

高準位 放射性廢棄物 處理·處分の R&D

*R & D Activities on High-Level
Nuclear Waste Management*



渡邊昌介

〈動力爐·核燃料開發事業團 核燃料部長〉

1. 高準位 放射性液體廢棄物源

Tokai再處理工場에서 나오는 고준위 방사성 액체폐기물은 輕水爐에서 사용된 核燃料를 재 처리할때 생기는데, 이工場은 1977년 부터 성공적으로 운영되고 있다. 1984년에는 170톤의 使用後核燃料에서 나온 고준위 방사성액체폐기물 약154m³를 질산수용액상태로 세계의 스테인레스 스틸 탱크(각각 90m³용량)에 저장하였다.

이와 같은 고준위 방사성액체폐기물은 주로 용매추출의 첫 단계에서 나오는데, 추출용매를 洗滌할때 쓰는 알칼리용액에서도 발생한다.

表1에 고준위 방사성액체폐기물의 조성을 분석하여 나타내었다.

2. 高準位 核廢棄物の 處分に 關한 基本政策

放射性廢棄物處理에 關한 諮問委員會는 1980年 報告書에서 일본내의 고준위 방사성폐기물 처분에 관한 기본개념을 발표했는데, 그 내용은 폐기물이 인간환경에 미치는 영향을 최소화하기 위해 Borosilicate Glass로 固體化해서 天然 및 工學的 防壁으로 이루어진 多重防壁을 設置한 深地層에 處分해야 한다는 것이었다. 그러나 최근에 자문위원회는 長期計劃案을 다음과 같이 改正하여 發表하였다.

(1) 動力爐·核燃料開發事業團(PNC)이 政府 및 산업연구단체와 협력하여 이計劃을 주도하도록 한다.

(2) 유리고체화기술은 고준위 방사성액체폐기물 유리고체화 공장의 건설 및 운영을 통해서 1990년대 초까지 PNC에 의해 實証한다.

(3) 候補處分場을 선택하기 위한 조사를 포함한 연구 및 개발활동을 더욱 加速시켜서 2000년경에는 地層處分을 실행에 옮길 수 있도록 한다.

(4) 敷地를 選定하는데 반드시 필요한 國民的 合意를 얻기 위해서 政府 및 相關 조직을 活用하여 公衆과 關係된 업무를 광범위하게 수행한다.

〈表 1〉 Estimated Composition of HLLW

(HLLW : 500 ℓ /MTU)

No.	Element	Weight of Oxide (g/ℓ)
1.	Na	6.00×10^1
2.	Corrosion Products	1.80×10^1
3.	Actinide	1.51×10^1
4.	Fission Products	Ge 1.04×10^{-3}
		As 2.81×10^{-4}
		Se 1.38×10^{-1}
		Br —
		Rb 7.00×10^{-1}
		Sr 1.85×10^0
		Y 1.11×10^0
		Zr 8.81×10^0
		Nb 1.08×10^{-5}
		Mo 8.78×10^0
		Tc 2.30×10^0
		Ru 4.54×10^0
		Rh 7.59×10^{-1}
		Pd 2.13×10^0
		Ag 8.97×10^{-2}
		Cd 1.11×10^{-2}
		In 2.37×10^{-1}
		Sn 1.62×10^{-2}
		Sb 2.00×10^{-2}
		Te 9.24×10^{-1}
		I —
		Cs 4.67×10^0
		Ba 3.23×10^0
La 2.51×10^0		
Ce 5.18×10^0		
Pr 2.41×10^0		
Nd 8.32×10^0		
Pm 7.30×10^{-1}		
Sm 1.71×10^0		
Eu 2.59×10^{-1}		
Gd 1.44×10^{-1}		
Tb 2.74×10^{-3}		
Dy 1.65×10^{-3}		
Ho 1.11×10^{-4}		
Er 2.18×10^{-5}		
Total		154.6×10^1

^{235}U Enrichment : 4wt%

Burn-up : 28,000MWD/MTU

Specific Power : 35MW/MTU

Cooling Time : 5.5yrs

3. 유리固體化技術의 開發

PNC가 1976년 부터 開發해온 유리固體化技

〈表 2〉 Characteristic Data of MTF

Pretreatment of HLLW	
(Concentration)	
1) Capacity	: 1,000 ℓ -HLLM/day
2) Concentration	: factor of 2
Glass Melting(Mock-up II Melter)	
1) Surface Area	: 0.82m ²
2) Capacity	: 300kg-glass/day
3) Melting Volume	: Max. 307 ℓ
4) Melting Temp.	: 1100~1200°C
5) Heating-up System	: Indirect heating(sic)
6) Electrode	: Inconel 690, Plate
7) Refractory	: K-3 and ER-2161
8) Glass drain-out	: Overflow or bottom flow (2nozzles : Inconel 690)
Off-Gas Treatment	
1) Capacity	: 240Nm ³ /h
2) Ru adsorber	: silica-gel(8-14Mesh) 70°C
Canister Handling	
1) Canister	: 430mmφ, SUS 304L
2) Glass Weighing	: Load-Cell
3) Lid Sealing	: TIG welder

術은 液體注入式 Joule-Heated Ceramic Melter Process에 기반을 두고 있다.

최근의 主要 活動은 다음과 같다.

- (1) 유리固體化過程의 實規模 冷態模擬實驗
- (2) 실험실 규모로 行하는 유리固體化 溫態試驗
- (3) 원격조정기술의 개발
- (4) 熔融爐 設計의 改良

3.1 유리固體化過程의 實規模 冷態模擬實驗

1980년부터 Engineering Test Facility(ET-F)에서의 실험을 통해, 액체주입식 Joule-Heated Ceramic Melter Process가 實証된 다음 1982년3월 實規模의 模擬試驗裝置(MTF)가 만들어졌다. MTF의 初期設備은 Tokai 再處理工場の 유리固體化工場 기본설계에 입각해서 제작되었으나, 캄페인의 進行結果와 유리固體化工場の 상세설계를 기반으로 하여 供給傳達系統과 排가스 處理系統에 대해서는 약간의 변경이 이루어졌다.

〈그림 1〉 Process Flow of MTF

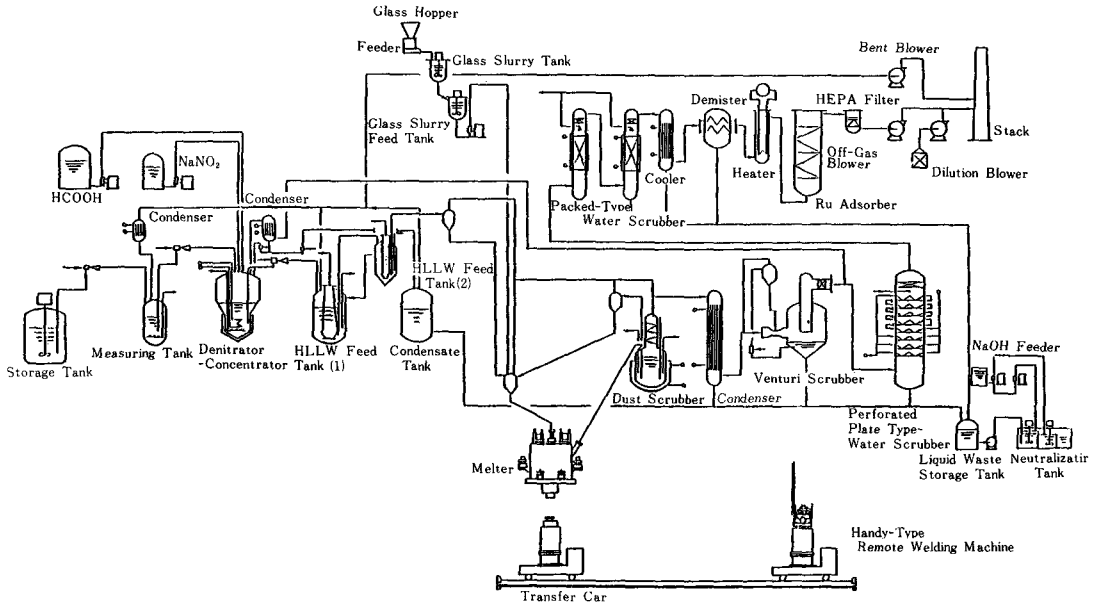


表2는 가장 최근의 MTF에 관한 특징적인 데이터이고, 그림1은 MTF의 工程이다.

模擬 高單位 放射性液體廢棄物은 스타프제로 대형저장탱크(3,500 l)에서 소형(200 l)축정탱크를 거쳐 濃縮器로 전달된다. 농축기에서 HLLW의 화학적 성분과 농도가 조절된 다음 HLLW는 供給탱크(1)로 보내진다. 이 HLLW는 용융로에 연속적으로 공급되며, 유리원료는 미리 용융된 형태의 Borosilicate Glass Frit에 계속적으로 첨가된다. 프리트로는 분말, 구슬 및 유리섬유 세가지 형태가 개발되어 MTF에서 시험을 거쳤는데, 최종적으로 유리섬유프리트가 채택되어 이것을 자동적으로 공급해 줄 수 있는 시스템을 개발중에 있다.

용융로에서 녹는 온도는 1,100℃에서 1,200℃ 사이가 유지되는데, 이 용융된 유리를 스테인레스 캐니스터로 빼내는데는 약2시간이 걸린다. 이때 캐니스터를 밀봉하기 위한 뚜껑의 용접은 특별히 개발된 휴대용 원격조정 TIG용접기를 사용해서 이루어진다. 한편, 용융로에서 배출되는 가스는 먼저 Dust Scrubber로 처리된

다. 洗滌용액은 에어리프트에 의해 정기적으로 용융로에 재순환되어 보내지는 반면, 排가스는 콘덴서, Venturi Scrubber, 구멍이 뚫린 平板형태의 Water Scrubber, 팩형태의 Water Scrubber, 루테늄吸着器와 HEPA필터장치를 거치게 된다.

1982년 이래 MTF에서 遂行된 9개의 長期캠페인을 통해 排가스의 특성과 設備의 除染因子가 광범위하게 調査·評價되었다.

3.2 實驗室規模 溫態유리固體化試驗

實驗室規模로 행해지는 유리고체화과정의 溫態試驗은 1982년12월부터 1985년8월까지 모두 7번에 걸쳐 Chemical Processing Facility(CPF)에서 실시되었는데(表3), 6번째의 시험에서는 유리고체화공장에서 실제 방사능에 해당되는 약3,700Ci의 유리화된 폐기물1.5리터정도가 생성되었다.

그림2는 CPF에 설치된 소형의 Joule-Heated Ceramic Melter를 나타낸 것이고, 그림3은 CPF 유리고체화 진행흐름을 나타낸 것이다. CPF에서 평가되어야할 主要點은 다음과 같다.

(1) 유리고체화가 진행되는 과정중의 放射性核種의 舉動

(2) 유리화된 폐기물의 특성(化學的 耐久性, EPMA分析, 物理的 特性 및 기타)

(3) 감마선 走査

(4) 캐니스터 표면의 제염시험

(5) HLLW의 組成分析

이와 같은 사항들이 현재 광범위하게 추진되고 있다.

3.3 유리固體化工場에서의 원격조정기술의 開發

유리고체화공장은 工場의 利用率을 높이고, 작업원들에 대한 피폭선량을 줄이기 위해 設備를 원격조정하는 새로운 개념으로 설계되었다. 設備들은 랙에 설치되어 있고, 그 랙은 셀벽의 양쪽 면을 따라서 질서있게 놓여져 있다. 원격조정은 셀内部의 크레인과 두개의 팔을 갖고 있는 서보매니플레이터 및 ITV폐쇄회로를 통해서 수행될 것이다.

PNC는 遠隔操縱系統에 관한 새로운 개념을 實現시키기 위해 다음 항목들을 개발하고 있다.

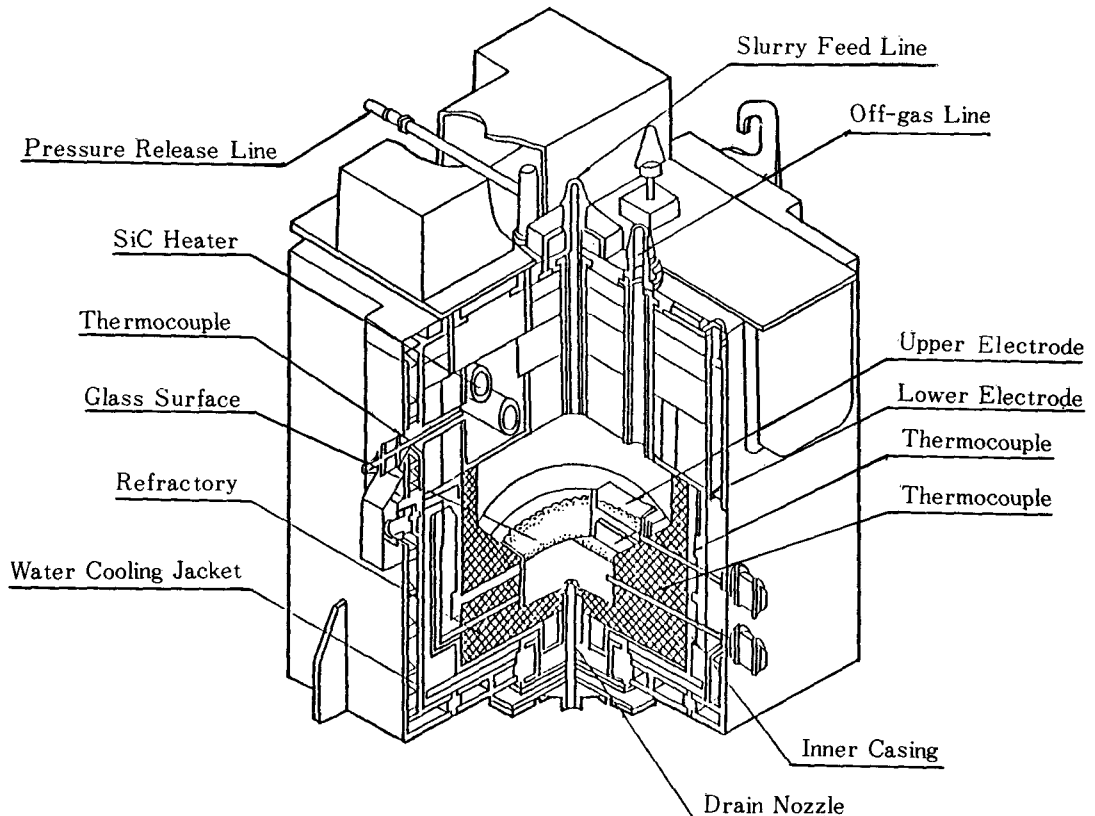
(1) 좌우 양측에 두개의 팔을 갖는 서보매니플레이터 시스템

〈表 3〉 Hot Runs Performed in CPF

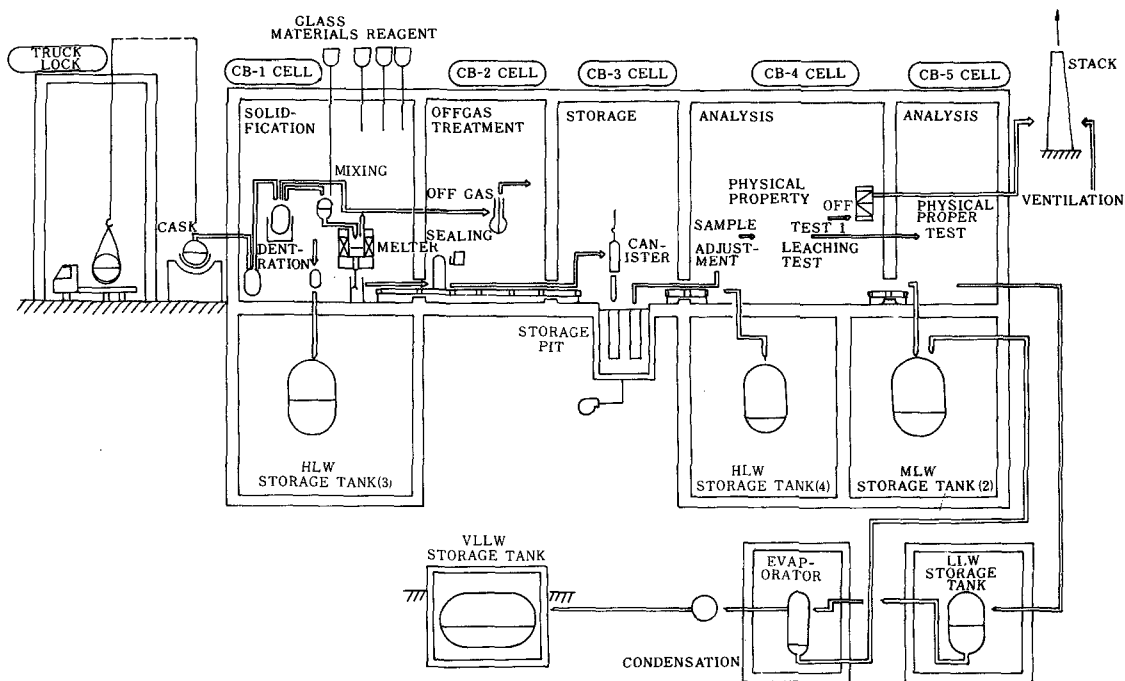
	1st Run	2nd Run	3rd Run	4th Run	5th Run	6th Run	7th Run*
Date	December 1982	March 1983	June 1983	December 1983	February 1984	March 1984	July 1985
Radioactivity added to the simulated HLLW	~3 Ci	~100 Ci	~200 Ci	~300 Ci	~300 Ci	~3,700 Ci	~300 Ci*

*No simulated HLLW was used, namely all of HLLW used for this run was actual waste.

〈그림 2〉 Structure of CPF Melter



〈그림 3〉 Process Flow of CPF Vitrification Line



광섬유 신호전송 시스템

耐放射線 고감응 TV시스템

(2) 모듈 시스템 : 렉設計

(3) 원격조정 유체 및 전기식 콘넥터

(4) 원격조정 시료채취 시스템

(5) 가동중검사 시스템

좌우에 두개의 팔을 갖는 서보매니플레이터의 경우 1983년에 原型 I 이 시험적으로 제작되었고, 앞으로의 原型 II 를 위한 單一팔을 갖는 매니플레이터가 1984년에 개발되었다. 原型 II 는 유리固體化工場에서 使用될 것으로 기대되고 있다.

3.4 熔融爐의 設計改良

MTF에 쓰이는 Joule-Heated Ceramic Melter System 외에 더욱 개량된 Melter System 역시 개발되고 있는데, 이러한 작업의 主要目的은 다음과 같다.

(1) 熔融爐의 사용가능 수명을 연장

(2) 熔融爐의 처리용량을 증가

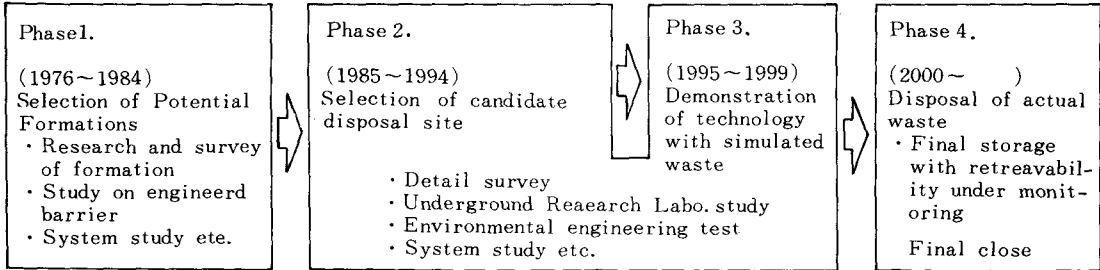
(3) 熔融爐의 운전 안전성 향상

극초단파가열, 원격조정으로 교체가 가능한 Induction-Heated Drain Nozzle 및 용융로의 구조가 주요 개선 부분이다. 이 중에서 극초단파가열은 處理容量을 증가시키기 위한 부스터로도 쓰일 수 있는데, 최대출력이 60kW이고, 주파수가 915MHz인 극초단파가열장치는 Melter와 같이 시험되어 왔으며, Induction Heated Drain Nozzle은 1983년 부터 시험되어 왔다. 1985년9월에 改良된 熔融爐가 稼動되기 시작하였다.

4. Tokai再處理工場의 유리固體化工場 設計

PNC는 현재 유리고체화공장을 설계하고 있는데, 이工場은 고준위방사성액체폐기물의 固體化와 유리고체화기술을 實証하기 위한 것이다. 이工場의 상세설계는 이미 1984년에 완료되었으며, 현재는工場의 건설단가를 낮추고

(그림 4) Four-phase Program for the Development of Geologic Disposal in Japan



1986년에 있을 許可申請에 대비해서 設計改良이 이루어지고 있다. 建設은 1987년 가을에 시작될 것이다.

建設될 工場은 통풍이 잘 되지 않도록 한 차폐된 넓은 방이 있고, 락 모듈 시스템을 채택했으며, 완전히 원격조정으로 운전과 보수유지가 되도록 두개의 팔을 갖는 고성능 서보매니플레이터와 대형의 除染폭을 갖춘다. 유리고체화과정은 MTF와 거의 같으며, 處理容量은 再處理工場과 같아서 약300kg의 글래스가 정기적으로 熔融爐의 밑부분에서 부터 캐니스터로 부어진다. 유리화된 폐기물에 들어있는 핵분열생성물은 산화물로서 약10%를 차지한다. 또한, 유리고체화되는 시점(原子爐에서 引出된후 5.5년)에서의 총방사능과 붕괴열은 각각 $4 \times 10^5 \text{Ci}$ 와 1.4kW로 추산된다.

2차계통의 액체폐기물은 증발기에 의해 처리되는데, 여기에서 농축된 것은 유리고체화과정으로 재순환되고, 응축된 것은 최종적으로 再處理工場으로 다시 보내진다.

5. 廢棄物處分に 關한 計劃

諮問委員會의 권고에 따라 PNC는 일본의 고준위 방사성폐기물(HLW) 처리에 관한 연구 및 개발을 수행하는 주도적인 기관이다.

日本原子力研究所(JAERI)는 고준위방사성폐기물처리의 안전평가에 관련된 연구 수행을 담당한다. 수정된 計劃은 다음과 같이 네가지 형태로 구성되어 있다.

○ 제1단계 : 잠정적으로 處分に 적합한 지층에 대한 조사(이미 완료)

○ 제2단계 : 후보처분장의 선택(약10년이내에 가능)

○ 제3단계 : 處分技術의 實証

○ 제4단계 : 實廢棄物의 處分

以上 4단계 計劃을 그림4에 나타내었다.

5.1 잠정적 지층의 연구와 조사

1단계에서는 약30개의 지역에 대해 조사를 수행했다. 그 결과로 알 수 있는 점은 같은 岩盤에서도 간혹 지질환경에 따라서 그 성질에 현격한 차이가 있다는 것이다. 만약 폐기물을 처리할 지층이 Non-Consolidated Rock과 같이 본질적으로 부적합한 지층이 아니라면 굳이 암반의 형태를 지정해 놓고 조사를 할 필요는 없다. 또한, 지층처분의 安全性을 더욱 확고하게 하기 위해서는 지질조건에 따라 적절하게 설계된 공학적 방벽이 포함된 多重防壁系統을 도입해야 한다.

5.2 지층처분에 관한 研究 및 開發

A. 地學的 研究

PNC는 1단계에서 다음과 같은 2가지의 現場試驗을 행했다. 輝綠岩(Diabase)에 대한 Shimokawa 프로젝트와 凝灰角礫岩(Tuff Breccia)에 대한 Hosokura 프로젝트. PNC는 또한 화강암에 대한 國際STRIPA 프로젝트에도 참여하고 있는데, 일련의 이러한 시험들에서 천연방벽의 역할을 하는 지층의 기능을 명확하게 알기 위해 암반의 성질, 열전도도, 透水性과 핵

종의 移動에 관한 사항들이 연구되었다.

한편, 2단계에서는 심지층에서의 水理學的 現象과 암반의 성질이 연구될 것이며, 아울러 지층의 健全성과 隔離效果에 붕괴열의 발생이 미치는 영향 및 지진운동, 굴착 등으로 인한 영향도 조사될 것이다.

Hosokura와 같이 암반동굴이 존재하는 곳은 이와 같은 연구와 지진에 관한 자료를 수집·분석하는 데에 活用되고 있으며, 또한 방사성핵종이 있는 지질매개체와의 상호작용에 대한 기본적인 연구도 계속되고 있다.

B. 工學的 防壁

적당한 지층을 선택하고 개발하는 것이 1단계에서 수행되어졌으며, 2단계에서도 유리화된 廢棄物로 물이 스며들어가는 것을 방지하고, 물이 일단 스며든 후에는 방사성핵종을 지연시키는 두가지 목적에 모두 효과적인 包裝材, 緩衝材, 방벽물질과 그라우트물질의 見地에서 계속 수행되었다.

2단계에서는 건설시험을 통하여 고도의 信賴性和 安全性을 지닌 방벽을 건설하는 기술을 개발하며, 이러한 공학적 방벽의 효과 및 健全성은 방벽이 갖는 화학적 및 열안정성, 기계적 성질, 천연방벽과의 적합성 등을 시험하여 평가된다.

그리고 廢棄物에서부터의 방사성핵종 용출 기구와 천연 및 공학적 방벽에 대한 격리효과는 지상에 있는 冷·溫態 試驗設備로 연구하게 된다.

C. 處分시스템의 開發과 評價

1단계에서는 處分시스템내 각 防壁에서의 가정된 이동경로를 기초로 하여 방사성핵종의 이동경로 시나리오가 연구되었으며, 그에 따른 기본적인 평가모델이 방사성핵종 지연효과의 수치해석모델을 사용하여 조사되었다. 또한 지층 처분시스템에 관한 설계연구가 이루어졌다.

2단계에서는 심지층에서의 방사성핵종 거동

의 차이점으로 부터 地化學的 평가모델을 개발하여 후보처분장에 대한 處分시스템이 설계될 것이다. 종합적인 성능평가모델과 컴퓨터 코드가 개발 및 개량되고 있다. 성능평가를 위한 데이터는 지하 연구실험실에서의 현장실험과 표본으로 추출된 암반에 대한 溫態試驗 등을 통해서 얻어질 것이며, 이렇게 얻어진 자료들은 安全評價基準을 설정하는데 이용될 것이다.

그리고 폐기물을 처분할 후보지를 선택하기 위해서는 반드시 안전평가를 실시해야 하며, 현장감시기술은 지하수와 암반의 성질이 변하는 것을 정부하고 방사성핵종들을 검출하기 위해서 개발되어져야할 것이다.

D. 地下研究實驗室

2단계에서의 중요 활동중 하나는 地下研究實驗室(URL)을 설치하는 일이다. 천연방벽과 공학적 방벽에 관한 연구는 URL에서 행해지게 될 것이다.

1) 천연방벽에 관한 연구

심지층에서의 암반의 특성과 수리학적기구가 연구되어질 것이며 또한 천연방벽의 健全성과 격리능력에 대한 지진운동, 굴착 및 熱의 영향도 결정될 것이다.

2) 공학적 방벽에 관한 연구

심지층에 공학적 방벽을 설치할 예정인데, 이 방벽이 설치되면 장벽의 효과와 健全성도 평가하게 될 것이다.

E. 溫態試驗設備

2단계에서 溫態試驗을 위한 設備가 제작될 것이다. 여기서는 放射線照射狀態下에서 천연방벽 및 공학적 방벽의 방사선 내구성, 용출현상 그리고 흡착특성을 평가하게 된다. 또한, 模擬로 폐기물 저장소의 조건을 만들어 핵종의 이동에 관한 시험도 실시한다.

以上の 시험들을 소규모 혹은 실제 크기의 유리화된 폐기물을 사용하여 전체적으로 실험하게 행될 것이다.