリアに関して進行中の主要研究開発プロジェクトは、以下の領域に重点を置いている。(i)使用済燃料の浸出、(ii)キャニスターの腐食、(iii)水平坑道と立坑の埋戻しとシーリングを行う粘土バリアの熱水応力挙動と熱水地球化学挙動、(iv)ベントナイトへの放射線の影響、(v)ベントナイト中のガス移行、(vi)キャニスターの充填材、(vii)ガス発生と腐蝕生成物、(viii)粘土バリアの性能に対するセメントの影響。

地層バリアに関する主要研究開発プロジェクトは、以下の領域に重点を置いている。(i)古水文地質学と古気象学、(ii)流体化学的研究と水文地質学的研究、(iii)数値モデル化、(iv)移行の研究、(v)ナチュラルアナログ、(vi)熱力学的、流体地球化学的特性評価。OECD/NEA、IAEA 及びヨーロッパ共同体 (CEC) が主催する委員会や会合へ参加し、国家間での情報交換を促進することが、研究開発プログラムでは重要な部分である。放射性廃棄物管理領域での国際的協力のおかげで、ENRESA は以下の研究が行われている地下研究施設を手軽に費用効率よく利用することができる。

(1) スイスのグリムゼルの NAGRA の地下研究施設における結晶質母岩石における実規模人工バリア試験 (FEBEX) は、ENRESA がリーダーシップをとって国際コンソーシアムで実施されている大規模研究開発プロジェクトである。このコンソーシアムには、AITEMIN、CIEMAT、UPC、UPM、ULC、CSIC、DM Iberia といったスペインの機関が、NAGRA、ANDRA、GRS、G3S と提携して参加している。ヨーロッパ委員会もこのプロジェクトを支援している。この実験は、1.1 スケールで結晶質岩 (AGP 結晶質岩) 内の高レベル廃棄物処分場に対するスペインの AGP 標準概念を再現したものである。この処分場では、キャニスターを

横坑内に水平に設置し、高圧縮ベントナイトブロックでできた粘土バリアで取り囲んでいる。人工バリアは、スペイン南東部のカバ・デ・ガータ地方から産出した圧縮ベントナイトブロックで作られている。そのベントナイトは、熱水作用により火山岩からでき、モンモリナイトを80%含んでいる。この粘土の特性評価に関して、徹底的な研究が過去に行われた。このプロジェクトの目標（この計画は7年間継続する予定、つまり1994年から2000年までである）は、以下の3項目を対象とするニアフィールドにおける構成要素の挙動に関する研究である。

- (a) 人工バリアシステム構築の実現可能性の検証
- (b) ニアフィールドでの熱水応力（THM）プロセスの研究
- (c) ニアフィールドにおける熱水地球化学（THG）プロセスの研究

このプロジェクトは、4つの段階に分割されている。

- (a) 計画作成、設計、ベントナイトの特性評価、設備、モデル化など運転前段階（この段階は、1996年に完了した）
 - (b) 加熱、監視、冷却、予測の検証など運転段階（加熱は1997年から4年間継続し、この間、この試験をスペインから運営、監視する予定である）
 - (c) 取出し、点検、サンプリング、素材研究など解体段階
 - (d) 結果の評価とモデルの検証
- (2) ベルギー、モルの粘土母岩における処分場シーリングのための大規模現地実証試験（RESEAL）
- (3) ベルギー、モルでの地下研究施設拡張に向けた粘土計測計画（CLIPLEX）
- (4) スウェーデン、アスポでの埋戻し試験とプラグ試験及びトレーサー保持説明試験

- (5) スイス、モンテリの粘土質岩での掘削影響領域、加熱、拡散の広がりに関する一連の実験
- (6) ドイツ、アッセ岩塩内の廃棄物定置横坑とボーリング孔での埋め戻し挙動試験

深地層処分場に関する活動を補完するものとして、ENRESA は、新たな技術（すなわち、核種分離と核変換）が放射性廃棄物管理に及ぼす影響を評価するための研究プログラムを実施している。ENRESA の研究開発プログラムは、4 年間で 70 億ペセタ（42 億円）の予算となっている。

第 4 次研究開発計画（1999 年から 2003 年）は、1998 年に政府が提案した新たな期間と指針を考慮に入れている。基本的な目標は以下の通りである：

- (1) ENRESA-2000 にデータとモデルを提供するために地層処分に関する研究開発を継続し、サイト特性評価のために開発された技術的ノウハウを保持すること。
- (2) 最終処分での核種分離、核変換技術の実現可能性と効果を評価するために、国家の技術力相応に、これら新技術の研究開発を推進すること。
- (3) 地下研究施設での研究を継続し、核種分離・核変換国際計画に参加するために、ヨーロッパ連合の第 5 次研究開発枠組プログラムか、その他の機関との二国間協定、もしくはその両方により国際協力を強化すること。

多国籍地下研究施設での研究は、以下に示す卓越した機会を提供してくれるため、技術開発において重要な役割を果たし続けると考えられる。

- ・ 特性評価手法の検証と試験
- ・ 原位置条件下での処分場構成要素の性能試験
- ・ 人工バリアと天然バリア内で起きる関連プロセスの理解とモデル化における

信頼性の確立

- ・ 専門分野を結集した総合研究チームの編成と訓練
- ・ 処分場操業の実現可能性の立証
- ・ 科学者グループと一般社会との信頼の強化

以下に示す領域が、地下研究施設での将来の研究にとって鍵となると考えられる。

- ・ 人工バリア
 - 人工バリアシステムの熱水応力/熱水地球化学性能に関する長期試験
 - ガス発生の影響と人工バリア中のガス移行
 - ニアフィールド化学環境の経時変化
 - 移行と遅延のメカニズム
 - ニアフィールド材料の間での両立性と相互作用
 - ニアフィールドと岩石圏の境界面の性能
- ・ 天然バリア
 - 放射性核種の移行と遅延のプロセス（マトリックス拡散、酸化還元、吸着）
 - 地層バリアを通り抜けてのガスと2相の流れの影響
 - 粘土岩の熱水応力/熱水地球化学性能
 - 粘土岩内での移行と遅延のプロセス
 - 地球物理学的、地球力学的、水文学的特性評価技術の検証と試験

ENRESA の第 4 次研究開発計画は、ヨーロッパ共同体委員会の「核分裂の安全に関する第 5 次研究開発枠組プログラム」と極めて密接に関わっている。主な活動は、ナチュラルアナログ、放射性核種の移行、安全性評価、解体に関する知識の補完に係るものである。第 5 次枠組プログラムで定められた新たな研究領域は、アクチニドと核分裂生成物の分離及び核変換を対象としたものである。第 4 次枠組プログラムから継続した研究を、表 7-2 に要約している。

核種分離と核変換の分野では、ENRESA の第 4 次研究開発計画は、以下に示す重要な

領域を含めることにより、第5次研究開発枠組プログラムからの活動を組み込んでいる。

- ・分離

- 湿式精錬プロセスによるマイナーアクチニドの分離
- 高温処理によるマイナーアクチニドの分離

- ・核変換

- 加速器動力システム（ADS）のコンピュータシミュレーション
- ADSの原理に関する国際的な検証実験への参加
- 核の基礎データの発展
- 国際的な相互比較・ベンチマーク演習への参加

表 7-2 第 5 次研究開発枠組プログラムで定められた研究領域

領域	プロジェクト
低・中レベル廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> ・ 220 リットル放射性廃棄体の非破壊検査に関するラウンドロビンテスト (ラウンドロビンテスト) ・ コンディショニングされた放射性廃棄物内のアルファ放射性核種決定のための放射能分析手順の認定 (アルファ核種) ・ 放射性廃棄体の標準的な品質検査に関するガンマ線検査技術の最適化 (ガンマ検査)
ニアフィールド	<ul style="list-style-type: none"> ・ 廃棄物形態としての性能評価燃料のソースターム (使用済燃料) ・ 長寿命高レベル廃棄物・使用済燃料処分コンテナ用の金属材料の腐蝕評価 (腐蝕) ・ 結晶質母岩内での実規模人工バリア実験 (FEBEX) ・ 地下研究施設拡張に向けた粘土計測計画 (CLIPLEX) ・ 処分場シーリングに関する大規模原位置実証試験 (RESEAL) ・ 粘土バリアの性能へのセメントの影響 (ECOCLAY) ・ 断熱的共鳴横断による中性子核変換 (TARC)
岩石圏	<ul style="list-style-type: none"> ・ 古水文地質学のための第四紀堆積物からの証拠 (EQUIP) ・ 岩塩処分場での定置横坑とボーリング孔における埋戻し挙動 (BBDB) ・ 天然環境における原子炉生成物の挙動 (Oklo) ・ パルモッツの天然流動システムにおける放射性核種の移行 (パルモッツ) ・ 放射性廃棄物処分場からの放射性核種の移行におけるコロイドの役割 (MYCO) ・ 不飽和粘土の挙動の計算と試験 (CATSIUS-Clay)
放射線防御	<ul style="list-style-type: none"> ・ 放射性核種の吸入 (INTAKE) ・ 線量の復元 (DOSE) ・ 北極の廃棄物汚染の因果関係についての放射線環境評価 (ARMARA) ・ リスク認知とリスク伝達 (RISK-PERCOM) ・ 環境回復と生態学的因果関係に関する技術と管理方策 (TEMA) ・ 事故後の農業システムの放射線生態学 (EURORESSAC)
性能評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料の性能評価 (SPA)
デコミッションングと閉鎖	<ul style="list-style-type: none"> ・ データベース「EC DB コスト」の開発の継続と原子力施設のデコミッションングからのデータ収集 (DB COST) ・ データベース「EC DB ツール」開発の継続と原子力施設のデコミッションングからのデータ収集 (DB TOOL) ・ 遠隔操作マニピュレーターを用いての、接触アーク金属切断による、アルミニウムと鋼鉄の複合構造物の水中解体 (CAMC) ・ 管理された原子力部門での放射性物質のリサイクルと再利用 (Recycle)

最後に、使用済燃料や高レベル廃棄物の研究ほど広範囲ではないものの、ENRESA の第4次研究開発計画には、低・中レベル廃棄物のための特別なプロジェクトが含まれている。これらのプロジェクトは、以下に示すものである。

- ・減容に焦点を絞った新しい処理システムの開発
- ・様々なマトリックスに対する特性評価技術の開発
- ・測定が困難な放射性核種のための放射能測定法
- ・グラファイト廃棄物の管理
- ・極めて放射性の低い材料のクリアランス
- ・処分条件下でのバリア材料の挙動

8.0 放射性廃棄物管理における人員・資金計画

表 8-1 にまとめたように、使用済燃料と放射性廃棄物の管理コストは、費用と資本投下を含めた全項目の合計で、1兆6,275億ペセタ（9765億円）になる（1999年）。1998年12月31日までのコストは、2,781億6,000万ペセタ（1670億円）（1999年）で、1999年のコストは182億7,000万ペセタ（110億円）と見積もられている。総合すると、総コストの18%が1999年中に投じられていることを示している。

表 8-1 使用済燃料と放射性廃棄物の管理コスト (MPT99)

項目	1998年12月31日までのコスト		2000年から2070年までのコスト	総コスト
	1998年12月31日までの実際のコスト	1999年の推定コスト		
管理コスト ⁽¹⁾	30,662	3,169	158,204	192,035
研究開発	14,812	1,577	32,860	49,249
輸送	2,120	211	33,540	35,871
低中レベル廃棄物貯蔵	49,667	3,402	123,880	176,949
使用済燃料と高レベル廃棄物の一時貯蔵	15,508	1,123	97,790	114,421
使用済燃料と高レベル廃棄物の最終管理 ⁽²⁾	80,269	661	445,831	526,761
原子力発電所のデコミッショニング	6,408	4,642	316,664	327,714
その他の施設のデコミッショニング ⁽³⁾	11,058	564	3,374	14,996
特殊廃棄物の管理 ⁽⁴⁾	2,234	421	2,694	5,348
非常事態対応システム ⁽⁵⁾	418	23	1,610	2,051
町議会への配当	28,594	3,183	115,176	146,953
小計	241,749	18,977	1,331,623	1,592,349
法人税 ⁽⁶⁾	36,441	-707	-538	35,166
合計	278,160	18,270	1,331,085	1,627,515

⁽¹⁾ ENRESA 本社での、資本投下、一般経費、社会への広報のコスト。ENRESA 財団と株式資本に関する支払いも含む。

⁽²⁾ 使用済燃料の再処理、使用済燃料と高レベル廃棄物の最終処分（DGD）、他の技術（核種分離・核変換）開発の対応部分から生じるコストを含む。

⁽³⁾ ウラン鉱山の回復と、AUM とラ・ハパのデコミッショニング、実験炉のデコミッショニング、さまざまな CIEMAT 設備の改良と拡張。

⁽⁴⁾ 放射性避雷針、煙探知器、特殊な放射線源、汚染廃物などを含む。

⁽⁵⁾ ENRESA 設立の元となった法令に従った活動。

- ⑥ 原子燃料サイクルのバックエンド基金の財政利益は、1995 年以來、非課税となっている。負の値は、この税による最終清算に対応。

1998 年までに掛かったコストは、ENRESA の報告書に書かれているものであり、1999 年の見積り管理コストは、1999 年の予算に基づいている。長期的な見通しは、以下の仮定と前提に基づくものである。

- ・ 廃棄物を発生する原子力発電所は、現在操業中のものに限り、その設備能力は 7.6 Gwe になる。これらのプラントの寿命は、40 年と想定する。
- ・ 特定の研究（例えば、エル・カプリルの操業やバンデロス 1 号炉原子力発電所のデコミッションング）に基づく経験、プロジェクトあるいは情報が存在する設備や活動については、内部用の参考データを用いる。
- ・ 深地層処分施設に関係する見積りコストは、概念設計プロジェクトに基づく。残りの項目は、個別に見積もる。
- ・ 軽水炉型原子力発電所の解体に関しては、行われた研究の成果を、外国や国際機関によって行われた評価と結びつけ、スペインの場合に照らしてできる限りの予測を行った。

使用済燃料と放射性廃棄物の管理の総コストは、表 8-2 に示すように、管理コスト、研究開発、町議会への配当などの分類に従って主要活動でまとめることができる。

表 8-2 使用済燃料と放射性廃棄物の管理のための総コスト

項目	総見積りコスト	
	MPT99	%
低中レベル廃棄物管理	259,520	15.9
使用済燃料と高レベル廃棄物の管理	930,515	57.2
デコミッションング	390,034	24.0
その他	47,776	2.9
合計	1,627,515	100

図 8-1 は、その図の中の推定廃棄物発生量と予測期日を元にして描かれたもので、1985 年から 2070 年、すなわち使用済燃料と高レベル廃棄物の処分施設の操業と閉鎖により決ま

る管理期間の終了年までの経時的なコストの配分を示したものである。

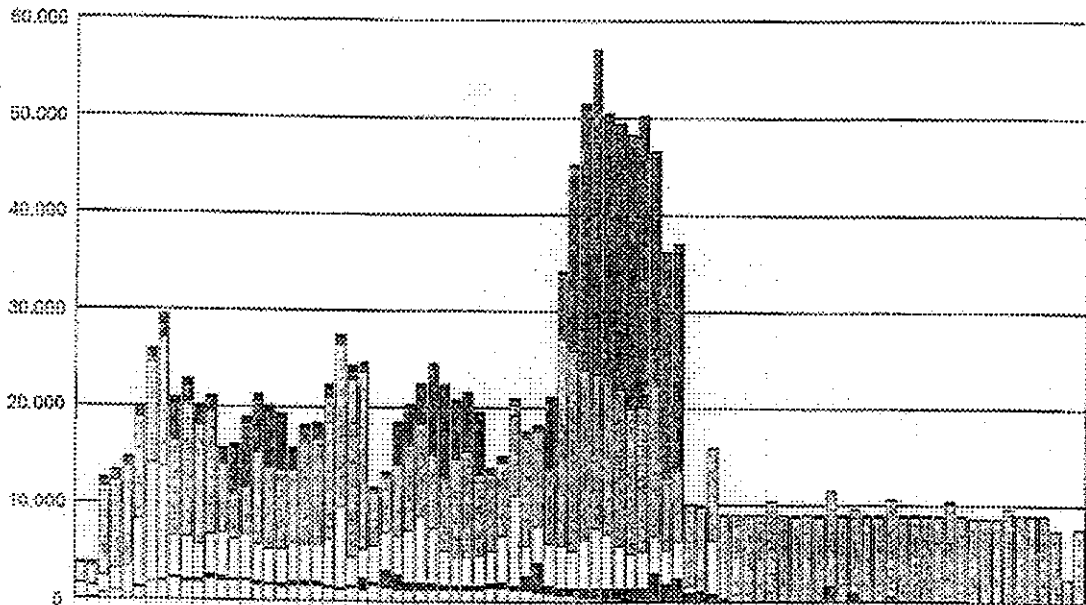


図 8-1 経時的な放射性廃棄物コストの配分

使用済燃料と放射性廃棄物の総管理コストを放射性廃棄物総合計画の第4次と第5次とで比較することは、参照したシナリオ（原子力発電所の寿命が30年と40年）、用いた割引率（3.5%-2.5%）、適用した技術のいくつかの違いがあるので、直接的には不可能である。それでも、分類した項目のうち最も目立つ項目に対して得られた値を並べて、第4次放射性廃棄物総合計画での値と比較すると面白い。（表8-3参照）

最も大きな不確実性を含む領域は、依然として使用済燃料と高レベル廃棄物の最終処分と原子力発電所のデコミッションングである。これらの長期活動の進展と将来的な発展により、革新的により正確な費用見積りが可能になるであろう。

表 8-3 第 4 次及び第 5 次放射性廃棄物総合計画に含まれる主要項目の比較

項目	第 4 次放射性廃棄物総合計画		第 5 次放射性廃棄物総合計画	差
低・中レベル廃棄物発生量 (m ³)	203,600		193,600	-4.9%
使用済燃料発生量 (MTHM)	6,693		6,750	0.9%
	MPT94	MPT99	MPT99	
低・中レベル廃棄物処分コスト	141,742	164,583	176,949	7.5%
使用済燃料と高レベル廃棄物の中間貯蔵コスト	162,866	189,111	114,421	-39.5%
使用済燃料と高レベル廃棄物の処分コスト	390,500	453,427	466,916	3.0%
総管理コスト	1,341,546	1,557,729	1,625,076 ⁽¹⁾	4.3%
1985年1月1日現在の改訂総コスト ⁽²⁾	624,293	724,894	715,894	-1.3%

(1) 比較のために、第 4 次放射性廃棄物総合計画に含まれない株式資本への支払いは差し引いた。

(2) 2070 年までのコストフローに割引率 (2.5%) を適用し、管理の開始日 (1985 年 1 月 1 日) 現在の出資コストに対して改定された総コスト。

低・中レベル廃棄物の処分については、固定コスト (サイト選定、設計、制度的管理) と変動コスト (コンクリートコンテナ、オーバーパック、建設、閉鎖、処分ボルトの設置) の割合は約 80/20 である。高レベル廃棄物の貯蔵については、固定コスト (サイト選定、設計、制度的管理) と変動コスト (処分場構造物とキャニスターの建設、さらに廃棄物の積み下ろし作業のコスト) の割合は約 60/40 である。高レベル廃棄物の処分については、固定コスト (サイト選定、設計、いくつかの操業コスト) と変動コスト (処分用水平坑道の建設とシーリング、コンテナと緩衝材の調達、積み込み、定置) の割合は約 80/20 である。

使用済燃料と高レベル廃棄物の最終管理に関するコストは、様々な処分概念に対する平均値である。結晶質岩処分場について、最終処分場の建設と操業のコストは、39 年間の全操業期間に配分されたものである (図 8-2)。各サブシステムが必要とする資本費と操業コスト (例えば、廃棄物コンテナ、廃棄物取扱い設備を含めた地表施設、建設開始からデ

コミッションまでの操業)を考慮に入れて、コスト算出がなされた。計画されている岩塩内処分場の34年の寿命に対しても同様のコスト配分が、図8-3にまとめてある。

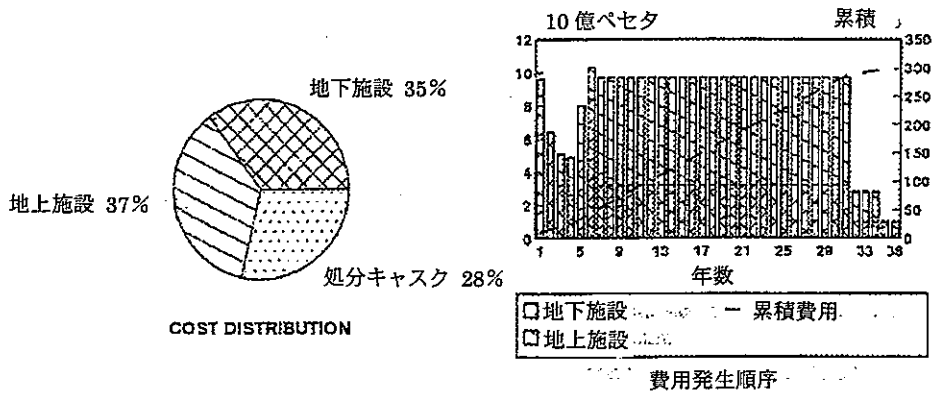


FIGURE 8-2
TOTAL SYSTEM COST DISTRIBUTION FOR A SPANISH HLW REPOSITORY IN SALT

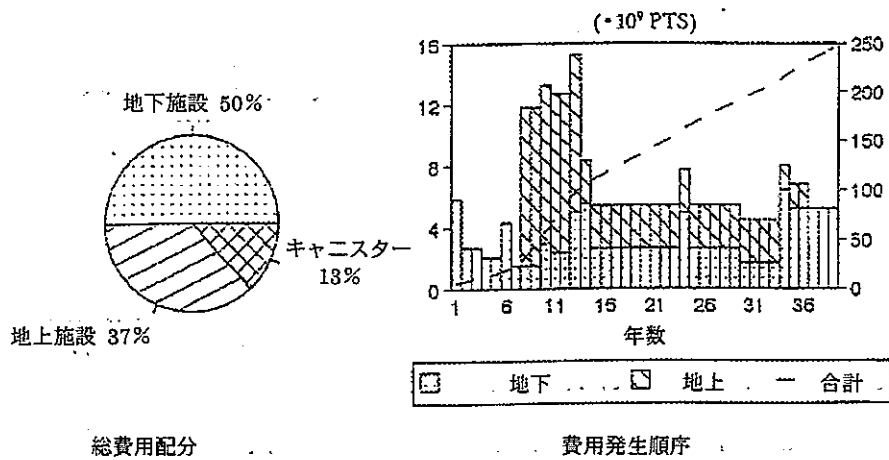


FIGURE 8-3
TOTAL SYSTEM COST DISTRIBUTION FOR A SPANISH HLW REPOSITORY IN GRANITE

図 8-2 スペインの岩塩内高レベル廃棄物処分場に対する全システムコストの配分
 図 8-3 スペインの結晶質岩内高レベル廃棄物処分場に対する全システムコストの配分

エル・カプリルでの低・中レベル廃棄物の処理、コンディショニング、処分に配属された人員は、1998年には123人で、1990年代の半ばから、ほぼ一定の水準を保っている。これに、マドリードにおける ENRESA の職員約270人（低・中レベル廃棄物問題に取り組んでいる部分のみ）と、放射性廃棄物管理のいくつかの局面（主に研究開発、技術開発、もしくは処分場の安全評価）で協力しているエンジニアリング会社、大学、研究センター、その他の機関の専門家600人以上が加わる。これらの人員を、低・中レベル廃棄物と高レベル廃棄物、あるいはその両方に応用できる総合的研究を行っているとかに分けることは出来ない。高レベル廃棄物処分場のコストの算出は概念的なものであることから、この施設の人員は見積られていない。

9.0 放射性廃棄物の処理・貯蔵・処分に係る今後の検討課題及び処理・処分実施上の課題

スペインの基本的考え方は、行政上、技術上及び財政上の観点から、放射性廃棄物を安全かつ効率的に管理するために重要なインフラストラクチャーを備える、というものである。

行政上の観点から見ると、プロセスに関係する様々な機関の主な責務を適切に検討し結びつける構造となっている。その構造は、変化していく国際的な規制要件と一致した比較的広範で先進的な立法上の枠組に基づいたものである：政府には、産業エネルギー省(MIE)を通して、政策決定とそれに伴う許認可の授与を行う責務がある；CSNは、原子力の安全性と放射線防護に対して唯一責任を持つ関係機関で、議会に対して成果報告を行う；ENRESAは、放射性廃棄物管理と廃棄物発生者に対して責任のある会社である；廃棄物発生者の中でも主なものを特に挙げると、7カ所の原子力発電所（合計9基の原子炉）、ジャズバード燃料加工施設、およそ1,300の放射性物質取扱い設備がある。

技術的観点から見ると、放射性廃棄物関連の様々な分野で実行すべき方策と活動は、放射性廃棄物総合計画に含まれている。放射性廃棄物総合計画は毎年、ENRESAによって改訂され、適切であれば、議会を通して政府に承認される。

財政的観点から見ると、優先して資金を作るという原則に基づいて、原子力発電所の操業期間中、放射性廃棄物管理コストのための資金調達を保障するシステムがある。これらは、公共料金として徴収され、電力請求金額の中に一定の割合を占めている。

低・中レベル廃棄物管理の基本となるのは、今後もエル・カプリル施設と考えられる。この施設は、廃棄物収集、輸送、処理、コンディショニングを行う総合的管理システムとして機能していく。さらに、低・中レベル廃棄物の廃棄物量、放射性物質の特性評価、品質保証に関する正確な情報を提供していくことになる。

現在の発生量見込みによると、エル・カプリルの現在の施設と、廃棄物発生者が所有する一時貯蔵施設と合わせると、原子力発電所から出る操業廃棄物のすべて、バンドロス原子力発電所1号炉の解体で発生する廃棄物、放射線施設から発生する廃棄物の貯蔵に対して十分な容量を提供できる。

ここ数年の内にこの分野で行われるべき基礎的活動は、低・中レベル廃棄物管理に関連した現在の様々なプロセスについて行われる改良に関わるものになる。これには、関連する研究開発プロジェクトと活動（コンクリートの耐久性、最終的な土被りなど）及びその

他の応用技術（例えば、原子力発電所における廃棄物の減容）の分析などが含まれる。中期的には、将来的に行われる原子力発電所の解体がまだずっと先になるとして、低・中レベル廃棄物の容量追加の必要性を検討するための分析が計画されている。廃棄物収集の予測とエル・カプリル施設の現在の容量から判断すると、2010年代中頃に容量追加が必要になると見込まれている。

スペインには、使用済燃料と高レベル廃棄物の管理に様々な方法が利用できる。使用済燃料に関しては、直接管理する方法（オープンサイクル）と、核分裂性物質（ウランとプルトニウム）の回収のために再処理し、新たな燃料としての再利用方法（クローズドサイクル）の可能性がある。スペインでこれまでに再処理された使用済燃料は、バンデロス原子力発電所1号炉から発生したものと1983年までにホセ・カブレラとサンタ・マリア・デ・ガローナ発電所で発生したものだけである。バンデロス1号炉に関しては、COGEMA（フランス）で再処理を行った。契約の条項により、再処理で発生した高レベル廃棄物の返還を2010年に開始し、この期日に従わない場合には、重い違約金を支払うことが規定されている。他の2つの発電所については、BNFL（英国）で再処理を行った。ガローナに関しては、少量の核分裂性物質の返還が契約に規定されているが、返還期日については今後の交渉となっている。

外国での再処理は、まだ正式には決まっていないと考えられている選択肢であるが、コストが高く付く選択肢でもあり、処理により発生する廃棄物などがスペインに返還されるという別の問題がある。

使用済燃料の直接管理に関しては、一時貯蔵と非常に長期にわたる最終管理とをもっと明確に区別する必要がある。使用済燃料の一時貯蔵に利用できる安全システムは、様々な技術（湿式、乾式）がすでに開発されていて他国では稼働している。この方法では、問題が発生したときには、いくつかの代替管理方法を利用できる。

スペインは、使用済燃料の一時貯蔵施設の容量拡大を計画しており、最初に行われたのが原子力発電所のプールをすべてリラッキングすることで、これは1998年に完成した。使用済燃料を乾燥状態で輸送し貯蔵するための金属キャスクの開発も行われた。

このように貯蔵施設の容量が拡大されているにもかかわらず、いくつかの原子力発電所のプールでは、操業期間が終わる前に限界に達する見込みである。この問題はまず、トリロ発電所で起こりそうであり、そのため、この発電所では、サイト内に一時貯蔵施設を建設する計画がある。使用済燃料は、上述したような金属キャスクに貯蔵されることになる。

これらのキャスクは、この発電所にはすでに認可が下りていて、現在は製造段階に入っている。この貯蔵施設は、2002年の操業を目標としている。

中期的に見て、他の発電所のプールが2013年の初めに次々と限界になるとして、これらの使用済燃料の一時貯蔵施設に対して様々な選択肢が検討されている。これらの選択肢は、トリロの場合のように、発電所サイト内の専用一時貯蔵施設の建設が基本となっている。代替案は、1つもしくは複数の集中型一時貯蔵施設の建設であるが、それらは輸送簡便化のため互いの近くに位置するのが望ましいとされている。

さらに、使用済燃料の管理とは全く別に、様々な発生源（再処理、解体、放射性物質取扱い設備など）から発生し、エル・カブリルに貯蔵できない高レベル長寿命廃棄物の管理の問題について解決策を見いだす必要がある。この点に関しては、少なくとも1つは一時的集中貯蔵施設が必要になると考えられている。この施設の操業開始目標は、2010年となっている。

使用済燃料と高レベル廃棄物の処分に関しては、スペインは、少なくとも2010年まで決定を遅らせ、他国での深地層処分計画や核種分離と核変換などの新技術開発の進捗状況を見守る予定でいる。スペインでは、処分される廃棄物の量や放射性物質の量を低減するような技術を適用することが計画されている。これらの技術の採用により深地層処分場の必要性がなくなることはないことは当然である。

スペインは、こうした廃棄物の最終管理の決定を2010年頃まで延期するつもりであるが、作業は前述した2つのルート（深地層処分と核種分離・核変換）に沿って継続することになる。スペインは、将来の深地層処分場についてのサイト調査に関わる活動を一時中止するが、今までに開発してきた技術力を維持し、新たなアプローチに向けた研究開発活動を行うことになる。

スペインはまた、必要な情報があれば何でも一般大衆に提供するという観点に立って、広範な情報公開活動を展開する予定である。放射性廃棄物関連の問題に対して社会が高い関心を持っているため、その活動は必須だと考えられている。

スペインは、施設デコミッションングの分野で、国際的にも指導的な立場を占めている。現在、ウラン精錬工場（アンドゥーヤとラ・ハバ）でデコミッションング・プロジェクトがすでに実施され、廃鉱になったウラン鉱山の修復（現在、最終段階にある）と、バンデロス原子力発電所1号炉の解体が現在進行している。

バンデロス原子力発電所1号炉解体プロジェクトの計画は、第1段階でサイトの80%を

解放することを予定している（レベル2）。次に、およそ30年の待機期間を置き、放射線レベルが十分に下がったら、発電所の残りの部分（基本的には原子炉を収納しているコンクリート構造物またはシュラウド）の解体を完了させる（レベル3）。

コスト計算と計画作成のために、スペインで現在操作中の原子力発電所全てに対して完全な解体（レベル3）を想定した評価が行われる。これは、各原子炉が完全に閉鎖されてから3年後、プラントプールから使用済燃料が除去され、サイト内貯蔵施設からの低中レベル廃棄物が除去されたあとに開始される。

これらのプラントには操業期間40年という想定もある。したがって、近い将来にそれらの解体を行う必要があるわけではない。一方、デコミッショニング技術をさらに発展させるために、特別な研究と調査が行われる。この点で、バンデロスで得られた経験が非常に貴重なものになる。一般廃棄物として管理できるようなレベルの放射性物質を含む廃棄物のクリアランスレベルを設定することも必要になると考えられる。

最後に、財政的観点から、2070年までの総管理コストは約1兆6,300億ペセタ（9780億円）になる（MPT99）。最も大きな項目は、使用済燃料管理と原子力発電所の解体である。1998年の終わりまでに掛かったコストは、この総コストの17%である。

将来のコストと現在使える資金を考慮して、この計画は、割引率を2.5%として、原子力発電所の操業期間を通して電力料金に適用される割当を現行の割合（0.8%）に維持する予定になっている。この割当によって得られた収入と、剰余資金から得られた財政収益が、予測可能な将来に関する放射性廃棄物管理コストの財源を保証している。それでも、この計画は、新たな総コスト見積りまたは割引率の変化の影響を定期的に検討することになっている。

1. Nuclear Waste Bulletin, Update on Waste Management Policies and Programs, No. 13, December 1998, Spain
2. QuantiSci, "HLW and Spent Fuel Disposal Research Strategy", RW 8/18/12-TR-2, Version 3, March 6, 1998
3. "Low Level Radioactive Waste Repositories: An Analysis of Costs", OECD/NEA Publication, 1999
4. JAI Corporation, "Current Status of High Level Radioactive Waste Disposal in Spain", JAI-462, October 30, 1998
5. J. L. Santiago et al, "Geological Disposal Strategy for High Level Waste in Spain", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
6. A. Ulibarri, and A. Beceiro, "Overview of the Spanish High Level Waste Program", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
7. "An International Survey of Radioactive Waste and Decommissioning in Terms of Policy, Strategy, Finance and Public Relations", Nuclear Generation Study Committee 10.07 NUCLEWAD, August 1993
8. V. Gonzalez et al, "Communications in the Field of Radioactive Waste Management in Spain", Waste Management '95, February 27-March 2, 1995
9. F. Rojo et al, "Waste Minimization and Volume Reduction Program in the Spanish NPP's", Waste Management '98, March 2-5, 1998
10. E. Gil et al, "Status of the Radioactive Waste Management in Spain", 30th Meeting of the RWMC, NEA/OCDE, March 12-13, 1998
11. European Commission, "Schemes for Financing Radioactive Waste Storage and Disposal", EUR 18185 EN, 1999
12. P. Zuloaga, "Low- and Intermediate-Level Waste Management in Spain", RADWASTE Solutions, May/June 2000
13. A. Abreu et al, "Spanish Fifth General Radioactive Waste Plant", Waste Management '00, February 28 – March 2, 2000
14. P. Zuloaga et al, "El Cabril (Spain) Near Surface Disposal Facility Design and Safety Aspects", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998
15. J. A. Gago et al, "Role of the Dual Purpose (Storage and Transport) Metal Cask in the Spanish Strategy for Temporary Storage of Spent Fuel", Proceedings of the Fifth Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 22-26, 1994
16. J.L. Revilla, "Management Options for Very Low Level Radioactive Materials From the Decommissioning of Vandellos 1 NPP (Spanish Regulator's Viewpoint)", IDS 2000, June 13-15, 2000
17. "Future Financial Liabilities of Nuclear Activities", OECD/NEA Publication, 1996
18. "World Report 1999 Spain", Nuclear Europe Worldscan, July-August 2000

19. Unipede, "An International Survey of Radioactive Waste and Decommissioning in Terms of Policy, Strategy, Finance and Public Relations by the Nuclear Generation Study Committee", August 1993
20. A. Lopez et al, "Overview of the Spanish High Level Radioactive Waste Program", Proceedings of the Fifth Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 22-26, 1994
21. J.M. Espejo and A.R. Beceiro, "Spanish High Level Radioactive Waste Management System Issues", Proceedings of the Third Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, April 12-16, 1992
22. J. Gravalos and P. Zuloaga, "Low & Intermediate Level Radioactive Waste Management in Spain", Proceedings of the Sixth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '97, American Society of Mechanical Engineers (ASME), October 12-16, 1997
23. J.L. Santiago and J. Astudillo, "Overview of the Spanish Program for High Level Waste Disposal", Waste Management 1999, February 28 – March 4, 1999
24. J.R. Armada, "Radioactive Waste Management and Public Information", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
25. J.L. Santiago and J. Alonso, "Recent Developments in the Design of a HLW Repository in Spain", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
26. R. Gavela, "Recent Developments of the Spanish High Level Waste Program", Proceedings of the Eight Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 11-14, 1998
27. J. L. Santiago and J. Alonso, "Recent Developments in the Design of a HLW Repository in Spain", Proceedings of the Fifth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation - ICEM '95, American Society of Mechanical Engineers (ASME), September 3-7, 1995
28. A. Ulibarri et al, "Final Storage of High Activity Waste in Spain", Proceedings of the Fifth Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 22-26, 1994
29. J.L. Santiago and J. Alonso, "Performance Assessment of a Spent Fuel Repository in Spanish Granites", Proceedings of the Eight Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 11-14, 1998
30. A. Gens et al, "FEBEX Large-Scale "In Situ" Test. Modelling and Interpretation", Proceedings of the Eight Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 11-14, 1998
31. F. Huertas, J.L. Santiago, "The FEBEX Project. General Overview", Proceedings of the Materials Research Society Symposium, Scientific Basis

- for Nuclear Waste Management XXI, Vol. 506, September 28-October 3, 1997
32. J.L. Fuentes-Cantillana et al, "The "In Situ" Test of the "FEBEX" Project, Design and Engineering Aspects", Proceedings of the Eight Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 11-14, 1998
 33. F. Huertas and J.L. Santiago, "The FEBEX Project. General Overview", Proceedings of the Eight Annual International Conference on High Level Radioactive Waste Management, May 11-14, 1998
 34. P. Pinedo et al, "The Geosphere-Biosphere Interface in Performance Assessment of HLW Disposal", Proceedings of the International Symposium on Radioactive Waste Disposal: Health and Environmental Criteria and Standards, August 31 – September 4, 1998
 35. P. Hernan et al, "ENRESA Programme in Natural Analogue Studies", Disposal Technologies and Concepts 1998 (DisTec'98), International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9-11, 1998