PNC TN1420 95-023

公開資料

海外における人工バリアシステムの概念

技術資料		
開示区分	レポートNo.	受領日
T	N1420 95-023	1996.1.24

この資料は技術管理室保存資料です
閲覧には技術資料閲覧票が必要です

動力炉・核燃料開発事業団　技術協力部技術管理室

1995年12月

動力炉・核燃料開発事業団

複製又はこの資料の入手については，下記にお問い合わせ下さい。

〒107　東京都港区赤坂１－９－13

動力炉・核燃料開発事業団

技術協力部　技術管理室

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to : Technical Evaluation and Patent Office Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 9-13, 1-chome, Akasaka, Minato-ku, Tokyo 107, Japan

© 動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1995

公　開　資　料
PNC TN1420 95-023
1 9 9 5 年 1 2 月

海外における人工バリアシステムの概念

佐々木　憲明*，原　啓二*，秋好　賢治*

要　　旨

高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発を進めている欧米各国における、人工バリアシステムおよび最終処分場の概念等について、1995年11月までの時点に刊行された文献資料に基づき取りまとめた。

調査対象は、以下の11ヵ国である。

(1)米国　(2)ドイツ　(3)ベルギー　(4)スイス　(5)スウェーデン　(6)フィンランド
(7)カナダ　(8)英国　(9)フランス　(10)スペイン　(11)オランダ

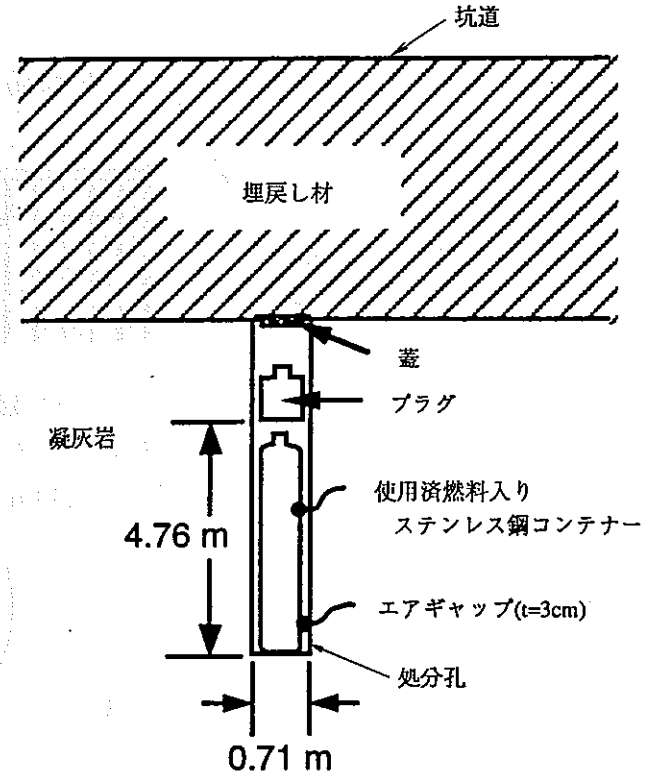
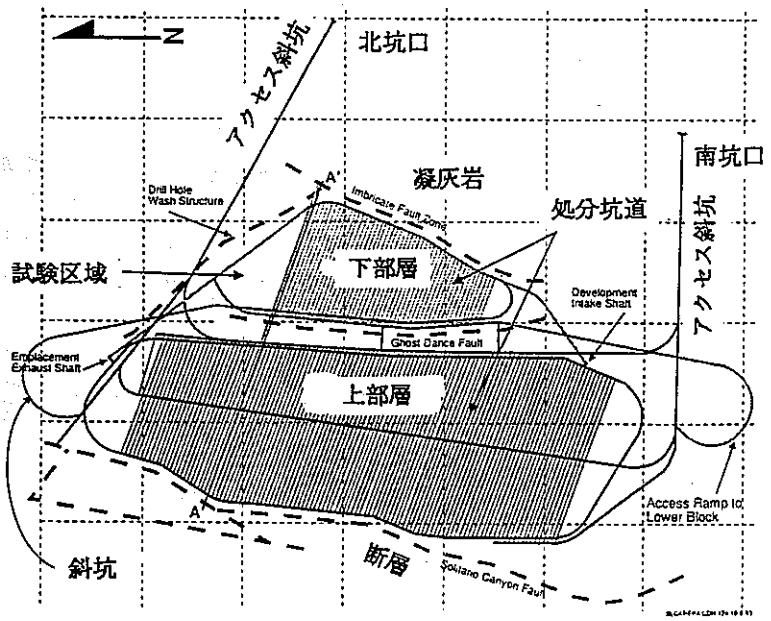
* 環境技術開発推進本部　処分研究グループ

目　　次

(1) 米　国 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 1
(2) ドイツ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 2
(3) ベルギー ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 3
(4) スイス ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 4
(5) スウェーデン ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 5
(6) フィンランド ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 6
(7) カナダ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 7
(8) 英　国 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 8
(9) フランス ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9
(10) スペイン ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 10
(11) オランダ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 11

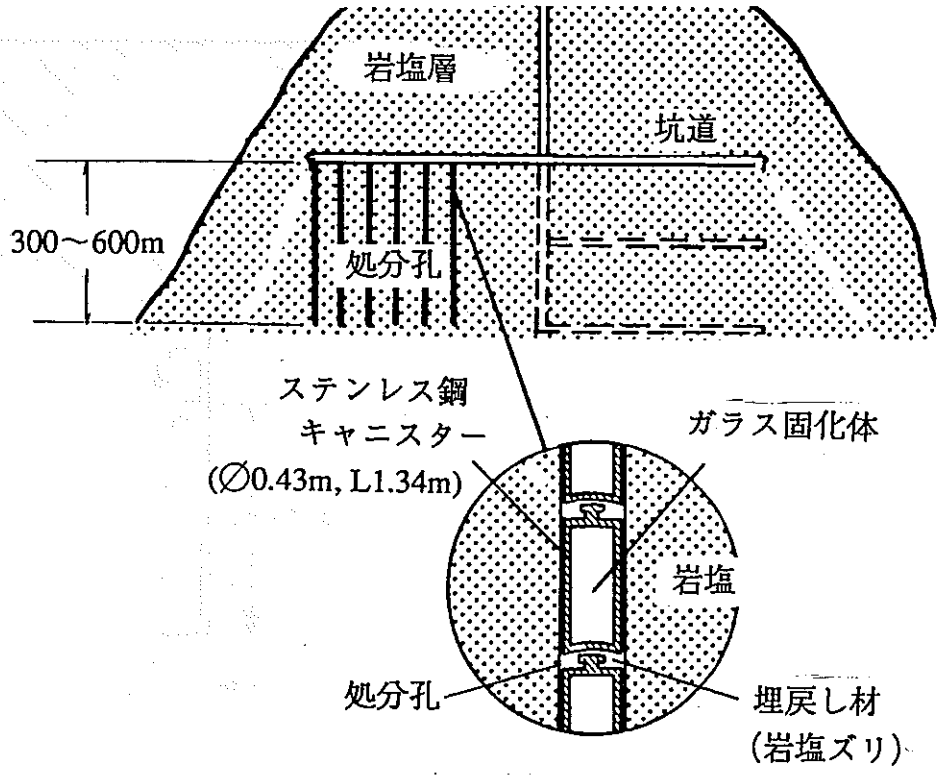
参考文献 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 12

Appendix－A　各国の高レベル放射性廃棄物の処分量 ・・・・・・・・・・・・・・ 14
Appendix－B　各国における高レベル放射性廃棄物管理計画 ・・・・・・・・・・ 15
Appendix－C　各国の処分方式案 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 16
Appendix－D　諸外国の処分場の熱的制限値 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 17
Appendix－E　諸外国の廃棄体埋設密度例 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 18
Appendix－F　各国の高レベル放射性廃棄物処分の現状 ・・・・・・・・・・・・ 19
Appendix－G　諸外国における地層処分費用見積り及び研究開発費用（例） ・・ 20

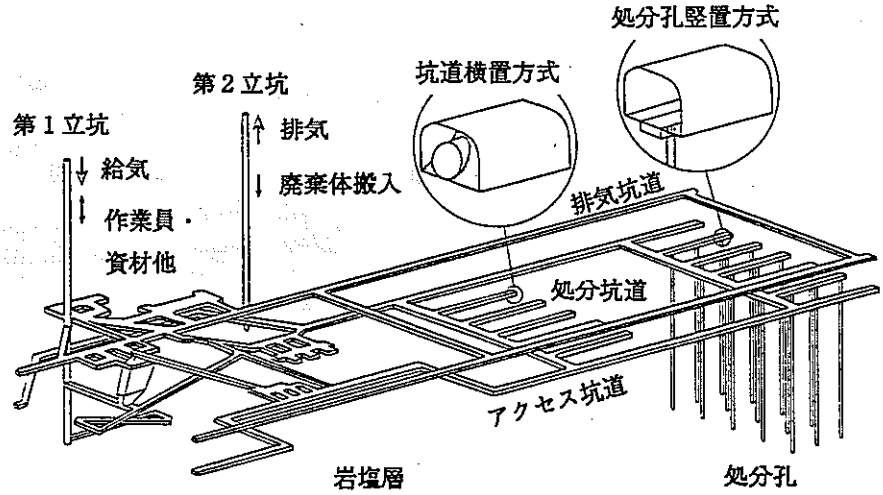
国名（実施主体）		米　国（DOE）[1]
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料(41,000 ～48,000本)　ガラス固化体(18,050 本)　総量 92,300 m³
中間貯蔵期間		１０年（使用済燃料：ＳＦ）　考慮していない（ガラス固化体：ＶＷ）
操業開始（期間）		２０１０年以降（～２０４２年まで操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 7.6m）、オプション：処分坑道横置方式（ＭＰＣ）
	廃棄体容器	ＳＦ　ステンレス鋼製コンテナー（直径0.71m，長さ4.76m，厚さ 9.5mm） ＶＷ　鋼製キャニスター（直径0.66m，長さ3.28m，厚さ10～30mm）[2]
	緩衝材	なし
	概念（竪置方式[3]）	
処分場	サイト条件	処分深度　地下約 300～600 m（ユッカマウンテン）[4]　候補地層　凝灰岩
	熱的制限値	母岩 200～ 275℃　埋設密度　70，140m²／本
	定置の仕様	坑道間隔　25.4 m[5]　定置間隔　1本／孔[5]　処分孔間隔　2.8m，5.6m[5]
	レイアウト（竪置方式[4]）	

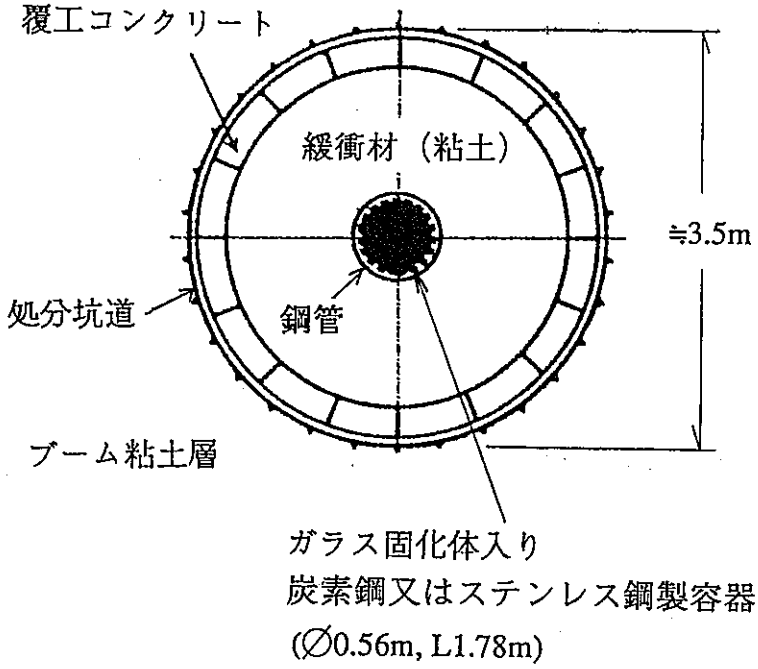
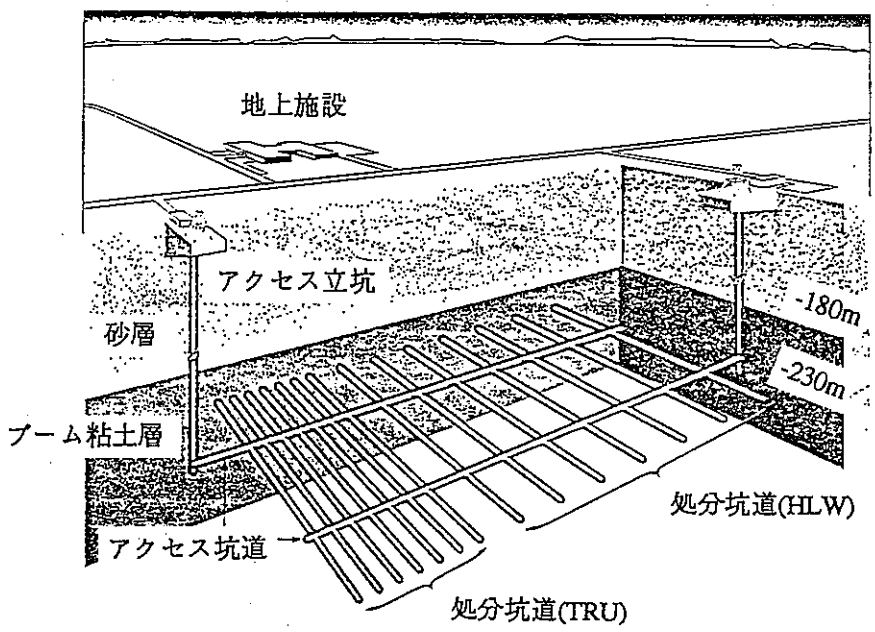
2層配置（ユッカマウンテン）

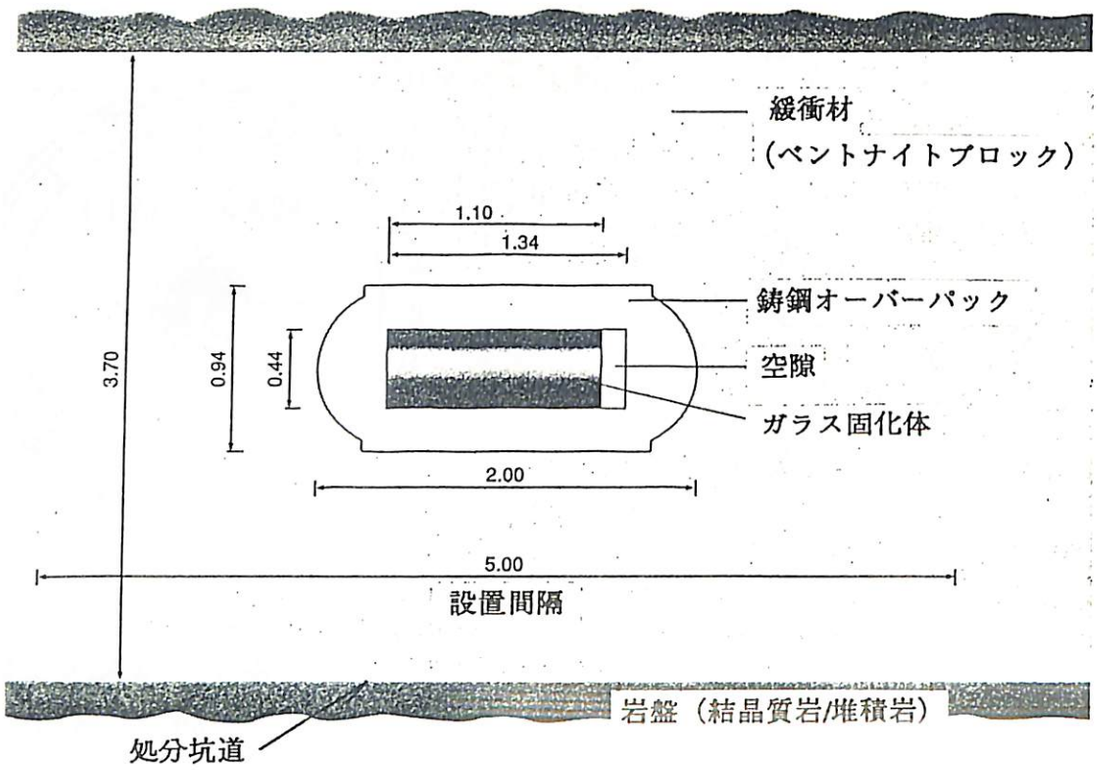
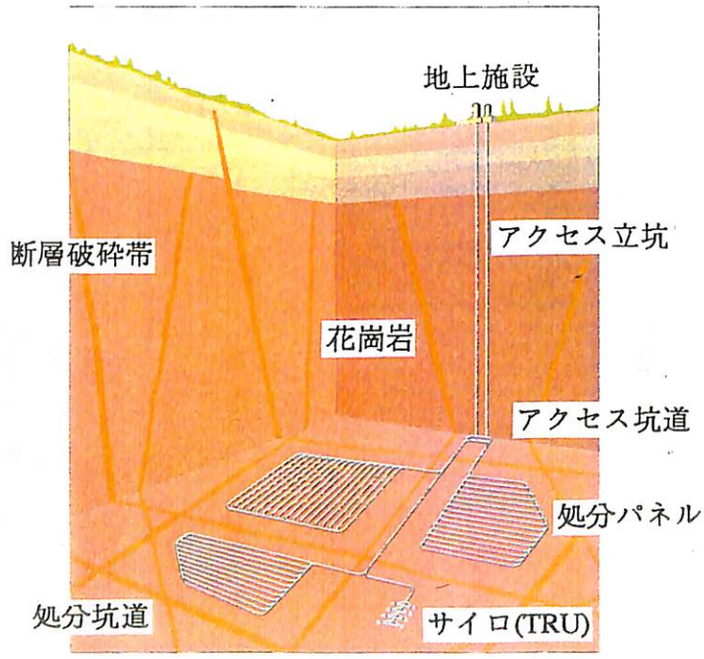
国名（実施主体）		ドイツ（BfS）[1]
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料(26,000 m³:2,500本)　ガラス固化体(4,200m³:21,000 本)
中間貯蔵期間		30年（SF）　40年（VW）
操業開始（期間）		2008年（50～70年間操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 300～600 m）／処分坑道横置方式
	廃棄体容器	VW　ｽﾃﾝﾚｽ 鋼製ｷｬﾆｽﾀｰ（直径 0.43 m，長さ 1.335m，厚さ 5 mm）[6] SF　二重構造ｷｬﾆｽﾀｰ／ｷｬｽｸ（例. POLLUX-8 Cask:直径1.542m，長さ5.462m）[6,7]
	緩衝材	岩塩ズリ
	概念（使用済燃料[8]）	内容器（15Mn-6.3Ni鋼，厚さ150 mm＋ﾊｽﾃﾛｲ C4，厚さ約 8 mm） 外容器（鋳鉄製シェル，厚さ約165 mm＋ﾎﾟﾘｴﾁﾚﾝ層，厚さ約100 mm）

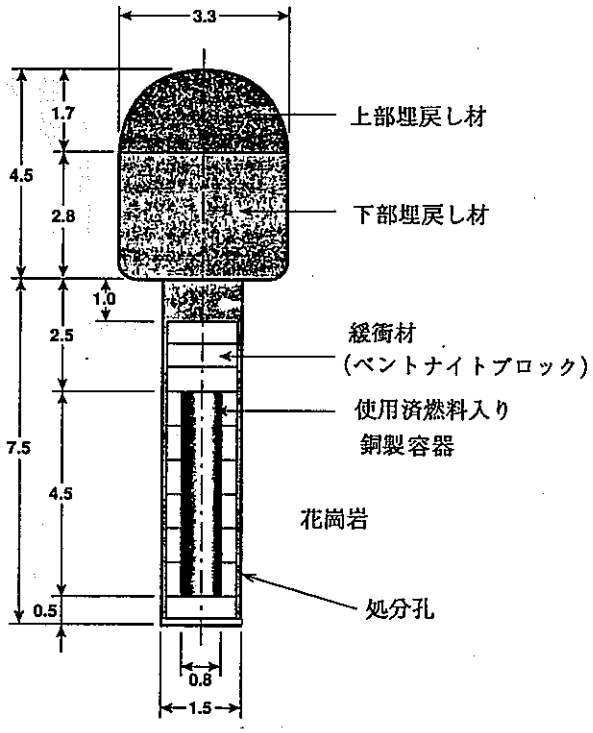
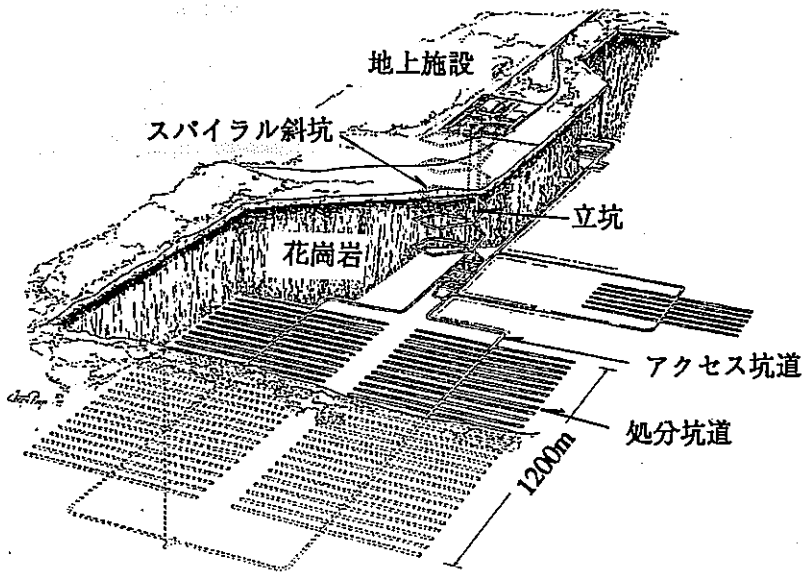


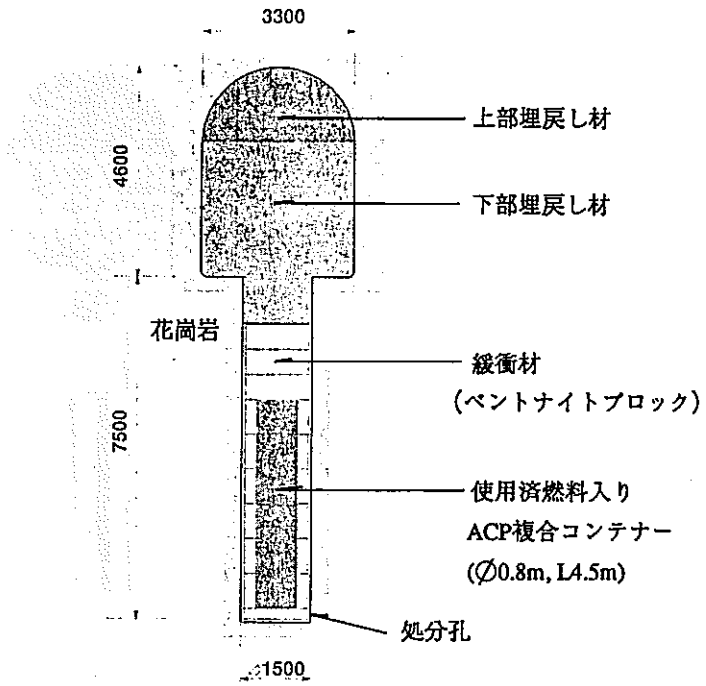
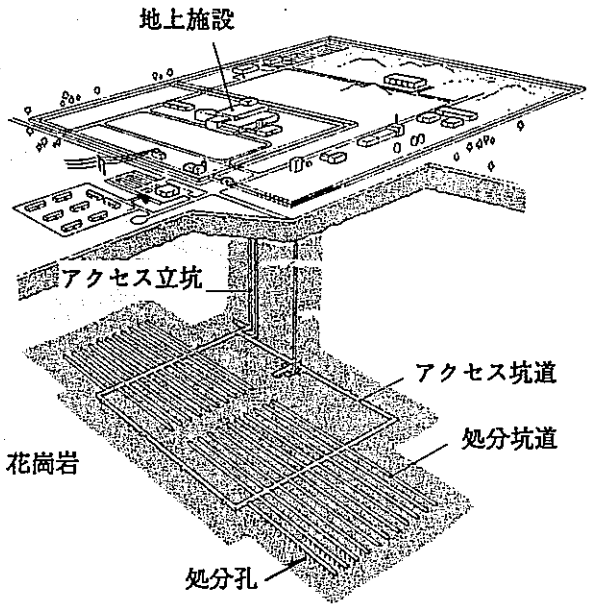
処分場	サイト条件	処分深度	地下 870m（ゴアレーベン岩塩ドーム）		候補地層	岩塩層
	熱的制限値	母岩 200℃			埋設密度	約 37 m²／本[8]
	定置の仕様	坑道間隔	約 50 m	定置間隔	処分孔間隔	50 m[6]
	レイアウト（竪置方式）					

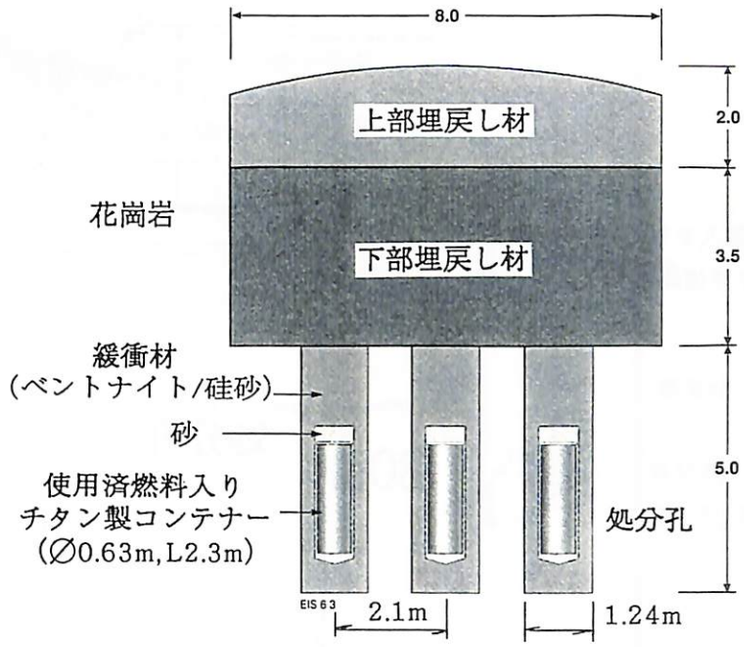
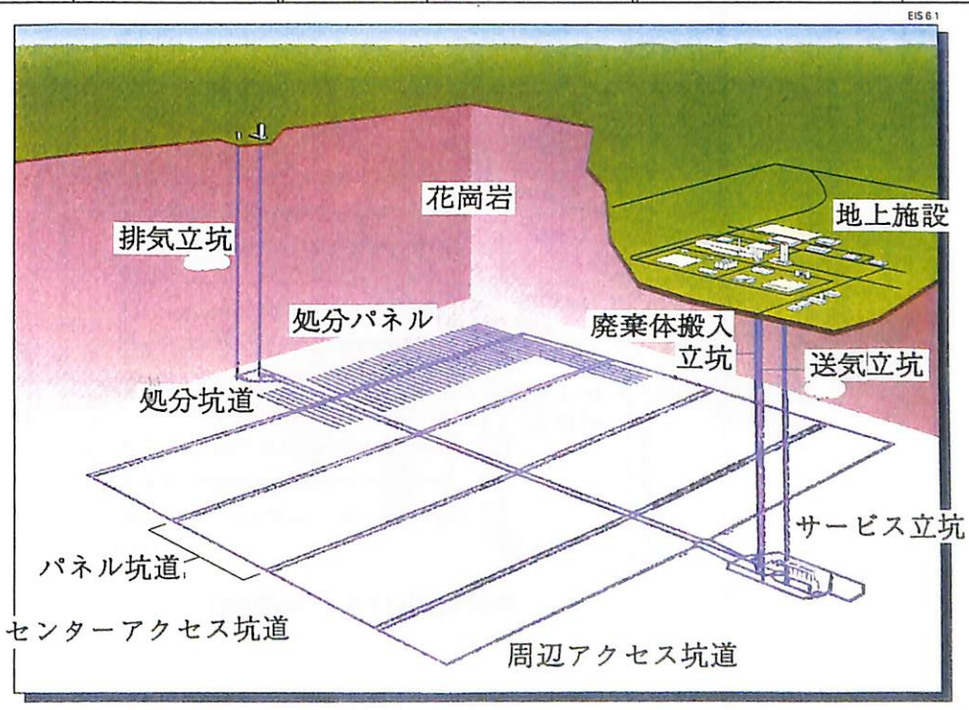


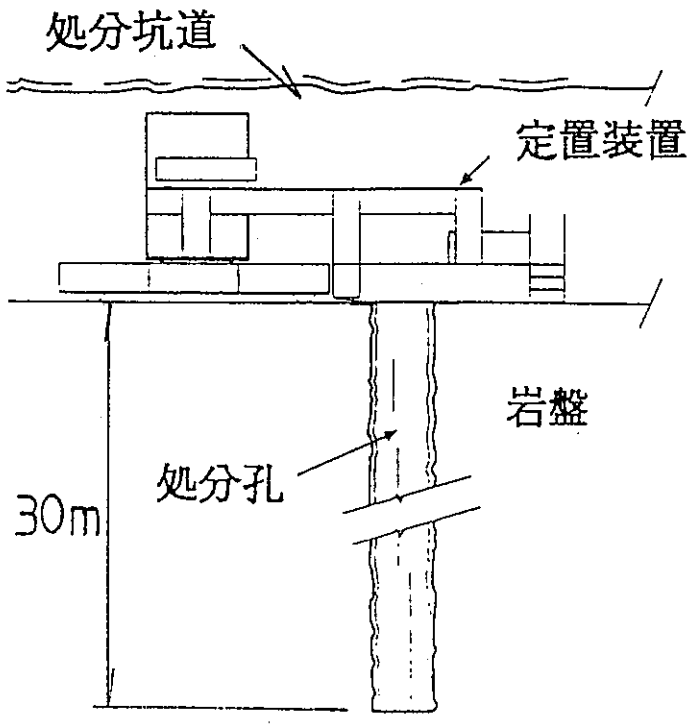
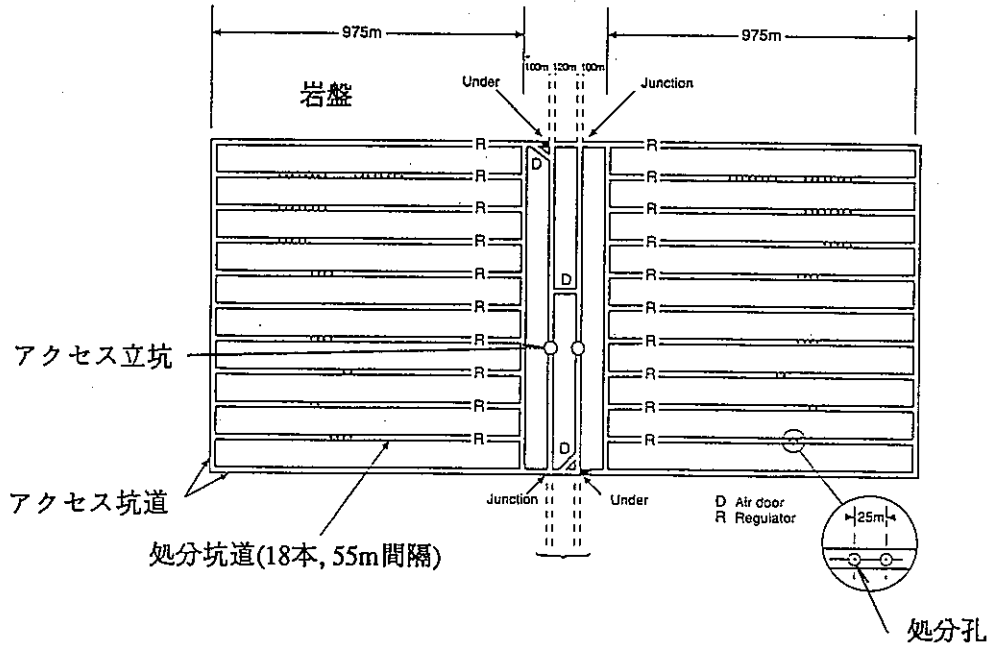
国名（実施主体）		ベルギー（ONDRAF／NIRAS）[1]
廃棄物形態（発生量）		ガラス固化体（750 m³： 4,950本）
中間貯蔵期間		約50年
操業開始（期間）		2050年（2070～2080年頃閉鎖）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分坑道横置方式
	廃棄体容器	未定、 オプション｛軟鋼オーバーパック（厚さ100 mm）[9] チタン製オーバーパック（直径0.56m，長さ1.78m）[9]｝
	緩衝材	ブーム粘土ズリ[9]　覆工コンクリートブロック
	概念（竪置方式）	
処分場	サイト条件	処分深度　地下 220m（モル地方）　候補地層　ブーム粘土層
	熱的制限値	母岩 170℃
	定置の仕様	坑道間隔　約 50 m　定置間隔　　埋設密度
	レイアウト（竪置方式）	

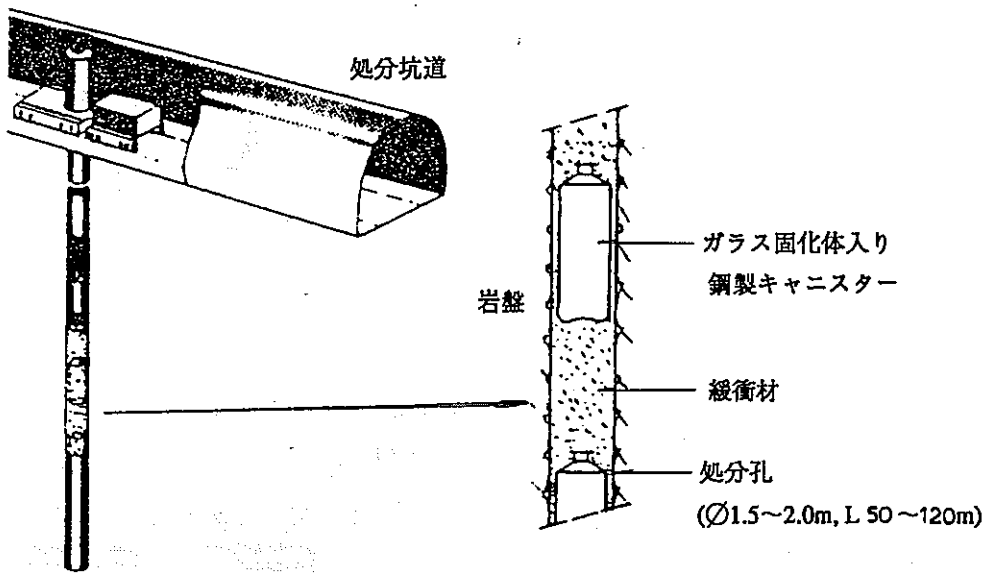
国名（実施主体）		スイス（NAGRA）[1]				
廃棄物形態（発生量）		ガラス固化体（4,200 m³： 3,000本）				
中間貯蔵期間		４０年以上				
操業開始（期間）		２０２０年頃（約２０年間操業）				
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分坑道横置方式				
	廃棄体容器	鋳鋼オーバーパック（直径 0.94 m，長さ 2.00 m，厚さ250 mm）[10]				
	緩衝材	Na型ベントナイトブロック				
	概念					
処分場	サイト条件	処分深度	地下1000m（花崗岩）、850 m（堆積岩）	候補地層	花崗岩、堆積岩	
	熱的制限値	緩衝材 100℃ [10]				
	定置の仕様	坑道間隔	40m(Op.20m)[11]	定置間隔	5 m [11]	埋設密度 200（100）m²／本
	レイアウト（花崗岩[10]）					

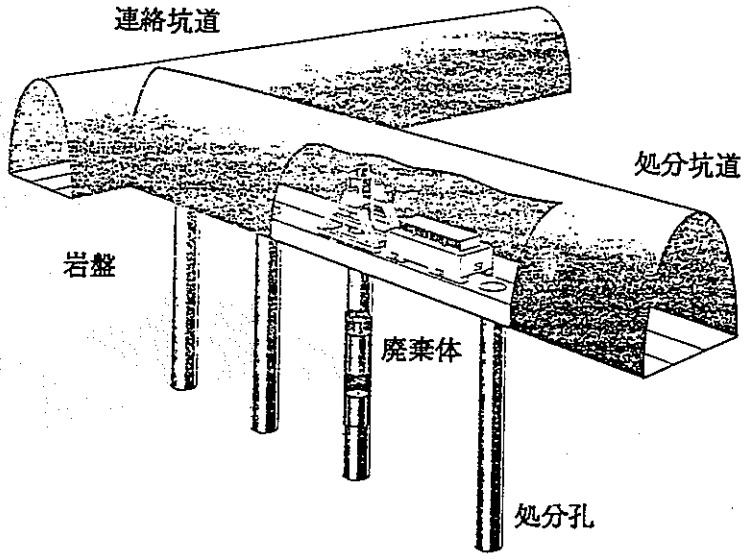
国名（実施主体）		スウェーデン（SKB）[1]
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料（12,900㎥：4,900 本）
中間貯蔵期間		30～40年
操業開始（期間）		2008年試験的操業開始，2020年全面操業開始（30年間操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 7.5m）
	廃棄体容器	銅製コンテナー（直径 0.8m，長さ 4.5m，厚さ100 ㎜）
	緩衝材	ベントナイトブロック
	概念	
処分場	サイト条件	処分深度：地下約 500m　候補地層：花崗岩
	熱的制限値	緩衝材 100℃
	定置の仕様	坑道間隔：25 m [13]　処分孔間隔：6 m [13]　埋設密度：150 ㎡／本
	レイアウト[12]	

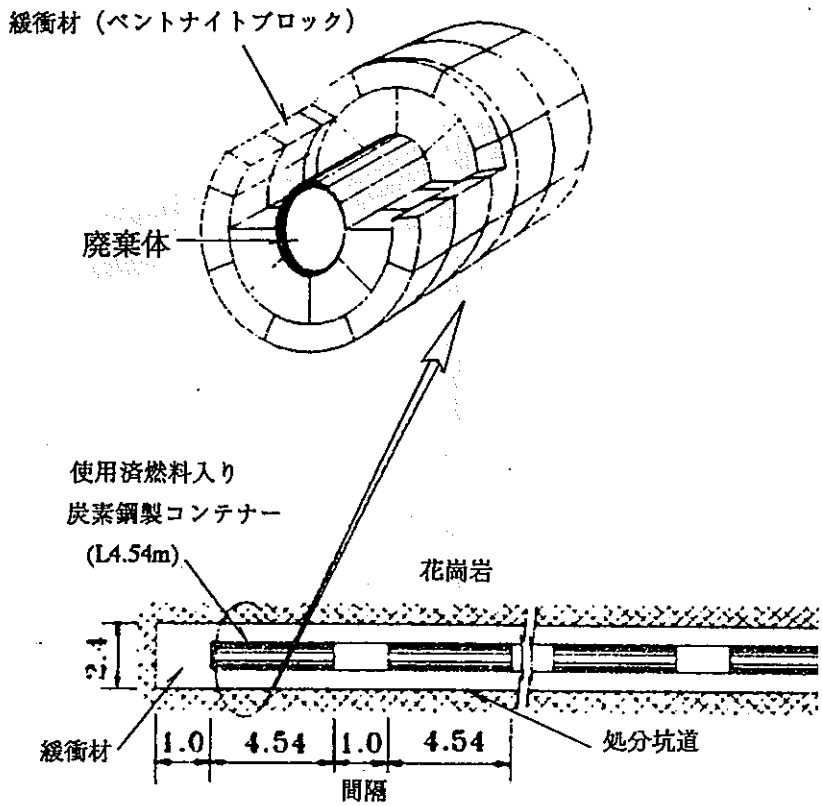
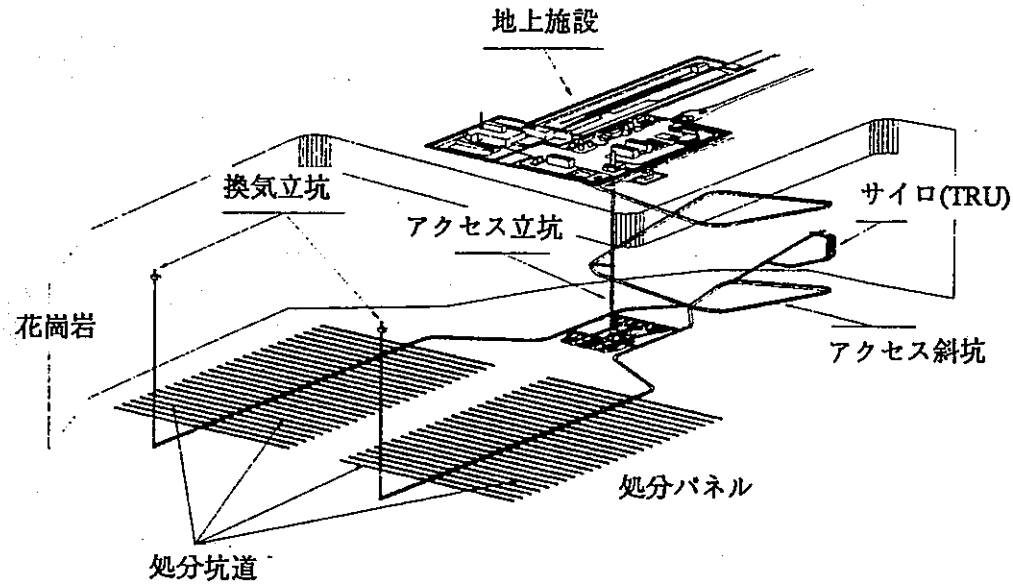
国名（実施主体）		フィンランド（TVO）[1]				
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料（2,600㎥：1,150 本）				
中間貯蔵期間		20～40年				
操業開始（期間）		2020年（約20年間操業）				
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 7.5m）				
	廃棄体容器	ACP複合コンテナー[4]（直径 0.8m，長さ 4.5m，厚さ 100㎜ 内側：鋼（50㎜），外側：銅（50㎜））				
	緩衝材	ベントナイトブロック				
	概念[4]					
処分場	サイト条件	処分深度	地下約数百m（500m）	候補地層	結晶質岩	
	熱的制限値	緩衝材 100℃				
	定置の仕様	坑道間隔	25 m [4]	処分孔間隔	6 m [4]	埋設密度 150 ㎡／本
	レイアウト[4]					

国名（実施主体）		カナダ（未定）[1]
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料（99,000㎥：139,000 本）
中間貯蔵期間		２０年以上
操業開始（期間）		２０２５年頃（２０～８０年以上操業[15]）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 5.0m）
	廃棄体容器	チタン製コンテナー（直径約0.63m，長さ約2.3 m，厚さ6.35㎜）[15] （オプション、銅製コンテナー：厚さ25㎜）[15]
	緩衝材	ベントナイト／砂の混合材（50/50 ）[15]
	概念[15]	
処分場	サイト条件	処分深度：地下 500～1,000 m　候補地層：花崗岩（カナダ楯状地）
	熱的制限値	緩衝材 100℃　埋設密度：25㎡／本（局部的、５㎡／本）
	定置の仕様[15]	坑道間隔：約 30 m　定置間隔：約2.5m／３本　断面内処分孔間隔：2.1m
	レイアウト[15]	

国名（実施主体）		英　国（未定）[1]
廃棄物形態（発生量）		ガラス固化体（2,900 m³：15,000本）、〔ｵﾌﾟｼｮﾝ:使用済燃料(100m³：170 本）〕
中間貯蔵期間		５０年以上
操業開始（期間）		２１００年頃閉鎖（２０年間操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長 30 m）
	廃棄体容器	軟鋼オーバーパック（厚さ65mm）
	緩衝材	粘土
	概念	
処分場	サイト条件	処分深度：未定（地下数百m）　候補地層：未定（花崗岩）
	熱的制限値	母岩 100 ℃　埋設密度：約 55 m²／本
	定置の仕様	坑道間隔：55 m　定置間隔：約25本／孔　処分孔間隔：25 m
	レイアウト	

国名（実施主体）		フランス（ANDRA）[1]
廃棄物形態（発生量）		ガラス固化体（14,000m³：70,000本）　他に、TRU（400,000 m³）
中間貯蔵期間		約30年
操業開始（期間）		2010～2020年（50～60年間操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（孔長50～120 m）
	廃棄体容器	鋼製キャニスター オーバーパックは無し
	緩衝材	未定
	概念[16]	

処分場	サイト条件	処分深度	未定			候補地層	花崗岩、粘土層
	熱的制限値	（花崗岩）母岩 125℃、（粘土層）母岩 110℃				埋設密度	20～35 m²／本
	定置の仕様	坑道間隔	55～80m	定置間隔	1 m, 0m [16]	処分孔間隔	10～20m
	レイアウト						

国名（実施主体）		スペイン（ENRESA）[1]
廃棄物形態（発生量）		使用済燃料（（花崗岩）11,000㎥： 4,900本 /（岩塩層）40,000㎥： 3,700本）
中間貯蔵期間		30年以上
操業開始（期間）		2026年（25年間操業）
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分坑道横置方式
	廃棄体容器	（花崗岩:Gr ） 未定 （岩塩層:Sa ） 炭素鋼製コンテナー（直径1.657 m，長さ5.406 m）
	緩衝材	ベントナイトブロック or 岩塩ズリ
	概念（花崗岩[17]）	
処分場	サイト条件	候補地層／処分深度 (Gr) 地下500m、(Sa) 600m、(粘土層:Cl) 250m [18]
	熱的制限値	緩衝材 100℃ / 埋設密度 130～470 ㎡／本
	定置の仕様	坑道間隔 (Gr)35m、(Sa)23m、(Cl)85m [18] / 定置間隔 (Gr) 5.5 m [17]
	レイアウト（花崗岩[17]）	

国名（実施主体）		オランダ（COVRA）[1]			
廃棄物形態（発生量）		ガラス固化体（4,000 m³）			
中間貯蔵期間		50～100年			
操業開始（期間）		未定（30年間操業）			
人工バリアシステム	廃棄体定置方式	処分孔竪置方式（地下坑道下／地表面下）			
	廃棄体容器	コンテナ（直径 0.4～1.25m，長さ 1.3～1.7 m）			
	緩衝材	未定			
	概念				
処分場	サイト条件	処分深度	地下 550～1,500 m	候補地層	岩塩層
	熱的制限値	緩衝材 100℃		埋設密度	
	定置の仕様	坑道間隔	定置間隔	処分孔間隔	50 m
	レイアウト				

参考文献

1) OECD/NEA(1993):The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories.

2) McCright, R. D. (1991):Container Materials for High-Level Nuclear Waste at the Proposed Yucca Mountain Site, Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Vol. 212.

3) Wilson, M. L. et. al(1994):Total-System Performance Assessment for Yucca Mountain - SNL Second Iteration(TSPA-1993), Exective Summary, SANDIA REPORT.

4) Boak, J. M., Hoffman, L. V. (1993):Current Status and Future Plans for the U. S. High-Level Nuclear Waste Disposal Program, Intl. WS. on R & D of Geological Disposal, Proc. of Plenary Session, PNC(1993).

5) Wilson, M. L. et. al(1994):Total-System Performance Assessment for Yucca Mountain - SNL Second Iteration(TSPA-1993), Vol. 1, SANDIA REPORT.

6) Bechthold, W., Closs, K. D., Knapp, U. and Papp, R. (1993):System Analysis for a Dual-Purpose Repository, Nuclear Science and Technology(CEC), KfK.

7) Schneider, K. J., Lakey, L. T. and Silviera, D. J. (1989):PNL 6981.

8) Closs, K. D., Papp, R., Bechthold, W., Engelmann, H. J. and Hartje, B. (1989):Thermal, Operational, and Economic Aspects of Repository Design Alternatives, Proc. of the 1989 Joint Intl. Waste Management Conference, Vol. 2, ASME.

9) Bruyn, D. De., Fonteyne, F., Marivoet, J., Monsecour, M., Noynaert, L., Put, M., and Volckaert, G. (1992):Near-Field Concepts for Disposal of Radioactive Waste in a Clay Formation, Nuclear Science and Technology(CEC), SCK/CEN.

10) Nagra(1994):Kristallin-I, Safety Assessment Report, TR NTB 93-22.

11) Nagra(1994):Kristallin-I, Conclusions from the Regional Investigation Programme for Siting a HLW Repository in the Crystalline Basement of Northern Switzerland, TR NTB 93-09E.

12) SKB(1994):Plan 94 - Costs for Management of the Radioactive Waste from Nuclear Power Production, TR 94-23.

13) SKB(1992):SKB 91 - Final Disposal of Spent Nuclear Fuel. Importance of the Bedrock for Safety, TR 92-20.

14) TVO(1992):TVO-92 - Safety Analysis of Spent Fuel Disposal, YJT-92-33E.

15) AECL(1994):Environmental Impact Statement on the Concept for Disposal of Canada's Nuclear Fuel Waste.

16) Potier, J. M. (1989):Disposal Concepts for HLW and TRU Waste in France, Proc. of the 1989 Joint Intl. Waste Management Conf., Vol. 2, ASME.

17) Heurtas, F. and Ulibarri, A. (1993):Reference Concepts for the Final Disposal of LWRSpent Fuel and other High Activity Wastes in Spain, Proc. of the 1993 Intl. Conf. on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Vol. 1, ASME.

18) Santiago, J. L. (1995):Plugging and Sealing Requirements for the Spanish HLW Repository, Proc. of the 3rd Intl. WS on Design & Construction of Final Repositories(ANDRA).

各国の高レベル放射性廃棄物の処分量

国名	使用済燃料 (tU)	廃棄物発生量 (m³)	使用済燃料				ガラス固化体				適用
			処分量 (m³)	燃料量 (tU)	コンテナ1体当り燃料量(tU/体)	コンテナ本数	処分量 (m³)	燃料量 (tU)	容器1本当り体積 (m³/本)	容器本数	
米国	96,300	92,300		86,800	ステンレス 鋼製コンテナー 2.1(3PWR+4BWR) 1.8(4PWR,10BWR)	41,000 ～ 48,000		9,500	鋼製キャニスター	*) 18,050	*) 内訳、 DHLW: 17,750本, WVHLW: 300本
ドイツ	*) 35,600	*) 95,800	26,000	10,000	POLLUXキャスク 4.0(8PWR,24BWR)	2,500	4,200	25,000	ステンレス 鋼製キャニスター 約 0.2	21,000	*) 他に、HTR 燃料(560tU: 17,500m³), α廃棄物(48,100m³)
ベルギー	3,530	*) 20,500	—	—	—	—	750		未定（軟鋼／チタン製オーバーパック）	4,950	*) 他に、 TRU(2,600m³;2,750本), LLW/ILW(17,150m³: 44,250本)
スイス	4,000	4,200	—	—	—	—	4,200	4,000	鋳鋼オーバーパック 約1.4	3,000	*) 他に、ILW(20,000m³)
スウェーデン	7,840	12,900	12,900	7,840	銅製コンテナー 1.6(9BWR)	4,900	—	—	—	—	
フィンランド	1,840	2,600	2,600	1,840	ACP 複合コンテナー 1.6(9BWR)	1,150	—	—	—	—	
カナダ	191,000	99,000	99,000	191,000	チタン製コンテナー 1.4（72集合体）	139,000	—	—	—	—	
英国	70,000	3,000	100			(170)	2,900		軟鋼オーバーパック 0.2	15,000	
フランス	100,000	*) 414,000	—	—	—	—	14,000		鋼製キャニスター （φ430,L1340) 0.2	70,000	*) 他に、TRU(400,000m³)
スペイン	6,740	[Gr]*) 11,000 [Sa]*) 40,000	[Gr] 11,000 [Sa] 40,000	6,740	未定 [Gr] 1.4(3PWR) 炭素鋼製コンテナー [Sa] 1.8(4PWR)	[Gr] 4,900 [Sa] 3,700	—	—	—	—	*) [Gr]：Granite （花崗岩） [Sa]：Salt （岩塩層）
オランダ	2,000	*) 139,400	—	—	—	—	4,000		コンテナ		*) 内訳、α廃棄物(3,400m³)， LLW/ILW(132,000m³)

各国における高レベル放射性廃棄物管理計画　H6. 6. 23

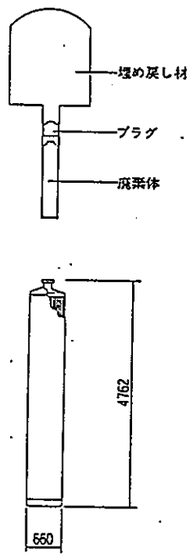
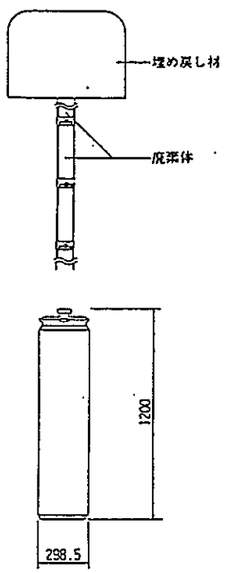
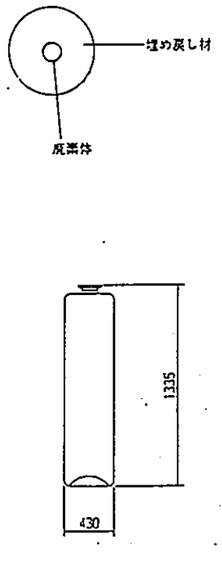
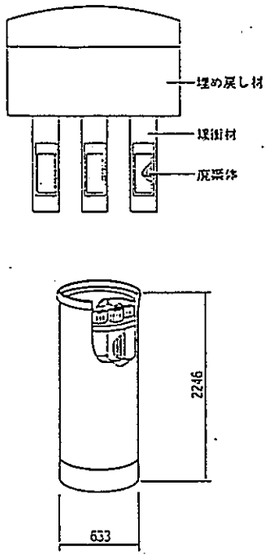
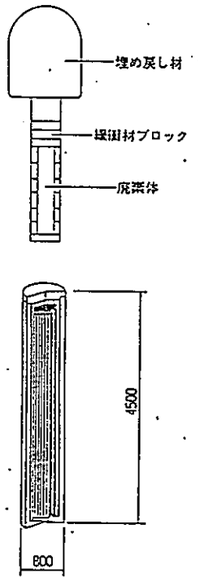
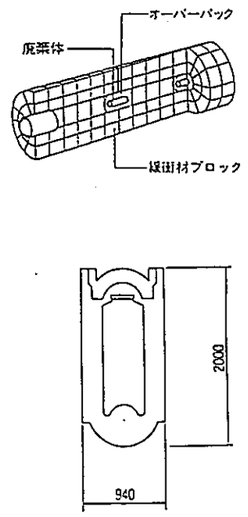
国　名	廃棄物の形態	貯蔵期間(*3)	候補岩種(*2)(*3)	適　用　(*2)(*3)
アルゼンチン	ガラス固化体	２０年以上	花崗岩	
ベルギー	ガラス固化体	約５０年(*2)	粘　土	地下２２０mに処分. ２０５０年頃処分場運開予定.
カナダ	使用済燃料	最低２０年 (*2)	花崗岩	地下５００～１０００mに処分. ２０３０年処分場運開予定.
中　国	ガラス固化体	３０～４０年	玄武岩、花崗岩、凝灰岩	
フィンランド	使用済燃料	２０～４０年 (*2)	花崗岩	地下５００mに処分. ２０２０年～２０４０年処分場運開予定.
フランス	ガラス固化体	約３０年(*2)	粘土、花崗岩	地下４００～１０００mに処分.
ドイツ	ガラス固化体 使用済燃料	４０年(*2) 約３０年(*2)	岩　塩	地下８７０mに処分. ２００８年代末処分場運開予定.
インド	ガラス固化体	２５年	片麻岩、花崗岩	
イタリア	ガラス固化体			
日　本	ガラス固化体	３０～５０年	結晶質岩、堆積岩	地下数百m以深に処分. ２０３０年代～２０４０年代半ば処分場運開予定.
オランダ	ガラス固化体 使用済燃料	５０～100 年(*2) ５０年以上(*2)	岩　塩	
スペイン	使用済燃料	最低３０年(*2)	岩塩、結晶質岩	地下約５００mに処分.
スウェーデン	使用済燃料	約４０年(*2)	花崗岩	地下約５００mに処分. ２０２０年頃処分場運開予定
スイス	ガラス固化体	約４０年(*2)	花崗岩、堆積岩	地下１２００m（花崗岩）／８５０m（堆積岩）に処分. ２０２０年頃処分場運開予定.
イギリス	ガラス固化体	最低５０年(*2)	未　定	
アメリカ	ガラス固化体 使用済燃料	考慮していない １０年(*1)	凝灰岩	地下３５０mに処分. ２０１０年（以降）処分場運開予定.
旧ソ連	ガラス固化体 使用済燃料	３０年 ３０～４０年	結晶質岩、花崗岩、 岩塩、凝灰岩	

〔出典〕（＊１）ＳＡＮＤＩＡレポート, TSPA(1991):An Initial Total-System Performance Assessment for Yucca Mountain.
処分場の設計上、１０年冷却の使用済燃料が考えられている。これには、崩壊によって生成する、娘核種の寄与が合わせて考慮されている。

（＊２）ＯＥＣＤ／ＮＥＡ(1993)：The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories(pp.79～137).

（＊３）日本原子力産業会議：原子力資料(1993)No.264(pp.34～55).

各国の処分方式案

	アメリカ	ドイツ	ベルギー	カナダ	スウェーデン	フィンランド	スイス
出　典	DOE, 1988 Site Characterization Plan Yucca Mountain Site, Nevada R&D Area, Nevada	KfK, 1989, in ASME, Thermal, Operational, and Economic Aspects of Repository Design Alternatives	CEC, SCK/CEN, 1992 Near-Field Concepts for Disposal of Radioactive Waste in a Clay Formation, Nuclear Sci. & Tech.	AECL, 1989 Managing Canada's Nuclear Fuel Wastes, AECL Report-9050	SKB, 1983 Final Storage of Spent Nuclear Fuel-KBS 3	Mat. Res. Sym. Proc. Vol. 212, 1991 An Advanced Cold Process Canister Design for Nuclear Waste Disposal	NAGRA, 1985 Project Gewahr 1985, NGB 85-09
処分方式 概略図 廃棄体 概略図 (mm)	 (使用済燃料入りコンテナー)	 (ガラス固化体入りキャニスター)				同　左	
廃棄体	・使用済燃料とガラス固化体 ・ステンレス製コンテナー (厚さ　10～30mm)	・使用済燃料とガラス固化体 ・二重構造コンテナー 外容器：鋳鉄　100mm 内容器：鋼　150mm	・ガラス固化体 ・ステンレス製キャニスター ・オーバーパック：未定	・使用済燃料 ・チタン製コンテナー 厚　さ：6　mm 充填物：ガラスビーズ	・使用済燃料 ・二重構造コンテナー 外容器：銅　50mm 内容器：鋼　50mm 充填物：鉛	同　左	・ガラス固化体 ・鉄製オーバーパック 厚さ：250mm
地質環境　岩　種	凝　灰　岩	岩　塩	ブーム粘土層	花　崗　岩	花　崗　岩	花　崗　岩	花　崗　岩 堆　積　岩
地質環境　深　度	350　m	660　～　900　m	220　m	500　～　1000　m	約　500　m	500　m	約1200m(花崗岩) 850m(堆積岩)
地質環境　水　理	不　飽　和　帯	岩塩中に水は侵入しにくい	飽　和　帯	飽　和　帯	飽　和　帯	飽　和　帯	飽　和　帯

諸外国の処分場の熱的制限値　　1994.12.1 作成

国（機関）	高レベル廃棄物の種類	対象地層	熱的制限値	参考文献	（参考）処分前の貯蔵期間
スイス（Nagra）	ガラス固化体	花崗岩 堆積岩	緩衝材　100 ℃ 〃	1,2	40年
スウェーデン（SKB）	使用済燃料	花崗岩	〃	1	40年
フィンランド（TVO）	使用済燃料	花崗岩	〃	1	20～40年
カナダ(AECL)	使用済燃料	花崗岩	〃	1	10年*1
日本（動燃）	ガラス固化体	（未固結岩を除く）	〃		30～50年
アメリカ（DOE）	使用済燃料	凝灰岩	母岩 200～275 ℃ *2	1	最低 5年
ベルギー（SCK/CEN）	ガラス固化体	粘土層	〃　170 ℃	1	50年
フランス（ANDRA）	ガラス固化体	花崗岩 粘土層	〃　125 ℃ 〃　110 ℃	1,3	30年*3 50年
ドイツ(GmbH)	使用済燃料 ガラス固化体	岩塩層	〃　200 ℃	1	30年*4 40年

[1] OECD/NEA; The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repository (1993)
[2] NAGRA; PROJECT REPORT NGB 85-09 (1985)
[3] CEC; Performace Assessment of Geological Isolation Systems for Radioactive Waste(PAGIS) (1988)

*1　処分場の設計解析条件として、冷却期間10年を仮定している。
*2　岩盤の熱的安定性の観点から、処分孔から1m内側の岩盤の温度上限は 200℃以下、使用済燃料の被服管の安定性の観点から、岩盤の孔壁の温度上限は 275℃としている。
*3　花崗岩の場合30年、粘土層の場合50年
*4　使用済燃料の場合30年、ガラス固化体の場合40年

Appendix－E

諸外国の廃棄体埋設密度例

国と機関（候補地層）	廃棄体の定置方式	処分坑道間隔 m	埋設ピッチ m	専有面積 m²／本	備　考
スイス　Nagra	坑道横置	40（20）	5	200（100）	熱的制限値 100℃ 緩衝材
スウェーデン SKB	処分孔竪置	25	6	150	
フィンランド TVO	処分孔竪置	25	6	150	
日　本　PNC	坑道横置	15	7	105	
カナダ　AECL	処分孔竪置 注1)	30	2.5／3本	25 局部熱解析：2.1m x 2.5m ＝ 5	
ﾌﾗﾝｽ ANDRA 結晶質岩	処分孔竪置 注2)	80 55～80	(10-20)/[(100-120)/[1.34+(0,1)]]= 約20 (10-20)/[(50-60)/[1.34+(0,1)]]= 25～35		熱的制限値 125℃ 母岩　110℃
ﾌﾗﾝｽ ANDRA 粘土層					
ドイツ　BfS	処分孔竪置 注3)	(1.61x10⁴ m²/y ÷ 433 本/y ＝) 37			〃　200℃
米　国　DOE	処分孔竪置	25.4	2.8，5.6	70，140	〃　200 ～ 275℃

注1)　処分坑道に 2.5mピッチで3列の処分孔（2.1 m間隔）を定置。局部熱解析を実施。

注2)　数10m～百数10m深さの処分孔に0，1m間隔で複数の固化体を埋設。

注3)　300 ～ 600mの深い処分孔に複数の廃棄体を埋設。

各国の高レベル放射性廃棄物処分計画の現状

	米国	ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	フランス	イギリス	日本
1. 体制 ●実施主体	DOE（国） （エネルギー省）	BfS（国） （連邦放射線防護局）	未定 （AECL（公社） （カナダ原子力公社））	SKB（民） （スウェーデン核燃料廃棄物管理会社）	NAGRA（民） （放射性廃棄物貯蔵全国組合）	ANDRA（国） （放射性廃棄物管理国家機関）	未定 （政府の考え方として民間実施）	未定 （国が適切な時期に決定） （2000年頃の設立を目指す）
●規制主体	NRC （原子力規制委員会） EPA （環境庁）	BMU （環境・自然保護原子炉安全省）	AECB （原子力規制庁）	SKI （国家原子力発電査察省） SSI （国立放射線防護研究所）	HSK （連邦原子力安全査定局） KSA （連邦原子力施設安全委員会）	SCSIN （原子力施設安全本部） SCPRI （電離放射線防護本部）	DOE（環境省） HNIP（公害監視局） RWMAC （放射性廃棄物管理諮問委員会）	原子力安全委員会等
2. 資金	発生者（電力基金） 1ミル／1kWh	発生者（引当金）	発生者	発生者（基金） 0.019SKR／kWh	発生者（基金） 原子力発電所の発熱量に比例	発生者	未定	発生者
3. 高レベル廃棄物の形態	使用済燃料（民間） ガラス固化体（軍事）	使用済燃料及びガラス固化体	使用済燃料	使用済燃料	ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体
4. 研究対象地層（候補）	凝灰岩	岩塩層	花崗岩	花崗岩	花崗岩 堆積岩（粘土層、モラッセ）	マール，花崗岩	（花崗岩が望ましいとしている）	（未固結岩を除く）
5. 高レベル放射性廃棄物にかかる法制度	1982：核廃棄物政策法 1987：政策法改正	1976：原子力法改正 1980：鉱山法 1982：最終処分施設前払令	1946：原子力管理法 1947：原子力管理規則等	1977：条件法 1980：原子力政策法 1981：財源法 1984：原子力活動法	1978：原子力法に関する連邦令 1979：処分場建設に備えて講ぜられる諸処置に関する命令 1984：定義及び許可に関する連邦令	1975：廃棄物の処分を義務付ける法律 1973：原子力施設の政令（デクレ） 1979：ANDRA設置の命令（アレテ） 1991：廃棄物管理研究に関する法律	1960：放射性物質法 1965：原子力施設法	
規制法	1984：10CFR960（サイト選定） 1985：40CFR191（環境基準） 1987：10CFR 60（技術規準）	1976：放射線防護規制 1984：安全規準書	1985：R-71 規制の要件 1987：R-72 地学的考察 1987：R-85 認可免除の要件 1987：R-104 規制値の目標	1958：放射線防護法 1990：ノルディック安全規準書（1993改定）	1980：防護目標指針（R-21） 1993：同 改定	1964：大気汚染規制法 自然保護法		1986：原子炉等規制法改正
規制値 （目標値）	10万トンの処分による1万年間のガン死亡リスク 1,000人以下，1千年の個人被ばく線量25(75)mrem/y（全身（器官）），1万年以降の放出率制限-EPA 閉じ込め期間 300～1000年間，1000年以降の放出率10^{-5}／y，地下水移動期間1000年— NRC	個人線量：0.3mSv／年 1万年（評価期間）	リスク：10^{-6}／年 1万年（実証期間） （ピークがある場合）	SSIの目標値 最適化線量：0.1mSv／年 線量限度 ：1 mSv	R21の目標値 0.1mSv／年	未定	未定	未定
6. マイルストーンまたは主要スケジュール	1983：NASレポート 1987：ユッカマウンテンを候補地に選定 1988／12：サイト特性調査計画書 1992：ユッカマウンテン特性調査再開 1998：MRS貯蔵開始 2001：最終環境影響評価書 2001：大統領の承認手続きNRCの審査 2004：建設開始 2010：処分場の操業開始	1984：Project Sicherheitsstudien Entsorgung PSE（処分に関する安全研究） 1988：（CEC PAGIS） 1990：ゴアレーベンの性能評価書（GSF） 2008：処分場操業開始	1978：核燃料廃棄物管理計画に基づき， 1981：第1次評価 1985：第2次評価 10カ年研究計画（1981）の結果，提出される環境影響評価書が承認されるまで，サイト選定活動には入らない 1994：環境影響評価書(EIS) 1995：パブリックヒアリング 1996：FEARPの勧告 1996～2000：サイト選定 2000～2018：サイト評価 2018～2025：建設 2025～：操業	1978：KBS－1 1979：KBS－2 1983：KBS－3 1985：CLAB完成 1990：HRLの建設開始 1992：SKB1991報告書 1993：サイトの予備検討 1995：2サイトの予備的調査 1999：サイト選定，特性調査 2003：サイト申請 2005：建設開始 2008：試験的処分開始(10%) 2020：全面的操業開始	1 phase …1978～1999 広域特性調査 1985：Gewahr 1985 1988：Gewahr国会承認 1993～1999：地質環境調査 1995：Kristallin I 1997：Sediment I 2 phase …2000～2010 候補地点でのサイト特性調査，許認可申請 3 phase …2011～2020 処分場の建設 2020～2075：処分場の操業	1983：放射性廃棄物全体計画 1984：カスタン報告書（サイト選定計画） 1987：ゴーゲル報告書（サイト選定に関する技術的基準） 4ヶ所の候補サイト決定（ANDRA） 1988：(CEC PAGIS) 1989：計画見直し 1990：バタイユ報告書 1992：法律に基づき，今後地下研を中心に研究実施 1994：バタイユ報告書（候補サイト見直し） 1998：地下研の建設開始 2006：総合的評価	2040年頃の処分を想定している。詳細なマイルストーンは示されていない。 1979：試験用立坑の掘削 1981：DOE長官はHLWの陸地での研究（地下研）を無期延期した。 1988：(CEC PAGIS)	1984：未固結岩を除く（原子力委員会専部） 1987：4段階の進め方（原子力長計） 1989：研究開発の重点項目（原子力委員会専部） 1992：高レベル放射性廃棄物対策について（原子力委員会専部） 1992：動燃H3レポート 1993：高レベル研究開発の進捗状況について（原子力委員会専部） 2000頃：実施主体設立 2030～2040年代半ば：操業開始
7. 現状	●米国国家研究評議会（NRC）「RETHINKING」（1990年）米国の廃棄物処分政策の見直しと提言—柔軟な計画に ●ユッカマウンテンの特性調査はネバダ州との裁判のために停滞していたが、DOEの勝訴により本格的に試験に着手された（1992／3） ●WIPP（TRU廃棄物）は州との裁判に敗訴し全ての作業が停止（1992／1） ●環境修復プログラムの実施（1990～1994） ●議会が MRS立地助成金の予算措置を打切り（1993/12）	●ゴアレーベン地下研究施設建設中（1985～）（1995：立坑2本深度約600m到達） ●コンラッドの許認可審査開始（1994末～） ●原子力法改定中 ●ニーダーザクセン州の反対（ゴアレーベン・コンラッド施設） ●アッセ鉱山での実固化体を使った試験実施中 ●使用済燃料の直接処分の研究開始（1990～）	●評価委員の選定（1989） ●環境影響評価書（EIS）のFEARPレビュー中（1994～1995）	●地下研究施設HRL完成（1990／10～1995／2） ●原子炉解体予定の延期（1990／12） ●地層処分に59%が賛成（1995／6 世論調査） ●SKB RD&D 92計画のSKIレビュー（1993）を受け計画修正中 ●2サイト（ストールマン，マロー）で予備的調査実施中	●堆積岩を対象とした予備評価（1988～1990） ●原子力の国民投票1990／9 現状維持 55% ●中間貯蔵所の建設操業許可申請（1993） ●Kristallin I完成(1994/7) ●Sediment I 中間報告書完成(1994/1)	●バタイユ報告書(1990/12) ANDRA の役割の見直し （地下研の推進(2ヶ所) 地層処分の推進） ●リスク防止委員会レポート（1991/2） （再処理政策の転換 直接処分を提言） ●バタイユ報告書（1994/1） （候補サイト： マール；3ヵ所 花崗岩；1ヵ所） ●3候補地にて予備的調査実施中（マール；ガール県，オト・マルヌ県&ムーズ県，花崗岩；ヴィエンヌ県）	●地域を特定しない実現可能性に関する基礎研究段階	●地層処分研究開発技術報告書（第1次とりまとめ）（動燃1992／9） ●2000年までの第2次とりまとめに向けた研究開発を動燃推進中

諸外国における地層処分費用見積り及び研究開発費用（例）

国　名	原子力発電容量[2)]（93年度）（万ＫＷ）	高レベル廃棄物の形態	廃棄物の体積（㎥）	高レベル廃棄物処分場の条件		地層処分費用見積り		研究開発費	
				深度（m）	母　岩	処分場費用[1)]（億円）	今後の研究開発及びサイティング費用（億円）（%）は左記との比	最近の１年当たりの研究開発費[4)]（億円）	研究開発費の累積額（億円）
スウェーデン	1,036.9	使用済燃料	12,900	500	結晶質岩系岩盤	4,160（90 年度）	520（13%）	27 [a)]（35）（93 年度）	1,367 [a)]（77～93年度まで）
アメリカ	10,468.0		92,300	300	凝灰岩	13,000（88 年度）	8,770（67%）	413 [b)]（698）（93 年度）	?
カナダ	1,670.9		99,000	1,000	結晶質岩系岩盤	11,310（90 年度）	958（9%）	30 [c)]（52）（93 年度）	416 [c)]（78～92年度まで）
スイス	313.5	再処理廃棄物固化体	24,200 HLW: 4,200 TRU: 20,000	1,200	花崗岩	1,820（90 年度）	1,170（64%）	35 [d)]（40）（93 年度）	464 [d)]（78～93年度まで）
フランス	5,898.0		41,400 HLW: 14,000 TRU:400,000	500	結晶質岩系岩盤	8,190（90 年度）	662（8%）	41 [e)]（60）（93 年度）	?
日　本[3)]	3,837.6		66,200（4万本）	数百m以深	結晶質岩系，堆積岩系	10,000 ～ 30,000 程度	研究開発費を仮に10%としても 1,000～3,000	45（94 年度）	376（77～94年度まで）

1）密封容器及び処分場の建設，操業，閉鎖の費用（ＯＥＣＤ／ＮＥＡが，1991年時点で12ヶ国の計画をまとめたもの〔日本を除く〕（The Cost of High-Level Waste Disposal in Geological Repositories — An Analysis of Factors Affecting Cost Estimation — NUCCLEAR ENERGY AGENCY OECD 1991 ）から抜粋。130円／US$ 1991年換算。各国によって積算条件が異なるため，直接比較することについては注意が必要）

2）原子力年鑑 '94（原産）（ 110円／US$ 1993年換算）

3）動燃事業団推定（研究開発費は動燃事業団分）

4）110円／US＄ '93年換算。（ ）内は物価レベルによる補正値（日本を基準）
OECD '93物価レベル〔スウェーデン：129，アメリカ：100，カナダ：97，スイス：150，フランス：116，日本：169 〕

出典：
a）SKB ANUAL REPORT 93 （累積額は廃棄物管理全体）
b）IEA of JAPAN（米国原子力情報サービス 94.4 P.57 ）
c）AECL EIS（年間予算は聞き取り）
d）NAGRA ANUAL REPORT 93
e）ANDRA ANUAL REPORT 93