

用過核子燃料最終處置計畫  
潛在處置母岩特性調查與評估階段

94年工作成果報告

台灣電力公司

中華民國九十五年二月

# 用過核子燃料最終處置計畫 潛在處置母岩特性調查與評估階段—94年工作成果報告

## 摘要

為確保現有核能設施除役後的安全，用過核子燃料處置工作長期推動的目的，就是設法隔絕用過核子燃料，促進非核害環境的永續發展。台電公司於75年開始推展用過核子燃料長程處置的技術發展，並依「放射性物料管理法」規定，於94年起逐年進行「用過核子燃料最終處置計畫」，集國內相關產、官、學、研等單位之力，持續精進境內最終處置之技術，以期階段性發展至達成最終處置之基本要求——即選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，確保民眾安全及環境品質。

「用過核子燃料最終處置計畫」近程目標為：於98年提出「我國用過核子燃料最終處置之初步技術可行性評估報告」。目前進行之94~96年計畫之工作內容，即針對初步技術可行性相關主題，包括「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」等方向進行規劃。針對94年於「潛在處置母岩特性調查」、「處置技術發展」、「功能/安全評估技術發展」、「各國高放處置計畫現況分析」、「用過核子燃料最終處置計畫書修訂」等項目之工作成果摘要說明以編寫此一報告。

# 目錄

<b>1. 概述.....</b>	<b>1-1</b>
<b>2. 計畫目的及規劃.....</b>	<b>2-1</b>
<b>3. 計畫執行成果.....</b>	<b>3-1</b>
3.1 潛在處置母岩特性調查 .....	3-1
3.2 處置技術發展 .....	3-11
3.3 功能/安全評估技術發展 .....	3-18
3.4 各國高放處置計畫現況分析 .....	3-31
3.5 用過核子燃料最終處置計畫書修訂 .....	3-34
<b>4. 工作成果檢討.....</b>	<b>4-1</b>
4.1 計畫執行與規劃之比較說明 .....	4-1
4.2 工作成果未來之應用 .....	4-5

## 表目錄

表 3-1：岩心實驗室試驗結果整理表 .....	3-3
表 3-2：水文地質試驗水力參數分析結果表 .....	3-7
表 3-3：國外處置相關法規與法規規範內容 .....	3-19
表 3-4：國外以結晶岩為參考母岩用過核燃料/高放射性廢棄物處置概況.....	3-20
表 3-5：豎井和斜坑之比較 .....	3-23
表 3-6：世界主要核能國家採用不同廢棄物罐材料主要考量因素分析表 .....	3-24
表 3-7：美國/瑞典/日本高放射性廢棄物處置計畫發展歷程及未來時程規劃	3-33

## 圖目錄

圖 1：用過核子燃料長程處置計畫發展歷程.....	1-2
圖 2：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖 .....	2-3
圖 3：跨孔試驗與量測試驗步驟圖.....	3-4
圖 4：330-360公尺 (左)與450-500公尺(右)離散裂隙模式.....	3-8
圖 5：深度330-360公尺高裂隙密度帶對比情形 .....	3-8
圖 6：深度450公尺以下之高裂隙密度帶對比情形.....	3-8
圖 7：裂隙網路模擬程式統計分析部份之主功能表.....	3-12
圖 8：TOUGH2介面程式功能架構.....	3-12
圖 9：岩塊水力脈衝測試實驗結果.....	3-14
圖 10：結晶岩質潛在母岩調查區衛星影像三維視覺模擬.....	3-16
圖 11：結晶岩質潛在母岩調查區地下空間資訊模擬.....	3-16
圖 12 廢棄物罐篩選需考量之技術議題魚骨架構圖.....	3-26
圖 13：用過核燃料最終處置資料庫系統主畫面.....	3-30
圖 14：各國深地層處置概念.....	3-32

## 1. 概述

為確保現有核能設施除役後的安全，用過核子燃料處置工作長期推動的目的，就是設法隔絕用過核子燃料，促進非核害環境的永續發展。用過核子燃料最終處置的基本要求即選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質。但各國環境不同，建立當地適用之用過核子燃料長程處置技術，尋求本土化安全處置的方法，實為必要之途。

經過各核能使用國積極研究發展用過核子燃料最終處置技術，迄今咸認「深層地質處置」是為最有潛力的處置方法。所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料埋在深約300至1,000公尺的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施。藉由人工與天然障壁所形成的多重屏障系統，可以有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間，使用過核子燃料的輻射強度在影響生物圈之前已衰減至不致影響民眾安全及環境品質的程度。目前推動用過核子燃料地質處置計畫的國家，均就其所處的地質條件，選擇合適的處置母岩，來進行其最終處置計畫。

為了因應我國用過核子燃料安全處置的需求，台電公司於73年初研擬「我國核子反應器用過核燃料處理研究計畫書」，報請行政院核定實施。此後，國內相關產、官、學、研等單位即投入用過核子燃料長程處置的技術發展工作。自1986年開始至2004年止，共歷經學習階段、初期工作規劃階段、區域調查技術準備階段、調查實施與技術發展階段等四個主要階段（圖 1）。於2004年底，依「放射性物料管理法」規定，台電公司提出「用過核子燃料最終處置計畫書」提報原能會核定。依據「用

過核子燃料最終處置計畫書」之規劃，自2005年起至完成處置場建造期間，共分為五個階段：

- (1) 潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017)
- (2) 候選場址評選與核定階段(2018~2028)
- (3) 場址詳細調查與試驗階段(2029~2038)
- (4) 處置場設計與安全分析評估階段(2039~2044)
- (5) 處置場建造階段(2045~2055)

並於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005~2017)擬定近程工作目標為：於2009年提出我國「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱SNFD 2009報告，Spent Nuclear Fuel Disposal Project—2009 Progress Report)，涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能評估」等主題。

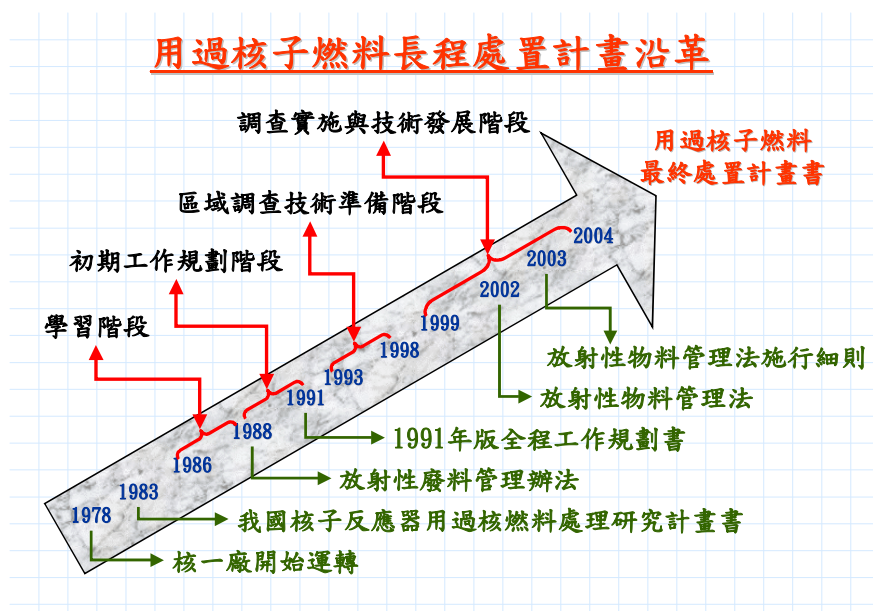


圖 1：用過核子燃料長程處置計畫發展歷程

## 2. 計畫目的及規劃

為達成於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置之初步技術可行性」報告之既定目標，目前提出2004~2007年計畫之工作內容，即針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」相關工作（如圖 2所示）加以規劃：

在「處置環境條件的調查研究」方面，擬進行國內現有地質處置環境調查資料的蒐集、研析與地理資訊系統(GIS)的建立—整合國內相關單位調查產出的地質環境資料，及過去處置計畫調查獲得的深層地質特性資料，以說明我國地質環境之特性。另一方面，結合潛在處置母岩深層地質特性調查成果—包括偏遠地區空中磁測調查(aeromagnetic surveys)、處置環境長期穩定性分析（如火山、地震、活動斷層等）、現地深井的孔內調查與深井跨孔試驗之技術發展（達500公尺深）、核種傳輸試驗等，以取得本土調查資料及參數，進而完成初步功能/安全評估技術發展所需之地質概念模式，提供本土安全評估技術發展及案例說明之用。有鑑於國內對結晶岩質潛在處置母岩之深層地質、構造、岩性、地下水文、地球化學及岩石力學等資料與相關調查技術，過去累積較為欠缺，在2004~2005年計畫中之潛在處置母岩特性調查部份，旨在加強深層調查技術的建立與本土參數的獲取。

在「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」方面，將依據過去90~93年度計畫所建立之功能/安全評估技術能力為基礎，著重於結晶岩質母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定結晶岩質母岩為離散裂隙模型、雙孔隙模型或其他等同合適模型，並建立對應之概念模型與評估技術。在2004~2005年計畫中，進行用過核燃料最終處置

概念精進，持續注意國外處置計畫之技術發展，修正國內結晶岩虛擬場址之處置概念，包括應用本土調查數據以精進修訂之處置概念模型。

為能解決潛在處置母岩特性調查與初步功能/安全評估技術之間界面問題，需有整合技術之發展與應用，俾利於初步完整處置場功能/安全評估作業流程之建立，進而於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置之初步技術可行性」報告中提供本土安全評估技術發展及案例說明。爰此，在2004~2005年之計畫，著重於對結晶岩質處置母岩之功能安全評估技術所需參數之整合。

針對上述近程工作，需立基於國內處置技術專業過去長程發展的基礎，因此台電公司委請工研院能環所負責地質處置環境資料的彙整，及現地調查與資料解析的技術發展（其中核種傳輸實驗由清華大學原科中心協助完成，井下構造參數解析由中正大學地震所協助）；並委請原能會核研所負責功能/安全評估之技術發展；計畫管理由台電公司核能後端營運處負責。



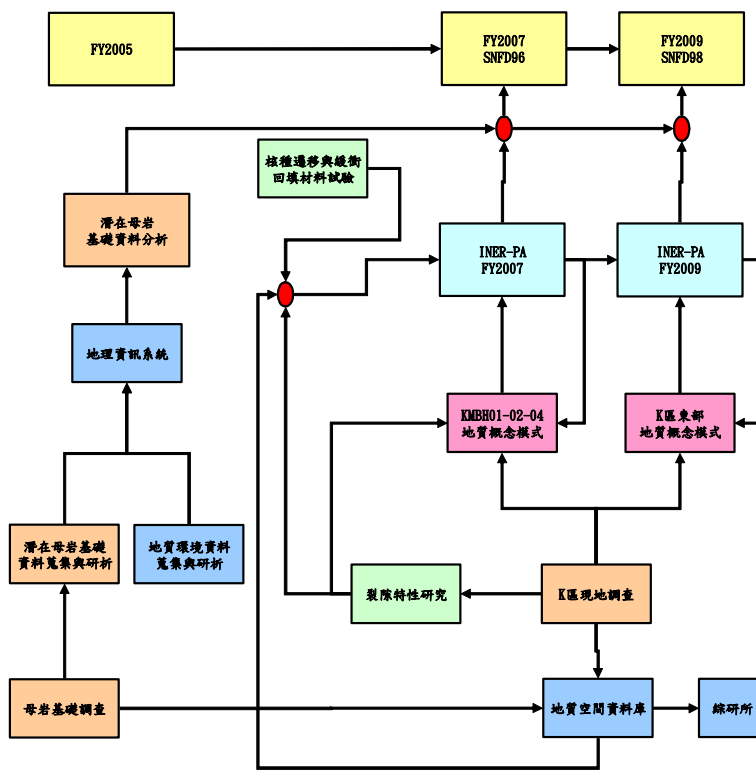


圖 2：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖

### 3. 計畫執行成果

#### 3.1 潛在處置母岩特性調查

本項研究近3年之工作主要著重於結晶岩質潛在母岩岩體的基本特性調查。計畫執行迄今已完成工作計有：

1. 標的岩體區域重磁力探測
2. 衛星影像分析
3. 二萬五千分之一地質圖測繪
4. 14,800公尺長的地電阻影像剖面探測
5. 區域水文特性調查
6. 東南/西方淺層海域震測調查
7. 標的岩體東部地表裂隙調查
8. 標的岩體區域之三孔地質探測井的鑽鑿

##### 3.1.1 潛在處置母岩地表及地下地質調查

本期潛在母岩特性調查工作，著重在結晶岩質潛在母岩岩體的地表及地下地質調查。主要研究內容包括：1.岩體特性分析；2.地電阻影像剖面探測；3.岩石力學試驗。

###### 3.1.1.1 岩體特性分析

本計畫主要係針對結晶岩質潛在母岩地表出露範圍最大的岩體進行調查，在岩體產狀分析，得知部份岩體具混合岩狀或片麻狀特徵，為鐵鎂礦物含量少、長英質含量多之岩性，並構成結晶岩質潛在母岩調查區主要的基盤岩；另部份岩體具流動狀構造、含閃長岩質包體，為鐵鎂礦物含量多之岩性。在邊界特性分析，得知測區岩體北界與變質砂岩(或片

岩)接觸，而岩體北界亦以斷層關係與變質砂岩(或片岩)接觸，該邊界亦為剪切帶所通過之處。

而根據溫度定年學試驗結果，得知自26百萬年以來，結晶岩質潛在母岩岩體處於相當穩定的條件(剝蝕率僅0.1公釐/年)，其岩層空間分布的變化僅受海水面升降影響。

### 3.1.1.2 地電阻影像剖面探測

由於結晶岩質潛在母岩調查區綠化相當完整，因此大部份地區都被植被覆蓋，地表地質調查，所得資料有限，對整體地下構造形貌無法完整地掌握。為更進一步瞭解測區岩體周圍的分布界限，及鄰近相關地質構造特徵與位置，本研究在測區岩體四週規劃數條測線，進行地電阻影像剖面探測，以探查地下地質構造，並配合地表地質調查，描繪出調查區周圍的岩體分布狀態與重要的地質構造。

綜合這3年於調查區周圍共佈置8條測線，總計完成14,800公尺的地電阻影像剖面探測。結果顯示，地電阻影像剖面探測對於結晶岩質潛在母岩岩體周圍地區之沖積層厚度、地下基盤之岩體分布、岩體邊界與破碎帶位置的調查判釋，均具有良好成效。依據本項工作調查結果，對於調查區之地下地質構造判釋說明如下：

1. 測區岩體除了出露於地表的露頭之外，並持續向四周地區延伸分布，而潛伏於沖積層之下，其上覆沖積層之厚度平均約在30公尺左右。在西側與西北地區，測區岩體之分布界線與地表所見之岩體出露邊界位置十分接近；而其餘之周圍地區，岩體則潛伏於沖積層下方，具有一定相當距離的延伸。
2. 測區岩體周圍地區具有多條北東與北西等兩個方向的地質構造。這些地質構造帶，可能代表地下岩層間的破碎帶、斷層帶以及不同岩體的分界等構造。

### 3.1.1.3 岩石力學量測

本期岩石力學量測主要工作內容為探測井岩心進行實驗室試驗，及建立現地應力水力破裂法對既存裂隙量測分析技術。岩心實驗室試驗方面共進行151組，各項試驗結果整理詳如表 3-1所示。而現地應力量測之既存裂隙水力法(HTPF)試驗得知268公尺至320公尺深度區間的最大主應力界於10.29-12.34 Mpa，方向大致與垂向平行；次要主應力界於6.66-8.62MPa；最小主應力界於0.76-2.14MPa，最大主應力方向投影至水平後約為N21W至N54W之間。

表 3-1：岩心實驗室試驗結果整理表

單軸壓縮強度(MPa)	89.16-131.21 平均111.54(N=9)	75.68-168.66 平均125.97(N=9)
三軸壓縮試驗凝聚力(MPa)	26.42-28.49 (N=2)	17.99-29.51 (N=2)
三軸壓縮試驗摩擦角(度)	47.90-54.20(N=2)	50.71-59.08(N=2)
間接張力強度(MPa)	6.99-14.60 平均10.99(N=17)	6.91-13.33 平均9.73(N=16)
靜彈性模數 $E_{50}$ (GPa)	31.70-52.66 平均44.18(N=6)	34.15-51.19 平均41.93(N=7)
卜松比	0.13-0.27 平均0.17(N=6)	0.11-0.19 平均0.15(N=7)
動態剪力模數(GPa)	16.75-29.24 平均22.88(N=25)	12.99-24.50 平均17.98(N=22)
動態彈性模數(GPa)	41.31-73.60 平均55.17(N=25)	30.28-58.37 平均42.28(N=22)
動態卜松比	0.12-0.27 平均0.20(N=25)	0.10-0.25 平均0.17(N=22)

註：N=試驗組數

### 3.1.2 跨孔試驗與量測

本項研究分為探測井設置、孔內試驗與量測、跨孔試驗等工作，試驗流程如圖 3所示，而各項研究成果逐一說明如下。

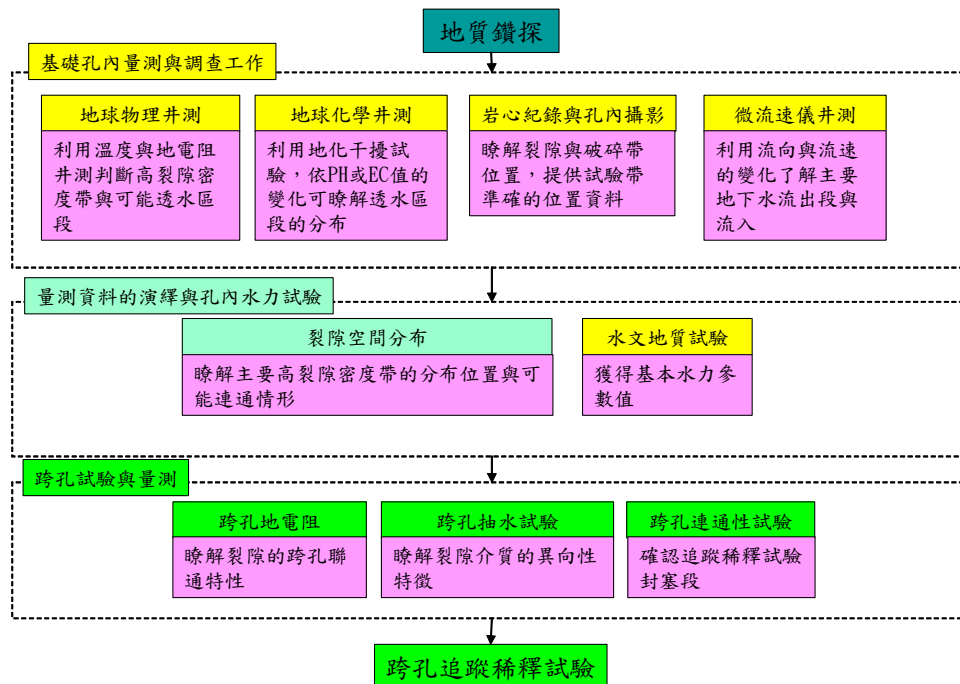


圖 3：跨孔試驗與量測試驗步驟圖

#### 3.1.2.1 探測井設置

從探測井岩心判識，得知主要裂隙段分布深度分別在0-71公尺、337-350公尺及476-560公尺之間。主要斷層構造的位置位於519.9、528.6、541.9、543.8及556.8公尺深等五處，斷層帶寬度均不大。綜合三探測井的岩心破碎帶資料，得知斷層帶位態走向為N64E，傾角為70N。

#### 3.1.2.2 孔內試驗與量測

孔內試驗與量測工作，包含地球物理井測、孔內攝影、地球化學量測、微流速儀井測及水文地質試驗等工作。其主要目的，為經由探測井

內的地球物理、化學、水力特性等資料，判斷探測井內之高裂隙密度帶位置，與可能具有導水特性的裂隙位置。以獲得功能安全評估模式所需之水力及地下水水質參數。

#### 1. 地球物理井測與孔內攝影：

經由地物井測與孔內攝影結果得知，大致分為3個主要裂隙段，第1段約在0-71公尺，走向為N30-45W，傾角為70-80N。第2段約在深度337-350公尺，主要裂隙有二組，一組的走向為N78-84E，傾角為50-70S；另一組裂隙的走向同為N78-84E，傾角為50-70N。第3段約在深度476-560公尺，此段裂隙特性以498公尺深度為界分為上下兩段，上部476-498公尺有四組主要裂隙，其位態分別為走向N35-45E，傾角為65-70N與65-70S，另二組的裂隙走向為N78-85E，傾角分別為70-80N與70-80S；下部498-560公尺為二組高角度裂隙，走向為N65-82E，傾角則分別為80N與80S。

#### 2. 地球化學量測：

本期此項研究係針對探測井進行了地化井測、地下水的封塞取樣及水質分析等各項地球化學量測工作，以獲取探測井深層地下水的化學特性，作為未來功能安全評估/核種溶解度模擬計算之水質參考依據。根據地化井測結果，本計畫針對探測井孔內裂隙發育較好的區段，一共進行了4段裂隙地下水的封塞監測與取樣分析的工作，其位置依序為：54.5-56.5公尺、269.0-271.0公尺、344.5-346.5公尺和498.0-500.0公尺。根據水樣的分析結果顯示，在探測井裂隙地下水的化學組成中，鈉鉀離子( $\text{Na}^{+1}$ 及 $\text{K}^{+1}$ )為主要的陽離子，而氯離子( $\text{Cl}^{-1}$ )及碳酸根離子( $\text{HCO}_3^{-1}$ 及 $\text{CO}_3^{-2}$ )為主要的陰離子。另外，在地下水的分類上，其水質是屬於淡水型(fresh water)的地下水。

### 3. 微流速儀井測：

微流速井測結果顯示於352.0-354.1公尺與538.1-540.2公尺二個區段內具有明顯的流向變化，可能為主要之導水裂隙區段。其中位於560公尺處產生較大流速地下水湧昇現象，顯示自540公尺以下地層可能具有較高的靜水頭壓力。

### 4. 水文地質試驗：

綜合地球物理井測、孔內攝影、地球化學井測及微流速儀量測等試驗結果，本期水文地質試驗深度分別於探測井之66.1-68.1公尺、184.0-186.0公尺、210.0-212.0公尺、269.0-271.0公尺、291.0-293.0公尺、344.5-346.5公尺、382.0-384.0公尺、413.0-415.0公尺、498.0-500.0公尺等九個區段進行。試驗結果顯示(表 3-2)，井內水力傳導係數最大值( $1.07 \times 10^{-4}$ 公尺/秒)位於413-415公尺區段中；最低值( $2.45 \times 10^{-6}$ 公尺/秒)位於184-186公尺間。

#### 3.1.2.3 跨孔試驗

探測井跨孔試驗目的，在於整合相鄰各探測井之調查資料，建立系統性研究方法，以獲得水文地質概念模式與功能安全評估模式，所需要之水力參數與溶質傳輸參數。由於結晶岩質潛在母岩試驗場址屬於裂隙介質之傳輸特性，因此先經由地下裂隙空間分布研究、跨孔地電阻及跨孔抽水試驗，以了解井間地下的裂隙構造分布與水力傳導係數的方向性，藉以規劃下一階段跨孔試驗的井位配置參考。於規劃完成之後，再利用跨孔連通性試驗，驗證規劃區段的水力連通性是否顯著，以確定跨孔追蹤稀釋試驗進行的位置。

## 1. 地下裂隙空間分布：

本項研究目的在整合三口探測井間的資料，以瞭解地下空間裂隙分布的形態，與各探測井間裂隙連通的情形，並建立三口探測井間的離散裂隙模式(圖 4)。另一方面利用裂隙位態與密度資料，判釋裂隙於空間中的延伸性，其結果得知第一口深度351.6公尺的裂隙帶可與第二口深度346.4公尺及第四口深度336-346公尺的高裂隙密度帶對比(圖 5)。另一方面450公尺以下的高密度裂隙帶屬於二組不同傾向的高角度裂隙交錯而成。第一口深度478-495公尺之裂隙群，可對比至第二口深度461-488公尺的裂隙群，以及第四口深度478-484公尺之裂隙群。第一口深度476-477公尺之裂隙群，則可對比至第二口深度489-498公尺之裂隙群。第一口深度490-492公尺之裂隙群，可對比至第四口深度484.9公尺的裂隙(圖 6)。

## 2. 跨孔地電阻探測：

本項試驗目的在瞭解探測井間裂隙相互的連通特性，及跨孔間二維剖面的裂隙構造分布情形，以提供跨孔試驗封塞區段設置時參考。經逆推跨孔地電阻探測試驗結果顯示，三口探測井間地下可能連通之裂隙主要分布於20~70公尺、180~200公尺、330~360公尺及440公尺以下4個區段。

表 3-2：水文地質試驗水力參數分析結果表

深度(公尺)	水力傳導係數(公尺/秒)	比儲水率(公尺 <sup>-1</sup> )	靜水壓力(bar)
66.1-68.1	$1.30 \times 10^{-5}$	$2.73 \times 10^{-8}$	5.56
184-186	$2.45 \times 10^{-6}$	$3.24 \times 10^{-7}$	17.45
210-212	$7.91 \times 10^{-6}$	$3.79 \times 10^{-8}$	19.41
269-271	$1.07 \times 10^{-5}$	$2.64 \times 10^{-7}$	25.29
291-293	$5.42 \times 10^{-6}$	$3.95 \times 10^{-7}$	27.80
344.5-346.5	$3.42 \times 10^{-5}$	$1.00 \times 10^{-8}$	32.87
382-384	$6.79 \times 10^{-6}$	$4.34 \times 10^{-7}$	36.75
413-415	$1.07 \times 10^{-4}$	$1.00 \times 10^{-7}$	38.99
498-500	$5.55 \times 10^{-5}$	$9.98 \times 10^{-7}$	47.86



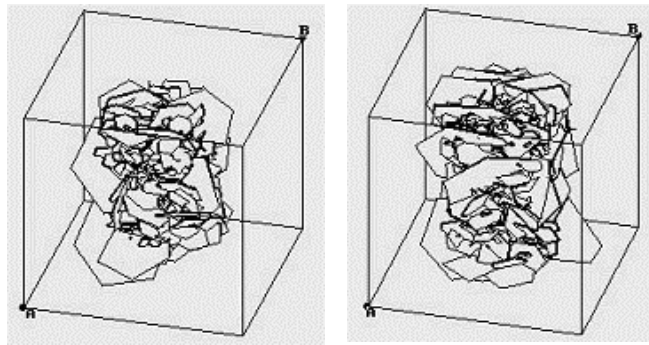


圖 4：330-360公尺 (左)與450-500公尺(右)離散裂隙模式

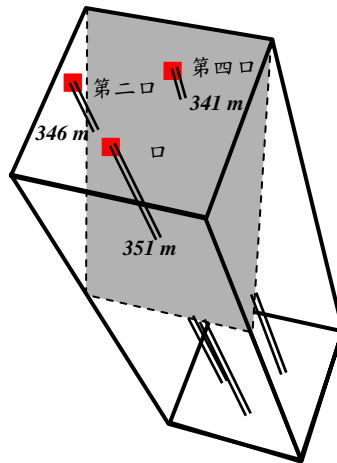


圖 5：深度330-360公尺高裂隙密度帶對比情形

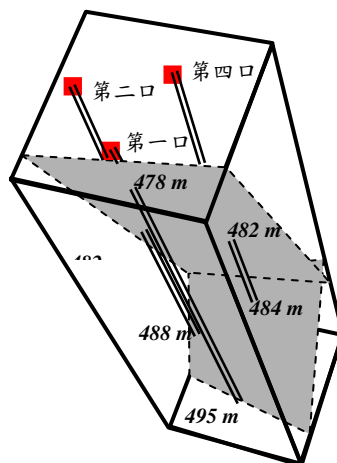


圖 6：深度450公尺以下之高裂隙密度帶對比情形

### 3.跨孔抽水試驗：

本項試驗目的著重於瞭解試驗場址內，水力傳導係數的異向性特徵，以規劃跨孔試驗的井位配置。本項試驗是使用美國Sandia國家實驗室所開發之nSIGHTS (Randy, 2004)水力試驗模擬軟體進行結果分析，以獲得最適化之水力傳導係數。其試驗結果顯示：第一、二口間的水力傳導係數約為 $6.07 \times 10^{-5}$ 公尺/秒，第一、四口間的水力傳導係數約為 $1.64 \times 10^{-4}$ 公尺/秒，第二、四口間的水力傳導係數則約為 $1.49 \times 10^{-4}$ 公尺/秒。

### 4.跨孔連通性試驗：

跨孔連通性試驗係利用抽水干擾的方式，同時觀測多封塞區段內的水位變化情形，以驗證跨孔間的連通特性，其試驗結果可作為下一階段跨孔追蹤稀釋試驗中，示蹤劑注入井與封塞段設置的參考依據。跨孔連通性試驗結果顯示，第一口和第二口探測井深度260-280公尺及360-500公尺間，連通性較佳；第一口與第四口探測井深度215-225公尺、265-275公尺、280-310公尺及330-360公尺間，具有良好的連通性；第四口與第二口探測井深度320-360公尺及360-500公尺間的裂隙連通性較佳，其餘的試驗區段無明顯連通性。

### 5.跨孔追蹤稀釋試驗：

本項試驗目的在於獲得跨孔間聯通裂隙的水力傳導係數、圍岩孔隙率、裂隙分布狀態、裂隙孔隙率、延散度等參數，以作為建立水文地質概念模式與功能安全評估工作的重要參考資料。

綜整上述地下裂隙空間分布研究、跨孔地電阻探測、跨孔抽水試驗及跨孔連通性試驗等試驗結果，本期規劃於第一口與第四口探測井內330-360公尺內進行跨孔追蹤稀釋試驗。

跨孔追蹤稀釋試驗結果顯示，其圍岩擴散性參數( $\alpha$ )為 $9 \times 10^{-3}$

(分<sup>-1/2</sup>)、對流與擴散的通量比(Peclet number, Pe)為140，及地下水平均傳輸時間( $t_0$ )為3,700分。另經由SFDM模式套配上述分析結果，進一步求得第一口與第四口於深度330-360公尺跨孔間之水力傳導係數為 $3 \times 10^{-6}$ 公尺/秒、圍岩平均孔隙率為0.56%、裂隙的孔隙率為0.69%、平均水力內寬為 $1.12 \times 10^{-4}$ 公尺、平均間距為 $1.6 \times 10^{-2}$ 公尺、延散度為 $6.6 \times 10^{-2}$ 公尺。

## 3.2 處置技術發展

### 3.2.1 裂隙參數異質性對岩體流動特性之影響

裂隙岩體內流體的流動特性，主要受到岩體內複雜的水文特性及裂隙網路的連通情形所影響，其中裂隙水文特性更受到裂隙長度、內寬、間距及密度等參數所主控。由於小範圍的現場量測資料，無法決定區域性裂隙結構特性，僅能由小尺度裂隙資料的統計及空間相關性的特性，預估在類似尺度岩體中，裂隙構造可能的分布情形，而分析所得的裂隙構造分布，則易受到現場量測得資料本身，以及不同地質條件的空間異質性(Heterogeneity)所影響。

本項目之目的，乃為考慮現場量測資料的異質性及空間相關性，經由撰寫程式的方式，導入地質統計模擬技術，以估計可能的裂隙分布模式。另一方面，將地質統計程式與TOUGH2程式中資料輸入輸出步驟，結合為一個使用者容易使用的介面，以作為評估裂隙岩體內地下水流及溶質傳輸不確定性分析的工具。

本期計畫發展出的程式共有四項：

1. 裂隙資料之統計分析模擬工具程式
2. 地下水數值模擬程式
3. TOUGH2介面程式
4. 地質統計介面程式

其中裂隙資料之統計分析模擬工具程式，此介面程式除了可分析現場裂隙參數之基本統計性質外，亦可分析裂隙參數之空間相關性結構，並根據分析結果模擬出不同的裂隙分布。此介面程式有關統計分析部份的功能架構如圖 7所示。另本期TOUGH2介面程式的發展，主要在建立其整體介面之雛形架構，此介面程式的功能架構如圖 8所示。地質統計

介面程式功能包含裂隙資料的基本統計分析，以及裂隙資料的空間相關性分析，但尚未加入參數資料的最佳化，以及裂隙資料的地質統計模擬功能。

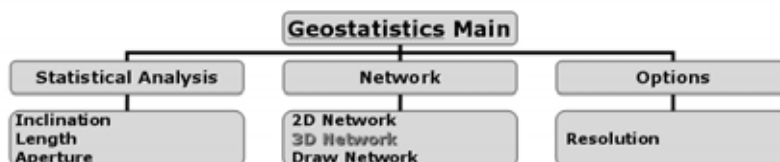


圖 7：裂隙網路模擬程式統計分析部份之主功能表

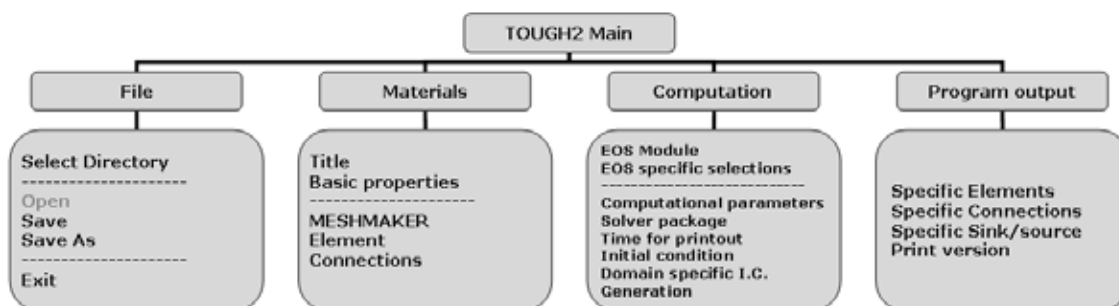


圖 8：TOUGH2介面程式功能架構

### 3.2.2 核種穩定相圖與溶解度模擬計算

對於一個「理想」的放射性廢棄物處置場而言，其地球化學環境的條件必須盡量符合核種及廢棄物罐材質的化學元素皆處於固相的環境。這些化學環境特性與處置場地下水的化學成分組成息息相關；其中，氧化還原電位(Eh)與酸鹼值(pH)更扮演著重要的角色。建立處置場地下水的Eh(pe)-pH穩定相圖，除了可用以評估適合核廢棄物處置的地球化學條件外，更可結合地化模式模擬，估算核種遷移時所必須考量之溶解度範圍。

本期主要針對核種Th(鈾)及Np(鏷)，以0至14的pH範圍，及正負1000mV的氧化還原電位範圍，分別計算及繪製在25°C、80°C、純水及特定離子條件下的Eh(pe)-pH穩定相圖；其中將以我國某離島之平均地下水

質(HC)的氯離子、硫酸根及碳酸根濃度為其繪圖的離子條件，並以地化模式EQ3/6(林鎮國，1999；林鎮國，2000)進行溶解度模擬與分析。研究結果發現，在銅(Copper)及用過核子燃料(Uraninite)的共同穩定區間中，Th(鈾)的溶解度控制物種可能為 $\text{Th}(\text{OH})_{4(s)}$ 或 $\text{ThO}_{2(s)}$ (Thorianite)，而Np(鏷)的溶解度控制物種可能為 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 或 $\text{NpO}_{2(s)}$ 。

在 $\text{pH}=7.0-10.0$ 、 $\text{pe}>-6$ 、 $T=25^\circ\text{C}-80^\circ\text{C}$ 及HC水質條件下，根據模擬結果顯示：

1. 當 $\text{ThO}_{2(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Th(鈾)的溶解度約介於 $6.7\times 10^{-15}\text{M}$ 至 $6.2\times 10^{-13}\text{M}$ 之間；裂隙資料之統計分析模擬工具程式
2. 當 $\text{Th}(\text{OH})_{4(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Th(鈾)的溶解度約介於 $4.2\times 10^{-7}\text{M}$ 至 $1.1\times 10^{-5}\text{M}$ 之間；
3. 當 $\text{NpO}_{2(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Np(鏷)的溶解度約介於 $1.0\times 10^{-15}\text{M}$ 至 $4.6\times 10^{-9}\text{M}$ 之間；
4. 當 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Np(鏷)的溶解度約介於 $4.3\times 10^{-7}\text{M}$ 至 $4.6\times 10^{-2}\text{M}$ 之間；然而在 $\text{pH}$ 大於7.5的條件下，由於 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 已非固態穩定物種，故其溶解度會明顯的大於 $1.0\times 10^{-6}\text{M}$ 。

### 3.2.3 岩塊水力試驗

瞭解影響處置安全機制與模式驗證，為用過核子燃料長程處置研究中重要的一環，發展實驗室岩塊實驗，不但可減少現地實驗之不確定因素，還可以系統化地瞭解岩塊於人為控制環境變化下的行為。

本期進行的岩塊水力實驗是為求取透水性甚低之結晶岩質岩塊內之水力參數，因此執行脈衝實驗(Bredehoeft and Papadopoulos, 1980)。工作重點在於實驗段密封方式的選定、岩塊尺寸的決定、岩塊鑽孔固定方法與實驗設備的組裝，最後執行脈衝實驗測試，證明新組裝設備能夠正常運作。

首先在岩塊實驗密封設計上，比較轉接頭粘接法與微形封塞法的適用性。由於目前轉接頭粘接法粘接品質並不一定，無法通過測漏實驗檢驗；反之，新開發之微形封塞則順利通過測漏實驗檢驗，因此，本期岩塊水力試驗採用新開發之微形封塞進行試驗。

其次為求取岩塊內之水力參數，因此進行岩塊脈衝測試實驗。結果顯示本實驗所用岩塊的水力傳導係數為 $6.8 \times 10^{-13}$  公尺/秒，試驗結果如圖9。未來將朝向人為劈開的裂隙，進行有系統的室內試驗。

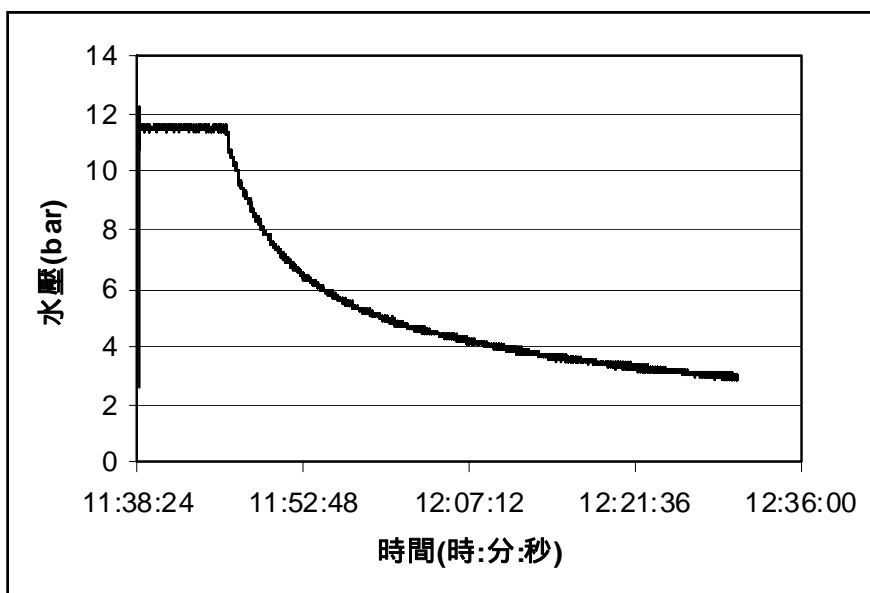


圖 9：岩塊水力脈衝測試實驗結果

### 3.2.4 地下地質空間資料庫及其變異性分析技術之建立

本研究主要針對三維地理資訊系統技術文獻進行蒐集，並且參考 PLOT3D(李錫堤、鄭錦桐，1995)及 VRML 之使用手冊及繪圖原理(蔡榮君及李錫堤，1997；嚴子翔，2001)，以便針對本系統所需功能進行模組開發。

為了與現有場址調查資料庫系統相容，本研究改寫PLOT3D繪圖所需之參數資料庫，加入VRML及Postscript輸出功能，並改寫相關資料展示程式以符合VRML的輸出需求，最後將VRML三維視覺模擬功能整合至場址調查資料庫系統中。在具體成果部份，本系統已具備等值線繪製、彩繪明暗圖、線畫透視圖、明暗透視圖及影像套疊圖等視覺模擬功能，允許使用者在虛擬實境中進行即時的互動式瀏覽，對於場址調查資料及處置概念設計均可提供效果絕佳的展示平台。

本研究以結晶岩質潛在母岩作為示範區，利用數值地形資料配合VRML技術進行測試。如圖 10係以結晶岩質潛在母岩調查區衛星影像套疊數值地形所製作的三維視覺模擬場景，而圖 11則是結晶岩質潛在母岩調查區彩繪明暗圖加上地下的探測井及弱面模型展示。由上述測試結果證實本系統已具備互動式的三維資料展示能力，建議未來可持續加強相關空間資料展示模組開發，以使本系統功能更加完備。

### 3.2.5 核種遷移與緩衝回填材料試驗

多重障壁(Multiple Barriers)的觀念，是目前世界公認之阻擋核種遷移的最妥善辦法，而多重障壁之各障壁實際能發揮之阻擋功能，就成為評估放射性廢棄物處置時關注的焦點。本期本項研究是以粉碎結晶岩、石英砂及MX-80膨潤土為緩衝回填材料，進行其化學穩定性分析、以及核種傳輸特性的研究。另為因應長期計畫之需求，初次進行了厭氧環境批次實驗。

首先緩衝回填材料的化學穩定分析歷經兩年的取樣實驗結果顯示，不論在合成地下水、合成海水及去離子水中，pH值均能維持穩定狀態，不受時間改變而影響。Eh值係在100-300mV間起伏波動。而分析的12種元素無法由固相及液相中，找出有濃度的消長關係。此種無明顯差異現象，推定其可能原因為系統在大於2個月的作用後，已達平衡狀態。



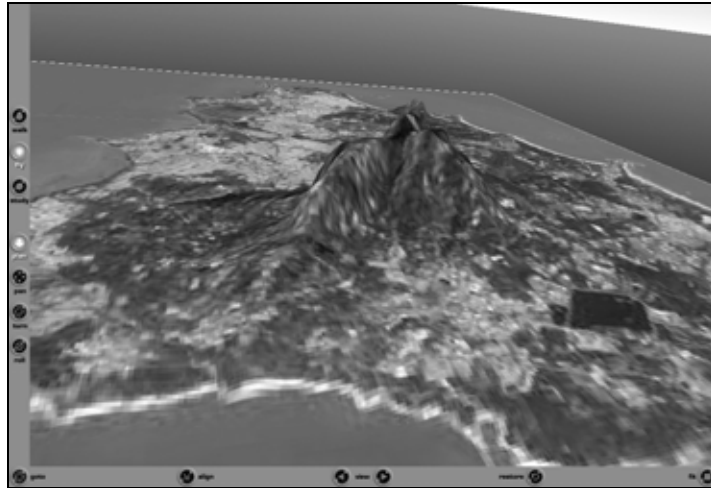


圖 10：結晶岩質潛在母岩調查區衛星影像三維視覺模擬

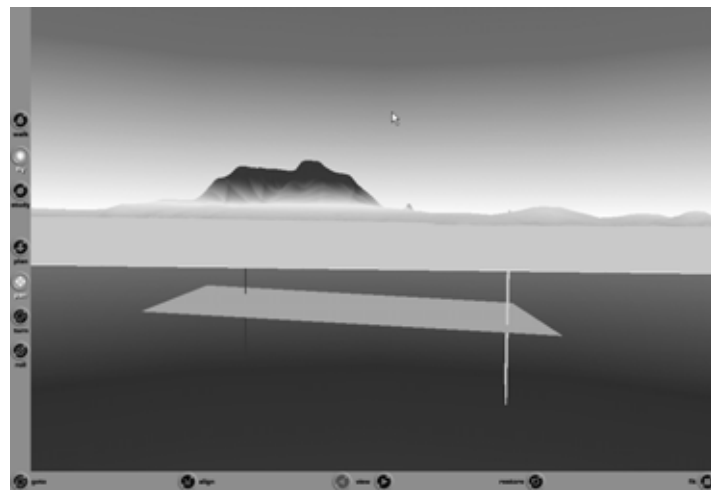


圖 11：結晶岩質潛在母岩調查區地下空間資訊模擬

其次核種傳輸特性研究中，於擴散管柱實驗得知，在離子濃度較大的海水，或是在離子濃度較弱的地下水，結晶岩對於Cs及Se這兩種核種的吸附能力，都沒有太大的差異。另於平流-延散管柱實驗得知，當平流流速較大時，線性吸附模式無法充分描述Cs在合成地下水及合成海水中的粉碎結晶岩管柱之平流延散行為。

最後，厭氧環境批次實驗結果顯示，液相水樣必須於實驗前80天放入厭氧手套箱，使其達化學環境穩態後，方能進行厭氧實驗。當厭氧手套箱系統已能穩定控制厭氧環境後。即開始進行好氧及厭氧環境下，對膨潤土及結晶岩在不同水樣中之化性及核種吸脫附影響的批次實驗。實驗結果顯示，不論使用何種材料、水樣及核種，在吸脫附實驗時於厭氧環境下的液相pH值，均比對照條件的好氧條件下各組要高，此說明厭氧環境會改變液相的酸鹼度，使偏向於較鹼性。

另在厭氧環境下的吸附實驗得知，膨潤土在好氧環境時合成地下水及合成海水對Cs的吸附性不會改變。然而脫附實驗顯示，厭氧下的合成海水會降低膨潤土對Cs的脫附性，而合成地下水則會增高脫附性。厭氧環境會降低結晶岩在合成地下水及合成海水對Cs的吸附性，而在合成海水中則會增加對Cs的脫附性。至於膨潤土與結晶岩混合，其對Cs的吸附或脫附效力，於好氧、厭氧環境下及在合成地下水、合成海水中，均與膨潤土的性质相近。

### 3.3 功能/安全評估技術發展

關於初步功能/安全評估技術整合部份，主要依據潛在處置母岩特性調查與評估階段之建立潛在處置母岩與地質環境間初步功能/安全評估能力，為本階段之主要工作目標與功能需求，經由擬定初步功能/安全評估研究作業流程與本年度系統整合流程，說明初步功能/全評估系統整合中重要研究項目之方法與現階段成果，各分項成果摘要說明如下。

#### 3.3.1 處置場安全需求與處置概念研擬

1. 增補、研整國外以結晶岩為主要處置母岩國家日本、加拿大、瑞士、瑞典及德國等國之放射性廢棄物處置相關法規、處置發展概況及未來規劃等資料。各國之法令規範，詳見表 3-3。以結晶岩為主要處置母岩國家具代表性國家其用過核燃料及高放射性廢棄物的處置概況如表 3-4 (邱太銘，2003；OECD，2004)。
2. 研整未來國內處置工作進行時可能所需參用的法令規範，其中除了「放射性物料管理法」及相關輻射法規外，涉及環境保護、勞工安全衛生以及營建等法規，為本項工作研究之重點。
3. 進行我國用過核燃料最終處置概念精進，持續配合國內外處置計畫之技術發展，修正我國之一般性結晶岩虛擬場址處置概念，包括摘述能環所調查成果以進一步精進處置概念模型。

表 3-3：國外處置相關法規與法規規範內容

國家	法規與法規規範內容
芬蘭	(1)Nuclear Energy Act and Decree(1998)：規範未來放射性廢棄物管理之責任歸屬、執照發放、實行步驟以及經費來源。 (2)Environmental Impact Assessment Act(1994)：規範核能執照發放前之環境影響評估程序。 (3)General regulations for the safety of spent fuel disposal(1991)：用過核燃料於母岩之處置規範。 (4)YVL 8.5(2002)：用過核燃料處置設施之運轉安全。
瑞典	(1)The Act on Nuclear Activities(1984:3)：規範所有放射性物質、廢棄物以及核能活動之執照發給事項。 (2)The Environmental Code (1998：808)：規範與環境相關之輻射防護及安全事項。 (3)SKIFS (2002:1)規範處置場之長程處置相關規定，包括：母岩特性、人工障壁、處置場之設計、建造以及封閉之相關安全規定。
德國	(1)Atomic Energy Act：規範放射性廢棄物之處置、處置場建造與運轉。 (2)Environmental Impact Assessment Act：處置設施之環境影響評估。 (3)Federal Mining Act：深層地質放射性廢棄物處置場之建造與運轉。
日本	(1)Specified Radioactive Waste Final Disposal(2002)：特定放射性廢棄物最終處置法。
瑞士	(1)HSK-R-14導則：關於固化包裝及中期儲存規定。 (2)HSK-R-21導則：關於處置場運轉之相關規定。
加拿大	(1)Canadian Environmental Assessment Act(1995)：有關核能活動之環境影響評估工作規定。 (2)Nuclear Fuel Waste Act(2002)：成立一專責機構NWMO負責用過核燃料之貯存與處置。

表 3-4：國外以結晶岩為參考母岩用過核燃料/高放射性廢棄物處置概況

國家	處置現況
芬蘭	2000-2010年，進行Olkiluoto場址特性調查工作。
瑞典	目前在Osthammar 與 Oskarshamn 進行相關調查與試驗工作，預定進行5-6年的場址調查後選出一處場址做細部調查工作，根據其進行步驟及時程，目前預定最快於2008開始進行處置場的建造。
德國	規劃在2003/2004年完成政治協商、立法、社會資議等相關工作，預定在2010年選定一處候選場址以進行為期約20年的詳細地下調查作業及興建設施。
日本	處置技術發展階段，處置時程預定在2020年選出高放射性廢棄物場址。
瑞士	NAGRA於2002年向聯邦政府提出用過核燃料及高放射性廢棄物「處置實現可行性」報告，聯邦政府預定於2006年做出高放射性廢棄物處置相關決定。
加拿大	目前該國放射性廢棄物管理機構NWMO正進行用過核燃料長期管理方式評估工作，預定於2005年向政府提出研究建議報告。

### 3.3.2 處置場設施配置與規劃評估

1. 處置場地表設施配置：影響處置場地表設施配置之因素有設計準則及設計需求，設計準則為依據「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(原子能委員會，2005)之基本準則；設計需求必須滿足安全可行性、技術可行性、經濟可行性的原則，並應包括山坡地建築物建築原則、建築結構物的安全考量、輻射管制區的安全維護、運輸核能廢棄物途中的安全維護、水電供應設備的供給無虞、參考國際經驗以發展國內經驗、及保留設計的變通彈性等七項設計需求。
2. 地表重要設施之功能需求：地表設施以功能性及使用性區分，可以分為六大系統：地上管理與行政系統、放射性廢棄物管理系統、環境監測與輻射管制系統、岩石處理系統、運輸系統及輔助系統。
3. 土地需求推估：與處置廢棄物相關的設施土地需求為首要評估與規劃的項目，其次為與處置場正常運作相關的輔助設施土地需求，地上管理及行政中心可採彈性配置的觀念，作為最後的處置設施推估

- 項目。因此地表設施的土地需求依相關設施配置尺寸做初步的規劃。
4. 地表設施與地下設施連通方式探討：地表設施與地下設施的聯通方式，各國目前都採用豎井或斜坑方式，主要功能為處置容器運入、工作人員進出、地下開挖機具運送、通風及避難等，可依不同用途進行適合的規劃。此兩種方式各有其優缺點，在同一處置場內，可以交互應用豎井和斜坑的功能，其優缺點比較如表 3-5 所示。
  5. 計算岩石開挖量並探討岩石安全置放原則：根據地質圈評估分項熱傳分析結果(陳元章等，2005)顯示，當處置方式採垂直置放時，建議採取兩種情況：(1)處置隧道間距為40m，處置孔間距為9.6m；(2)處置隧道間距為25m，處置孔間距為14m，作地下處置場配置概念設計，並計算其岩石開挖量，經由放大因子1.3換算成鬆方(汪燮之，1991)，作為估計岩石堆置場面積之依據。

### 3.3.3 廢棄物罐及其材料初步評估

1. 彙整國際間廢棄物罐的發展現況：世界主要核能國家採用不同廢棄物罐材料的主要考量因素綜合評估、探討，如表 3-6 所示。
2. 廢棄物罐材料篩選考量因素及準則：廢棄物罐材料之選擇，需符合其主要功能需求，即在一定設計年限內，將用過燃料及其所含之放射性物質包封在罐內，不釋出至其外之空間，並維持在運轉過程時的安全需求。廢棄物罐材料篩選需考量之技術議題，概分為(1)環境；(2)材料；(3)材料/環境交互作用；(4)規格及檢驗及(5)使用壽命評估等。廢棄物罐篩選需考量之技術議題之魚骨架構圖請參考圖 12。
3. 銅質廢棄物罐腐蝕分析：依據能環所在研究場址探測井不同深度處置環境下的水質條件(林鎮國與張育德，2003)，估算銅材在該等環境下之腐蝕速率，發現在深度353 m處的處置環境下，其具較低的

腐蝕速率，其值為0.182  $\mu\text{m}/\text{year}$ 。以芬蘭YJT-95及本計畫測區探測井的水質做參考，估算在處置初期，處置中期及處置後期的銅材腐蝕速率，發在處置初期及處置中期之兩不同處置環境所估算之腐蝕速率並無太大差異。應用腐蝕速率限值的概念，在1萬年期間，芬蘭YJH-95及測區探測井水質條件下，估算在不同時間間隔的腐蝕總厚度分別為0.8及0.9 cm；經長程處置十萬年時，腐蝕總厚度則分別增加為1.5及2.6 cm。因此，若廢棄物罐外層銅材為5 cm，在如芬蘭的鹽性還原處置母岩條件下，廢棄物罐的耐蝕性應可維持廢棄物罐結構完整性達十萬年以上。

4. 廢棄物罐的應力分析：經分析顯示，在廢棄物罐外殼薄化的過程中，應力的最大值將由法蘭處，逐漸轉移至焊道處。進行廢棄物罐不同外殼厚度的法蘭及焊道處的變化情形研究、焊接區的殘留應力評估、分析焊接後不同時間點，廢棄物罐的溫度分佈、焊接冷卻後的廢棄物罐徑向及軸向變形情形。

#### 3.3.4 情節發展分析技術建立

1. 最終處置系統分析：系統分析的目的是瞭解FEPs如何影響處置系統的安全性，以及如何在功能/安全評估中，處理這些FEPs，本年度改進對比分析的流程，完成現階段系統分析任務。
2. 我國FEPs報表精進：依據資料蒐集與彙整的結果填報我國FEPs報表內容，同時也分析基本情節中所考慮的重要FEPs。
3. 情節分析：以分項研究93PA1(處置場安全需求與處置概念研擬)的虛擬外釋途徑與處置概念模型為基礎，探討可能的基本情節(base scenario)與變異情節(variant scenarios)，並作為93PA5功能/安全模式評估的基礎。

表 3-5：豎井和斜坑之比較

	豎井	斜坑
主要用途	處置容器運入、工作人員進出、通風及避難	地下開挖機具的運送、開挖岩石的運輸
開挖方向	垂直向下	傾斜蜿蜒向下，具一定之坡度及曲率
開挖岩石量	較少	較多
開挖工法	鑽炸法、昇井工法	隧道鑽掘
施工工期	短	長
施工成本	較少	較多
地質上不確定因素	會遇到斷層、湧水和擠壓性地盤之不確定因素，但可先行探測得知，而後另擇他處重新施工	較常遇到斷層、軟弱岩層、湧水和擠壓性地盤之不確定因素，不易臨時更改施工路線
施工難易度	易	難
長期穩定性	回填封閉後之長期穩定性較佳	回填封閉後，仍有可能發生沉陷或坍塌，其長期穩定性較差
維護性	維護方法較簡單，且成本較低	維護方法較困難，且成本較高
未來核種外釋之可能性	因豎井規模較小，較不易形成未來核種外釋之途徑	因開挖規模過大，易造成周圍岩體裂隙的產生，形成未來核種外釋之途徑
相關設施	物料運輸豎井：設升降機及輻射監測設備。 人員進出、避難豎井：設升降機。 通風豎井：設鼓風機。	隧道支撐、隧道路面工程、坑口保護及擋土支撐工程。



表 3-6：世界主要核能國家採用不同廢棄物罐材料主要考量因素分析表

國別	型式	處置母岩	容器材料	年限需求	處置容量/ 廢棄物罐	說明
德國	用過核子燃料	鹽岩	鋼/鑄鐵	500年	每一POLLUX廢棄物罐裝填65噸用過核燃料	(1)天然屏壁穩定，可有效阻絕並遲滯放射性物質釋出。 (2)大部分短半衰期核種在500年內可有效降低。 (3)目前考慮在鋼材外增加一層3-4 mm厚的Ti99.8-Pd以增加廢棄物罐之抗蝕性。
美國	用過核子燃料/ 高放射性廢棄物	凝灰岩	外:鎳合金 內:不銹鋼	一萬年	24或44BWR 12或21PWR	(1)依據法規輻射計量限值擬定設計年限需求。 (2)處置環境為高溫設計。 (3)銅質材料不適用於氧化環境。 (4)鎳基合金C-22具高溫抗蝕性。 (5)NWTRB對於高溫的概念設計仍有疑義，建議溫度限制在95 以下。
法國	高放射性廢棄物/ 用過核子燃料	泥岩	不銹鋼+ 水泥或金屬內襯	一千年 /一萬年	400 kg 高放射性玻璃固化體、約0.8 MTU	(1)預期廢棄物體本身可有效限制放射性核種的滲出達十萬年。 (2)廢棄物罐主要在確保廢棄物貯存、運送及處置期間時之安全。 (3)滿足法規輻射計量限值。 (4)廢棄物罐表面溫度限制在100 以下。 (5)用過MOX及ERU核燃料由於具較高衰便於熱，採取延後處理策略。
英國	高放射性廢棄物	凝灰岩	鋼或水泥罐	300~ 500年	400 kg 高放射性玻璃固化體、約0.8 MTU	(1)大部分短半衰期核種在300~500年內可有效降低。 (2)藉由回填材料與處置母岩提供一高pH值還原環境。 (3)預期緩衝回填材料內可有效阻滯放射物質外釋達百萬年。

表 3-6：世界主要核能國家採用不同廢棄物罐材料主要考量因素分析表(續)

國別	型式	處置母岩	容器材料	年限需求	處置容量/ 廢棄物罐	說明
日本 瑞士	高放射性廢棄物	沉積岩、 結晶岩、 泥岩	碳鋼	一千年	400 kg 高放射性玻璃固化體、約0.8 MTU	(1)目前僅針對再處理後之HLW，部分未經再處理之用過核燃料及MOX仍需另外加以處置。 (2)HLW具較高之初始衰變熱，但大部分屬短半衰期核種，在一千年內可有效降低。 (3)玻璃固化高放射廢棄物之滲出率低，可有效遲滯放射性核種之釋出。
加拿大	用過核子燃料	結晶岩	外:銅 內:鑄鋼	十萬年	72 CANDU type bundles	(1)廢棄物罐的完整性維持十萬年以上。 (2)處置母岩屬鹽性還原環境。 (3)擬使用無氧銅或鈦合金，以滿足抗蝕需求。
瑞典 芬蘭	用過核子燃料	結晶岩	外:加磷無氧銅/內:鑄鐵	十萬年	12 BWR 或 4 PWR (瑞典) 9~12 BWR 或 VVER (芬蘭)	(1)處置母岩屬鹽性還原環境。 (2)避免氫脆化，使用無氧銅。 (3)加微量磷以改善銅材之潛變特性。 (4)內部使用鑄鐵以補強結構強度。

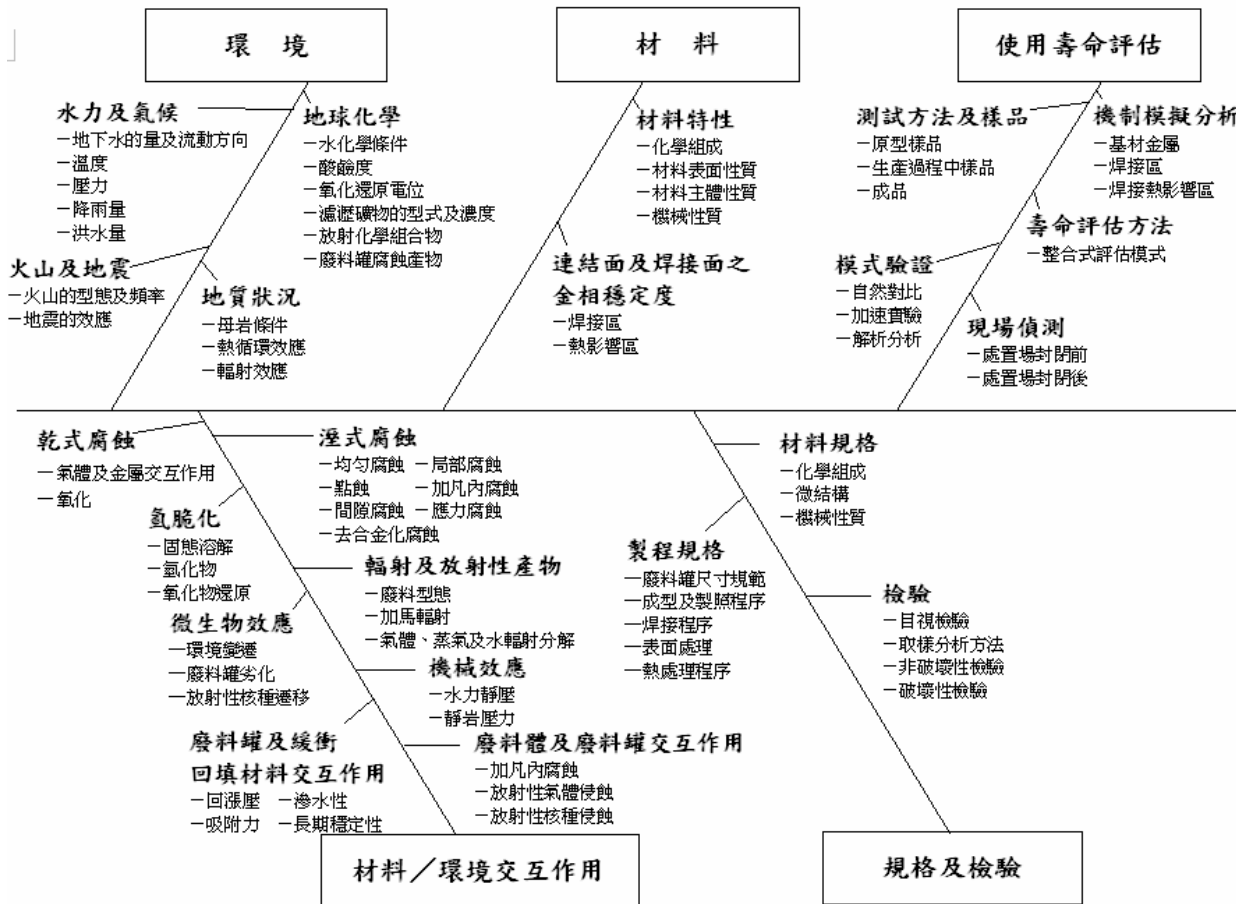


圖 12 廢棄物罐篩選需考量之技術議題魚骨架構圖

### 3.3.5 系統評估及整合技術建立

1. 工程障壁評估模式技術(盧俊鼎，2005a)：著重於工程障壁核種二維傳輸分析模式初步探討，在原INPAG-N程式徑向傳輸的架構之下，增加放射性核種垂直向上進入處置坑道二維傳輸行為的基礎功能性計算；以拉丁超立體取樣法完成工程障壁相關參數不確定性分析；利用迴歸分析技術完成核種及工程障壁之參數敏感度分析得知，影響工程障壁核種外釋的因子中，除卻核種的因素後，影響最重要的特性為膨潤土的吸附特性。
2. 地質圈評估模式技術(陳元章等，2005)：主要工作內容主要為熱傳分析與質傳分析。
  - (1)熱傳分析：使用FEHM程式來計算處置場之三維熱傳問題，考慮用過核燃料衰變熱及岩體與廢棄物罐及膨潤土之滲透係數、導熱係數、比熱及孔隙率等相關參數，並配合處置坑道區域有限元素網格模式建立、處置坑道熱傳分析模式之建立、處置坑道熱傳分析模式運跑結果分析。考量處置場址最高溫度不超過100 °C之下，建議參考設計間距為25m × 14m或40m × 9.6m。
  - (2)質傳分析：包括水文地質模式之建立、核種傳輸模式之建立、核種傳輸參考情節運跑結果分析與傳輸特定參數進行敏感度分析。衰變鏈核種主要流經地質圈後大多數核種皆順利的被遲滯吸附在母岩或裂隙中，只剩三個核種Th-229、U-233及Np-237於模擬時間之後期出現，釋放速率皆為16 Bq/yr左右。地下水流速對於地質圈遲滯吸附效果影響甚鉅；延散度分析結果並沒有明顯的影響；吸附深度的厚薄可影響核種被遲滯在地質圈的多寡。
3. 生物圈輻射劑量初期評估模式技術(方新發，2005)：本年度研究目標包括：
  - (1)生物轉移參數的分析與調整：參考國際經驗與相關應用資訊，並持續研究調查生物轉移參數的本土數據，分析所使用生物轉移參數的適用性，必要時予以適當地調整。

(2)環境與生態參數：針對所使用生物圈劑量評估模式程式 GENII-S執行所應用的參數，持續補充所需參數。

(3)構建虛擬場址特性資料：配合計畫整體運作，構建虛擬場址特性資料生物圈劑量評估程式所需完整參數，完成模擬場址生物圈劑量轉換因數的運算。

(4)增建放射性核種造成輻射劑量之途徑分析模式：配合虛擬場址的需求，增建放射性核種造成輻射劑量之途徑分析模式。虛擬場址的情節建立，ERB1A的數學模式，及利用美國EPA的Federal Guidance Report No. 11的劑量轉換因子DCF，計算出每年飲用放射性核種濃度1貝克/公升的水750公升，可能接受的劑量。該結果與利用GENII-S算出結果極為相近。生物轉移係數其變動範圍大，影響劑量程度亦大，本土資料甚為不足，我國有需要持續的研究，定出適合國情且可與國際接軌之參數。

4. 開挖擾動帶特性評估模式(盧俊鼎，2005b)：本計畫主要研究內容有：

(1)分析歸納瑞典及芬蘭等國於隧道開挖或深井鑽孔後，岩體孔隙率之變化。

(2)配合經驗公式及迴歸分析，探討不同岩體及開挖方式與透水性變化之關聯性。

(3)分析圓形隧道周圍岩體力學行為，並評估岩體斷面型態其對於透水性可能之影響。由國外以不同開挖方法對於岩體擾動的研究得知，在良好的地質環境配合精良的鑽挖技術，將可使開挖擾動帶的範圍控制在0.1-1m之間。由瑞典及芬蘭等機械式鑽挖後量測之岩體孔隙的變化資料分析得知，岩體孔隙率在距離開挖面5mm的範圍內變化最為劇烈，達到20mm之後的變化趨勢便已穩定，因此可初步認定距開挖壁面20mm處為可能的擾動範圍，而50mm處之岩體孔隙率為原狀岩體的孔隙率。

5. 機率式評估模式技術建立(張福麟，2005)：本年度主要研究內容包括：

- (1)依據虛擬外釋途徑與處置概念之相關處置場特性與子系統，進行處置源項、地質圈傳輸與生物圈劑量分析之各子系統傳輸參數不確定性分析模式的建立。
- (2)於模擬工作平台上進行處置場全系統功能安全評估之機率式安全分析模組資料的整合工作。
- (3)進行虛擬處置場的機率式安全評估，以有效掌握核種釋出處置場及對生物圈影響的重要因素與程式。研究結果顯示，進行用過核子燃料最終處置場的選址與評估工作時，不僅需考量母岩的適當性，亦應慎重評估工程障壁與地質圈對核種的釋出與吸附效應，尤其在本土或國外之緩衝材料選擇上，將直接影響核種之吸附性能，並改變生物輻射效應的重要核種、尖峰劑量和時間的分布。

### 3.3.6 安全評估資料庫系統之建立與發展

本研究即在於彙整計畫期間建立之FEPs資料庫、文獻資料庫、核種遷移資料庫及結晶岩特性參數資料庫等四個資料庫，進行各資料庫之資料表正規化工作，使得資料表之資料內容符合標準資料庫系統之規定，用以整合各個資料庫製作完成單機操作的資料庫系統。

現有資料庫中，FEPs資料庫與結晶岩特性參數資料庫為網路版資料庫，無法與單機版資料庫之文獻資料庫及核種遷移資料庫整合，因此將網路版資料庫重新改編成單機版資料庫，並分析四個資料庫之資料表結構，進行本計畫現有四個資料庫的整合工作。圖 13為整合完成後的資料庫系統主畫面。

此資料庫系統除了可以保存既有的資料，管理者也可以輕易利用ACCESS的特性輕鬆更新資料庫，以期達到資料最新的狀態，對於使用者，此資料庫可以提供更方便的方法查詢現有的資料，對於未來從事相關研究的人員，儼然成為不可或缺之工具。



圖 13：用過核燃料最終處置資料庫系統主畫面

### 3.3.7 國際合作相關事項

功能/安全評估技術之國際合作相關事項，主要係洽請深層處置領域之先進國家提供技術諮詢及分享研究經驗，以提昇本土功能安全評估模式技術水準與能力(方虹郡，2005)。合作項目包含：

1. 與美國MSCI監測科技公司技術合作：主要內容為在近場評估程式INPAG-N中增加以區塊模式計算核種於主坑道外釋的評估功能。區塊模式是將近場傳輸分為數個區塊，假設區塊內的濃度均相等，區塊間則藉由適當的傳輸速率傳輸，每個區塊均藉由質量平衡方程式求得其平衡濃度。
2. 與芬蘭POSIVA廢棄物處理及處置專責機構技術合作：技術合作主要內容為功能評估技術的諮詢、INPAG程式的驗證及舉辦芬蘭放射性廢棄物的處置經驗討論會。在INPAG程式的比較及驗證上，延續芬蘭對我國功能/安全評估報告的審查結果及結晶岩層現地訓練中FTRANS程式的訓練課程，進一步將我國的安全評估程式INPAG與FTRANS程式運跑結果相互比對。芬蘭放射性廢棄

物處置經驗討論會的研討內容，主要為芬蘭過去在放射性廢棄物處置的發展經驗，包含低、中及高放射性廢棄物。

### 3.4 各國高放處置計畫現況分析

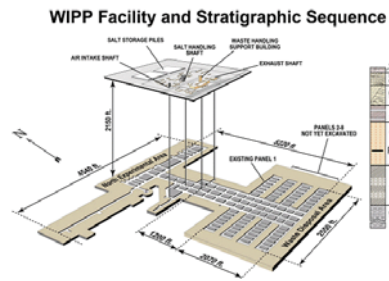
自1970年代以來各核能使用國陸續推行高放處置計畫累積的經驗與發展的技術，向為我國推行高放計畫所取法借鏡的依據。各國高放處置計畫現況分析分為處置概念、處置技術及計畫管理說明如下。

用過核子燃料最終處置技術在處置概念的發展上，許多先進國家如美國、法國、加拿大、瑞典、比利時、英國、瑞士、日本等均將採用深層地質處置作為高放射性廢棄物最終處置的方法(圖 14)，處置概念因各國處置母岩及地質環境特性而有差異。

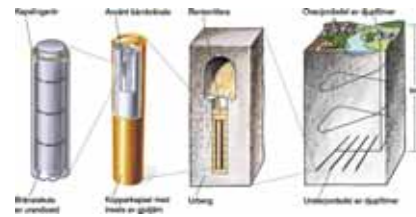
在處置技術發展上，蒐集國外以結晶岩為處置母岩的相關資料(表 3-4)，並彙整國際間廢棄物罐的發展現況，分析各國考量之因素(表 3-6)，諸如地下實驗室等技術發展，已羅列於「用過核子燃料最終處置計畫書」(詳3.5節)。

在計畫管理方面，用過核子燃料最終處置工作涉及複雜的地質、鑽探、地物、水文、地化、岩力、核種傳輸等調查與資料綜合解析及評估之技術，不但專業程度需求極高，且需視各國之地質與環境之不同而因地制宜。即使諸如美國、瑞典、日本等核能先進國家之處置計畫(表 3-7)，其相關調查與評估技術發展所需時程仍長達五、六十年，故我國亦必須善用用過核子燃料中期貯存設施運轉期間，建立所需用過核子燃料最終處置相關技術。表 3-7說明美國、瑞士、日本等國高放計畫處置現況。

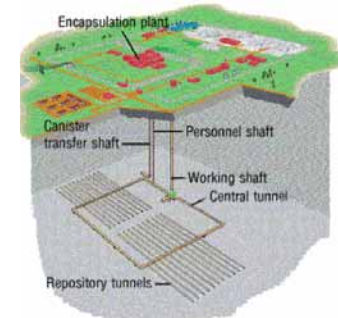




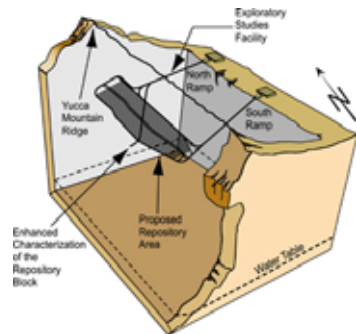
**WIPP, USA**  
(The 1st operational site for HLW!)



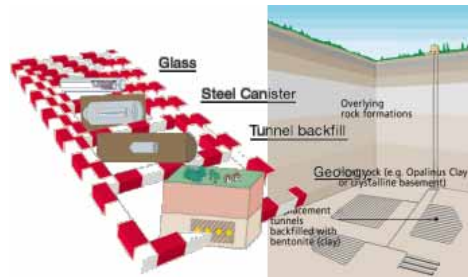
**Sweden**



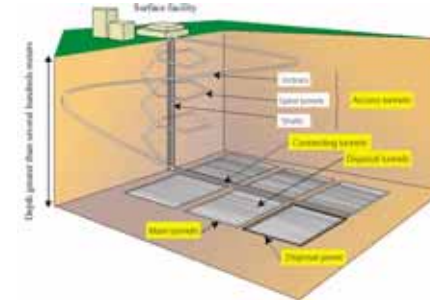
**Finland**



**YMP, USA**



**Switzerland**



**Japan**

圖 14：各國深地層處置概念

表 3-7：美國/瑞典/日本高放射性廢棄物處置計畫發展歷程及未來時程規劃

國家	放射性廢棄物處置時程之歷程說明
美國	1955年國家科學院建議政府推動放射性廢棄物處置場計畫
	1970年代展開選址及場址特性調查工作
	1982年美國國會制定放射性廢棄物政策法
	1987年美國國會通過放射性廢棄物政策修正法案，成立YMP
	1998年YMP完成可行性評估報告
	1999年YMP提出環境影響評估報告
	2002年國會與總統認可雅卡山(Yucca Mountain)為處置場址。
	2004年DOE向NRC提送執照申請
	預定於2007-2008年間取得NRC建造許可
	預定於2010年開始接受放射性廢棄物
瑞典	1970年代展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1980年代展開最終處置場相關技術發展與研究
	1985年用過核子燃料集中貯存設施開始運轉
	1995年瑞典硬岩實驗室(Äspö-URL)開始運轉
	2001年選定Öskasham及Östhammar兩地候選場址
	預定於2002-2007年期間擇一候選場址進行場址調查
	預定於2007年提出建造執照申請
	預定於2009-2015年期間進行詳細調查與建造
	預定於2013年申請初期營運
	預定於2015年開始10%置入廢棄物
	預定於2023年開始全運轉
預定於2050年代開始關閉處置場	
日本	1976年展開高放射性廢棄物相關研究計畫
	1992年JNC公佈H3調查成果報告(PNC, 1992)
	1995年六個所村高放射性廢棄物貯存中心開始運轉
	1999年JNC提出H12概要調查區域成果報告
	2000年6月開始推動放射性廢棄物處置計畫
	2000年10月成立放射性廢棄物處置執行單位NUMO
	2000年11月成立放射性廢棄物財政管理機關RWMC
	預定於2001-2010年進行文獻蒐集、選定初步研究區域與鑽探計畫
	預定於2010-2020年選定詳細研究區域(地下研究設施內進行試驗等計畫)
	預定於2020-2030年選定處置場建設場址(進行安全驗證與處置場建設)
	預定於2030-2040年間建造處置場
	預定於2040年處置場開始營運

### 3.5 用過核子燃料最終處置計畫書修訂

台電公司於2004年底，依照「放射性物料管理法」(華總一義字第09100248760號令)第二十九條及「放射性物料管理法施行細則」第三十七條(會物字第0920018935號)中相關條文規定，完成「用過核子燃料最終處置計畫書」並提報原能會審查。該計畫書在原能會審查過程中，初期委員建議最終處置計畫書架構與內容應涵蓋策略、資訊公開、民眾溝通等事項，以期此最終處置計畫書能獲得民眾的共識與認同，並據此修訂此處置計畫書。後期也有委員建議計畫書內容應說明如何執行此一長期計畫之管理事項，針對委員們之意見，台電公司、能環所、核研所及主管機關等相關單位間，經過不斷討論與溝通後，將該最終處置計畫書之內容架構修訂為：

1. 概述
2. 法規基礎
3. 用過核子燃料管理策略評估
4. 用過核子燃料的種類與數量預估
5. 處置計畫過去成果說明
6. 處置計畫規劃
7. 處置計畫近程工作規劃
8. 計畫管理
9. 資訊公開與宣導

根據原能會及審查委員之綜合意見與建議，「用過核子燃料最終處置計畫書」之近程工作規劃內容，應參考1992年日本公佈之處置技術可行性評估報告(H3)之架構，將涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」三大部分，並納入過去本長程處置計畫研發成果及國內本土化調查數據，俾利於2009年如期提出SNFD2009報告。SNFD2009報告之內容架構為：

1. 介紹
  - 1.1 用過核子燃料地質處置研究發展的背景
  - 1.2 用過核子燃料特性
  - 1.3 處置需求
  - 1.4 地質處置概念
  - 1.5 地質處置研究發展的世界趨勢
  - 1.6 我國地質處置概念與技術可行性評估方法
2. 處置環境條件的調查研究
  - 2.1 地質環境
  - 2.2 與地質環境穩定性相關的天然事件特性
  - 2.3 潛在處置母岩特性
3. 處置技術的研究發展
  - 3.1 評估的假設
  - 3.2 工程障壁與處置設施的基本概念
  - 3.3 工程障壁的相關技術
  - 3.4 處置設施的相關技術
4. 用過核子燃料處置的功能評估
  - 4.1 評估障壁功能的方法
  - 4.2 地質環境模擬與工程障壁系統的條件定義
  - 4.3 近場環境
  - 4.4 工程障壁系統核種傳輸模擬
  - 4.5 地質圈核種傳輸模擬
  - 4.6 案例說明
5. 結論與建議
  - 5.1 地質環境研究
  - 5.2 處置技術的研究發展
  - 5.3 多重障壁系統的功能評估

以 SNFD2009 報告為基礎，規劃後續調查與技術發展之工作內容，於此一階段逐步達成「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005~2017年)所訂定三個重要目標：(1)2009年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(SNFD 2009)，(2)完成我國潛在處置母岩特性調查與評估並建議候選場址調查區域，及(3)建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。以期能於此階段完成時達成重要里程碑——於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」。

## 4. 工作成果檢討

### 4.1 計畫執行與規劃之比較說明

為使「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(SNFD 2009)充分展現我國用過核子燃料地質處置初步技術可行性評估結果，作為後續進一步之「處置技術可行性評估」及相關技術發展方向規劃的依據；「用過核子燃料最終處置計畫」之94~96年工作計畫，將完成國內現有地質處置環境的調查資料蒐集與長期穩定性研析，並進行空中磁測之區域地質與構造調查、結晶岩質潛在母岩深層地質特性調查、現地深層孔內調查及技術發展、及核種傳輸實驗等工作，取得地質構造、地下水文、地球化學及岩石力學等深層地質特性本土參數及對應的概念模型，針對建立功能/安全評估初步能力提出本土案例說明。

在潛在處置母岩特性調查方面，94年工作計畫獲致下列成果：

1. 自90年高放計畫累積的調查成果，於本年度整合出結晶岩質潛在母岩調查區主要岩體特性、範圍及構造帶分布、岩石力學及大地應力等綜合研究成果，發現其岩體穩定性具有空間分布的差異，可能與北東向分布的半地塹構造有關。特別是自2千6百萬年以來結晶岩質潛在母岩岩體的剝蝕率僅0.1公釐/年，屬於長期穩定抬升剝蝕的地質環境，這些資料將提供96年計畫架構地質概念模式的基礎。
2. 探測井之井下岩性變化、主要裂隙段分布、導水裂隙段位置、深層水質特性、區段的地下水流速變化等調查工作，取得本土結晶岩質潛在處置母岩之岩性、構造、水文地質、地球化學等參數資料。
3. 本年度首次完成國內結晶岩質深層地質（深度達500公尺）的跨孔試驗與特性調查，將提供95年計畫進一步建構「小規模試驗場地質概念模式」之用。

在處置技術發展方面，本年度獲致下列成果：

1. 裂隙參數異質性對岩體流動特性之影響  
本年度工作計畫因應處置母岩現地地下水文調查資料解析，及地質構造概念模式建構的需求，發展出裂隙資料之統計分析模擬工具程式，並同時發展出地下水數值模擬與TOUGH2程式，兩者之間資料的輸出入介面，其地質統計介面功能包含裂隙資料的基本統計分析，以及裂隙資料的空間相關性分析。
2. 核種穩定相圖與溶解度模擬計算
  - (1) 在銅(Copper)及用過核子燃料(Uraninite)的共同穩定區間中，Th(鈾)的溶解度控制物種可能為 $\text{Th}(\text{OH})_{4(s)}$ 或 $\text{ThO}_{2(s)}$ (Thorianite)，而Np(鏷)的溶解度控制物種可能為 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 或 $\text{NpO}_{2(s)}$ 。
  - (2) 在 $\text{pH}=7.0-10.0$ 、 $\text{pe}>-6$ 、 $T=25^{\circ}\text{C}-80^{\circ}\text{C}$ 及HC水質條件下，根據模擬結果顯示當 $\text{ThO}_{2(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Th(鈾)的溶解度約介於 $6.7\times 10^{-15}\text{M}$ 至 $6.2\times 10^{-13}\text{M}$ 之間。當 $\text{Th}(\text{OH})_{4(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Th(鈾)的溶解度約介於 $4.2\times 10^{-7}\text{M}$ 至 $1.1\times 10^{-5}\text{M}$ 之間。當 $\text{NpO}_{2(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Np(鏷)的溶解度約介於 $1.0\times 10^{-15}\text{M}$ 至 $4.6\times 10^{-9}\text{M}$ 之間。當 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 為溶解度之控制物種時，Np(鏷)的溶解度約介於 $4.3\times 10^{-7}\text{M}$ 至 $4.6\times 10^{-2}\text{M}$ 之間；然而在 $\text{pH}$ 大於7.5的條件下，由於 $\text{Np}(\text{OH})_{4(s)}$ 已非固態穩定物種，故其溶解度會明顯的大於 $1.0\times 10^{-6}\text{M}$ 。
3. 岩塊水力試驗  
本期岩塊水力試驗分項完成發展、組裝岩塊水力實驗設備，並進行岩塊脈衝測試實驗，結果顯示本實驗所用岩塊的導水係數(T)為 $6.5\times 10^{-14}$ 公尺<sup>2</sup>/秒，而水力傳導係數為 $6.8\times 10^{-13}$ 公尺/秒。未來朝向人為劈開裂隙，進行有系統的室內試驗。
4. 地下地質空間資料庫及其變異性分析技術

- (1) 本計畫已成功將PLOT3D之輸出部份改寫為Postscript格式，並成功對等值線繪製、彩繪明暗圖、三維線畫透視圖、三維明暗透視圖及三維影像套疊圖進行改寫與測試，對於輸出格式之關鍵問題已解決，可與場址調查資料庫進行整合。
- (2) 本研究所完成之VRML輸出功能可以提供使用者進行即時的三維互動式瀏覽，可提供場址調查工作所產出之三維資料最佳的展示平台。
- (3) 本研究以結晶岩質潛在母岩作為示範區，利用數值地形資料配合VRML技術完成結晶岩質潛在母岩調查區三維資料之展示，證實本系統已具備互動式的三維資料展示能力，建議未來持續加強相關資料展示模組，以使本系統功能更加完備。

#### 5. 核種遷移與緩衝回填材料試驗

- (1) 長期穩定性實驗歷經兩年的取樣分析，其pH、Eh均很穩定，而固液相樣品全元素分析，在兩相間濃度並無明顯的消長關係。
- (2) 流速較大時，線性吸附模式無法充分描述合成地下水及合成海水中，Cs在粉碎結晶岩管柱之平流延散行為，應進一步以其他吸附模式進行整合。
- (3) 不論使用何種材料、水樣及核種，在吸脫附實驗時厭氧環境下的液相pH值均要比對照條件好氧條件下的各組為高。
- (4) 厭氧環境會降低結晶岩在合成地下水及合成海水對Cs的吸附性，而在合成海水中則會增加對Cs的脫附性。

在初步功能/安全評估之技術發展方面，著重潛在處置母岩與地質環境間初步功能/安全評估能力的建立，包括技術整合策略與流程、分析核種之篩選、外釋途徑與情節分析、核種特性與傳輸參數、模式驗證與整合性之定率分析等工作內容，獲致下列之成果與效益：



1. 完成國內外處置場發展相關之安全標準、法令與技術規範資料蒐整，其成果可供功能評估技術之建立與處置場設計概念發展之參考應用，藉以界定安全目標與設計需求。
2. 完成一般性結晶岩場址之處置概念建構，成果可供功能評估技術建立所需之一般背景環境資料。
3. 完成階段性處置場設計概念發展，成果可以提供功能評估技術建立所需之初步處置設施配置規劃概念，並為後續處置場設計工作奠立基礎。
4. 完成FEP網路版資料庫，可供快速查詢我國與其他國家FEP報表之功能，亦可作為FEPs系統分析工具，用以協助基本與變異情節之建構，作為現階段我國功能/安全評估模式模擬之依據，並回饋於後續功能/安全評估之規劃。
5. 評估廢棄物罐之腐蝕速率行為，分析廢棄物罐在不同受力條件下之力學行為，以瞭解廢棄物罐的結構特性，作為未來設計之參考。
6. 完成初步場址區域廢棄物罐不同容量與佈置分析，提供處置設施中廢棄物罐佈置之參考。結合已有之現地資料建立大尺度水文地質模型，並據以完成地質圈核種傳輸之分析，結果亦提供作為系統功能評估之支援程式。
7. 完成利用GENII-S程式評估虛擬場址生物圈劑量，並增建輻射劑量之途徑分析模式。確立未來場址生物圈劑量評估能力，並將成果回饋於處置場功能安全評估分析。
8. 將我國FEPs資料庫管理系統、核種遷移資料庫管理系統、一般結晶岩特性資料庫管理系統及處置相關文獻資料庫四個系統整合為單一資料庫，以提升資料管理功能，並促進資料整合與流通應用。

## 4.2 工作成果未來之應用

為達成於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置之初步技術可行性」報告之既定目標，94年工作成果未來之應用，簡要說明如下：

1. 為掌握大範圍地下潛在處置母岩分布，及瞭解主要地質構造特徵，以篩選出較適合的潛在處置母岩區域，故需進行空中磁測(本公司於95~96年工作計畫中，規劃透過國際合作進行)，取得台灣部分地區之潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造等資訊，作為SNFD2009報告所需相關評估之基礎，及後續母岩特性調查之規劃依據。
2. 為達成SNFD2009報告之第二章處置環境調查研究所需評估資料，本計畫將於95~96年工作計畫中，針對主要潛在處置母岩進行地質環境穩定性相關資料的蒐集與彙整工作，並透過地理/地質資訊系統，以圖形化方式展現調查結果。
3. 進行結晶岩質潛在母岩測試區岩體邊界之井下地質、構造、地球物理、水文地質、地球化學特性的現地調查與試驗工作，獲得岩體之地下地質特性及邊界資訊，以建立測試區之初步地質概念模式，作為SNFD2009報告所需的母岩評估基礎，以及功能/安全評估驗證所需之初步地質概念模式。
4. 進行結晶岩質潛在母岩小規模試驗場的裂隙特性調查與研究，取得試驗場之地質主要構造分布及裂隙特性參數值，作為SNFD2009報告驗證中裂隙構造模式所需的重要數據。裂隙構造模式為進行功能/安全評估之核種傳輸模擬所必須掌握的重要資訊。本計畫規劃透過小規模試驗場裂隙特性的調查與研究工作，包含跨孔追蹤稀釋試驗、孔內裂隙壓力監測、裂隙特性研究等工作，取得試驗場之裂隙分布特性及參數值，並據以發展與驗證核種傳輸所需之裂隙構造模式。
5. 基於長期研究與現場地表地下調查資料及成果需有效保存、累積、傳承及計畫間互通應用，本計畫將整編所有調查與研究資

料，以統一格式匯存保管，並建立以地理資訊系統與資料庫管理系統為基礎的專屬資料庫。後續希望透過資訊技術將這些數位化資料充份應用，並做進一步的視覺化展示與數位模擬。

6. 依據近場核種外釋評估程式與水平置放方式之外釋概念模型為基礎，進而完成垂直置放與水平置放方式之單一處置孔軸/徑向核種外釋評估程式與分析，以建立SNFD2009報告之近場評估技術。
7. 配合潛在處置母岩現有調查資料，針對結晶岩質處置母岩之遠場裂隙岩體模型，進行滲透性研究與分析，並完成遲滯係數與地下水流速對核種傳輸一維模式影響分析，以建立SNFD2009報告之遠場評估技術。
8. 建立結晶岩質地區生物圈輻射劑量評估飲用水井情節概念模型，據以評析現階段結晶岩質地區之分析參數，並建立生物圈輻射劑量評估模式之程式運算技術，以建立SNFD2009報告之生物圈評估技術。
9. 建立「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」，以提供用過核子燃料最終處置功能/安全評估技術長期發展需要。
10. 進行「潛在母岩特性調查」及「功能/安全評估技術」的系統整合工作，透過定期的團隊技術會議、系統化資訊平台、品保作業系統與資料庫的建立，強化技術與成果的整合成效，確保達成SNFD2009報告之近期重要目標，以及最終處置計畫之技術與知識的傳承。

## 參考文獻

- Bredehoeft, J.D. and A. Papadopulos, A method for determining the hydraulic properties of tight formations, *Water Resources Research*, 1980, Vol. 16(1), pp. 233-238.
- OECD, 2004, 網站, <http://www.nea.fr>。
- Randy, M. R., nSIGHT User Manual, Sandia National Lab, New Mexico, U. S. A, 2004.
- 方虹郡, 2005, 國際合作事項, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司, SNFD-INER-93-563, 核能研究所。
- 方新發, 2005, 生物圈輻射劑量初期評估模式技術, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司, SNFD-INER-93-558, 核能研究所。
- 台電公司, 2003, 91年計畫期末總結報告, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(第一年計畫)/台灣電力公司, SNFD-INER-90-542, 核能研究所。
- 台電公司, 2004, 用過核子燃料最終處置計畫書。
- 田能全, 2005, 處置場安全需求與處置概念研擬, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司, SNFD-INER-93-551, 核能研究所。
- 吳禮浩, 2005, 情節發展分析技術建立, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司, SNFD-INER-93-554, 核能研究所。
- 李瑞益、吳晃昭, 2005, 廢料罐及其材料初步評估, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全

評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，SNFD-INER-93-553，核能研究所。

李錫堤、鄭錦桐，1995，PLOT3D繪圖副程式集使用說明書。

汪燮之，1991，土木工程施工學，大中國圖書公司，第103~258頁。

林鎮國，2000，低放射性廢料最終處置第一階段工作顧問服務(第一次工作變更)計畫-地球化學調查分項工作報告，4ML1100-RS-6001，工業技術研究院能源與資源研究所。

林鎮國，1999，我國用過核燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段 88-89 年計畫 - 地化模式 PHREEQCI 評估報告，SNFD-ERL-90-132，工業技術研究院能源與資源研究所。

林鎮國、張育德，2003，虛擬場址孔內地球化學量測，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—潛在母岩特性調查計畫(91年計畫)，NFD-ERL-90-198，工研院能資所。

邱太銘，2003，國外深層地質處置技術發展近況，核能環保人，100期。

原子能委員會，2003，放射性廢棄物處理貯存及其設施安全管理規則。

張福麟，2005，機率式評估模式技術建立，SNFD-INER-93-560，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，核能研究所。

陳元章、張福麟、涂倉維，2005，地質圈評估模式技術，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，SNFD-INER-93-557，核能研究所。

陳智隆、藍翊友、施清芳，2005，安全評估資料庫系統之建立與發展，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，SNFD-INER-93-561，核能研究所。

- 童琮樟，2005，處置場設施配置與規劃評估，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，SNFD-INER-93-552，核能研究所。
- 歐陽湘、林鎮國、蔣立為、郭泰融、林蔚、吳建宏、錢正明、張育德、楊明宗、蘇毓秀、陳文山、許誠、李清瑞，2005，我國用過核燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段-潛在母岩特性調查計畫(93年計畫)，SNFD-ERL-90-228，工業技術研究院能源與資源研究所。
- 歐陽湘、林鎮國、蔣立為、郭泰融、楊任徵、林蔚、劉建宏、張育德、張傳聖、楊明宗、羅聖宗、蘇毓秀、陳文山、許誠、李清瑞，2003，我國用過核燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段-潛在母岩特性調查計畫(91年計畫)，SNFD-ERL-90-209，工業技術研究院能源與資源研究所。
- 蔡榮君、李錫堤，1997，網際網路瀏覽器和三維地形模擬的結合與應用，第十六屆測量學術及應用研討會論文集，第811-816頁。
- 盧俊鼎，2005a，工程障壁評估模式技術，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，SNFD-INER-93-556，核能研究所。
- 盧俊鼎，2005b，開挖擾動帶特性評估模式技術，SNFD-INER-93-559，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(93年計畫)/台灣電力公司，核能研究所。
- 嚴子翔，2001，VRML虛擬實境網頁語言，知城數位科技。