

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一  
97年度計畫

成果報告  
(修訂二版)

台灣電力公司

中華民國九十八年六月



## 摘要

為達成「用過核子燃料最終處置計畫」(2006年7月核定版)的近程目標，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SNFD2009報告)，本計畫針對報告內容需求，規劃出「潛在處置母岩特性調查」、「功能/安全評估」、「技術發展」三大主題，進行研究發展工作。

在潛在處置母岩特性調查方面，進行花崗岩深層地質特性資料的蒐集與調查，並與泥岩及其他母岩進行比較，顯示現已發展調查技術可應用於花崗岩母岩深層地質特性調查，並發現花崗岩具有較佳的長期穩定性。此外，持續進行花崗岩測試區之井下試驗與跨孔追蹤稀釋試驗，以及實驗室核種遷移與緩衝回填試驗，用以建構功能評估驗證本土案例所需之地質概念模式。

在國際間再處理方法研究方面，則針對各式用過核子燃料再處理方法進行研析。用過核子燃料各式再處理方法部分則包括目前已商業運轉多年的PUREX程序，以及改進分離技術與製程後仍在實驗發展階段之再處理方法如UREX及UREX+系列等分離程序。本研究之成果可提供將來我國於核燃料循環與用過核子燃料再處理方法瞭解與應用。在國外HLW相關處置資料分析方面，本年度研析國際原子能總署各國現況資訊報告並進行各國之國家報告分析，依序彙整為各國高放射性廢棄物處置資訊彙整表。針對用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析工作，在基本情節案例之近場、遠場及生物圈計算與分析方面，本研究進行SNFD 2009報告所需之系統整合模式(近場、遠場及生物圈)基本案例的分析與評估，進而完成我國用過核子燃料長程處置之階段性目標。在安全評估模式之機率式分析方面，則建立全系統功能安全評估架構，並配合本土性現地調查及實驗數據，據以進行近場、遠場及生物圈之機率式分析，最後比較**確定**式生物圈劑量率分析結果與法規值(0.25 mSv/yr)。

## ABSTRACT

To reach the short-term goal specified in the “Spent Nuclear Fuel Final Disposal Program (proclaimed by the Atomic Energy Council in July, 2006)” — the “Preliminarily Technical Feasibility Report for Final Disposal of Spent Nuclear Fuel- 2009 Progress Report (SNFD2009 Report),” integrating available and updated results of technology development conducted over the years—it categorized research efforts as three different working items, those are “Potential Host Rocks Characteristics Investigation,” “Development of Disposal Technology,” and “Performance and Safety Assessment of Repository Facilities”.

For characterization of potential host rock, comparing available data of deep formations about granite, mudrock, and others from investigation works, we present recent development of technology in investigation for deep characteristics of granitic host rocks. Granitic rocks also present better performance on long-term stability than other host rocks. Besides, downhole measurements and cross-hole tracer testings in granite test area, as well as laboratory experiments of radionuclide transport with buffer/backfill materials, have been carried out. These data provide the basic geological framework with domestic data for case study of the Performance Assessment.

For the retreatment method, this study focuses on the topics of reprocessing of spent nuclear fuel. The various processes available for spent nuclear fuel reprocessing are also studied, such as the generalized commercial PUREX process and the improved separating technologies and processes of UREX and UREX+ series in the laboratory scale. The results of this study could provide the knowledge and applications on spent nuclear fuel reprocessing in the future for

Taiwan. For international disposal information analysis, this study, mainly focus on the analysis of waste management issues proposed by IAEA and the country report for the different country. It completes the demonstrated table about the management of HLW.

For the basic and alternative cases of the total system performance assessment. The basic cases of the total system performance assessment established from 2001 to 2007 will be analyzed to perform the required contents in SNFD 2009 report. In the future, the domestic data for investigation and experiment will be compiled for probabilistic analysis integrating the components of near-field, far-field and biosphere. The dose rate of deterministic analysis in biosphere is compared with 0.25 mSv/yr, which is proposed as the current regulation limit.

# 目錄

頁次

## 摘要

目錄.....	i
圖目錄.....	iii
表目錄.....	v
1. 概述.....	1-1
2. 計畫目的.....	2-1
3. 計畫執行成果.....	3-1
3.1 處置環境條件的調查研究.....	3-1
3.1.1 花崗岩深層地質調查.....	3-1
3.1.2 深層地質資料庫整合與應用服務系統開發.....	3-8
3.1.3 潛在處置母岩空中磁測解析.....	3-10
3.1.4 潛在處置母岩特性調查.....	3-11
3.2 功能/安全評估.....	3-30
3.2.1 近場.....	3-30
3.2.2 遠場.....	3-42
3.2.3 生物圈.....	3-50
3.3 技術發展.....	3-56
3.3.1 地質概念模式評估.....	3-56
3.3.2 區域性地下水量估算技術發展.....	3-60
3.3.3 實驗室核種遷移與緩衝材料試驗.....	3-63
3.3.4 安全評估模式之機率式分析.....	3-71
3.3.5 功能/安全評估資訊系統.....	3-77
3.3.6 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析.....	3-77
3.4 各國高放處置計畫資訊分析.....	3-94
3.4.1 日本.....	3-94
3.4.2 韓國.....	3-96
3.4.3 瑞典.....	3-97
3.4.4 芬蘭.....	3-98
3.4.5 美國.....	3-100

4. 結論.....	4-1
5. 參考文獻.....	5-1

## 圖目錄

	頁次
圖 3-1：6號井孔內攝影判釋之裂隙位態分布圖 .....	3-4
圖 3-2：6號井岩脈之位態分布圖 .....	3-4
圖 3-3：6號井井測資料綜合分析 .....	3-5
圖 3-4：Office應用程式嵌入DWF格式物件之範例 .....	3-9
圖 3-5：磁力異常圖幅結果圖 .....	3-12
圖 3-6：台灣西南部平原區及麓山帶地質概圖 .....	3-24
圖 3-7：台灣中央山脈泥岩地層與921震後地震分布關係圖 .....	3-25
圖 3-8：台灣西南部平原區鑽井地下水流向示意圖 .....	3-26
圖 3-9：台灣西南部地震、斷層構造及泥火山分布圖 .....	3-27
圖 3-10：台灣西南部外海、平原區與麓山帶之地層與各天然氣儲集層 .....	3-28
圖 3-11：中生代基盤岩分布深度圖 .....	3-29
圖 3-12：RT-NV模式之核種外釋途徑 .....	3-37
圖 3-13：ART-NV模式之核種外釋途徑 .....	3-37
圖 3-14：ART-NH模式之核種外釋途徑 .....	3-38
圖 3-15：近場核種外釋分析之RT-NV-(I)案例 .....	3-38
圖 3-16：近場核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較 .....	3-39
圖 3-17：近場核種外釋分析之ART-NV-(I)案例 .....	3-39
圖 3-18：近場核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較 .....	3-40
圖 3-19：近場核種外釋分析之ART-NH-(I)案例 .....	3-40
圖 3-20：近場核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較 .....	3-41
圖 3-21：裂隙岩體傳輸概念模型 .....	3-46
圖 3-22：核種於裂隙岩體之傳輸 .....	3-46
圖 3-23：虛擬處置場水文地質模型 .....	3-46
圖 3-24：遠場評估程式之時間間隔修正 .....	3-46
圖 3-25：遠場核種外釋分析之RT-NV-(I)案例 .....	3-47
圖 3-26：遠場核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較 .....	3-47
圖 3-27：遠場核種外釋分析之ART-NV-(I)案例 .....	3-48
圖 3-28：遠場核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較 .....	3-48
圖 3-29：遠場核種外釋分析之ART-NH-(I)案例 .....	3-49
圖 3-30：遠場核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較 .....	3-49
圖 3-31：生物圈核種外釋分析之RT-NV-(I)案例 .....	3-53
圖 3-32：生物圈核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較 .....	3-53
圖 3-33：生物圈核種外釋分析之ART-NV-(I)案例 .....	3-54



圖 3-34：生物圈核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較	3-54
圖 3-35：生物圈核種外釋分析之ART-NH-(I)案例	3-55
圖 3-36：生物圈核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較	3-55
圖 3-37：4號井抽水下2號井水位及EC變化圖	3-58
圖 3-38：小規模試驗場址之裂隙頻率隨深度變化之特性	3-58
圖 3-39：小規模試驗場附近之裂隙網路模擬結果	3-59
圖 3-40：1號及4號井剖面上330-360 m裂隙區之流通路徑演算結果	3-59
圖 3-41：膨潤土在好氧合成海水批次動力吸脫附實驗之pH及Eh分析	3-67
圖 3-42：CsGW室溫下之動力吸附結果	3-68
圖 3-43：CsGW高溫下之動力吸附結果	3-68
圖 3-44：樣品槽大小對於XRD訊號蒐集之差別性	3-69
圖 3-45：核種吸附試驗資料庫輸入介面	3-70
圖 3-46：YMP之水文地質概念模式	3-74
圖 3-47：YMP程式模擬核種傳輸之介面連結	3-74
圖 3-48：機率式分析之總劑量率曲線	3-75
圖 3-49：岩體及水流邊界條件	3-75
圖 3-50：Se-79及Cs-135核種之機率式評估曲線	3-76
圖 3-51：取平均值後之全部核種外釋曲線	3-76
圖 3-52：PUREX再處理程序主要步驟流程	3-81
圖 3-53：UREX再處理程序主要步驟流程	3-82
圖 3-54：UREX+1再處理程序概念流程	3-83
圖 3-55：UREX+2再處理程序概念流程	3-84
圖 3-56：UREX+1a再處理程序概念流程	3-85
圖 3-57：UREX+3再處理程序概念流程	3-86

## 表目錄

	頁次
表 3-1：6號井各裂隙段計算出之水力傳導係數值(K, m/sec)一覽表 .....	3-7
表 3-2：碳-14定年及地化模擬之西南部平原區泥岩層水力傳導係數.....	3-23
表 3-3：分析案例(I)、(II)之分配係數差異 .....	3-36
表 3-4：分析案例遠場引用參數 .....	3-45
表 3-5：BIOMOD-2 模式數據.....	3-51
表 3-6：核種DCF 值 .....	3-52
表 3-7：機率式分析之歷年成果概述 .....	3-73
表 3-8：世界主要再處理廠所使用的TBP萃取劑、稀釋劑組成.....	3-87
表 3-9：進步型鈾萃取再處理程序依序產物分類表 .....	3-87
表 3-10：每100公噸用過核子燃料於進步型鈾萃取再處理程序處理後預估所產生 廢棄物型態與體積.....	3-88
表 3-11：日本之國家處置現況資訊彙整表 .....	3-89
表 3-12：各國國家報告分析結果比較表 .....	3-92

## 1. 概述

依據「放射性物料管理法施行細則」第37條第一項規定：高放射性廢棄物產生者或負責執行高放射性廢棄物最終處置者，在每年二月及十月底前，應分別向主管機關提報前一年之執行成果及次一年之工作計畫。另，依據原能會2006年7月核定之「用過核子燃料最終處置計畫書」規劃內容，台電公司自2005年起開始進行「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017年)」之工作，其近程目標為：於2009年提出「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(Preliminarily Technical Feasibility Report for Final Disposal of Spent Nuclear Fuel- 2009 Progress Report，簡稱SNFD 2009報告)，以作為後續最終處置計畫工作推動之基礎。

為達成此一近程目標，台電公司於97年度針對我國潛在母岩之特性/構造、處置概念、處置系統初步功能及系統安全評估流程等，進行相關技術的研究發展工作。因此，本成果報告將說明用過核子燃料最終處置計畫97年度工作計畫執行成果。

## 2. 計畫目的

「用過核子燃料最終處置計畫」之整體目標，旨在依「放射性物料管理法」之規定，經由持續進行地質調查與評估技術之發展，尋找適合的地質環境，妥善進行我國用過核子燃料之最終處置(深層地質處置)。

SNFD2009報告涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「用過核子燃料處置的功能評估」等技術發展成果。以此為基礎，後續之工作規劃則針對我國處置環境調查與處置技術發展，展開潛在處置母岩特性調查與技術發展工作。為達成於2009年提出SNFD2009報告之近程目標，台電公司持續於97年度進行潛在處置母岩特性調查、花崗岩質處置母岩初步功能/安全評估技術建立及處置技術之研究發展工作，主要工作為：

- (1) 潛在處置母岩現有深層地質及特性資料的蒐集與調查、深層地質資料庫整合與應用系統的建立，並進行空中磁測資料解析，取得潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造等資訊(參見3.1節)。
- (2) 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析  
進行基本情節案例之近場、遠場及生物圈計算與分析，與安全評估模式之機率式分析，以達成SNFD2009報告案例分析之需要(參見3.2節)。
- (3) 持續進行小規模試驗場之跨孔追蹤稀釋試驗與數據分析、蒐集區域性地下水量估算技術資料、建立此試驗場裂隙特性的基礎模式，以及進行實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗等工作，以提供「用過核子燃料處置的功能評估」驗證案例之用(參見3.3節)。
- (4) 國際間再處理方法研究  
研究國際間用過核子燃料再處理方法，如法國、英國與日本使用的PUREX方法，及美國發展之UREX及UREX+系列再處理方法(參見3.3節)。

(5) 高放射性廢棄物國際處置資訊分析

97年度先行分析國外HLW相關處置資料，目前針對國際原子能總署各國現況資訊報告與23國之國家報告進行彙評，以做為98年度計畫HLW處置概念差異之比較(參見3.4節)。

### 3. 計畫執行成果

#### 3.1 處置環境條件的調查研究

97年度執行工作包括：花崗岩深層地質調查、深層地質資料庫整合與應用服務系統開發、潛在處置母岩空中磁測解析、以及潛在處置母岩特性調查等項目。

##### 3.1.1 花崗岩深層地質調查

測試區6號井花崗岩體東南側邊界，深度500 m，於96年度完成鑽探工作，本年度工作進行系統性井測作業，包含地球物理、地球化學及水文地質方面的孔內調查與分析，以獲取測試區岩體之地層物理特性與構造位態、裂隙地下水化學特性，以及裂隙水力傳導係數等花崗岩質潛在處置母岩特性資料。

##### (1) 地球物理井測

主要可分為物性井測及地層位態井測兩大項，物性井測包括：自然伽馬(GAMMA)、自然電位(SP)、16吋電阻(16N)、64吋電阻(64N)、側向電阻(LATERAL)、井徑(CALIPER)、電導度(CON)、溫度(TEMP)、全波形超音波探測(FULL WAVE FORM SONIC LOG)及伽馬能譜(GAMMA SPECTRUM)等項目。位態井測的探測項目包括：超音波電視井測(Acoustic Televiwer)、構造位態井測(Dipmeter)及孔內攝影(Borehole TV)等。由孔內攝影、超音波電視井測及位態井測三項井錄統計分析，均顯示6號井之裂隙主要為北東走向、朝南傾斜的位態，傾斜角度以中高角度(30~90°)為主(圖 3-1)。裂隙主要發生在岩脈(圖 3-2)侵入，以及剪切構造處，大部份裂隙都具有礦物充填。根據上述井測結果綜合研判，6號井所在花崗岩體大致完整，顯現出高電阻、高聲波速度之特性；其中所含裂隙帶孔隙因含水，電阻較低而反映出異常

帶，約分布在6個深度區段，深度為：由123.5m至136.5m、157.4~177.4m、253.9~283.0m、339.5~349.8m、435.4~451.6m及486.0至孔底(圖 3-3)。

## (2) 地球化學井測

地球化學孔內調查工作最終是以雙封塞針對特定裂隙段，進行封塞後，自該封塞段抽取裂隙地下水至水質穩定，或超過封塞段地下水容積3倍(約45公升)以上後，再進行水質取樣與分析工作。上述取樣工作耗時甚長，在遇到裂隙導水不佳狀況時，所需時間更是難以估計，且不符計畫探討主要導水裂隙水質的需求。由於孔內的裂隙段可能很多，但不見得每個裂隙段的導水性均非常良好，亦或導水性良好但對水質差異性不高，因此，在決定裂隙段進行封塞取樣前，主要透過岩心井錄、孔內攝影、地物通井井測、微流速通井井測結果，初步判斷裂隙段的可能位置，再輔以通井抽水干擾前後的地化通井井測結果(圖 3-3)，決定導水性較佳且水質特異性較高的裂隙段，作為封塞取樣的區段。

基本上，在通井狀態下，由於地下水在孔內會互相混合，因此，地化通井井測結果並無法代表岩層在特定深度的水質條件，故須透過封塞取樣方可取得較具代表性的水質參數。然而，透過在通井抽水干擾(沉水馬達抽水降低水位約30公尺)前後的地化通井井測結果的比對，可供初步判斷導水性較佳且水質特異性較高的裂隙段位置。由於通井抽水干擾所造成的壓降(約30公尺)，會使得導水性較佳的裂隙水較易進入孔內，當其水質差異性較高時，則可明顯由通井抽水干擾後與干擾前之地化通井井測的結果比對而獲知，進而可供進一步判斷導水性較佳且水質特異性較高的裂隙段位置。

本年度在6號井抽水干擾前、後各施行乙次深度500公尺之地化井測工作，主要是為了瞭解孔內地下水之水質敏感性參數背景值，並比較抽水干擾後之地化特性差異，來判斷孔內主要導水裂隙的所在位置。在圖 3-3中，針對通井抽水干擾前後的地化通井井測

結果而言，雖然在100公尺以上的裂隙段有明顯的水質變化，但由於本計畫的特性需求(深地層處置約500公尺深)，因此上述用以判斷取樣封塞段的方法，僅注重在深度深於100公尺以下的裂隙段；另外，在約310公尺深度附近，通井抽水干擾前的氧化還原電位(Redox)有明顯的變化，經比對岩心井錄、孔內攝影、地物通井井測、微流速通井井測結果可知該深度並無明顯裂隙段，因此判斷造成該變化的原因，可能來自孔內懸浮物所造成的影響。整體而言，在深度127~132公尺、165~175公尺、244~253公尺、270~280公尺、338~345公尺、434~447公尺及484~499公尺附近所呈現的水質些微跳動現象，與地物井測所呈現的低電阻帶，以及孔內微流速所研判的導水位置相當一致，顯示上述深度極可能代表6號井的導水裂隙帶(圖 3-3)。經再與孔內各裂隙段的水力傳導係數值(表 3-1)比對，本項目工作選擇在127.5~130.0 m (W1)、278.0~280.5 m (W2)和498.5~501.0 m (W3)等深度進行間距約2.5 m的地下水雙封塞抽水洗井及取樣；上述三個裂隙段均為表 3-1中水力傳導係數較高的裂隙段。

整個雙封塞抽水洗井及取樣工作時程大約為期一個半月左右，各封塞段的代表性水質敏感性參數(例如酸鹼度、導電度、氧化還原電位)之現地量測值如下：(a) W1：酸鹼度(pH)≐ 8.42~8.43、導電度(EC)≐ 0.2760~0.2785mS/cm、氧化還原電位(Redox)≐ -381~-375 ( $E_{Ag/AgCl}$ , mV)；(b) W2：酸鹼度(pH)≐ 8.11~8.14、導電度(EC)≐ 0.2771~0.2796 mS/cm、氧化還原電位(Redox)≐ -544~-541 ( $E_{Ag/AgCl}$ , mV)；(c) W3：酸鹼度(pH)≐ 8.20~8.30、導電度(EC)≐ 0.3207~0.3292mS/cm、氧化還原電位(Redox)≐ -598~-578 ( $E_{Ag/AgCl}$ , mV)。



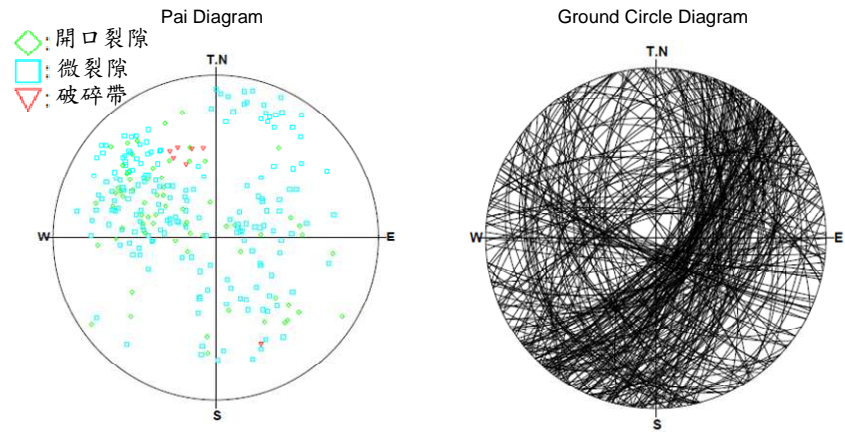


圖 3-1：6號井孔內攝影判釋之裂隙位態分布圖  
 (左圖為裂隙面的極點投影圖；右圖為裂隙面的大圓投影圖。)

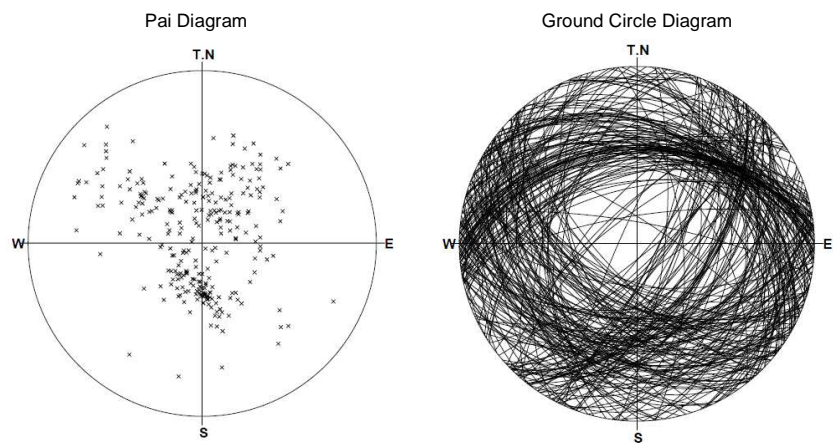


圖 3-2：6號井岩脈之位態分布圖  
 (左圖為岩脈的極點投影圖；右圖為岩脈的大圓投影圖。)

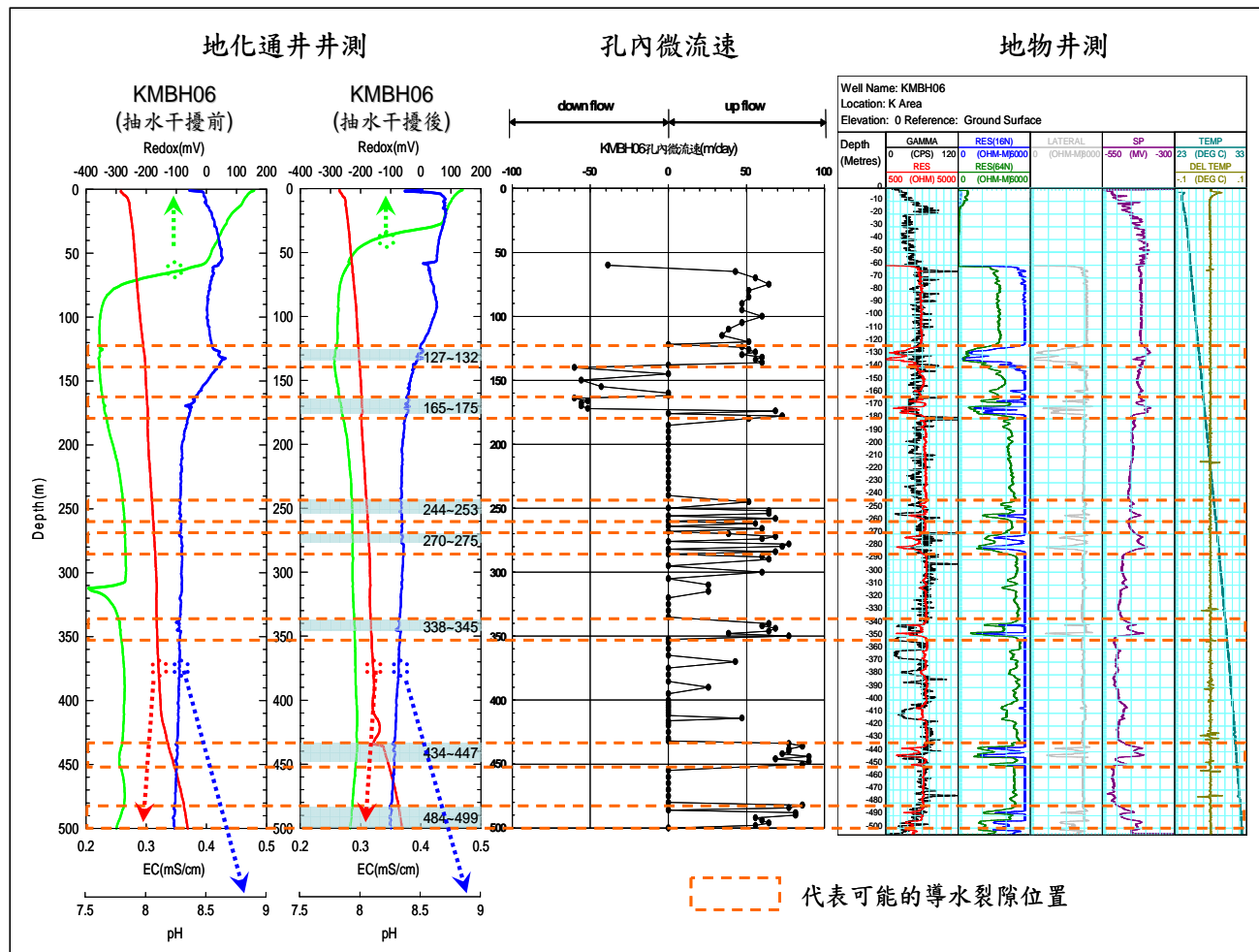


圖 3-3：6號井井測資料綜合分析

### (3) 水文地質孔內試驗

水文地質孔內調查包括孔內微流速井測(Borehole microflow measurement)及裂隙封塞水力試驗(Hydraulic pack-off test)兩項工作。孔內微流速量測結果(圖 3-3)顯示鑽孔中向上流速(Up flow)介於 $3 \times 10^{-4} \sim 1.04 \times 10^{-3}$  m/sec之間；向下流速(Down flow)則介於 $4.4 \times 10^{-4} \sim 6.94 \times 10^{-4}$  m/sec之間，顯示深度60~170m、250~300m及430~500m之間可能有較大之流速，研判上述裂隙段的導水性較高。另外，依其流動方向鑽孔水流自套管(60m)至130m為向上，自130m至170m為向下，170m至孔底則為向上流動的變化，故研判於130m處附近為一出水點(Source)，即水流由岩層裂隙流出至鑽孔處；170m處附近則為一水流匯集點(Sink)，即水流由鑽孔流入岩層裂隙。本次6號井裂隙封塞水力試驗區段之規劃，亦係綜合地球物理井測、地球化學及微流速量測等三項結果，共規劃59m~62m、74m~77m、100m~103m、127m~130m、131m~134m、137m~140m、165m~168m、172m~175m、253m~256m、269m~272m、278m~281m、345m~348m、435m~438m、47m1~474m、498m~501m等15個區段進行裂隙封塞水力試驗(表 3-1)，水力試驗分析結果整體而言水力傳導係數介於 $10^{-7} \sim 10^{-5}$  m/sec之間。

表 3-1：6號井各裂隙段計算出之水力傳導係數值(K, m/sec)一覽表

試驗 區段	Hvorslev			USBR	Moye	備註
	m=1	m=(1/10) <sup>1/2</sup>	m=(1/100) <sup>1/2</sup>			
59m~62m	1.6×10 <sup>-6</sup>	1.2×10 <sup>-6</sup>	7.3×10 <sup>-7</sup>	1.6×10 <sup>-6</sup>	1.7×10 <sup>-6</sup>	
74m~77m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
100m~103m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
127m~130m	8.6×10 <sup>-7</sup>	6.2×10 <sup>-7</sup>	3.9×10 <sup>-7</sup>	8.6×10 <sup>-7</sup>	9.2×10 <sup>-7</sup>	
131m~134m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
137m~140m	1×10 <sup>-5</sup>	7.6×10 <sup>-6</sup>	4.7×10 <sup>-6</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-5</sup>	
165m~168m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
172m~175m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
253m~256m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
269m~272m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
278m~281m	8.6×10 <sup>-7</sup>	6.2×10 <sup>-7</sup>	3.9×10 <sup>-7</sup>	8.6×10 <sup>-7</sup>	9.2×10 <sup>-7</sup>	
345m~348m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
435m~438m	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	<10 <sup>-9</sup>	低透 水性
471m~474m	2.9×10 <sup>-5</sup>	2.1×10 <sup>-5</sup>	1.3×10 <sup>-5</sup>	2.9×10 <sup>-5</sup>	3.1×10 <sup>-5</sup>	
498m~501m	2.4×10 <sup>-5</sup>	1.8×10 <sup>-5</sup>	1.1×10 <sup>-5</sup>	2.4×10 <sup>-5</sup>	2.6×10 <sup>-5</sup>	

說明：Hvorslev、USBR (U.S. Bureau of Reclamation)及Moye公式為三種常用來解釋花崗岩裂隙封塞地下水壓力的公式(Hamm et al., 2007)。

### 3.1.2 深層地質資料庫整合與應用服務系統開發

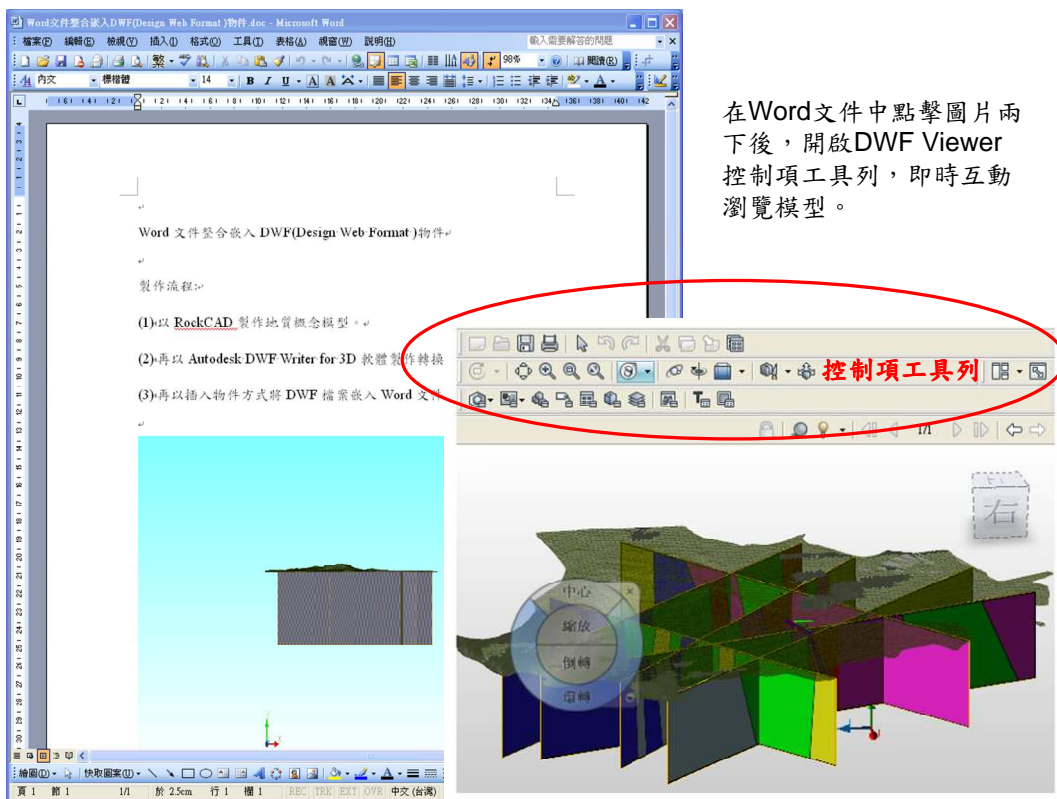
97年計畫持續進行地下地質資料維護與更新及進行三維視覺化展示平台的建置，藉由視覺化深層地質資料的展現，增加資料整合與橫向溝通的能力。

#### (1) 地下地質資料維護與更新：

本項工作是一長期累積性的工作，為使計畫長期的研究與調查資料成果得以妥善保存，各技術領域之知識能夠永續發展、累積與傳承，希望透過妥適之資訊技術呈現過去計畫的成果，更能完整且系統化的保存寶貴之資料與技術知識。新增資料數計49,891筆，累積資料庫內資料數為515,458筆，新增內容主要是6號井地球物理井測、地化井測、微流速與水文地質孔內封塞試驗數據與解析成果。

#### (2) 三維視覺化展示平台建置：

由於目前完成建置之地質概念模型大多為Autodesk公司的繪圖檔案(.dwg)格式，需要有AutoCAD或是DWGViewer程式提供平台進行模型瀏覽，同時也考驗平台載具繪圖顯示的效能，常造成模型檔案預覽與流通的不便。有鑑於此，Autodesk公司訂定了一個DWF(Dwsign Web Format)檔案格式，並提供免費的Design Review 2009程式給使用者方便瀏覽模型，並將DWF檔案發佈功能整合於現有的AutoDesk全系列產品中。同時結合了MicroSoft Office的應用程式，可將DWF的瀏覽控制項元件嵌入Office文件中(主要是Word與PowerPoint應用程式)，讓我們可以直接於Office應用程式中，開啟模型並使用控制項工具查看瀏覽，詳如圖 3-4之範例所示。



在Word文件中點擊圖片兩下後，開啟DWF Viewer 控制項工具列，即時互動瀏覽模型。

圖 3-4：Office應用程式嵌入DWF格式物件之範例

### 3.1.3 潛在處置母岩空中磁測解析

為掌握國內幾個潛在處置母岩的大尺度分布情形，及其鄰近區域地質構造資訊，本計畫96年經由中興航空及Fugro公司的技術合作，取得對花崗岩、泥岩、及中生代基盤岩等潛在處置母岩部份地區的高精度空中磁力探測及初步資料解析。這些花崗岩質、泥岩質及中生代基盤岩質等潛在處置母岩飛航所獲致全磁力網格(TMIGrid)初步成果，於97年計畫進行詳細的資料處理(濾波、歸極換算、向上/下延伸、微分處理、最小二乘法趨勢面移除等)與圖幅輸出，用以建立三維構造解析技術及進行區域岩層磁力性分析(97年版)等工作。

由於飛航所量測得全磁力強度係各深度地下磁體感應磁場的總合，故不易直接依據全磁力強度圖進行岩層及構造分布之分析與解釋。為克服岩層磁體因磁傾角與磁偏角的影響，將來自不同深度的磁力訊號加以分離，以便能掌握區域性構造與淺部構造等特徵，下列資料處理步驟是磁力構造解釋必要的前置作業。主要包括：向上延伸(Upward Continuation)、歸極換算(Reduction to the pole; RTP)、微分(Derivative)與濾波(Filtering)等，說明如下：

#### (1) 向上延伸

向上延伸的功能在於透過解迴旋(Convolution)運算，將磁力量測基準面向上提升至某特定高度，由於基準面高度提高，量測點與地下磁體間的距離加大，故磁力異常較不受淺部局部磁體影響，而能反映出大區域的構造形貌。

#### (2) 歸極換算

歸極換算之主要目的，在於將磁傾角小於90度區域所獲得的磁力異常圖，轉換成磁傾角等於+90度或-90度時的磁力異常圖。為降低磁傾角對磁力異常解釋的影響，進行磁力資料解釋時，歸極換算常與垂直微分併合使用，藉以分析磁力的趨勢(Trend)與組織(Magnetic Texture)特徵。

#### (3) 微分

微分處理可以使細微的變化更顯助，故透過微分處理可以加強地下磁體邊界的對比，使地下磁體的邊界更易於辨認(Bround et.al.; 2004)；較常使用的方法包括：垂直微分(Vertical Derivative; VDR)、全水平微分(Total Horizontal Derivative; THDR)、傾角微分(Tilt Derivative; TDR)、解析訊號(Alytic Signal; AS)等。

#### (4) 濾波

濾波處理除了可濾除雜訊(Noise)提高信噪比(S/N Ratio)，亦可分離深部與淺部磁力異常。透過設定適當的截切頻率(Cutoff Frequency)，將磁力異常圖分離為區域磁力異常(Regional Magnetic Anomaly)——用以反映較深的構造；以及剩餘磁力異常(Residual Magnetic Anomaly)——用以反映相對較淺的構造。圖3-5為空中磁測經上述流程繪製完成之各代表性磁力異常圖幅示意圖。

### 3.1.4 潛在處置母岩特性調查

為掌握大範圍地下潛在處置母岩可能的分布，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，97年度本計畫除參考高放長程處置計畫各階段有關潛在處置母岩特性調查報告，亦彙整國內地下地質、鑽井、地下水監測網等調查報告與監測資料，並參酌95年度透過國際合作進行空中磁測調查之成果，以評估潛在處置母岩分布區域。

因此，本計畫近期將以過去所累積的花崗岩質潛在處置母岩特性資料為基礎，持續取得長期監測分析的資料，將進一步加以分析以展現現有特性調查成果於SNFD2009報告中，並整合應用空中磁測解析結果來說明岩層地下分布及規模，作為本土花崗岩質潛在處置母岩深層地質環境特性評估的依據，以達成於2009年提報「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」之重要目標。





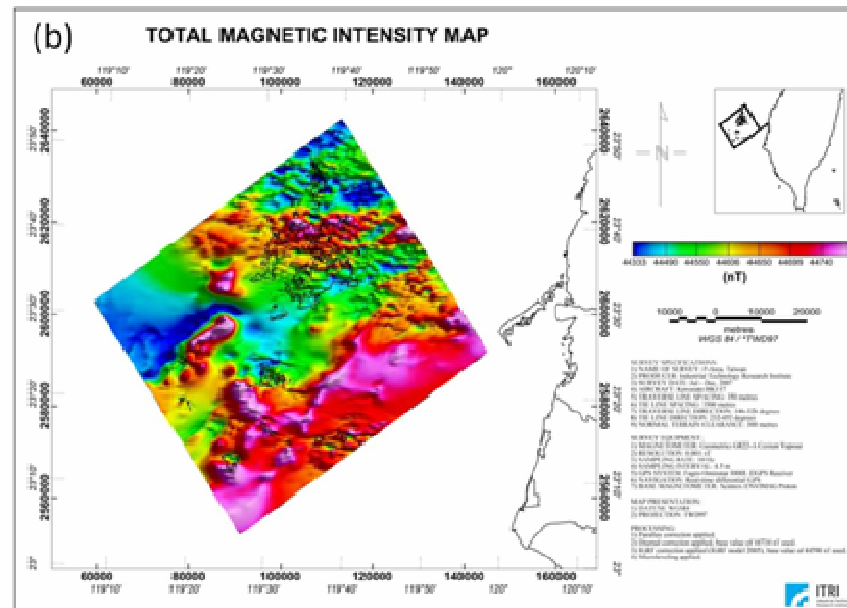


圖 3-5：磁力異常圖幅結果圖  
(b)全磁力異常圖



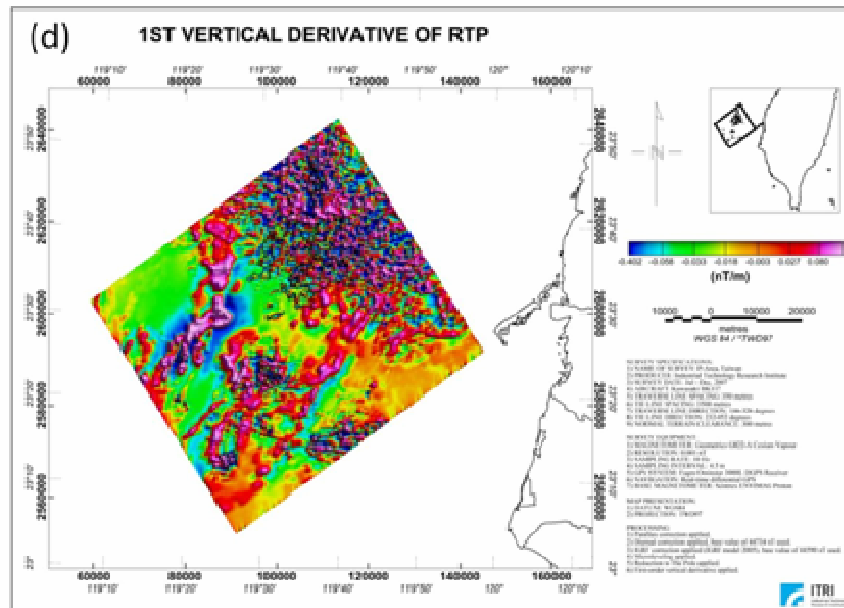


圖 3-5：磁力異常圖幅結果圖  
 (d)經歸極換算與一次垂直微分處理之磁力異常圖

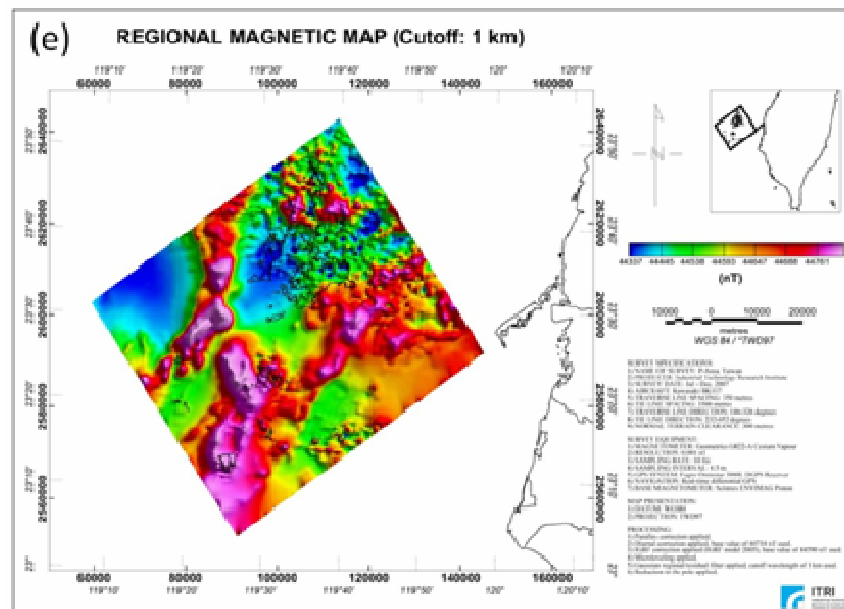


圖 3-5：磁力異常圖幅結果圖  
(e)區域磁力異常圖





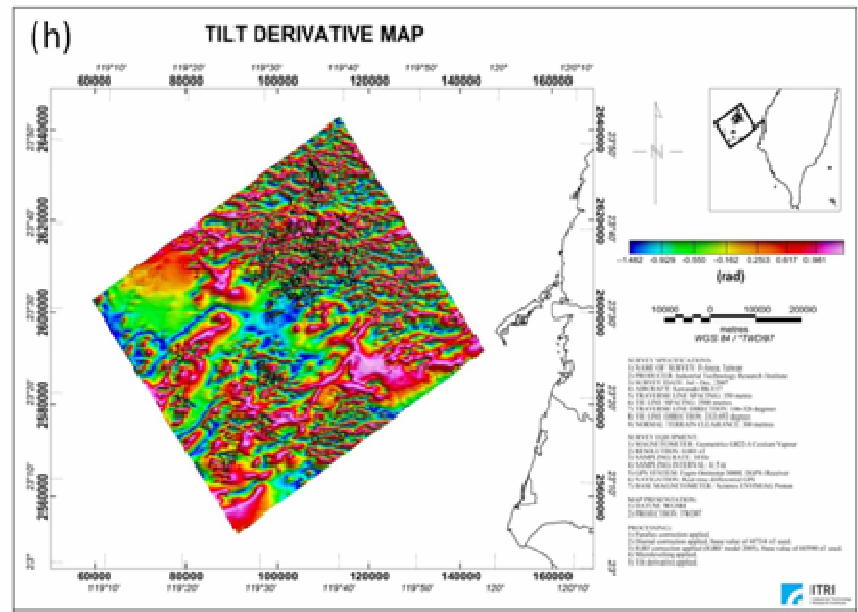


圖 3-5：磁力異常圖幅結果圖  
(h)經傾斜微分處理之磁力異常圖



## (1) 花崗岩

就現有地質資料來看，花崗岩的分布以台灣東部中央山脈中花崗岩出露最多，西部離島則有金、馬、烏坵等島嶼出露花崗岩。本計畫過去成果驗證了離島地區花崗岩體，已具備千萬年來的長期地質穩定特性；此外，針對位於板塊邊界過去認為較不穩定之本島東部花崗岩體，經初步地表踏勘，並根據最新文獻資料分析，顯示部分花崗岩體可能近百萬年來亦已呈現穩定地塊條件。

### (a) 台灣東部花崗岩體：

台灣東部的花崗岩體(80-90 Ma)形成於南澳運動，包括奇瑤谷、源頭山、飯包尖山、大濁水、溪畔及開南岡等地區六個出露面積較大的岩體，受6.5 Ma以來「弧陸碰撞」造山運動影響，夾雜在中央山脈東側變質岩層中。根據空中磁測調查結果發現，台灣東部花崗岩體可分成兩區，磁測資料有明顯差異：一為夾於片岩層中的岩體(以源頭山、飯包尖山及奇瑤谷岩體為主)，一為夾於大理岩層中的岩體(以大濁水、溪畔及開南岡岩體為主)。雖然東部花崗岩自6.5 Ma以來受到「弧陸碰撞」作用影響發生造山運動，但根據最新文獻資料顯示，本島花崗岩體屬於東部地震分布較少的地區，抬升與剝蝕速率亦低於中央山脈其他地區(Fuller et al., 2006)，且近百萬年來所在地塊已廣泛發生張裂構造(李元希，1997)，就地質構造學理上而言可能已邁入較穩定階段(Fuller et al., 2006)，其穩定性之調查將於後續年度規劃進行。

### (b) 離島花崗岩體：

離島地區花崗岩位於大陸沿海一帶(160-100 Ma形成)，位於歐亞大陸板塊內部華南花崗岩帶之東南隅的岩體，屬於世界著名中生代環太平洋花崗岩帶西緣。自早白堊紀燕山運動(Yanshanian Orogeny)以來，此區即未再次受到造山運動影

響，少有地震，在一千多萬年來處於較穩定的地區，僅隨台海長期張裂活動而抬升、剝蝕，並受海水面升降作用所影響。

(2) 泥岩：

台灣泥岩分布主要在西南部平原區地下及麓山帶(圖 3-6)，及海岸山脈等地，屬於未變質的泥岩層；另外，在雪山山脈及中央山脈亦有泥岩層出露，屬於輕度變質的泥岩(包括硬頁岩、板岩等，參見圖 3-7所示)。

(a) 台灣西南部泥岩地層並非全由泥岩所組成，其夾有若干厚薄不一的砂岩夾層，此些砂岩層的所在層位不定，多為古河道沈積砂層。泥岩層的主要形成時代，屬中新世晚期至更新世，亦即距今約5.5百萬年至40萬年之間所沈積而成。台灣西南部泥岩層分布在兩個區域，其一為泥岩出露的麓山帶區域，另一為平原區(圖 3-6)。在泥岩出露地區測得之厚度在2,000 m以上，西南平原區地表下之泥岩地層，由地球物理勘測及鑽井資料獲知的厚度已達4,000 m以上，到了高雄外海約50 km處，泥岩厚度更達7,000 m以上，往西南有增厚之趨勢。平原區地下700公尺以上多為更新世以來沈積含薄層砂岩的泥岩層，因泥岩層阻隔使地下水垂向流通不易(圖 3-8)(Lu et al., 2008)。

(b) 國內西南部人口密集度高，沿海地區魚塭養殖業發達，且因超抽地下水而地層下陷。此外，由地下水觀測網資料相關研究發現，西南部地下水因瀉湖的蒸發作用而具高鹽度特徵，致使民井加深取用深層地下水，但因超抽導致地下水流速加快現象，如表 3-2所示，由碳-14定年結果求得的水力傳導係數大約在 $10^{-5} \sim 10^{-3}$  m/s的範圍內，相較於現地抽水試驗的結果要大上1~2個數量級(Lu et al., 2008)。

(c) 國內西南部地區活動構造多、地層隆升快但剝蝕率高，山地多形成泥岩惡地形；此外，此區地震深度淺、災害性地震頻率高(圖 3-9 a,b)、泥岩層中夾有富甲烷及二氧化碳的天然氣

儲存層(圖 3-9c；圖 3-10)、主要構造帶沿線又有泥火山噴發作用(圖 3-9c)，上述天然事件特性亦為泥岩處置條件評估要考慮的影響條件。

(d) 中央山脈及海岸山脈泥岩：

中央山脈泥質岩層所在地區，地形險峻、因複雜的構造作用而岩質破碎、受高雨量及風化作用影響具有較高的剝蝕率等因素，加上921震後地震分布集中在中央山脈泥岩地層區(圖 3-7)，導致桃、竹、苗、中、投等縣山區地層鬆動，每每颱風豪雨即導致山崩、地滑及土石流。上述因素說明分布於中央山脈的泥岩層，若規劃作為潛在處置母岩調查對象，需要更精細的調查技術來避免上述天然事件的影響；至於海岸山脈泥岩因為延伸性有限，多為惡地形，又位於弧陸碰撞帶之主要地震、斷層活動帶上，亦不建議列為調查對象。

(3) 其他：

台灣其他具有潛在處置母岩條件的岩層為西部海域的中生代基盤岩，本計畫95年度進行之空中磁測(圖 3-5**錯誤！找不到參照來源。錯誤！找不到參照來源。**)，並參考中油公司西部海域及平原區震測與鑽井資料(圖 3-11)，發現西部海域中生代基盤岩除花嶼以外均位於海下1000 m深度以下，越往本島延伸越深(西部平原下超過2000 m深，如圖 3-11所示)，因此岩層分布已超出目前處置概念設計的深度。

表 3-2：碳-14定年及地化模擬之西南部平原區泥岩層水力傳導係數

Well pairs	Distance (km)	Travel time (yrs)	Hydraulic gradient ( $\times 10^{-3}$ )	K (m/s) calculated	K (m/s) in situ testing
N03-1→N02-2	10.7	5447	1.98	$3.14 \times 10^{-5}$	$6.97 \times 10^{-5}$
N03-2→N02-2	11	1803	1.68	$1.15 \times 10^{-4}$	$6.97 \times 10^{-5}$
N02-1→N01-1	10.7	764	0.99	$4.48 \times 10^{-4}$	--
N09-1→N08-2	10.1	2949	2.81	$3.86 \times 10^{-5}$	$2.08 \times 10^{-5}$
N09-3→N08-3	9.7	3195	1.47	$6.54 \times 10^{-5}$	$2.16 \times 10^{-5}$
N08-1→N07-1	6.7	5369	0.23	$1.72 \times 10^{-4}$	$6.05 \times 10^{-5}$
N08-2→N07-3	7.5	1497	0.88	$1.80 \times 10^{-4}$	$2.13 \times 10^{-5}$
N12-1→N11-2	8.5	428	0.52	$1.21 \times 10^{-3}$	$1.95 \times 10^{-6}$
N12-2→N11-2	8	424	0.56	$1.07 \times 10^{-3}$	$1.95 \times 10^{-6}$
N12-2→N11-3	9.3	899	2.46	$1.33 \times 10^{-4}$	$3.12 \times 10^{-5}$
N11-1→N10-1	13.2	5076	0.1	$8.20 \times 10^{-4}$	$4.84 \times 10^{-5}$
N11-2→N10-3	13.3	3559	negative	--	$4.96 \times 10^{-5}$
N11-3→N10-4	13.6	5936	negative	--	$5.57 \times 10^{-5}$
N10-4→N13-1	10.4	5733	0.37	$1.55 \times 10^{-4}$	$1.88 \times 10^{-5}$
N10-4→N13-2	10.5	5495	0.52	$1.16 \times 10^{-4}$	$2.22 \times 10^{-6}$
N22-1→N21-2	5.9	351	5.06	$1.05 \times 10^{-4}$	$4.70 \times 10^{-5}$
N21-2→N20-2	12.5	9402	negative	--	$1.63 \times 10^{-4}$

資料來源：Lu et al. (2008)

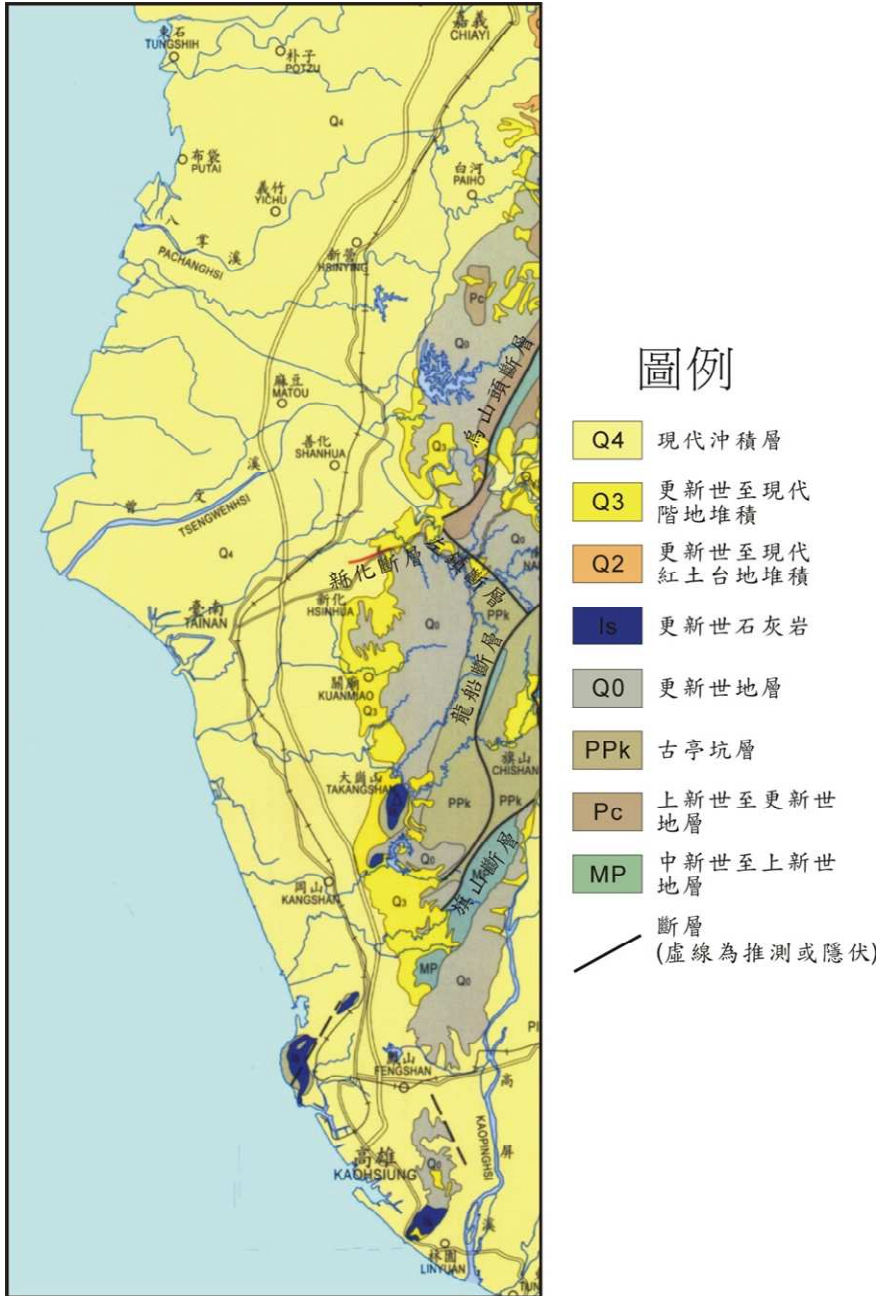


圖 3-6：台灣西南部平原區及麓山帶地質概圖

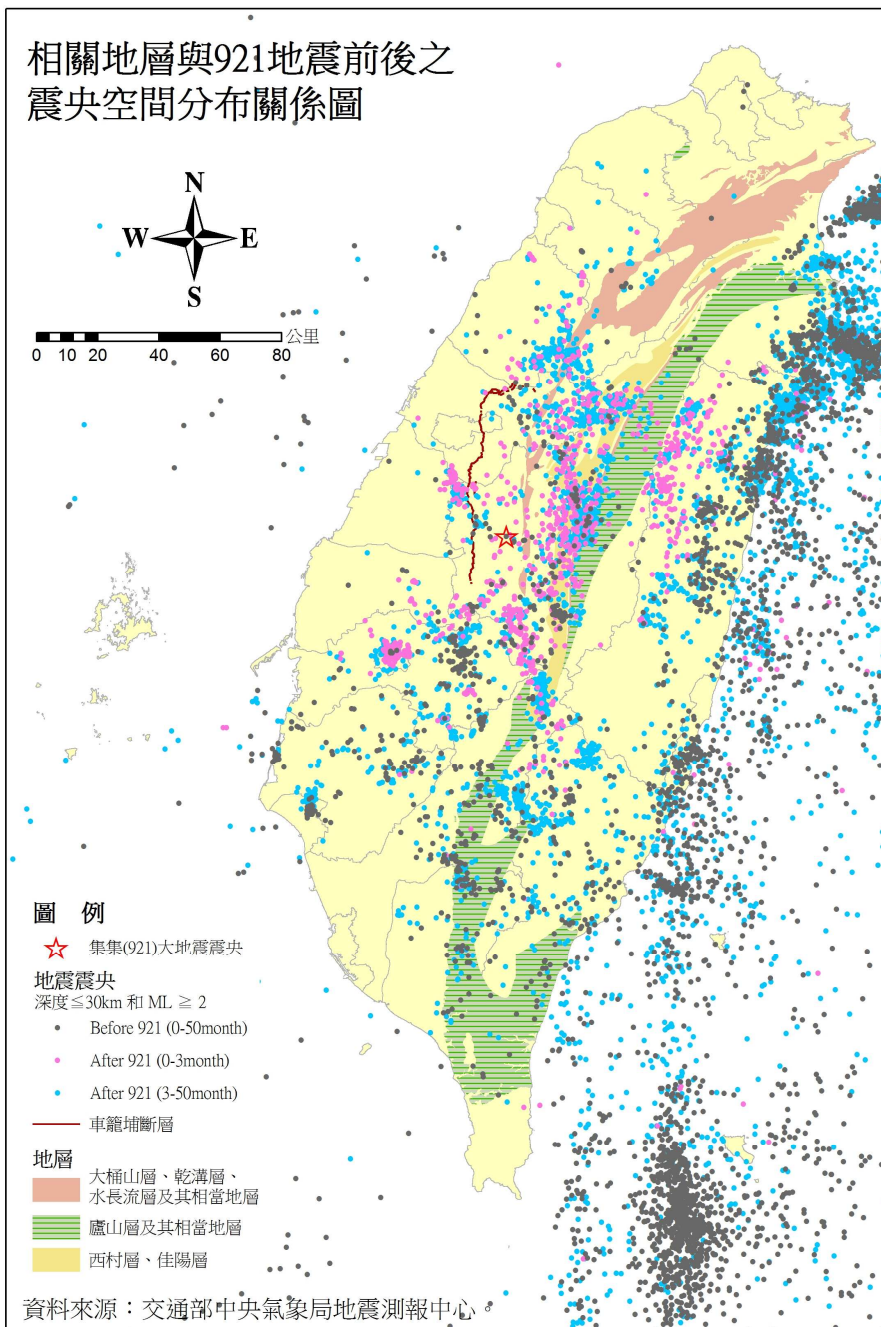


圖 3-7：台灣中央山脈泥岩地層與921震後地震分布關係圖  
 (資料來源說明：地震資料：交通部中央氣象局地震測報中心；地層資料：經濟部中央地質調查所)

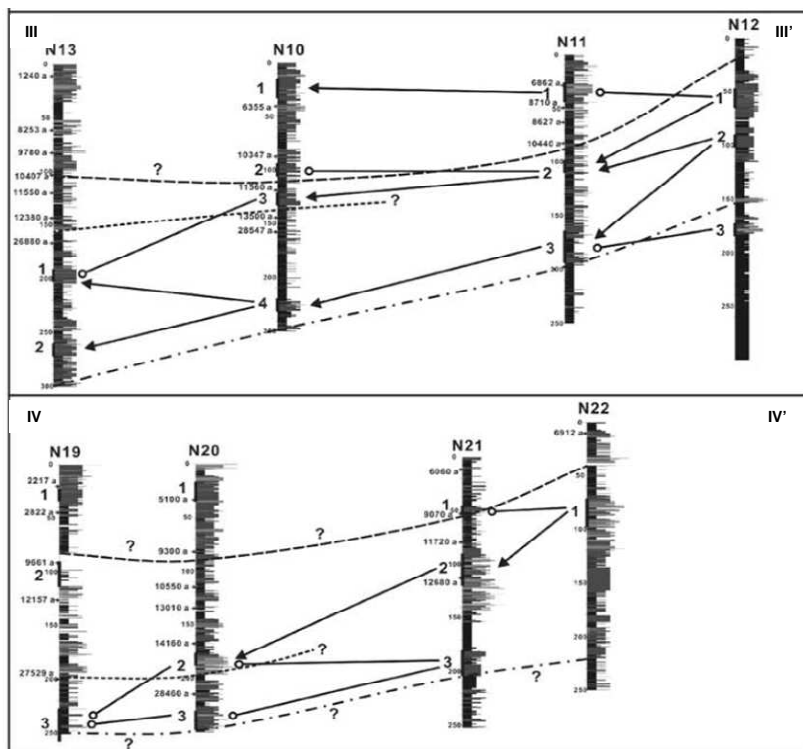
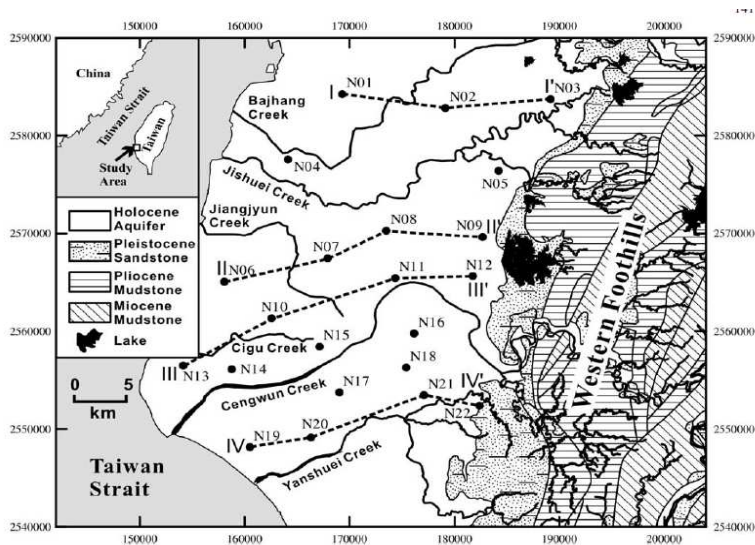


圖 3-8：台灣西南部平原區鑽井地下水流向示意圖  
(摘自 Lu et al., 2008)

說明：剖面 III、IV 所選擇的鑽井分別位於曾文溪北、南兩側，參考碳同位素年代可將地下含水層分三至四層，因泥岩層阻隔造成垂向流動不易。

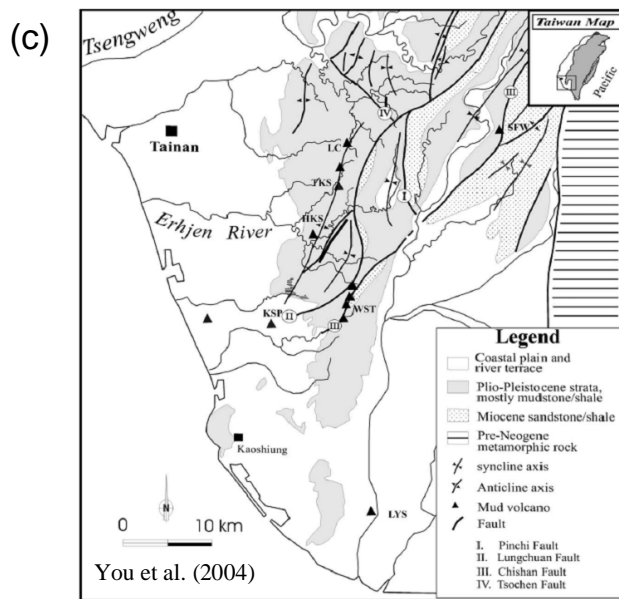
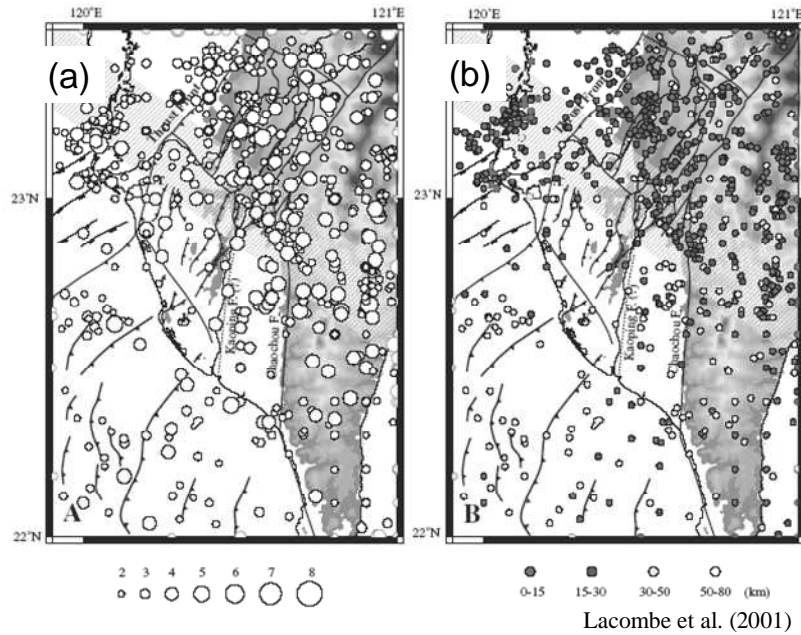


圖 3-9：台灣西南部地震、斷層構造及泥火山分布圖

說明：圖(a)顯示地震規模，圖(b)顯示地震震源深度(摘自Lacombe et al., 2001)；圖(c)顯示麓山帶泥岩出露區的泥火山多沿主要斷層構造帶分布(摘自You et al., 2004)。



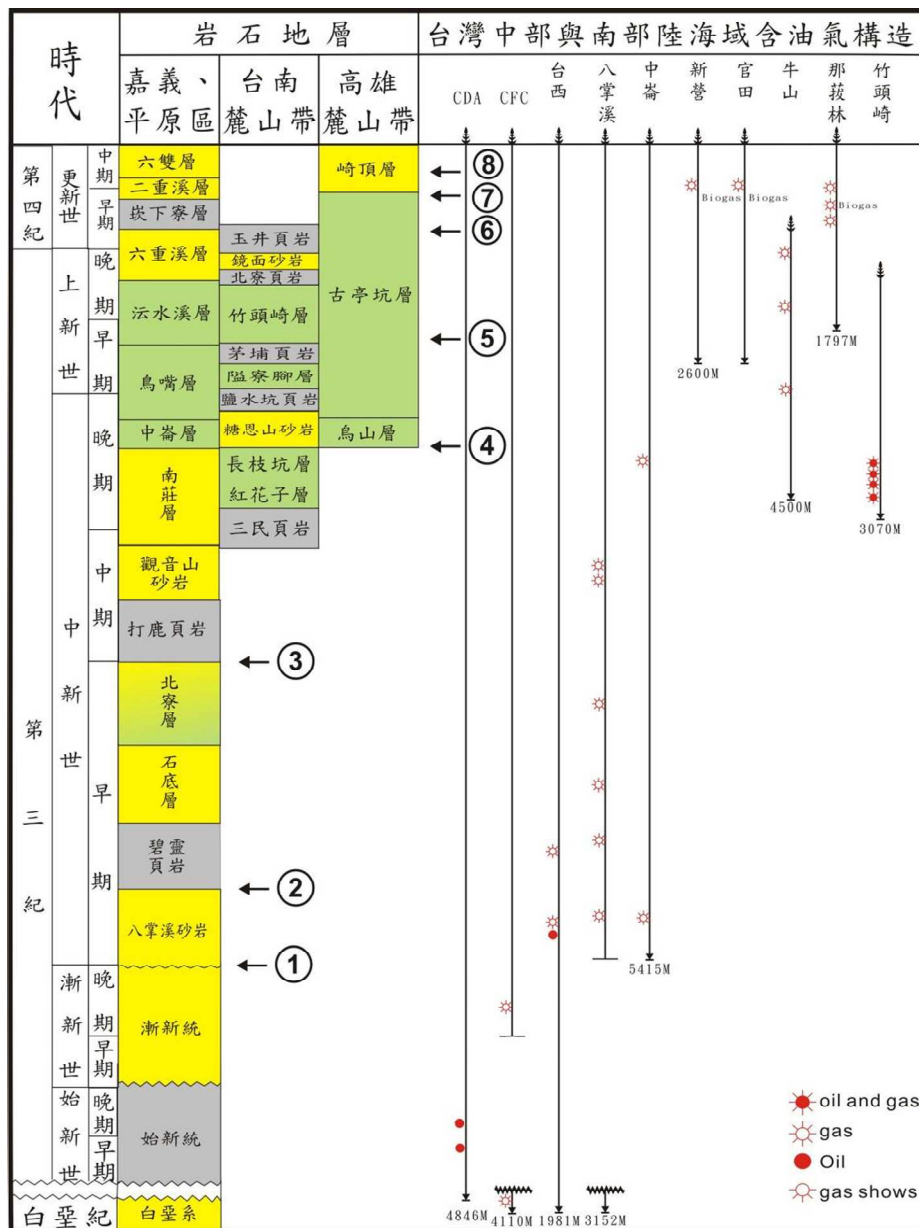
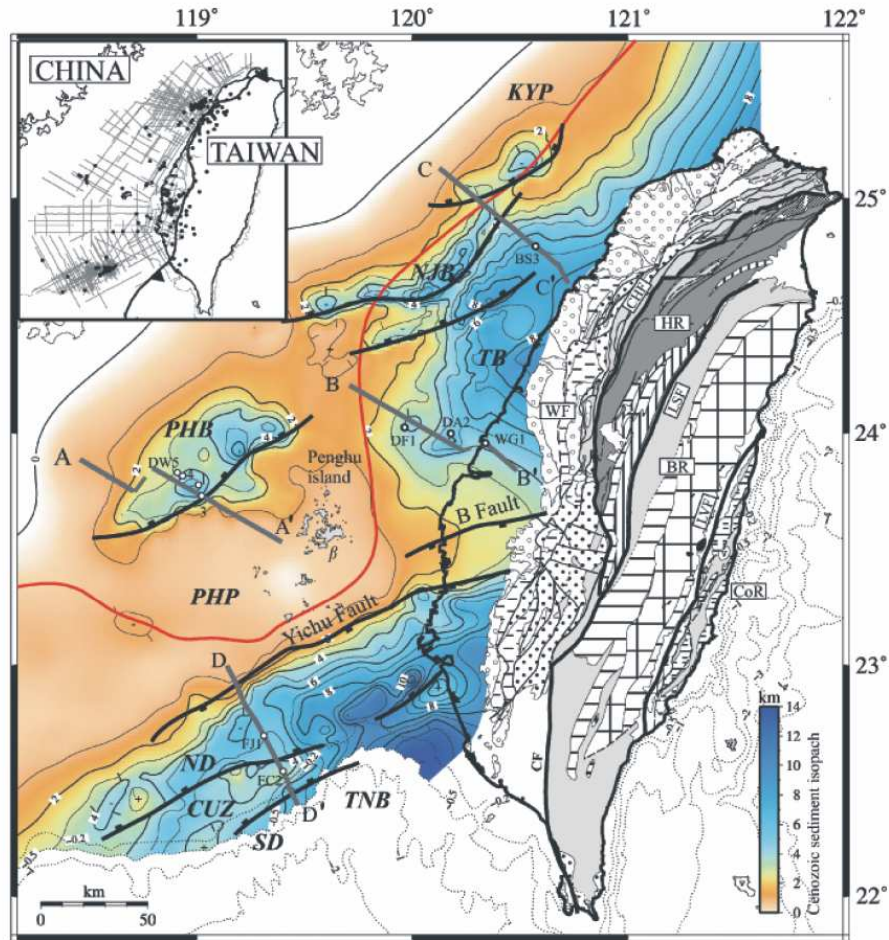


圖 3-10：台灣西南部外海、平原區與麓山帶之地層與各天然氣儲集層  
 說明：由地下水觀測網鑽井鑽得更新世泥岩質地層包括六雙層、二重溪層及古亭坑層；由中油油氣鑽井鑽得深層地層及重要岩層介面（數字1-8所示）。六雙層大部份為泥岩，夾砂岩或粉砂岩互層的頁岩，最厚可達1040 m。二重溪層岩性以泥質砂岩主，夾有泥岩，厚約830 m，其底部有數十公尺砂岩是台灣西南部唯一生產油氣的地層。古亭坑層位於高雄麓山帶往西南海域延伸，以泥岩為主，偶夾薄層泥質砂岩，在中洲中油鑽井中地下635 m以下至4421 m均為古亭坑層。(摘自能源局，2008)



KEY		EXPOSED GEOLOGY	
<b>DATA EMPLOYED</b>	• Boreholes	Lower Pliocene/Upper Miocene Series undifferentiated	Upper Palaeozoic and Mesozoic Era them
<b>SUBSURFACE GEOLOGY</b>	— Seismic lines	Miocene Series	Pleistocene Andesite and Andesitic Pyroclastics
Cenozoic sediment isopach:	Contour Interval 1 km	Lower Miocene/Upper Oligocene undifferentiated	Miocene Basalt
Normal fault		Oligocene Series	Miocene/Pliocene Andesite and Andesitic Pyroclastics
		Pleistocene Series	Early Palaeogene Porphyry
		Lower Pleistocene/Upper Pliocene Series undifferentiated	Mafic Igneous Rocks (pre-Tertiary)
		Pliocene Series	
		Eocene/Oligocene Series undifferentiated	
		Eocene Series	

圖 3-11：中生代基盤岩分布深度圖

(資料來源：Lin et al., 2003；圖示為中生代基盤岩上覆新生代沈積層厚度分布，即中生代基盤岩頂部之深度)

## 3.2 功能/安全評估

現階段國內之參考處置概念係以用過核子燃料深層地質處置為主，輔以多重障壁系統(包含工程障壁與天然障壁，後者或稱地質圈)，俾便達到最終處置之目的，此種概念是目前國際上一致公認最可行且最為可靠的最終處置方式。整個工程障壁系統由外圍之處置母岩所包圍，處置母岩即所謂之天然障壁，藉由處置母岩極低的地下水流速，及核種與母岩的各種地化作用，形成另一道屏障，達到延遲核種遷移的效果。

處置場系統安全評估架構主要包含近場、遠場及生物圈之三個子系統評估模式。近場(含工程障壁系統及其外圍部分母岩)主要分析核種在工程障壁系統及周圍母岩之開挖擾動帶的近場遷移與傳輸；遠場(即天然障壁之傳輸)則評估核種於處置母岩裂隙之傳輸；生物圈評估模式係採用水井釋出途徑(IAEA, 2003)，分析生物圈劑量率，獲得最終核種外釋評估劑量。為完成用過核子燃料最終處置2009初步可行性評估報告之安全評估案例分析部份，以達成用過核子燃料最終處置計畫書近期里程碑之要求。本分項以90~93年度計畫所發展之一維模式的系統安全評估模式架構(核能研究所，2002、2003、2005)，此架構涵蓋**確定**式與機率式分析技術，及94~96年度計畫所發展以近場二維模式為基礎之近場、遠場及生物圈**確定**式分析技術(核能研究所，2008)，以94~96年度計畫所更新源項資料、測試區水文地質概念模型、測試區現地調查數據及彙整國外評估報告之適用參數數據，進行近場、遠場及生物圈環境之基本情節案例更新運跑及分析。

### 3.2.1 近場

#### 3.2.1.1 基本情節案例之近場計算與分析

工程障壁系統為處置場多重障壁基本設計之一環，目的在強化放射性廢棄物處置場場址天然障壁之隔離效能，以達到遲滯核種遷移並確保環境與人類安全之最終目的。進行近場環境之核種外釋評估時，

須考慮近場環境及工程障壁可能之阻隔作用、釋出與傳輸過程之種種因素，這些因素主要有(1)廢棄物本體之核種存量(2)釋出之化學機制(廢棄物型態)(3)傳輸之機制(在緩衝材料之擴散、開挖擾動帶之傳輸)(4)工程及天然障壁之物理性質(地下水流速/流量、孔隙率、擴散係數、裂隙等)(5)工程及天然障壁之遲滯性質(吸附)等。

國際上許多國家在進行近場安全評估(safety assessment)，大都以概念化之徑向傳輸模式為主要分析方法，如瑞士(NAGRA, 1994)、瑞典(SKI, 1996)、德國(Luhrmann et al., 2000)與日本(JNC, 2000)等。因此，2000至2004年已建立核種自工程障壁徑向釋出之評估技術(Zhou, 2000；張福麟等，2002；林佳蓉等，2003)包括概念模式、數學模式、與電腦程式等之建立，以及**確定式**(deterministic)與機率式(probabilistic)分析技術(朱信忠和吳典諺，2002；朱信忠和董家寶，2003)、案例分析等(朱信忠，2002；2003；盧俊鼎，2005)。

為進一步探討並評估外釋概念模式對核種於近場環境外釋的影響，2005至2007年發展廢棄物罐垂直置放之軸向/徑向/坑道多途徑釋出(Zhou, 2004；Ju, 2006)，及廢棄物罐水平置放替代方案多途徑核種釋出之概念模式與安全分析技術(Zhou, 2005)，建立了考慮近場廢棄物罐垂直與水平置放之軸徑向核種外釋之**確定式**評估分析能力。在考慮核種經由軸徑向外釋概念模型下，以評估近場的核種外釋，能更貼近核種於真實情況之工程障壁與近場母岩環境下的釋出行為。

本報告即以90~93年度計畫發展之近場徑向安全評估模式；94~96年度計畫發展之近場軸/徑向安全評估模式為基礎，進行基本案例之近場核種外釋評估與分析。對應所發展不同屬性的近場評估程式，模擬近場核種外釋之基本案例可區分為RT-NV、ART-NV及ART-NH等三種模式。此三種模式之差異性說明如下：

- (1) RT-NV模式(Radial Transport Model for Radionuclide Near-field Release with Canister Vertical Emplacement)：廢棄物罐為垂直置放，考慮核種傳輸方向為沿著廢棄物罐徑向方向(如圖 3-12)，所採用之評估程式為INPAG-N(Zhou, 2000；2002)；

- (2) ART-NV模式(Axial and Radial Transport Model for Radionuclide Near-field Release with Canister Vertical Emplacement) 廢棄物罐為垂直處置，考慮核種傳輸方向為沿著廢棄物罐軸向與徑向方向(如圖 3-13)，所採用之評估程式為INPAG-NV2(Zhou, 2004)；
- (3) ART-NH模式(Axial and Radial Transport Model for Radionuclide Near-field Release with Canister Horizontal Emplacement)廢棄物罐為水平處置，考慮核種傳輸方向為沿著廢棄物罐軸向與徑向方向(如圖 3-14)，所採用之評估程式為INPAG-NH(Zhou and Apted, 2005)。

RT-NV模式所考慮的概念情節為：

- (1) 處置場封閉後，地下水重新侵入處置場，母岩及緩衝重新飽和，廢棄物罐在處置場封閉後100,000年因完全腐蝕掉而喪失了圍阻功能。

依據李瑞益等(2005)研究成果：「估算經十萬年時間，廢棄物罐之腐蝕總厚度分別為1.5及2.6 cm。依據我國處置概念，廢棄物罐外層銅材為5 cm，則在如芬蘭YJT-95及我國KMBH01-W2二者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或更長的時間。」，故本文依據上述研究成果，保守假設廢棄物罐無針孔腐蝕狀況，其壽命為十萬年，進行評估。

- (2) 廢棄物罐因腐蝕而失效("廢棄物罐瞬間消失")，地下水開始接觸到廢棄物本體；
- (3) 廢棄物本體表面、晶格邊界(grain boundary)、及間隙(gap)邊緣等之放射性核種，因溶解之機制及溶解度限制作用而溶解於地下水中。

當廢棄物罐因腐蝕而失效後，地下水接觸到廢棄物本體，存在於燃料與護套間隙及晶格邊界上之核種，隨即溶解於水中而外釋。此瞬間釋出量佔用過核子燃料內該核種存量之比率稱為瞬釋分

率(IRF)。根據European Commission SPA project-topical report 2 (1999)說明：揮發性高之核種(volatile species)如I、Cs等具有較高之瞬釋分率。此外，瞬釋分率亦與燃耗度及燃料型態有關。

- (4) 廢棄物本體基質內之放射性核種，隨廢棄物本體基質之溶解而逐漸溶解於地下水中；
- (5) 溶解於地下水的放射性核種因擴散(diffusion)機制而離開廢棄物本體，並往外遷移；
- (6) 溶解於地下水中之核種在工程障壁內以擴散機制而往外遷移；
- (7) 核種在工程障壁之遷移主要機制為分子擴散原理，其核種濃度考慮衰退、滋生、吸附、擴散、及溶解度限制等作用；
- (8) 以單一個廢棄物罐為評估基礎；
- (9) 由於廢棄物罐之設計壽命相當長，處置場溫度分佈已恢復至自然的地溫梯度狀態，故不考慮廢棄物本體溫度對核種遷移的影響。

近場ART-NV及ART-NH概念模式之外釋情節除與前述RT-NV模式相同外，並考慮「核種經由開挖擾動帶，向外遷移至近場處置母岩及處置隧道(水平置放另增加考慮運轉隧道效應)等途徑，再釋出至附近地質圈」之情節，包含其中各外釋途徑所相對需考慮之核種吸附、活度的衰退與滋生、化學元素的溶解限度、及分子擴散等效應。

INPAG-N、INPAG-NV2及INPAG-NH程式之初始條件皆為”用過核燃料處置時之核種存量(mol/canister)，即源項之初始存量，其他介質均為零核種濃度；INPAG-N程式之邊界條件為用過核燃料從廢棄物基質體以固定的溶解率釋出，另一邊界則為平移(advection)出開挖擾動帶之核種外釋量；而INPAG-NV2及INPAG-NH程式之邊界條件同為用過核燃料從廢棄物基質體以固定的溶解率釋出，另一邊界則為處置隧道和零濃度邊界區塊所指定之零濃度邊界。

進行評估分析之基本案例內容說明如下：

- (1) 分析案例(I): 模擬分析的對象分別為RT-NV、ART-NV及ART-NH模式，案例分析結果末碼以「I」標記，如RT-NV-(I)。分析案例(I)中核種Kd值採TILA-99報告(Vieno et al., 1999)之建議值進行分析。
- (2) 分析案例(II): 以基本案例(I)之參數數據為主，緩衝材料及母岩對於Se及Cs核種之分配係數則以本土化數據(鄧希平等, 2005)替代，做為評估程式模擬分析的輸入資料，案例分析結果末碼以「II」標記，如RT-NV-(II)。分析案例(I)、(II)之分配係數差異如表 3-3所示。

近場基本案例評估結果如圖 3-15~圖 3-20，由RT-NV-(I)與RT-NV-(II)案例分析結果，核種由廢棄物本體溶解釋出後至處置時間 $1.0E+7$ 年中，處置前期( $1.0E+05$ ~ $1.0E+06$ 年間)較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，於處置後期( $1.0E+06$ ~ $1.0E+07$ 年間)，主要釋出核種為銅系核種。但整體相較之下，銅系核種之最大釋出率較分裂活化產物核種約低1~2個數量級，以個別核種而言，近場主要較大釋出率之核種分別為Cl-36、Se-79、Zr-93、Tc-99及I-129。其中，Cl-36、Se-79與I-129核種因瞬釋分率(IRF)較大且於緩衝材料及開挖擾動帶幾乎不吸附之特性，故在廢棄物罐失效時( $1.0E+05$ 年)，核種則有較大的瞬間外釋率。Zr-93與Tc-99則因核種初始存量較高，故在處置前期為較高釋出比例之核種，但因Zr-93與Tc-99之溶解度限值較Cl-36、Se-79與I-129核種低且緩衝材料與開挖擾動帶介質對其吸附性較高，故Zr-93與Tc-99核種之最大釋出時間較晚且外釋量約低於Cl-36與Se-79一個數量級。

由於分析案例之廢棄物罐壽命達 $1.0E+05$ 年，半化期較短之分裂/活化產物核種在未達廢棄物罐壽命時即已衰變耗盡(如C-14、Ni-63、Sr-90、Cs-137核種)，而部份未耗盡核種之外釋曲線則多為衰退段。此外，因一般分裂/活化產物核種之半化期較衰變鏈核種為短，所以在評估年限( $1.0E+06$ 年)後，主要釋出核種為銅系核種，以Ra-226與Np-237核種為主。但整體相較之下，銅系核種之最大釋出率較分裂活

化產物核種約低1~2個數量級。故針對近場核種外釋的分析結果，如採用較長壽命之廢棄物罐，可有效圍阻可能為較大釋出率之核種。

RT-NV-(II)案例中(如圖 3-16)，因緩衝材料及母岩對Se核種之吸附性與RT-NV-(I)案例差異極微，故兩案例之Se核種的外釋結果相近；而RT-NV-(II)案例之緩衝材料及母岩對Cs元素之吸附性皆小於RT-NV-(I)案例，故RT-NV-(II)案例之Cs核種的尖峰外釋率約大於RT-NV-(I)案例一個數量級。但因RT-NV-(II)案例之Cs核種峰值發生時間較總外釋率峰值晚約 $1.5E+03$ 年，且Cs核種最大外釋率約為總外釋率曲線峰值之6%，故對於核種之總外釋率峰值影響甚小。

圖 3-17與圖 3-18為ART-NV模式模擬計算所得之分析案例(I)與(II)的核種外釋結果；而圖 3-19與圖 3-20則為ART-NH模式模擬計算所得之分析案例(I)與(II)的核種外釋結果。由基本案例的計算結果可知，三個近場評估程式模擬的核種外釋曲線相似。而尖峰外釋率部份，因ART-NV、ART-NH模式除考慮核種沿著廢棄物罐徑向傳輸之效應外，並增加考慮沿著廢棄物罐軸向傳輸的阻滯效應，故核種總外釋劑量曲線的峰值較RT-NV模式評估結果約減少40%。



表 3-3：分析案例(I)、(II)之分配係數差異

RNs		緩衝材料分配係數 (m <sup>3</sup> /kg)	母岩分配係數 (m <sup>3</sup> /kg)
C	C-14	0	1.0E-03
Cl	Cl-36	0	1.0E-04
Ni	Ni-59 Ni-63	5.0E-01	2.0E-01
Se	Se-79	5.0E-03 [5.5E-03]	5.0E-04 [1.9E-03]
Rb	Rb-87	3.0E+00	2.0E+00
Sr	SR-90	2.0E-01	1.0E-02
Zr	Zr-93	1.0E+00	4.0E-01
Nb	Nb-94	1.0E+00	1.0E-01
Mo	Mo-93	3.0E+00	2.0E+00
Tc	Tc-99	1.0E-01	2.0E-01
Pd	Pd-107	1.0E-01	1.0E-01
Sn	Sn-126	2.0E-01	2.0E-01
I	I-129	1.0E-03	5.0E-04
Cs	Cs-135 Cs-137	1.0E+00 [6.5E-02]	1.0E-01 [3.5E-02]
Sm	Sm-147	1.0E+00	4.0E-02
Pu	Pu-238 Pu-239 Pu-240 Pu-241 Pu-242	3.0E+00	2.0E+00
U	U-233 U-234 U-235 U-236 U-238	5.0E-01	1.0E+00
Th	Th-229 Th-230 Th-232	3.0E+00	5.0E-01
Cm	Cm-245 Cm-246	3.0E+00	5.0E-01
Am	Am-241 Am-243	3.0E+00	5.0E-01
Np	Np-237	1.0E+00	5.0E-01
Ra	Ra-226	5.0E-01	5.0E-01
Pa	Pa-231	2.0E-01	2.0E-01

註：

(1) 引用資料來源TILA-99：Vieno et al., 1999。

(2) 括弧[ ]內為鄧希平等(2005)研究之建議值。

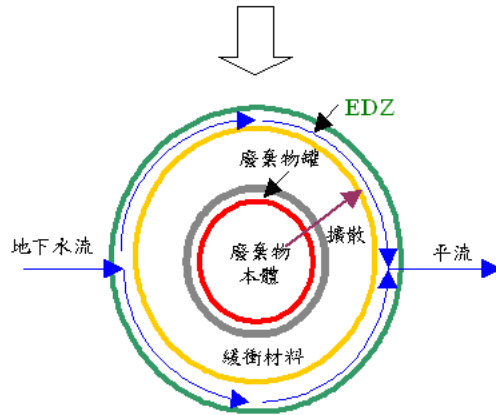
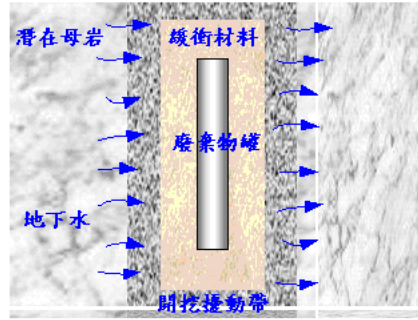
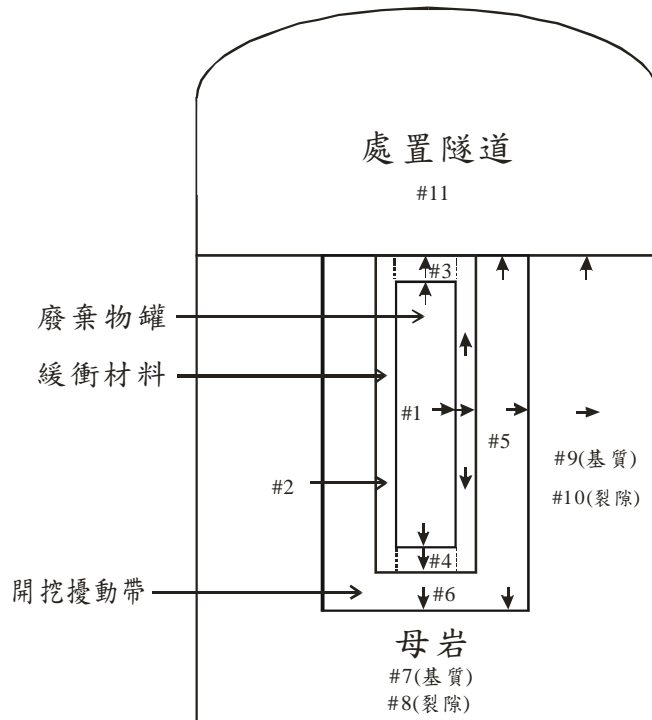


圖 3-12：RT-NV模式之核種外釋途徑



#：區塊編號

圖 3-13：ART-NV模式之核種外釋途徑

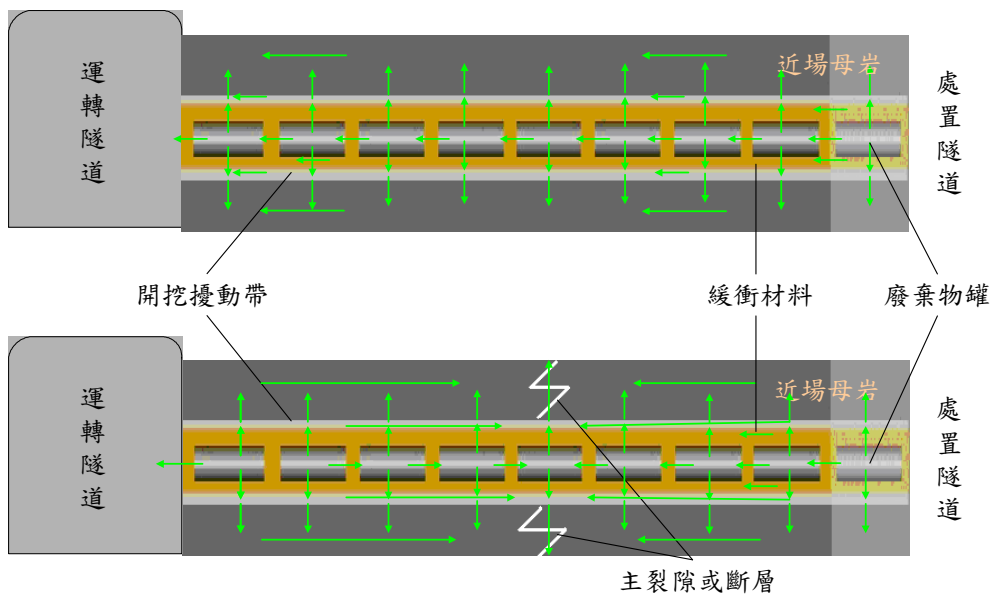
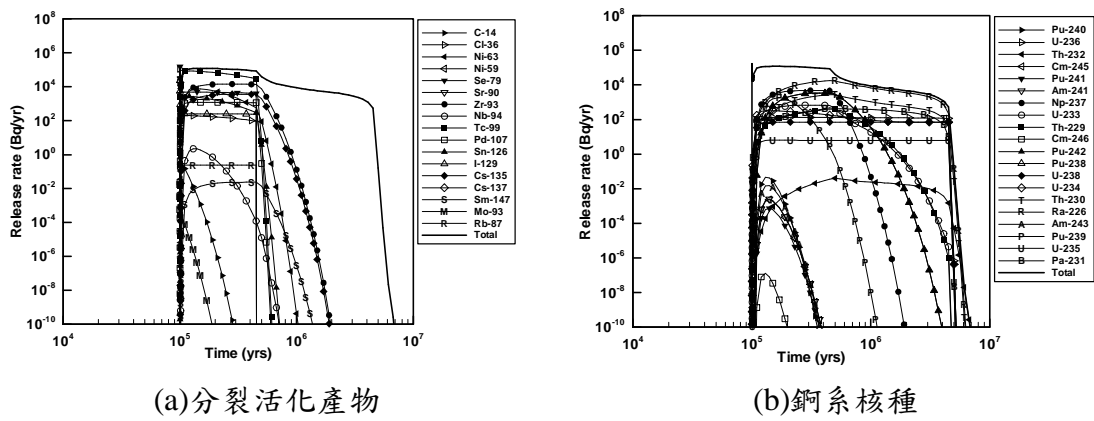


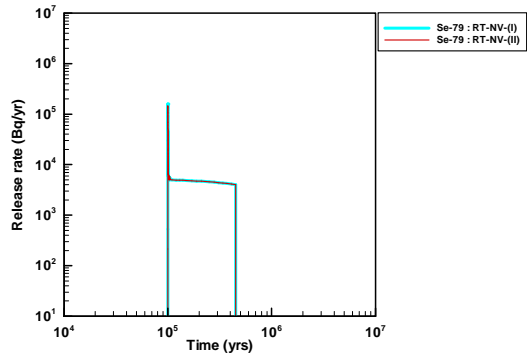
圖 3-14：ART-NH模式之核種外釋途徑



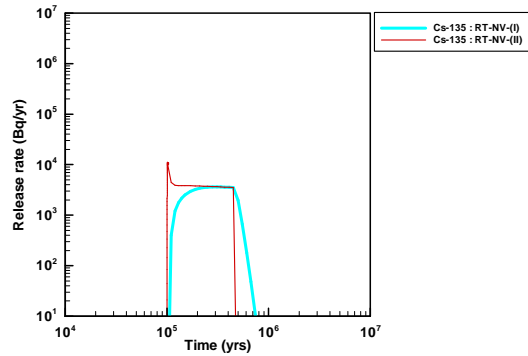
(a) 分裂活化產物

(b) 錒系核種

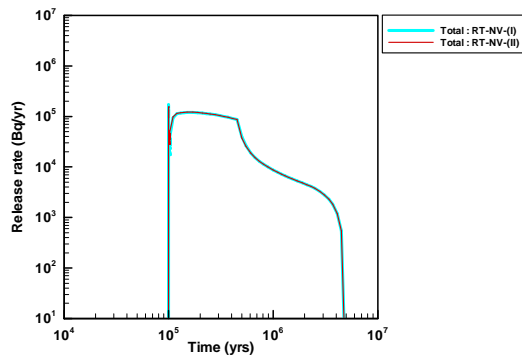
圖 3-15：近場核種外釋分析之RT-NV-(I)案例



(a)Se核種



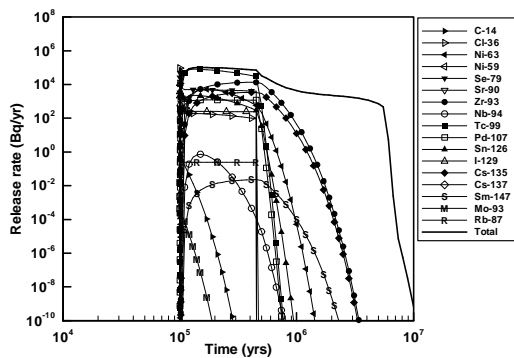
(b)Cs核種



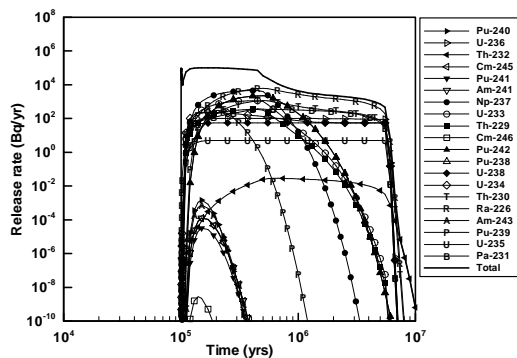
(C)核種總外釋率

(RT-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；RT-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-16：近場核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較

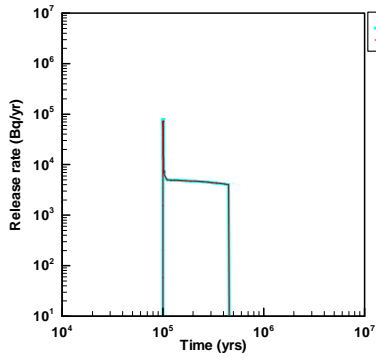


(a)分裂活化產物

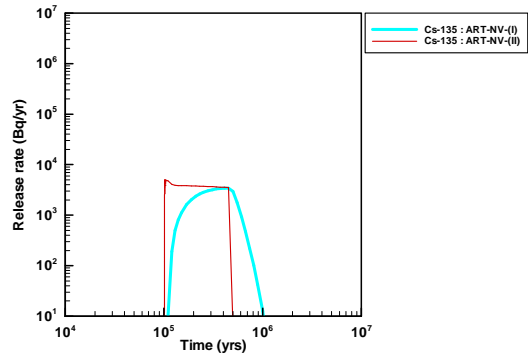


(b)鈾系核種

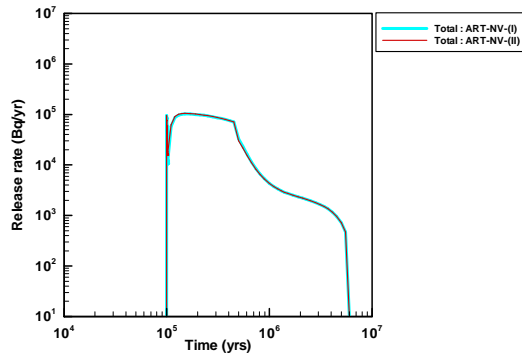
圖 3-17：近場核種外釋分析之ART-NV-(I)案例



(a)Se核種



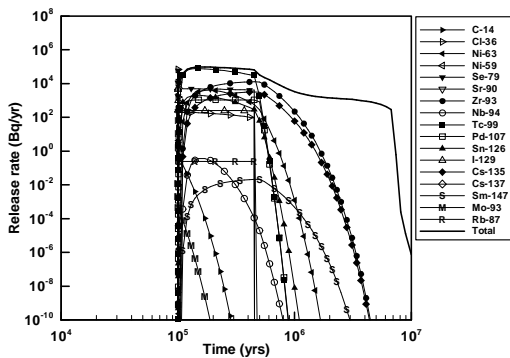
(b)Cs核種



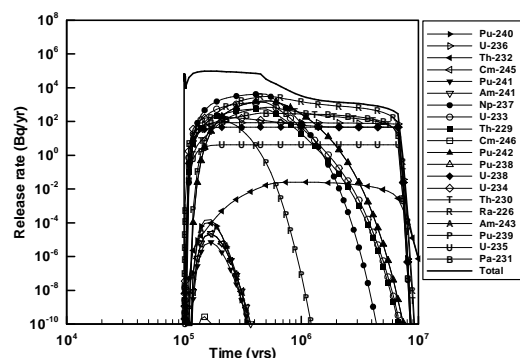
(c)核種總外釋率

(ART-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-18：近場核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較

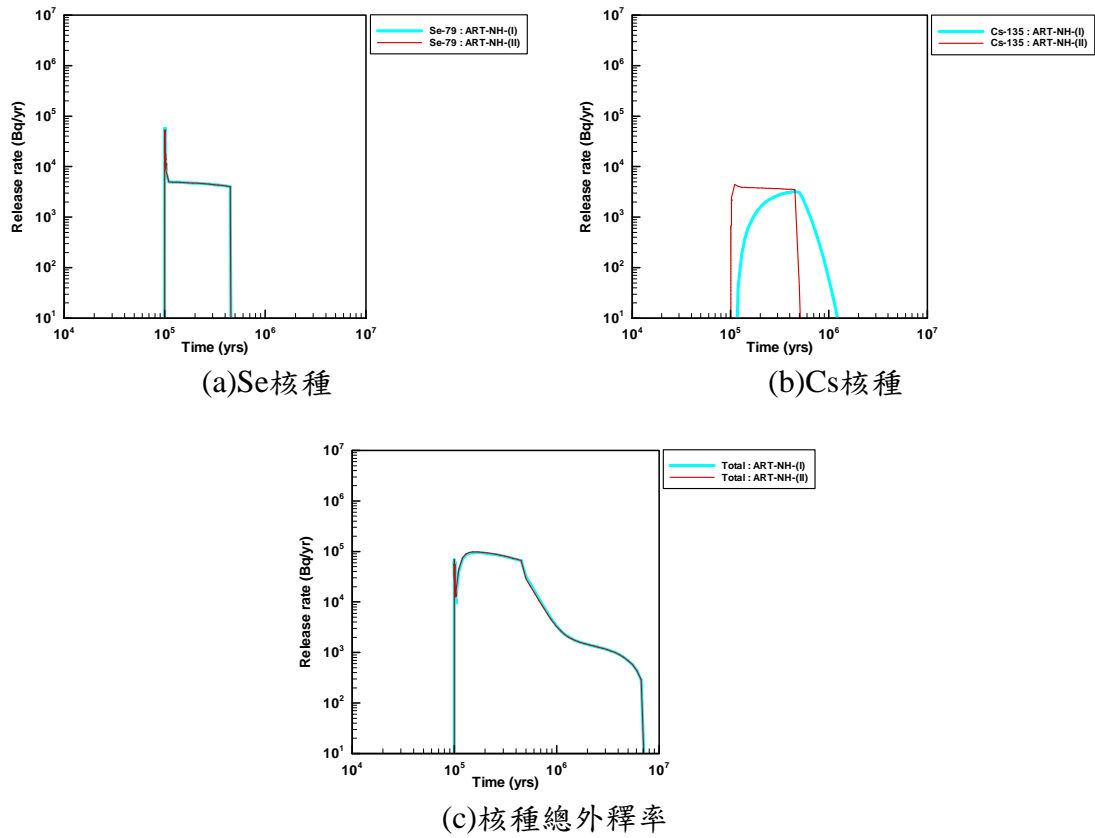


(a)分裂活化產物



(b)鈾系核種

圖 3-19：近場核種外釋分析之ART-NH-(I)案例



(ART-NH-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NH-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-20：近場核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較

## 3.2.2 遠場

### 3.2.2.1 遠場水文地質概念

對於放射性廢棄物深層處置概念而言，遠場岩體(或稱地質圈)是一個天然的屏蔽系統。當核種從開挖擾動帶中釋出後，會隨著地下水沿著岩體最容易流動的路徑遷移，這些路徑包含了岩石之斷層、裂隙或是滲透率較大的區域。現階段主要考慮處置場及生物圈之間的複雜裂隙網路予以簡單化，將其視為水平的多重等間距之平板(圖 3-21)，以此均勻化之水平平板代表地下水在岩體裂隙中流動，藉著橫向延散作用，使得每一個廢棄物罐釋出之核種會相互混合並隨著水流漸漸遠離處置場。圖 3-22說明核種的遷移方式有平流、擴散及延散，且具有吸附於裂隙壁上及擴散至母岩的孔隙中並吸附在其中的特性。

本項工作內容係配合近場核種外釋結果與假設核種外釋概念模型，核種經由近場工程障壁系統外釋後，溶解於地下水中，隨著地下水流到達遠場母岩及裂隙中，而遠場安全評估即是運用現有花崗岩質水文地質資料與外釋途徑，分析核種於母岩及裂隙區之外釋率及傳輸時間。現階段母岩及裂隙特性係以虛擬處置場為模擬對象，處置母岩選擇為結晶岩類之花崗岩，質地細密且孔隙率極小，因此水流僅在岩層裂隙中流動，具有水流流動能力之裂隙段稱為導水通道，依目前之水文地質概念假設為1000 m的距離後(圖 3-23)，接觸到主要斷層帶或大範圍裂隙帶。主要斷層帶之核種傳輸能力引用芬蘭TILA-99報告中之1%稀釋比例予以評估，因為在考慮生物圈ERB1A飲水情節中，水量為影響關鍵之一，而主要斷層帶上可有各方向之水量湧入，流經處置場而帶出放射性核種之地下水流量僅為主要斷層帶水量之一小部份，造成核種濃度有一定比例的稀釋，此比例值在芬蘭報告中假設為1%。

### 3.2.2.2 遠場評估程式修正

為執行近場、遠場及生物圈之全系統功能安全評估，須調整核種外釋率或劑量率之時間間隔為一致，因此配合近場之時間間隔顯示方式進行修正遠場時間間隔，在 $1.0E+5 \sim 1.1E+5$  yr間將時間間隔予以加密。圖 3-24(a)為修正前之遠場外釋率曲線，圖 3-24(b)為修正後之遠場外釋率曲線，紅色標註處為顯著差異，因在近場時部份核種有顯著的瞬釋分率，修正過後之遠場評估程式可正確顯示核種外釋情形，並得到正確之外釋率峰值及發生時間。

### 3.2.2.3 遠場分析案例評估參數

由於深地層地質異質、異向性及參數不確定性影響下，選用的參數皆必須在合理現地考量下，並與國外相似地質處置情況下(TILA-99、SITE-94、H12)選擇合理且範圍不致太超過的情況，作為合理參數運跑的依據。針對母岩特性主要以現地調查為主，並配合國外數據做為檢核輸入參數的適用性。本年度經由台電公司、工研院能環所、與核能研究所三方召開之參數討論會確認遠場參數之引用，母岩性質為密度、孔隙率、擴散係數與地下水流速，而導水通道(裂隙)性質為傳輸距離、裂隙間距、裂隙內寬、擴散係數與延散度等(表 3-4)；核種於花崗岩質母岩中分配係數則引用自芬蘭TILA-99報告及鄧希平等(2005)。

### 3.2.2.4 遠場分析案例結果

接續前述分析案例之近場RT-NV、ART-NV及ART-NH三種模式之外釋結果，進行遠場核種外釋分析，案例描述如下：

- (1) 分析案例(I)：以表及表所述之參數數據做為多重平行均勻裂隙模式程式的輸入資料。
- (2) 分析案例(II)：以分析案例(I)之參數數據為主，緩衝材料及母岩對於Se及Cs元素之分配係數則以本土化數據如表 3-3(鄧希平等，2005)，做為多重平行均勻裂隙模式的輸入核種特性參數。



因部分核種於廢棄物罐存量(inventory)中有較高之瞬釋分率，在RT-NV-(I)，可發現核種於廢棄物罐破裂時(約 $1.0E+5$  yr時)，核種外釋量於短時間內偏高，遠場岩體延遲與遲滯效應後，在相同時間後(約 $1.01E+5$  yr時)，其尖峰處略為下降(圖 3-25)，總外釋率量值在此峰段( $1.0E+5\sim 1.01E+5$  yr)間主要由Se-79、I-129、Cl-36、C-14及Rb-87等核種占較大之比例；於時間約 $1.5E+5\sim 6.0E+5$  yr間出現另一峰段，其總外釋率量值主要由Tc-99、Zr-93、Cs-135、Np-237等核種占較大之比例；而分裂活化產物約在 $2.3E+6$  yr前幾已全部外釋，在 $2.3E+6\sim 1.0E+7$  yr間主要由鈾系核種U-238、U-234、Th-230、Ra-226等核種佔較大比例。另外，由比較RT-NV-(I)及RT-NV-(II)案例結果(圖 3-26)，因本土化數據中僅變動Se與Cs之分配係數值，其中Se分配係數值較RT-NV-(I)為大，造成Se-79核種外釋率峰值降低(圖 3-26 (a))，但Cs-135分配係數值較RT-NV-(I)大幅降低一個數量級距，故有明顯的提高核種外釋率峰值，且峰值發生時刻亦較早(圖 3-26 (b))。而對照前述各個峰段時間之重要比例核種，RT-NV-(II)之核種總外釋率曲線差異，在初期峰段Se-79造成總外釋率變小，中期峰段Cs-135略為提高核種總外釋率及加快外釋時間，後期峰段因主要由鈾系核種外釋，Se與Cs已外釋完畢，外釋曲線則重疊(圖 3-26 (c))，其總外釋率峰值有些微的降低(尖峰值約將降低0.22%)，且峰值發生時刻出現約在後期 $2.8E+5$  yr，較RT-NV-(I)約晚 $1.8E+5$  yr。

由於近場ART-NV及ART-NH之模式差異性，僅顯示在遠場輸入端的濃度差異，經遠場傳輸1000 m後，此ART-NV及ART-NH之外釋率曲線(圖 3-27與圖 3-29)，在評估時間 $1.0E+5\sim 1.0E+7$  yr間，所有核種均已達尖峰外釋點，且總外釋率量值主要由Se-79、I-129、Cl-36、C-14、Rb-87、Ni-59、Zr-93、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129、Cs-135等分裂活化產物，及Np-237、U-233、Th-229、Ra-226等鈾系核種所累積，其餘核種外釋率值則相對較低。而與本土化數據作比較(圖 3-28與圖 3-30)，其效應與前述RT-NV案例之情形相同。

表 3-4：分析案例遠場引用參數

遠場參數		數值	說明
母岩	密度	2650 kg/m <sup>3</sup>	林蔚等，2005，pp.106
	孔隙率	0.58%	林蔚等，2005，pp.106
	擴散係數	3.1536E-6 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99，pp.253
	地下水流速	3.16 m/yr	歐陽湘等，2006，pp.4-42,4-100,4-168 (K值引用SNFD-EEL-90-253 BH01、BH02、BH04之58組資料計算 平均值，水力梯度保守假設為0.1)
導水通道	傳輸距離	1000 m	測試區水文地質圖，保守假設值
	裂隙間距	引用鑽孔編號BH01深度 位於186-196 m，位態為 (249,82)之裂隙群組： 0.081m	EEL建議值(歐陽湘等，2006， pp.4-100,pp.4-168) 2/19技術討論會(2006) BH01_186-196_(249,82)：0.081m BH02_158-176_(248,70)：0.038m BH04_50-75_(43,82)：0.185m
	裂隙內寬	4.73E-3 m	EEL，SNFD-ERL-90-220,pp.3-39
	擴散係數	6.3072E-2 m <sup>2</sup> /yr	Philip et al., 1994, pp.122.
	延散度	75 m	EEL建議值 2/19技術討論會(2006)

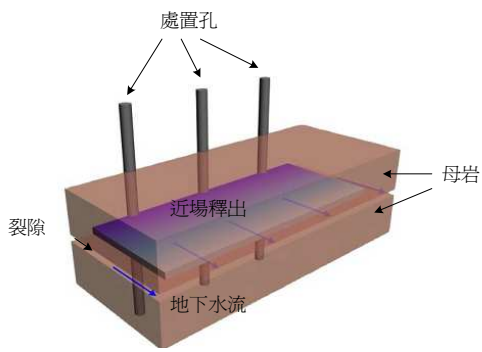


圖 3-21：裂隙岩體傳輸概念模型

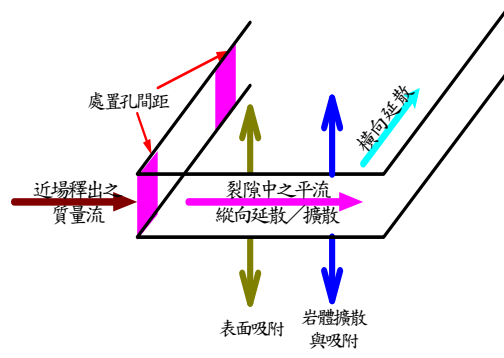


圖 3-22：核種於裂隙岩體之傳輸

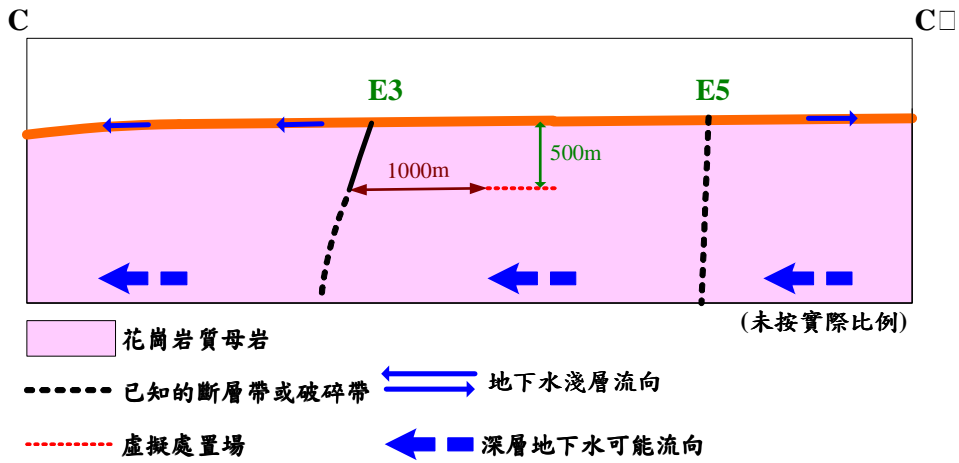


圖 3-23：虛擬處置場水文地質模型

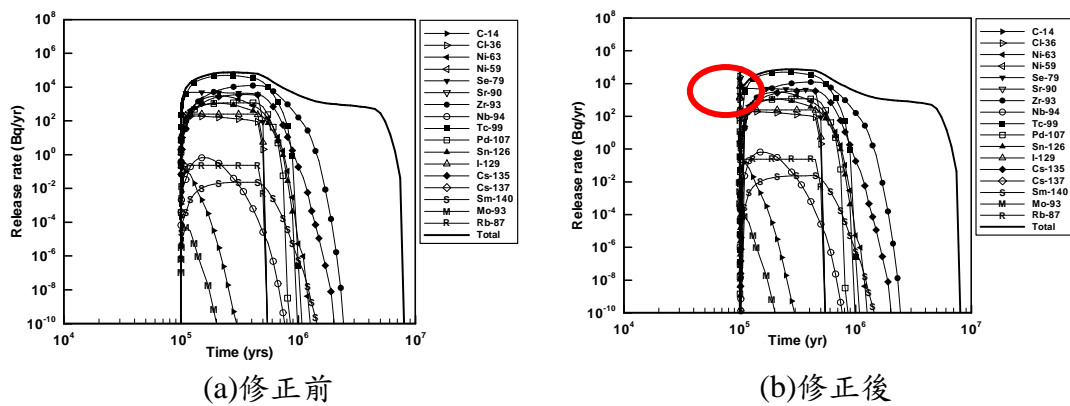
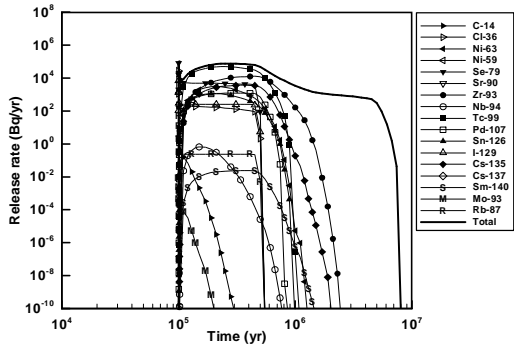
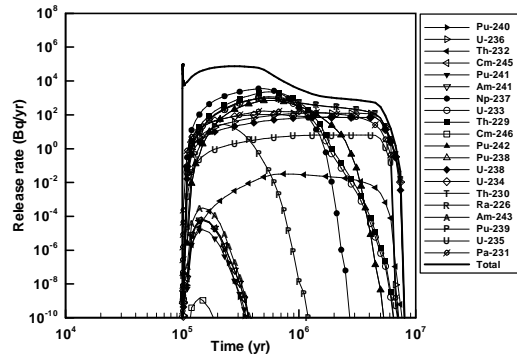


圖 3-24：遠場評估程式之時間間隔修正

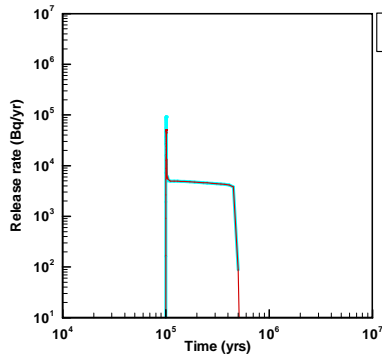


(a) 分裂活化產物

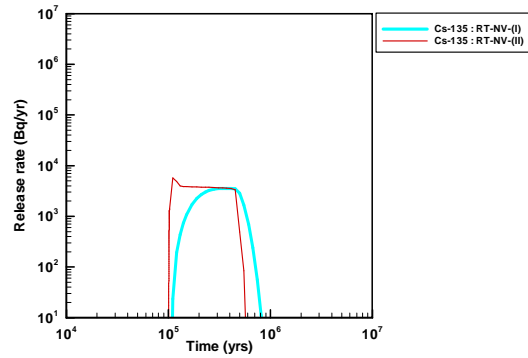


(b) 錒系核種

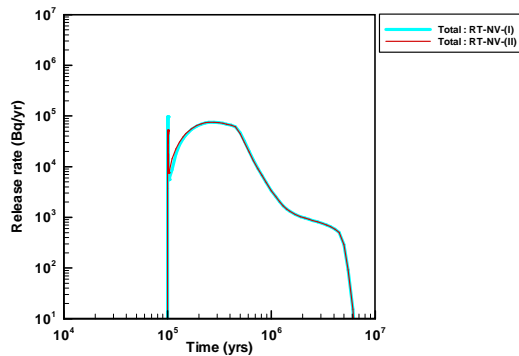
圖 3-25：遠場核種外釋分析之RT-NV-(I)案例



(a) Se核種



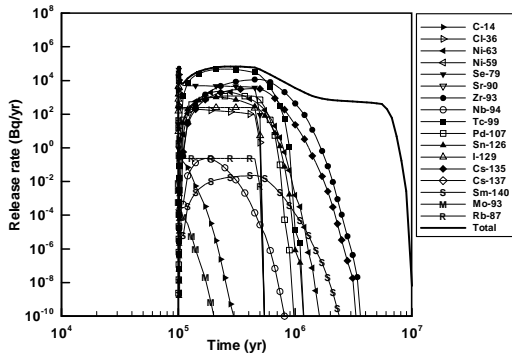
(b) Cs核種



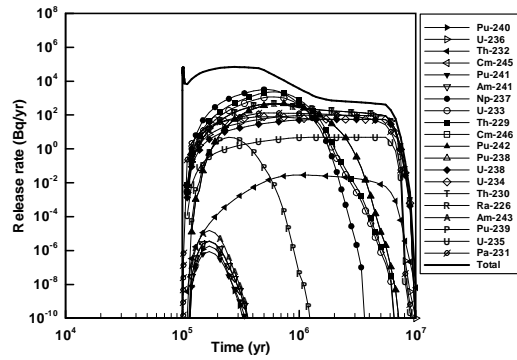
(c) 核種總外釋率

(RT-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；RT-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-26：遠場核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較

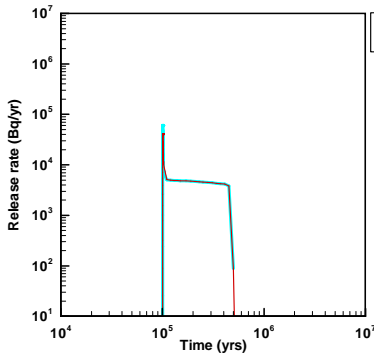


(a) 分裂活化產物

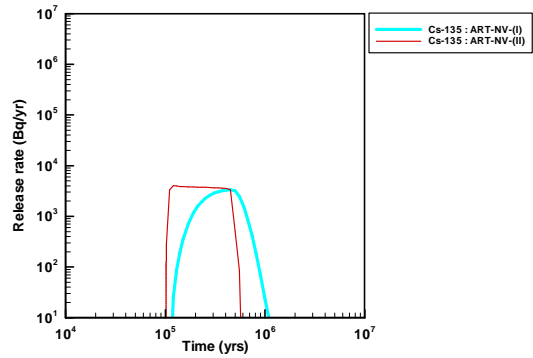


(b) 錒系核種

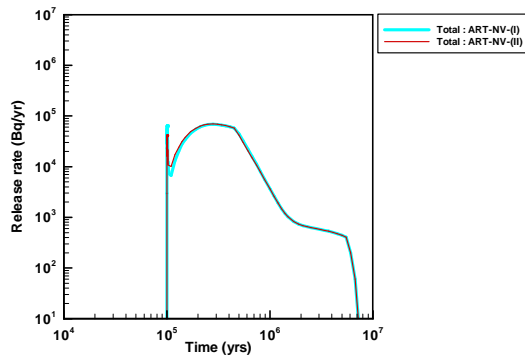
圖 3-27：遠場核種外釋分析之ART-NV-(I)案例



(a) Se核種



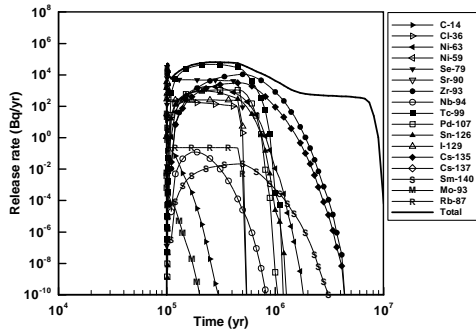
(b) Cs核種



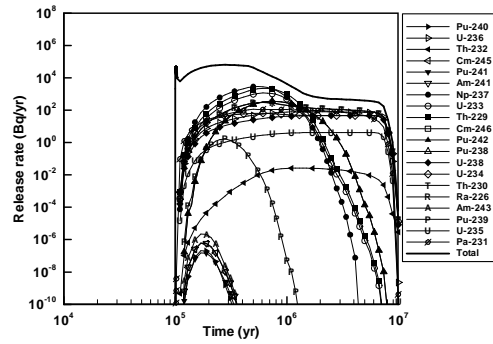
(c) 核種總外釋率

(ART-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-28：遠場核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較

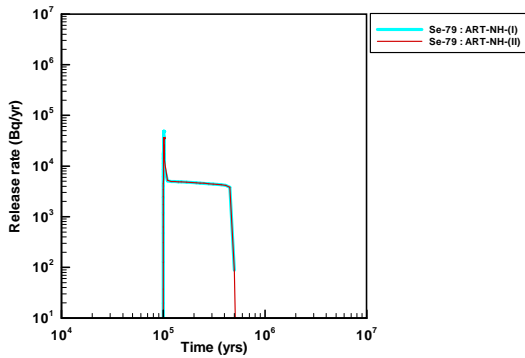


(a) 分裂活化產物

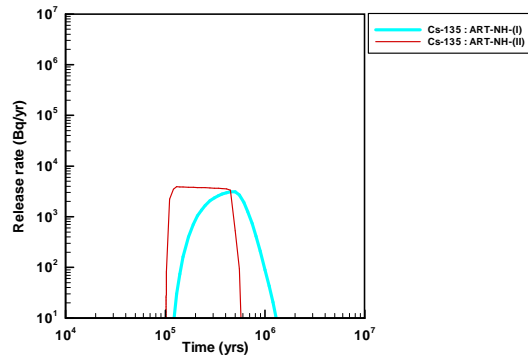


(b) 錒系核種

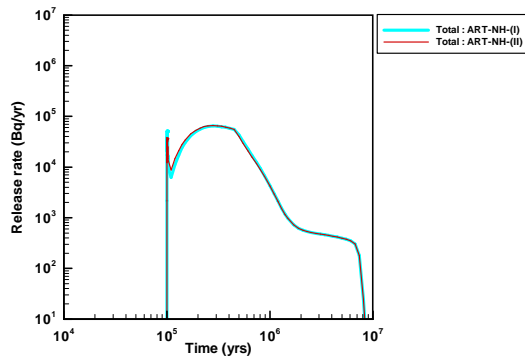
圖 3-29：遠場核種外釋分析之ART-NH-(I)案例



(a) Se核種



(b) Cs核種



(c) 核種總外釋率

(ART-NH-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NH-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-30：遠場核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較

### 3.2.3 生物圈

本分項97年度工作主要延續94~96年度計畫所更新源項資料、測試區水文地質概念模型、測試區現地調查數據及彙整國外評估報告之適用參數數據，進行生物圈環境之基本情節案例更新運跑及分析。

#### 3.2.3.1 生物圈劑量計算模式

生物圈劑量評估則分析計算從遠場外釋之核種，在生物圈中經由各種傳輸途徑及食物鏈而對人類所造成的輻射劑量，並與法規值比較，以確定該處置場的安全性。本分項假定生物圈核種傳輸主要來自飲用井水；飲用井水情節可分成兩種模式：第一個模式(BIOMOD-1)假設地質圈之外釋核種直接提供作為計算井水中之核種濃度，類似於IAEA之參考案例 ERB1A(IAEA, 2003)；第二個模式(BIOMOD-2)假設由地質圈之外釋核種，經過水井附近的淺地層含水層之遷移，然後再進入水井，此種模式類似於IAEA之參考案例ERB1B(IAEA, 2003)。本分項之生物圈基本案例評估則採用BIOMOD-2模式，評估程式則採用AMBER程式(AMBER, Enviros and Quintessa Ltd., 2006)。

BIOMOD-1 生物圈模式之個人年有效劑量採用下式進行計算：

$$H_{E,i} = C_{w,i} \times I \times DCF_i \quad (3-1)$$

式中：

$H_{E,i}$ ：放射性核種  $i$  的年輻射劑量率(Sv/yr)。

$C_{w,i}$ ：井水中放射性核種  $i$  的濃度(Bq/m<sup>3</sup>)。

$I$ ：飲用水的每人年飲用率(m<sup>3</sup>/yr)。

$DCF_i$ ：放射性核種  $i$  的攝入劑量轉換係數(Sv/Bq)。

BIOMOD-2 生物圈模式之個人年有效劑量的計算式如下：

$$H_{E,i} = C_{w,i} \times I \times DCF_i \times D_f \quad (3-2)$$

式中：

$D_f$ ：核種在含水層中遷移之稀釋因子(無單位)。

其餘參數單位同(3-1)式。

又

$$C_{w,i}(x,t) = A_{F,i}(x,t,x_0) \times F(x_0) \quad (3-3)$$

式中：

$C_{w,i}(x,t)$ ：放射性核種  $i$  在含水層(x,t)位置的濃度(Bq/m<sup>3</sup>)。

$A_{F,i}(x,t,x_0)$ ：含水層的傳輸因數(yr/m<sup>3</sup>)。

$F_i(x_0)$ ：放射性核種  $i$  進入含水層的流率(Bq/yr)。

$x_0$ ：放射性核種進入含水層的位置(m)。

$x$ ：水井的位置(m)。

$t$ ：時間(yr)。

### 3.2.3.2 生物圈劑量計算參數

BIOMOD-2生物圈模式則依據測試區參數(表 3-5)(馬志銘等，2008)，核種攝入劑量轉換係數DCF (dose conversion factor)(表 3-6)乃參考我國游離輻射防護安全標準(原能會，2007)及ICRP-72 報告(ICRP，1996)。

表 3-5：BIOMOD-2 模式數據

參數名稱	數值	單位
含水層內部地下水流速	0.726	m/yr
含水層孔隙率	0.25	-
水力傳導係數	1.0E-05	m/yr
區塊(compartment)長度	180	m
遲滯係數	依核種而定	-
延散度	180	m
含水層密度	2000	kg/m <sup>3</sup>
水井抽水量	90000	m <sup>3</sup> /yr



表 3-6：核種DCF 值

核種	攝取(ingestion) DCF值(Sv/Bq)	核種	攝取(ingestion) DCF值(Sv/Bq)
C-14	5.8E-10	Am-241	2.0E-07
Cl-36	9.3E-10	Pu-241	4.8E-09
Ni-63	1.5E-10	Np-237	1.1E-07
Ni-59	6.3E-11	U-233	5.1E-08
Se-79	2.9E-09	Th-229	4.9E-07
Sr-90	2.8E-08	Cm-246	2.1E-07
Zr-93	1.1E-09	Pu-242	2.4E-07
Nb-94	1.7E-09	Pu-238	2.3E-07
Tc-99	6.4E-10	U-238	4.5E-08
Pd-107	3.7E-11	U-234	4.9E-08
Sn-126	4.7E-09	Th-230	2.1E-07
I-129	1.1E-07	Ra-226	2.8E-07
Cs-135	2.0E-09	Am-243	2.0E-07
Cs-137	1.3E-08	Pu-239	2.5E-07
Sm-147	4.9E-08	U-235	4.7E-08
Pu-240	2.5E-07	Pa-231	7.1E-07
U-236	4.7E-08	Mo-93	3.1E-09
Th-232	2.3E-07	Rb-87	1.5E-09
Cm-245	2.1E-07		

(原能會，2005)

### 3.2.3.3 生物圈劑量率

生物圈評估接續遠場核種外釋結果進行案例分析，生物圈評估結果如圖 3-31~圖 3-36，經由生物圈BIOMOD-2模式分析計算所得的劑量率數值，影響整體總劑量率最大者為鈾系核種。在1E+06年前由Se-79與I-129為影響總劑量率之主要核種，1E+06至1E+07年間影響總劑量率之核種則為Ra-226及Th-229。對於基本案例(I)與案例(II)之比較結果(圖 3-32、圖 3-34及圖 3-36)，因Se與Cs核種非主要生物圈劑量之影響核種，故整體總劑量值曲線差異極小；個別核種Se之比較結果其劑量曲線相似；而近、遠場核種外釋率差異較大的Cs核種，除外釋時間提早外，劑量峰值並無顯著差異。經與法規值比較，三種不同評估模式之基本案例生物圈劑量率峰值均遠低於法規值2.5E-4 Sv/yr。

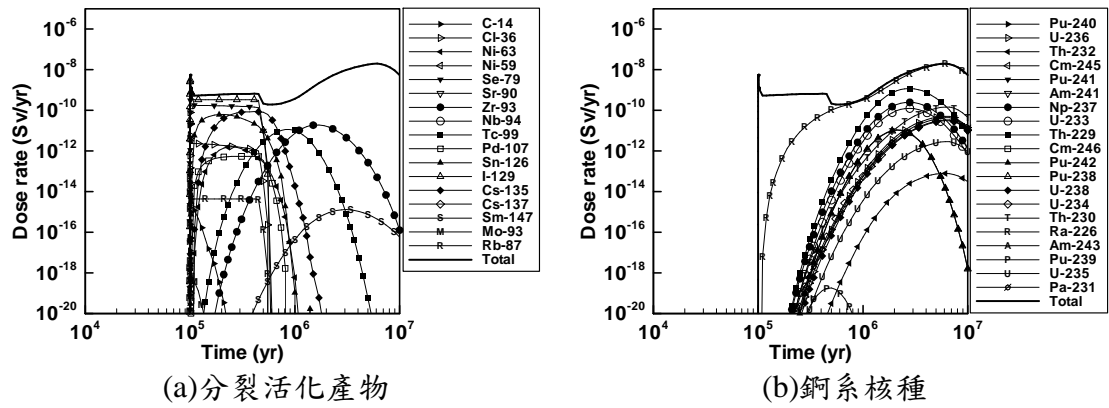
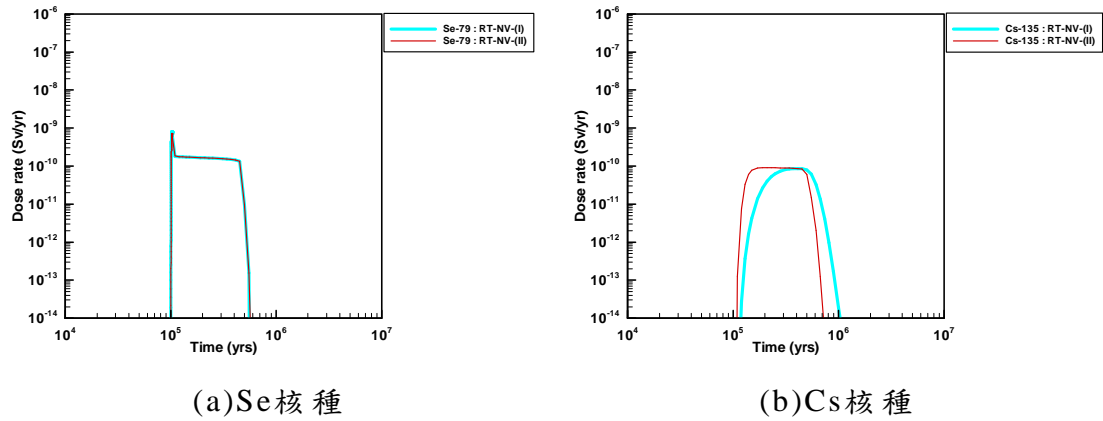


圖 3-31：生物圈核種外釋分析之RT-NV-(I)案例



(c)核種總外釋率

(RT-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；RT-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-32：生物圈核種外釋分析之RT-NV-(II)與RT-NV-(I)案例差異性比較

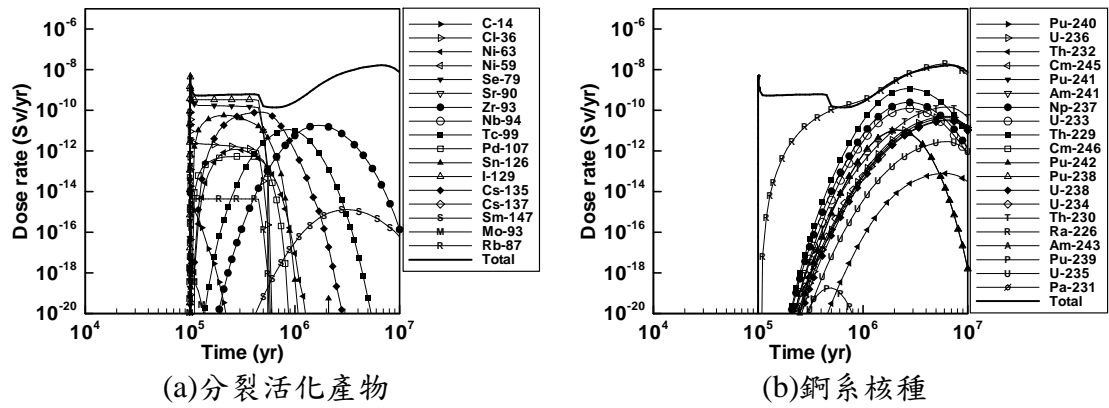
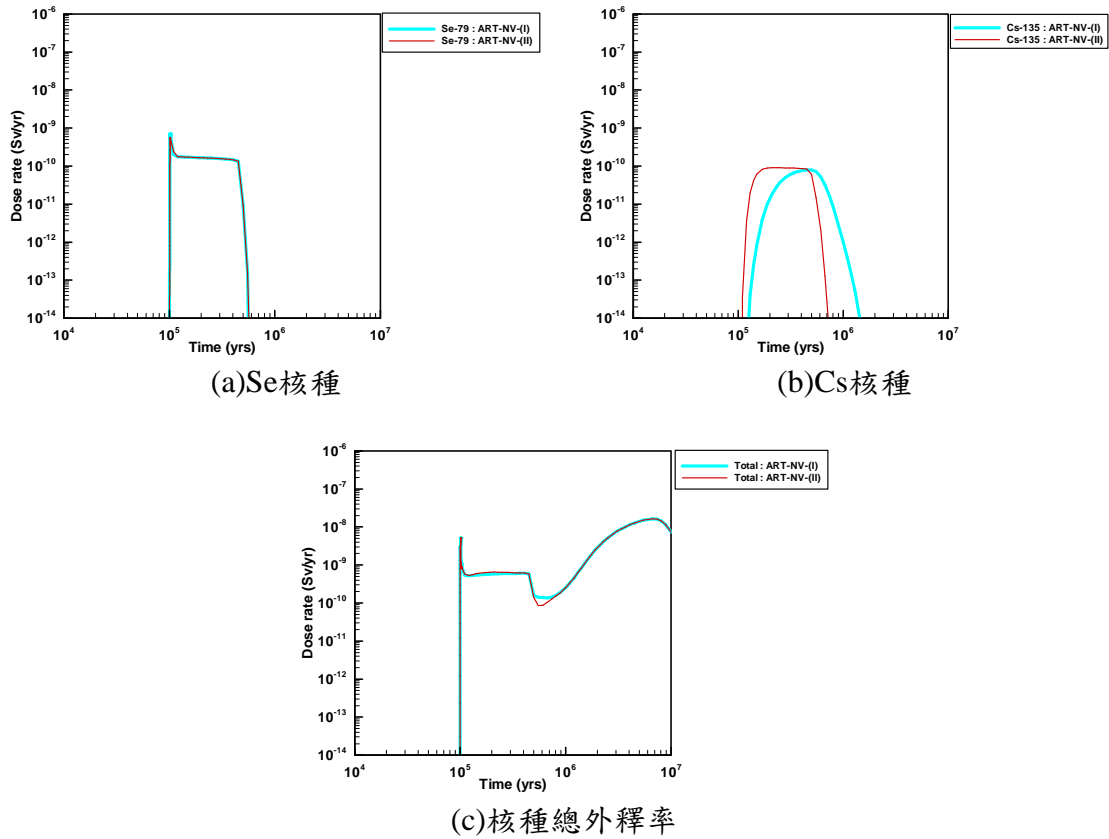


圖 3-33：生物圈核種外釋分析之ART-NV-(I)案例



(ART-NV-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NV-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-34：生物圈核種外釋分析之ART-NV-(II)與ART-NV-(I)案例差異性比較

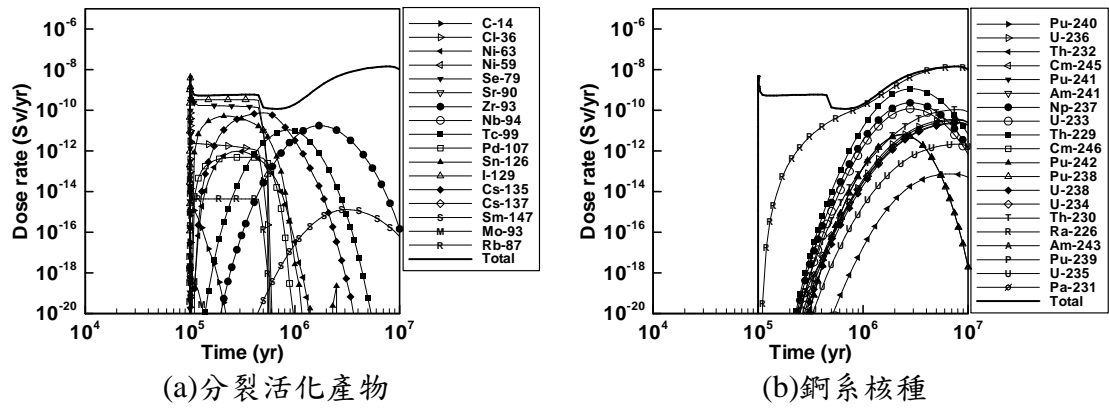
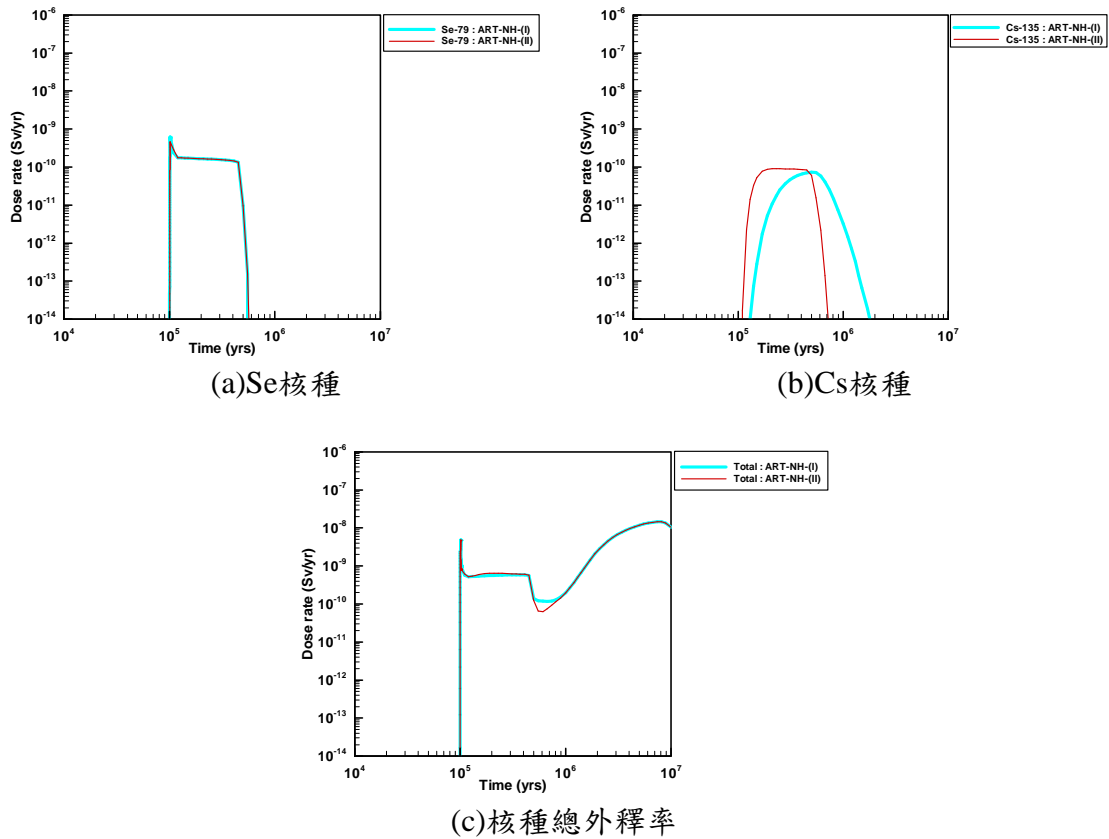


圖 3-35：生物圈核種外釋分析之ART-NH-(I)案例



(ART-NH-(I)案例中核種Kd值採TILA-99報告之建議值；ART-NH-(II)案例中核種Kd值採鄧希平等(2005)研究之建議值)

圖 3-36：生物圈核種外釋分析之ART-NH-(II)與ART-NH-(I)案例差異性比較

### 3.3 技術發展

#### 3.3.1 地質概念模式評估

建立地質概念模式之目的在於整合現地調查資料，以供後續成果展示、技術驗證之應用，並實質支援初步功能/安全評估技術之發展。有鑑於國內花崗岩質潛在處置母岩具有比泥岩較高的安全性——進一步調查花崗岩質的岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊，有其必要性——近幾年已初步累積測試區花崗岩體之形界、岩性種類、覆蓋層厚度、構造帶分布及大地構造演化史之相關調查資訊。

此外，於花崗岩質潛在處置母岩的三口深井組成的小規模試驗場，進行井下的地質、構造、地物、地化、水文地質、岩石力學等試驗，其試驗結果已於96年度計畫中建立深層地質及構造地質概念模式及相關參數資料庫。由實驗室所進行之非裂隙段岩塊水力脈衝試驗所得數據，計算其水力傳導係數，介於 $10^{-12}$ ~ $10^{-11}$  m/sec之間；至於花崗岩測試區之六處鑽孔內，共獲得60組裂隙段雙封塞水力試驗數據，水力傳導係數經計算後，介於 $10^{-7}$ ~ $10^{-4}$  m/sec之間，裂隙水力傳導係數值並無明顯隨深度增加而遞減之現象。

在FY94-96間已完成單一裂隙及主要裂隙帶跨孔追蹤稀釋試驗等基礎下，97年度主要是進行小規模試驗場斷層帶之跨孔追蹤稀釋試驗與分析，以及水力自然梯度試驗的數據分析，用以建構初步功能/安全評估技術發展案例分析所需之地質概念模式。

##### (1) 小規模試驗場斷層帶跨孔追蹤稀釋試驗

為驗證主要裂隙帶及斷層帶之聯通性(Connectivity)及計算其傳輸參數(Transport parameters)，利用2號及4號鑽井進行跨孔干擾試驗，以確認兩鑽井間之聯通性及背景基本水質(如導電度EC)。於4號鑽井內150m處置放沉水式馬達，固定抽水率為50公升/分鐘，同時於2號鑽井內置放Schlumberger Diver系統之水位計，觀測水位及導電度(EC)隨時間之變化。由2號及4號鑽井地下水位變化趨勢可初步研判，2號鑽井內地下水洩降量較4號鑽井大，且變

化延時較快，顯示2號鑽井岩層較類似裂隙介質(Fracture media)水力特性，而4號鑽井則較類似孔隙介質(Porous media)水力特性，有較多之補注來源(Recharge)，造成抽水洩降變化較趨緩。經由跨孔干擾試驗成果(圖 3-37)，證實2號及4號兩鑽井間確有聯通特性，這將提升後續跨孔追蹤稀釋試驗成功的機率。

## (2) 自然梯度追蹤稀釋試驗數據分析

利用1號及4號鑽井間的跨孔自然梯度示蹤劑試驗結果，分析小規模試驗場的傳輸特性，並以此裂隙連通性分析結果為依據，修訂小規模試驗場之水文地質概念模式。先依據裂隙頻率特性，如圖 3-38顯示在小規模試驗場裂隙頻率隨深度變化之情形，利用地質統計的機率場模擬法模擬出小規模試驗場附近的裂隙構造(圖 3-39)，並擷取1號及4號鑽井間剖面上在330-360 m裂隙區段的二維裂隙網路分布情形，以進一步應用連通裂隙網路演算法，繪製連通裂隙路徑(如圖 3-40所示)。此研究後續可進一步探討邊界條件及傳輸參數對模擬結果的影響，或應用溶質傳輸合成模式，求解通過1號及4號井間連通裂隙網路中的溶質分布，並求得下游邊界的溶質穿透曲線，以提供分析小規模試驗場址在試驗深度段的岩體傳輸特性。

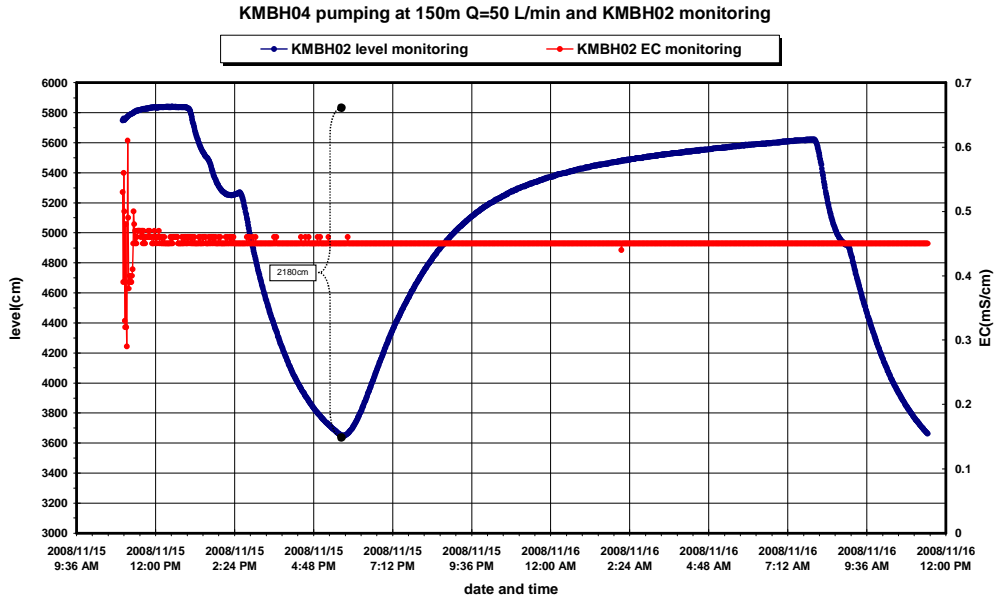


圖 3-37：4號井抽水下2號井水位及EC變化圖

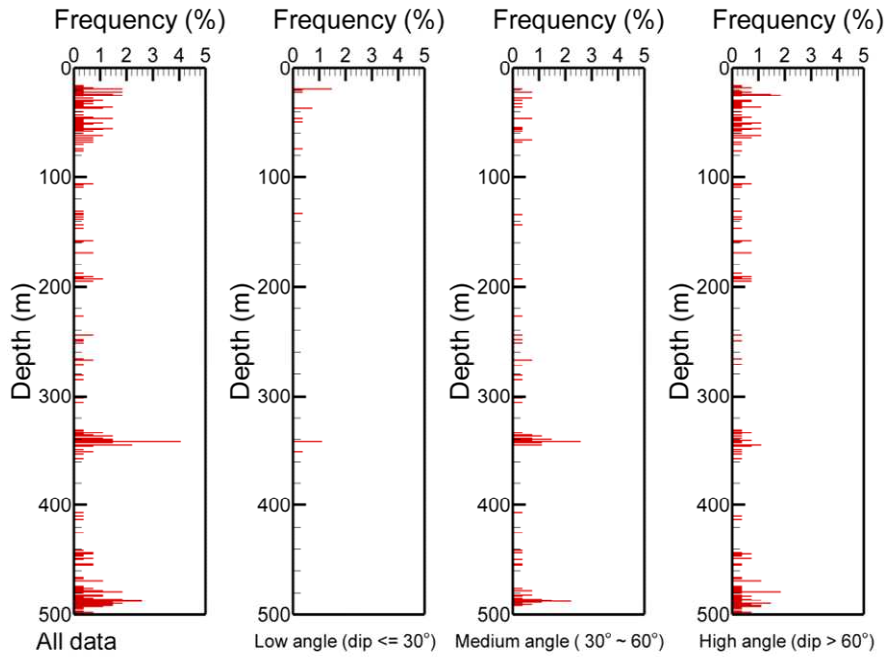


圖 3-38：小規模試驗場址之裂隙頻率隨深度變化之特性

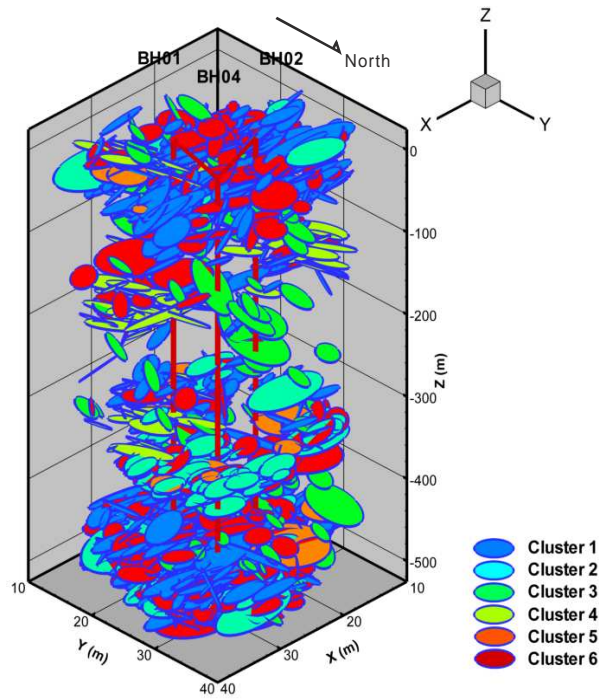


圖 3-39：小規模試驗場附近之裂隙網路模擬結果

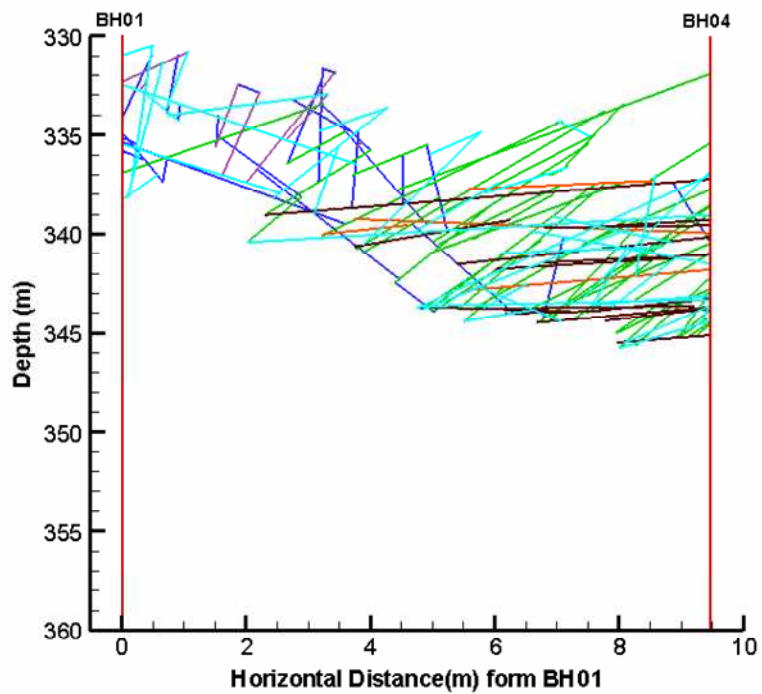


圖 3-40：1號及4號井剖面上330-360 m裂隙區之流通路徑演算結果



### 3.3.2 區域性地下水量估算技術發展

未來用過核子燃料最終處置場址絕對不會位於地下水源、水質保護公告區或地下水潛在補注區，但地下水是一動態水資源，無法保證將來處置場下方不會有地下水資源的存在，因此地下水的流動與貯存機制對於功能與安全評估將會是一重要考量因素。

有鑑於此，為了建立本土花崗岩測試區區域性地下水量估算技術，本研究回顧數種現行評估技術，蒐集區域性地下水量估算技術資料蒐集分類、多裂隙段壓力長期觀測及聯通關係分析、區域性地下水位變化分析、區域性地下水量估算技術評估與建立，以及隧道開挖湧水量評估技術等資料，並針對區域地下水蘊藏量(Storage)及補注(入滲)量(Recharge)進行重點研究，以作為後續花崗岩母岩地下水量調查評估規劃的參考。但這並不意謂本工作會針對處置場地下水資源進行開發考量，僅期望將整體地下水資源須考量之相關技術作一說明。

地下水資源蘊藏量可由體積法估計(或稱容積儲存量)，係將調查區範圍之體積乘上有效孔隙率(Effective Porosity)而得，可由下式表達：

$$Q = V \times \eta \quad (3-4)$$

式中，

$Q$  = 地下水蘊藏量( $m^3$ )

$V$  = 調查區體積( $m^3$ )

$\eta$  = 有效孔隙率(或以破碎率表示)(%)

另一種估計法稱為「彈性儲存量」，係指受壓儲集層(Confined Aquifer)降低水位後所釋出水量，主要來自兩種機制：(1)有效應力(Effective Stress)壓縮儲集層，受儲集層可壓縮性(Compressibility)控制；(2)降低壓力而膨脹流體，受流體可壓縮性控制。其計算公式可由下式表達(Freeze and Cherry, 1979, p.59)：

$$Q = V \times S = \rho g B (\alpha + \eta \beta) \times V \quad (3-5)$$

式中，

$S$  =貯水係數(Storage Coefficient)

$B$  =儲集層厚度(m)

$\alpha$  =儲集層可壓縮度

$\beta$  =流體可壓縮度

可用水量(Safe yield)為考量區域地下水蘊藏量(Storage)及補注(入滲)量之重要關鍵技術，可依計畫或研究尺度(Scale)，將出水量區分為抽水井出水量(Well yield)、含水層出水量(Aquifer yield)、及水域出水量(Basin yield)等三種。

1980年初期則出現永續出水量(Sustainable yield)名詞，主要強調地下水資源應被長期永續運用。1987年則由美國 World Commission on Environmental and Development 提出研究報告，將此觀念作更佳之解釋，即目前地下水資源開發須考慮到下一代他們的基本需求。這份報告則於1992年於巴西舉行地球高峰會議中經多國簽屬，共同維護資源的永續。由此可見分析可用水量並不單只為抽用地下水資源的角度，尚須考量自然環境與社會經濟及發展等因素。其計算或估算方法說明如後：

(1) 抽水井可用水量計算方法：

(a) 分級試水(Step-drawdown test)：

為抽水試驗(Pumping test)方法之一，其目的在求取單井可用水量(Safe Yield)及水井效率(Well efficiency)。一般可分成三級、四級及五級等三種，由現地工程師依井中出水狀況作決定。若考慮將抽水量(Pumping Rate,  $Q$ )分成四級，由小而大(亦即  $Q_1 < Q_2 < Q_3 < Q_4$ )。各級抽水量差概略相等(即  $Q_2 - Q_1 \doteq Q_3 - Q_2 \doteq Q_4 - Q_3$ )。試驗過程中則利用自動觀測設備記錄各級抽水量對應之時間( $t$ )及洩降量(draw-down)，洩降量為動水位

(Dynamic water level)與靜水位(Static water level)間之差值(即 $h_1$ 、 $h_2$ 、 $h_3$ 及 $h_4$ )。每一級試驗過程中需視洩降量穩定後，再調整抽水量至下一級。將上述資料以繪圖軟體及卡式座標作圖，理論上應成直線關係，但實際會因抽水量增加而造成洩降量劇增，此轉折點所對應之抽水量即為可用水量。

(b) 希爾方法(Hill method)：

係將年平均記錄之地下水位變化，與年平均記錄抽水量成線性關係，取地下水位年平均變化為零時，所對應的抽水量即為可用水量。

(2) 區域性可用水量估算方法：

(a) 水文平衡法：

地下水為水循環中之一部份，降雨或地表水流藉由入滲行為至地下含水層而行成地下水。地下水可用水量可由地下水補注量、地下水貯存變化量及人為干擾等三個部份推求而得：

$$Q_S = Q_{NR} + \frac{\Delta S}{\Delta t} + Q_{AD} \quad (3-6)$$

式中，

$Q_S$  = 地下水安全出水量

$Q_{NR}$  = 地下水補注量

$\Delta S/\Delta t$  = 地下水貯水變化量

$Q_{AD}$  = 人為干擾(如抽水等)

此種方法最常以數值模式進行模擬分析，其中GMS-MODFLOW則為國內目前運用最廣泛之商業軟體。MODFLOW是由美國地質調查所(USGS)發展完成，GMS(Groundwater Modeling System)為一視覺化(Visualization)套裝軟體，主要以MODFLOW為核心，增加資料輸入(Pre-process)及模擬成果展現(Post-process)之功能，

以節省數值模擬過程所耗費之時間。MODFLOW為一塊狀有限差分法(Block Centered Finite Difference Approach)，以強制隱式法(Strong Implicit Procedure, SIP)進行數值求解。GMS套裝模擬軟體是由美國楊百翰大學(BYU)所發展，經費來源為美國國防部(Department of Defense, DOD)，主要目的是針對國防重要設施(如機場、地下油料或化學原料儲存場、試爆場等)進行地下水流動及擴散模擬預測。

(b) 入滲面積法

此方法是利用長期氣象觀測資料(至少10年)估計入滲率(q)，再乘以有效入滲面積(A)及50%，即為區域安全出水量，主要使用氣象資料包括降雨量及蒸發量。地域性氣候受地理位置影響甚大，以花崗岩測試區而言，每年十月至隔年二月間雖然有降雨，但降雨並不集中，蒸發量一般多大於降雨量，因此地下補注量並不多；三月份開始有春雨發生，雨量不多，但足以潤濕表土，使雨水能補注地下水，這段期間約40%雨水會補注地下水；隨著梅雨季節來臨，雨量也逐漸增多，且降雨延時長，平均約有50%之雨水會補注地下水。較精確計算量將待氣象資料蒐集後再作進一步分析。

上述評估技術中「地下水資源蘊藏量」(即公式(3-4))之估算方法較適合應用於評估處置場之功能與安全，因此將於小規模試驗場深井中進行相關參數之試驗，以及其涵蓋之區域範圍進行長期觀測與驗證，以建立本土花崗岩區域地下水量估算技術，協助後續安全評估在溶質傳輸機制模擬預測的技術驗證。

### 3.3.3 實驗室核種遷移與緩衝材料試驗

核種遷移及工程障壁緩衝回填材料的研究，是用過核子燃料最終處置計畫重要工作之一，在目前潛在處置母岩特性調查與評估階段，相關研究大多在實驗室內進行模擬實驗。本計畫自90年起即規劃以花

崗岩為潛在母岩，膨潤土及石英砂為緩衝回填材料，希望經由核種吸附批次實驗及管柱實驗，以完整有系統的將核種在緩衝回填材料之工程障壁中的吸附特性及傳輸模式，建立探討未來用過核子燃料在深地層處置時的安全評估方法，目前成果已可提供本土花崗岩核種傳輸特性資訊給功能安全評估技術發展之用。

97年計畫要在手套箱內厭氧環境下，探討膨潤土對核種的吸附特性。考慮的核種包括Cs、Se；實驗所用的液相為人工合成地下水與人工合成海水；使用的緩衝材料為膨潤土。此外，為了配合SNFD2009報告的需求，將彙整並解析本階段計畫所獲得的花崗岩及緩衝材料核種傳輸參數Kd值(97年版)。

(1) 緩衝材料核種吸附特性的研究及模擬分析(批次法)：

(a) 批次動力實驗：

實驗環境以厭氧環境為主，並進行好氧環境之對照實驗。實驗用水為合成海水及合成地下水。好氧對照實驗已完成膨潤土(MX-80)在合成海水之Se及Cs之批次動力吸脫附實驗，其pH及Eh數據分析結果如圖 3-41。實驗結果顯示在實驗進行10分鐘後，膨潤土在含Cs及Se的合成海水中，其pH及Eh值波動並不大。而後續厭氧環境實驗將在厭氧(<200ppm)環境進行核種(Cs及Se)之批次動力吸脫附實驗，以觀察不同吸附時間核種的吸附Kd值，探討不同核種之間的競爭機制。

(b) 批次等溫吸附曲線實驗：

本實驗將在厭氧(<200ppm)環境下，以固液比1g：30mL，核種濃度為 $10^{-2}$ 、 $10^{-3}$ 、 $10^{-4}$ 、 $10^{-5}$ 及 $10^{-6}$ M的條件下，進行膨潤土對核種吸附模式的探討。核種選用Cs及Se，液相包括合成海水及合成地下水，目前實驗仍進行中。

(c) 溫度對核種吸附之影響(化學反應槽法)：

本實驗是以90°C的高溫進行吸附實驗，並與室溫的結果做比較，藉由兩種不同溫度的吸附實驗值，來推算出核種吸附反應的一些基本熱力學參數。本實驗主要以化學反應槽法的方

式，利用一5公升之玻璃雙頸化學反應槽，維持相同之固液比(100g/3L)，利用橡皮瓶塞密封住其中一頸口，而另一頸口則利用溫度計密封，使整體化學反應槽維持一獨立實驗條件。在確定了化學反應槽系統之穩定性以及使用非放射性銫離子分析方式之可行性後，進行了在室溫條件下，銫離子吸附在MX-80之吸附實驗，成果如圖 3-42所示。實驗結果發現，銫離子吸附在MX-80是屬於快反應，吸附反應會在10分鐘內達到平衡，此時之分配係數落在125 mL/g左右。此結果也展示了化學反應槽方式的優點，也就是可以探討短時間內(< 1小時)的反應，此外，藉由三重複過程中刻意錯開部分取樣時間，得到共多的實驗數據點，藉此得到更完整之吸附動力反應之反應函數。進行高溫實驗時，先將整個系統利用加熱器加溫到90°C並維持一小時後，再加入100g之MX-80土樣後，充分攪拌以達到均勻混合之目的。在特定時間以不銹鋼針頭取樣，由於每次取樣之體積為1 mL，整體實驗下來總共取樣15~20次，因此我們在此忽略取樣過程對於實驗之固液比的改變(取20 mL只佔原溶液3000 mL的0.66%)。在高溫反應實驗結果也與室溫反應相似(圖 3-43)，也就是吸附反應會在10分鐘內達到平衡。而不同結果在於，在高溫條件時，其分配係數只有約25 mL/g左右，也就是分配係數為室溫的20%。此結果顯示，在高溫時，MX-80對於銫核種之吸附能力會有明顯的下降。此現象主要來自於，在90°C環境時，被吸附的銫離子有較多的熱能，且此能是超過於脫附反應所需要之活化能，因此脫附反應可以進行，也因此降低了實驗結果所得到之分配係數。

(d) 固相材料核種吸附位置分析：

首先利用XRD分析技術分析MX-80之結構，以瞭解MX-80之矽鋁氧化合物層的周期性排列，由於MX-80表面因為錯置的關係帶著負電，造成MX-80表面需要吸附些陽離子或是水合

離子來中和MX-80表面電性，這表示了當MX-80吸附鉍離子的時候，應該會造成其矽鋁氧化化合物層周期排列的改變，會反應在XRD之繞射光譜中。如圖 3-44所示，我們發現使用較小直徑之樣品槽，會在 $10\sim 15^\circ$   $2\theta$ 得到一非對稱性之繞射峰；相對的，使用較大之樣品槽時，就不會出現此繞射峰。我們推測此繞射峰應該是來自於樣品槽本身材料所貢獻之繞射，而當樣品槽有著較大的直徑時，由於所能容量之MX-80樣品較多，因此X光多打在MX-80樣品上，藉此避免了樣品槽材料所貢獻之干擾。此實驗結果證明了，用較小直徑之樣品槽，會得到有干擾的繞射結果，可能會導致對於MX-80晶格結構上的誤判，進而影響表面分析之結果。

(2) 花崗岩及緩衝材料核種傳輸參數Kd值：

核種吸附資料庫(SDB)是功能安全評估時所不可或缺的重要參數資料。早期的研究，都是以實驗室進行批次實驗，進而獲得分配係數(Kd)，作為核種吸附的特性參數。OECD/NEA自1981年開始便推動一個國際合作計畫，蒐集各國研究單位有關核種分配係數Kd值的資料。這些實驗資料彙整後發現，Kd值隨著液固比、pH、Eh、實驗濃度、離子強度、溫度、核種型態、固相材料等實驗條件不同，而有相當的差異。我國非OECD/NEA的會員國，但是經由物管局與瑞士Nagra簽署雙方合作交流的機遇，我國也取得OECD/NEA初版資料庫的內容，經由清華大學許俊男教授的努力將此資料庫轉成中文化後，約有五千多筆資料轉檔之後可供使用，再配合此資料庫的欄位格式，陸續加入國內用過核子燃料最終處置計畫執行的成果。圖 3-45為「核種吸附試驗資料庫管理系統」的圖形化使用介面，係由清華大學協助台電公司綜合研究所建置完成。核種吸附試驗資料庫管理者可採用單筆匯入或批次匯入的模式來將欲新增之核種吸附試驗資料匯入資料庫中。「核種吸附試驗資料庫管理系統」中並提供介面讓核種吸附試驗資料庫管理者可直接進行核種吸附試驗資料之瀏覽或編輯。

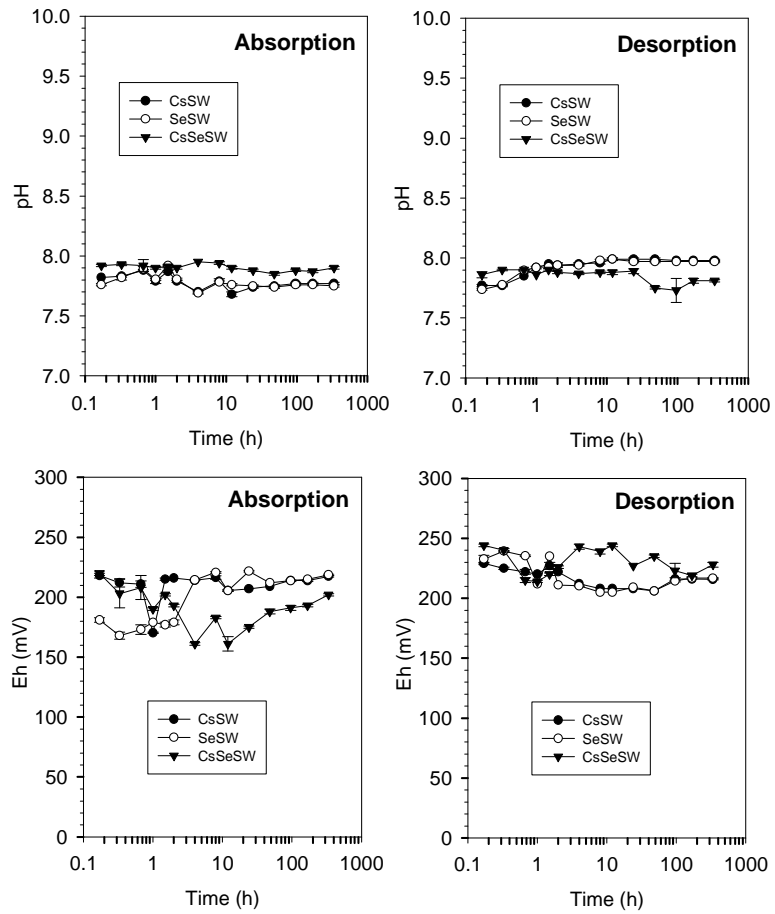


圖 3-41：膨潤土在好氧合成海水批次動力吸脫附實驗之pH及Eh分析





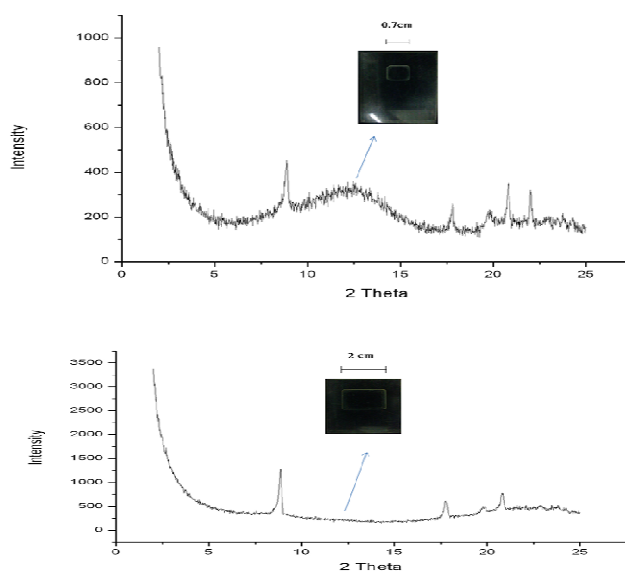
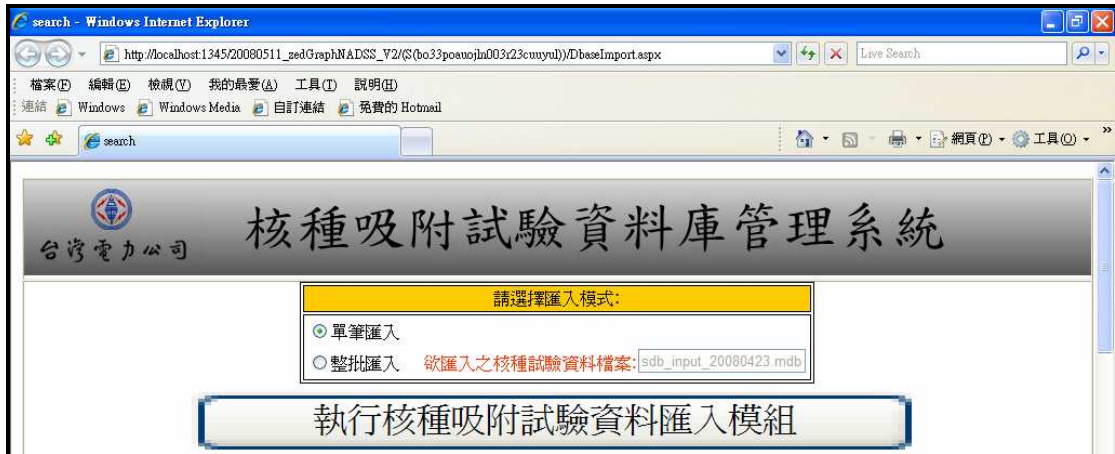


圖 3-44：樣品槽大小對於XRD訊號蒐集之差別性  
(圖中長度之標示為樣品槽之大小)



實驗結果	SOLUTION條件	SDBTEXT
實驗結果代號: <input type="text"/>	SOLUTION條件代號: <input type="text"/>	REFCODE: <input type="text"/>
數據來源: <input type="text"/>	SOLUTION名稱: <input type="text"/>	RESEARCHER: <input type="text"/>
REFCODE: <input type="text"/>	PHSTART: <input type="text"/>	ORGANZTN_: <input type="text"/>
QUALITY: <input type="text"/>	PHEND: <input type="text"/>	COUNTRY: <input type="text"/>
實驗條件代號: <input type="text"/>	EHSTART: <input type="text"/>	REFERENCE: <input type="text"/>
核種名稱: <input type="text"/>	EHEND: <input type="text"/>	SOLID_TYPE: <input type="text"/>
核種實驗起始時的濃度: <input type="text"/>	SLN_VOL_ML: <input type="text"/>	SOURCE: <input type="text"/>
分配係數的類型: <input type="text"/>	液相中陰陽離子含量代號: <input type="text"/>	PHYS_ST_SD: <input type="text"/>
核種分配係數: <input type="text"/>	SOLUTION條件_液相中陰陽離子含量	DIMENSIONS: <input type="text"/>
核種分配係數的不確定度: <input type="text"/>	液相中陰陽離子含量代號: <input type="text"/>	M_SIZING: <input type="text"/>
實驗條件	CA_PPM: <input type="text"/>	M_CEC: <input type="text"/>
實驗條件代號: <input type="text"/>	NA_PPM: <input type="text"/>	M_SA: <input type="text"/>
SOLID條件代號: <input type="text"/>	K_PPM: <input type="text"/>	RA_L_S_B: <input type="text"/>
SOLUTION條件代號: <input type="text"/>	MG_PPM: <input type="text"/>	M_VWA: <input type="text"/>
T_CENT: <input type="text"/>	CL_PPM: <input type="text"/>	SHAKING: <input type="text"/>
T_DAYS: <input type="text"/>	HCO3_PPM: <input type="text"/>	M_SEPARAT: <input type="text"/>
RATIO_ML_G: <input type="text"/>	SO4_PPM: <input type="text"/>	CONTAINER_m: <input type="text"/>
SLD_WT_G: <input type="text"/>	F_PPM: <input type="text"/>	ADS_DS: <input type="text"/>
OX_COND: <input type="text"/>		NO_MSRMT: <input type="text"/>
		OX_STATE: <input type="text"/>

圖 3-45：核種吸附試驗資料庫輸入介面

### 3.3.4 安全評估模式之機率式分析

本報告3.2節完成基本案例之**確定式**整合與評估(包含近場及地質圈核種傳輸評估與生物圈輻射劑量評估)，為達到建立國內放射性廢棄物深層地質處置之全系統安全評估能力，以進行機率式分析的實際應用評估，以下概述國外與現階段國內之機率式評估發展成果。

各國處置研究計畫皆有發展機率式分析的技術，美國YMP(Yucca Mountain Project)計畫在TSPA架構下進行機率式評估，整體TSPA架構包括建立水文地質概念模式(圖 3-46)及分析情節，及程式模擬核種傳輸之介面連結(圖 3-47)從Waste form(廢棄物體)、EBS(工程障壁)、UZ(未飽和帶傳輸)、SZ(飽和帶)、到BIOS(生物圈)採取整體TSPA架構下進行分析(DOE, 2002)。其機率式分析案例採用Monte Carlo法對評估參數取樣300組實現值(Realizations)，分析全部核種之總劑量率曲線(圖 3-48)，圖中以5th、50th、95th 百分位數及平均值進行分析比較，在40,000 年時約5%的機率其劑量率約在1 mrem/yr；在60,000 年時約 50 %的機率會低於1 mrem/yr. 在100,000年時約50 %的機率在10 mrem/yr。

日本H12報告(JNC, 2002)採用三維離散裂隙網路模式(Discrete Fracture Network; DFN)模式分析地質圈傳輸情形，模擬地質圈範圍假設為200m×200m×200m的立方體岩體，其處置隧道及開挖擾動帶區域範圍假設位於岩體中心點，距離邊緣為100m，地下水流方向為單一方向之一維流，上下邊界為零流量邊界(圖 3-49)；以裂隙參數(位態、半徑、長度、導水性、內寬等)採用機率分布型態建構3D-DFN之裂隙岩體，進行分析Se-79及Cs-135(圖 3-50)等16個核種在50個實現值(Realizations)之外釋曲線之安全評估，並取外釋曲線在50個實現值中之平均值(圖 3-51)做為安全評估參考。

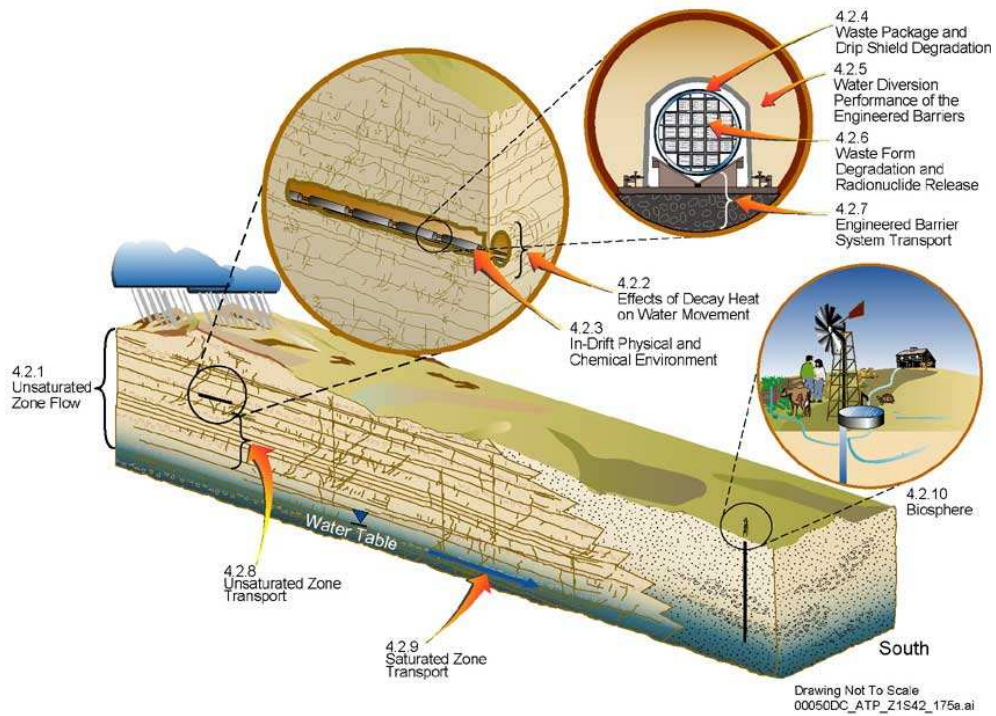
國內機率式分析技術發展自90與91年度開始以GoldSim軟體做為評估模擬的工作平台，93與94-96年度則建立全系統之功能安全評估架構(TSPA)，並進行不確定性分析及參數敏感度評估分析工作，成果

如表 3-7之說明。參考美國YMP計畫，國內現階段將近、遠場及生物圈程式串聯在TSPA架構下，可進行參數數據不確定性之核種傳輸分析，已建立的技術有參數取樣法(Latin Hypercube及Monte Carlo)及排列方式(隨機排列及特定相關排列)、階步回歸分析、及第一階可靠度法(FORM)等，而機率式分析圖形展示主要有累積機率密度補函數圖(CCDF)、百分位數分佈圖及散佈圖。

在以TSPA架構進行近場、遠場、生物圈評估程式串連整合之機率式分析前，首先需針對具機率分布之參數進行彙整，包含參數上、下限值、平均值、分佈型態等。而參數引用之第一優先原則為採用國內本土性數據，因此彙整國內現地調查或實驗數據等為現階段重要工作；其次為引用國外安全評估文獻之數據，因芬蘭之處置母岩特性與我國目前假設之處置母岩相同，均為花崗岩質之結晶岩類，且芬蘭TILA-99文獻中有完備之核種分配係數值，包含各種地下水之分配係數值，因此列為引用依據；而再其次則為程式假設數據，為配合程式運跑而進行合理假設，近、遠場程式均已與國外程式驗證合理性及比較(郭明傳與吳柏林，2008；李禎常與童琮樟，2008)。後續則參考國內試驗數據、國外程式運跑數據進行合理且保守之假設，藉由階段性所建立之合理參數數據，以進行後續基本案例之機率式評估與分析。

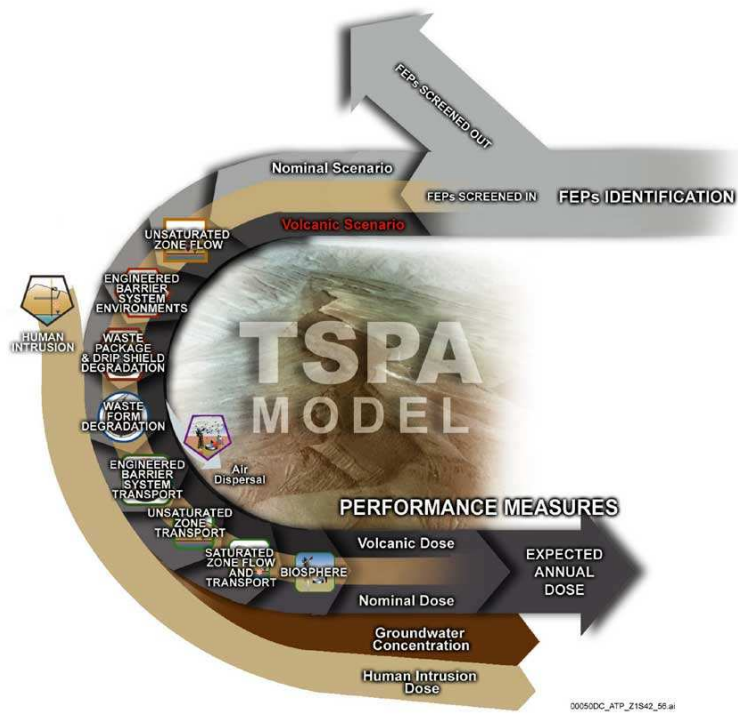
表 3-7：機率式分析之歷年成果概述

年度	成果概述
90-91	以GoldSim模擬工作平台，發展處置場的全系統安全分析模式，提供 <b>確定</b> 式安全分析及參數不確定性之機率式安全評估來探討處置對生物圈的影響，並結合拉丁超立體(Latin Hypercube)及蒙地卡羅(Monte Carlo)兩種取樣方法，以機率式安全分析核種造成生物劑量的累積分佈補函數，瞭解核種傳輸參數之不確定性對處置場長期安全性的效應。(蘇碩懿等，2001)
91-92	GoldSim模擬工作平台上建立污染物在工程障壁與自然環境的傳輸模式與生物圈的評估，精進源項之工程障壁的核種傳輸模式，及地質圈核種有效傳輸路徑和模式，增加簡化式分析模式的真實性，透過天然障壁傳輸參數的敏感度分析與機率式安全分析，瞭解深層母岩之水頭梯度與水力傳導係數、地下水層之水力傳導係數、花崗岩岩體與裂隙帶之分布係數等參數對核種處置長期安全性的重要程度。(蘇碩懿等，2002)
92-93	以全系統安全分析模組中的源項、地質傳輸與生物劑量等模式，針對不準確性分析的重要參數，進行機率式安全分析，了解虛擬處置場對生物圈的相關影響。亦進行四個不同吸附係數數值之核種，在配合遠場分布型參數的變化，得到遠場參數的不確定性，其主要影響參數有地下水流速、裂隙間距、裂隙內寬等與地質圈參數，將對評估結果有著大範圍的不確定性。(張福麟，2005)
94-96	接續93年計畫成果對遠場參數母岩地下水流速、裂隙間距、裂隙內寬等，配合測試區之數據範圍，以Latin Hypercube取樣100組數據，在隨機配對下產生700組實現值(Realization)，考慮I-129核種不吸附特性，分析裂隙流速對尖峰外釋率之影響，母岩地下水流速為明顯影響核種尖峰外釋率大小之參數，而裂隙內寬及間距因需考慮搭配造成之動態孔隙率之大小值，因此其尖峰外釋率散佈點較廣，也較具有不確定性。(李禎常與童琮樟，2008)



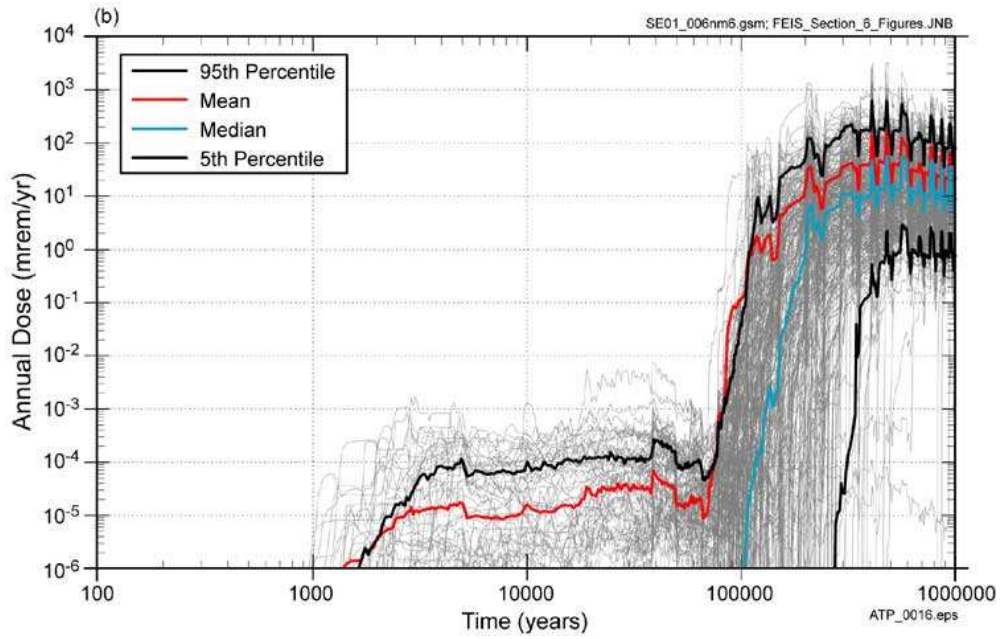
(DOE, 2002)

圖 3-46：YMP之水文地質概念模式



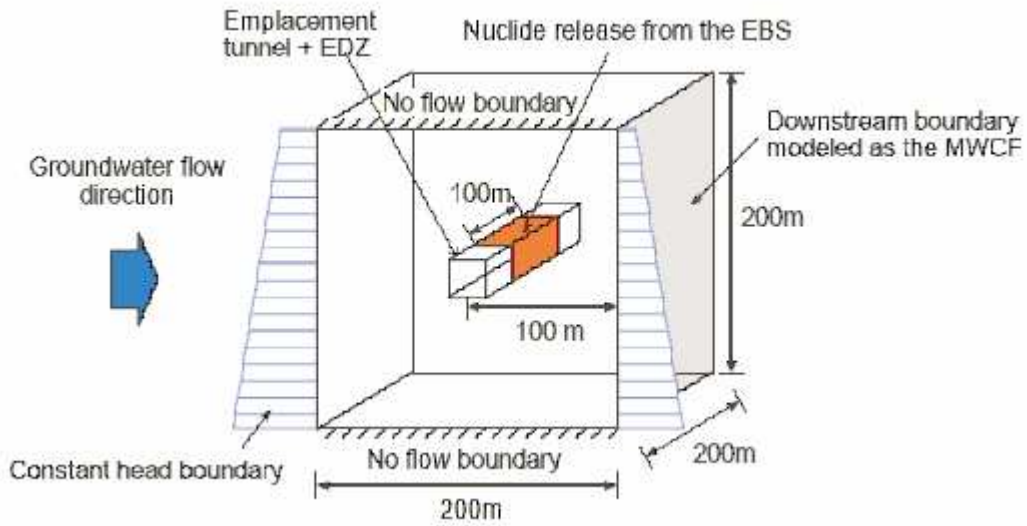
(DOE, 2002)

圖 3-47：YMP程式模擬核種傳輸之介面連結



(DOE, 2002)

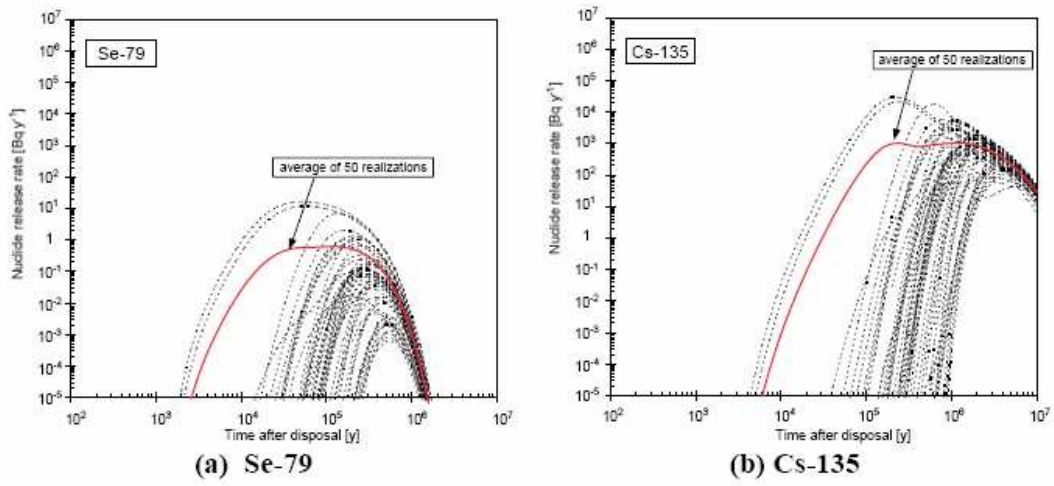
圖 3-48：機率式分析之總劑量率曲線



(JNC, 2000)

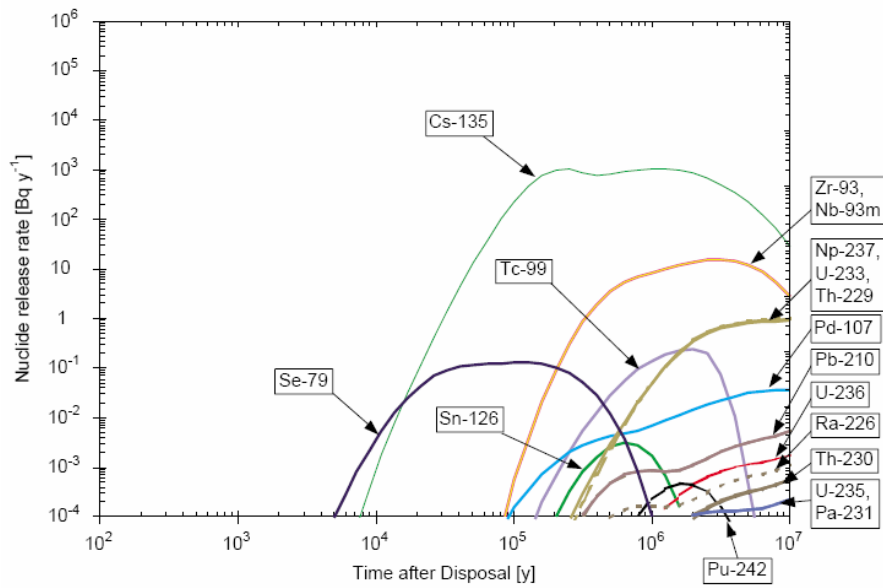
圖 3-49：岩體及水流邊界條件





(JNC, 2000)

圖 3-50：Se-79及Cs-135核種之機率式評估曲線



(JNC, 2000)

圖 3-51：取平均值後之全部核種外釋曲線

### 3.3.5 功能/安全評估資訊系統

本資訊系統於96年度完成階段性建置與開發，轉換單機版ACCESS「安全評估資料庫系統」至SQL Server資料庫管理系統，並運用網際網路資訊技術，透過Web介面提供包括文字說明、圖表記錄、研發成果、數據彙整等數位資料的查詢，提供用過核子燃料最終處置參與人員技術溝通平台。

近幾年隨著處置評估技術的發展及各國的FEPs報表隨著時間會有修訂的版本公佈，本分項亦陸續蒐集相關國家最新的文獻資料，經審視後針對我國FEPs各個欄位資料予以修訂與更新。

由於資料庫中所有欄位的紀錄尚未完備，而FEPs報表內容所涉及的領域很廣，亟需邀集相關領域人員共同完成FEPs基本資料表，以作為情節發展分析之重要參考文件。因此，後續將研擬提供各領域專家填寫的表單，除將資料庫已有的欄位資料填寫至各個表單中，其餘尚未有資料的部份，則依其領域與專長發送給相關人員進行填寫，並審閱與修訂表單中已填寫的資料。

本年度隨著計畫的進行，陸續蒐集彙整相關文件資料，並著手研擬本系統資料建置之前置品保作業程序，未來資訊經品保作業程序確認後，方透過本資訊系統之維護介面建置於資料庫中。

### 3.3.6 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析

#### 3.3.6.1 國際間再處理方法研究

本分項研究主要目的在於了解國際間用過核子燃料再處理方法，如法國、英國與日本使用的PUREX方法，以及美國發展中之UREX及UREX+系列再處理方法。由於PUREX再處理方法為主要再處理國家(美國、法國、日本及英國等)廣泛應用且已商業運轉多年，故其主要流程及再處理工法資訊最為完整(Benedict et al., 1981; 任風儀、周鎮興, 2006)。UREX及UREX+系列之再處理方法目前仍處於大型實驗室研析階段。其最主要的目的是將燃料中的鈾單獨分離出來，使得原PUREX方法另可分離出核武成分之鈾元素與核分裂產物包裹處理

後再循環使用。然此概念需要有新式核能反應爐相關技術配套後才能實現，故目前包括美國阿岡諾國家實驗室等研究機構仍持續進行研究。藉由上述對不同再處理方法的研究，以提供未來再處理方法的選擇。以下說明此兩類用過核子燃料再處理方法。

#### (1) 商業運轉的PUREX再處理方法程序

鈾鈷萃取分離再處理方法(Plutonium Uranium Extraction / PUREX)為目前商業化運轉的再處理方法，其處理程序大致可細分成下列16個步驟(圖 3-52)。PUREX主要是藉由萃取分離原理及萃取溶劑與稀釋劑選擇(表 3-8)的方式進行鈾、鈷金屬離子及分裂產物，以單獨獲取純鈾、純鈷。其原理為利用金屬離子可形成非水溶性錯合物的性質將原來是水溶性的鈾、鈷離子萃取入有機溶液相，且大部分核分裂物卻不形成錯合物因而殘留在水溶相，得以與鈷、鈾分離。之後萃取到有機相的鈷、鈾再加入適當的還原劑，有選擇性地將四價鈷還原成三價鈷使鈷離子錯合物形成能力大為減弱，則可以很輕易的被反萃取到水相而分離純鈾與純鈷。另外則把和有用的鈾與鈷個別分離剩餘的無利用價值高活度產物以玻璃固化的方式形成高放射性廢棄物。

#### (2) UREX及UREX+系列再處理方法程序

鈾萃取(Uranium Extraction / UREX)再處理程序是由美國阿岡諾國家實驗室(Argonne National Laboratory / ANL)與進步型燃料循環協會計畫(Advanced Fuel Cycle Initiative / AFCI)所發展，其經費來源主要由美國能源部提供研究基金。鈾萃取再處理程序發展至今先後有UREX、UREX+1(即UREX+)、UREX+1a、UREX+2、UREX+3等程序，而UREX+4程序仍在前置研究階段。

UREX再處理方法前期發展概念為將鈾與鎔完全分離，使得分離後的鈾可以低放射性廢棄物暫時貯存，俾便將來再利用。(圖 3-53; Baisden and Choppin, 2007)。

進步型鈾萃取再處理程序(UREX+/Advanced UREX)則以UREX再處理方法為前導程序，進而加入多個階段處理程序，俾利分離

鈾、鎔外的產物(或廢棄物)，其依序產物如表 3-9(Chair, et al, 2006)，以達成UREX+再處理系列程序的主要目標：

- (A) 鈾(U)回收率須高於90%，且處理後的鈾在豐化(enrichment)後以黃餅型態( $U_3O_8$ )暫存，除可供未來燃料循環利用外，如需直接處置，則其含量需低於低放射性廢棄物C類的標準
- (B) 鎔(Tc)回收率須超過95%
- (C) 碘(I)回收率在燃料溶解過程須超過95%
- (D) 銫(Cs)與銨(Sr)的回收率須達97%以降低處置場中的熱負載
- (E) 鈾(Pu)與錒(Np)的回收率須超過99%，純化程度須符合MOX燃料規範的要求
- (F) 鋂(Am)與鋇(Cm)的回收率須達99.5%，以提供給未來快中子反應器(Fast Reactor/FR)燃料使用
- (G) 從UREX+程序中所含有可溶的分裂產物(除銫、銨、鎔、碘和錒系元素) 殘留液需固化以便於進行處置

UREX+1 (即UREX+)再處理程序概念(圖 3-54)可分成下列五個作業階段：UREX (分離U與Tc)、CCD-PEG (分離Cs與Sr)、NPEX (分離Np與Pu)、TRUEX (分離Zr等金屬元素)、Cyanex 301(分離Am, Cm及錒系元素/稀土元素/Rare earths)。

由於UREX+1再處理程序中如Cyanex 301作業階段為加拿大所發展的程序，故美國Argonne國家實驗室為首之研發團隊則陸續發展AMUSE (Argonne Model for Universal Solvent Extraction) 此整合式GUI程式，其根據組成成分的分佈比例計算、化學平衡常數及熱力學常數等反應關鍵因素，可先期高度正確地預測溶劑萃取過程中的化學反應行為。UREX+2再處理程序(圖 3-55)即利用由美國Argonne國家實驗室所主導共同萃取(Co-Extraction)作業段與Idaho國家實驗室所主導的CCD-PEG作業段，並使用AMUSE程式所共同發展，其主要目的為利用不同分離方法分離目標產物(或廢棄物)。

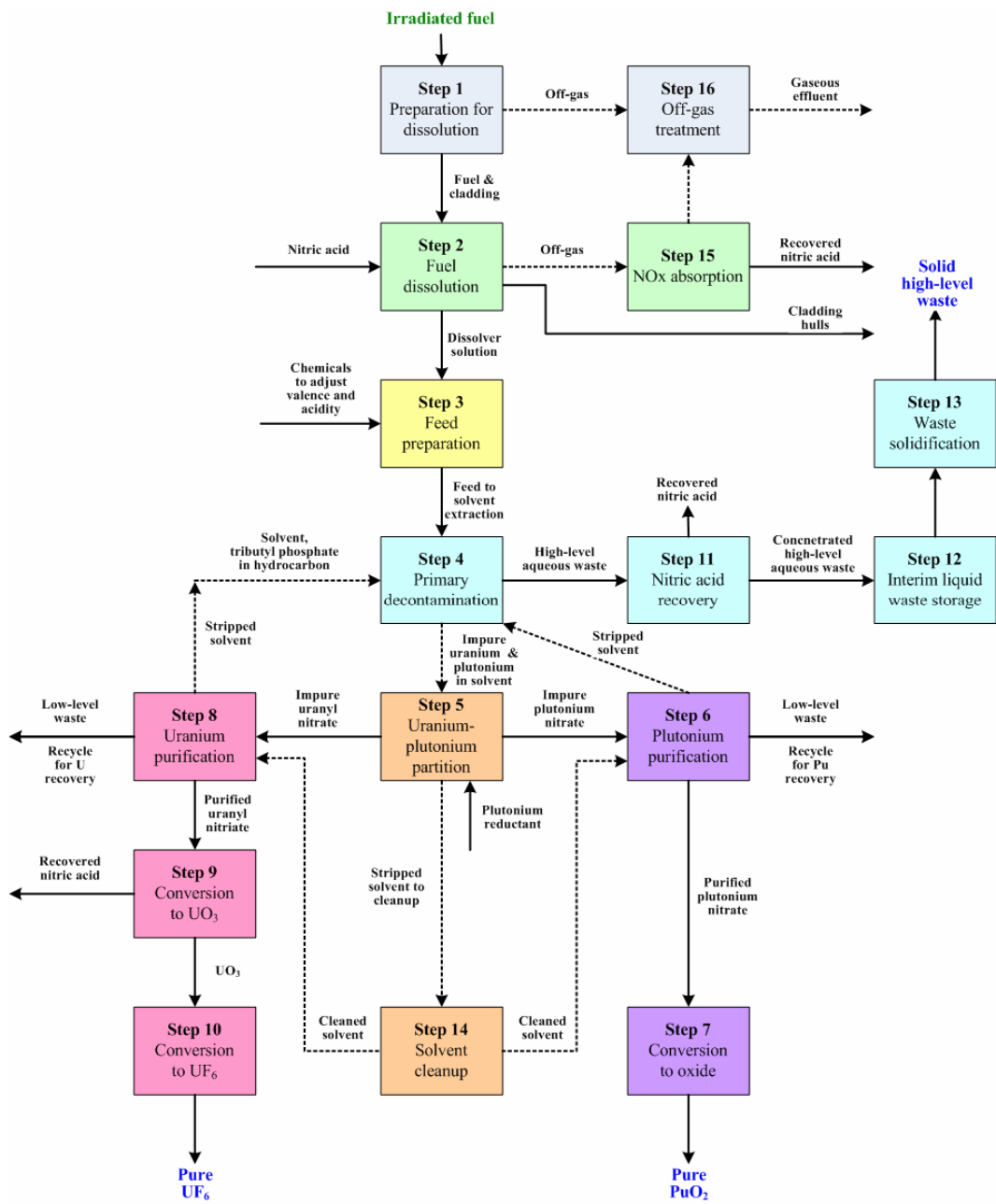
UREX+1a再處理程序(圖 3-56)則加以改進並結合UREX、CCD-PEG、TRUEX，同時摒除NPEX及Cyanex 301(商業運轉時穩定性

不足)等作業階段，而改用自行研發的TALSPEAK(Trivalent Actinide Lanthanide Separation by Phosphorus Extractants and Aqueous Komplexes)程序，其中TALSPEAK程序主要目的是要從pH值約2.5-3.0的酸性溶液中分離三價態鐳系元素(Moyer, 2006)。

UREX+3再處理程序(圖 3-57)與UREX+1a之間的主要差異是以後端的FPEX(Fission Product Extraction)程序分離目標產物(或廢棄物)中的Cs/Sr(Laidler, 2007)。

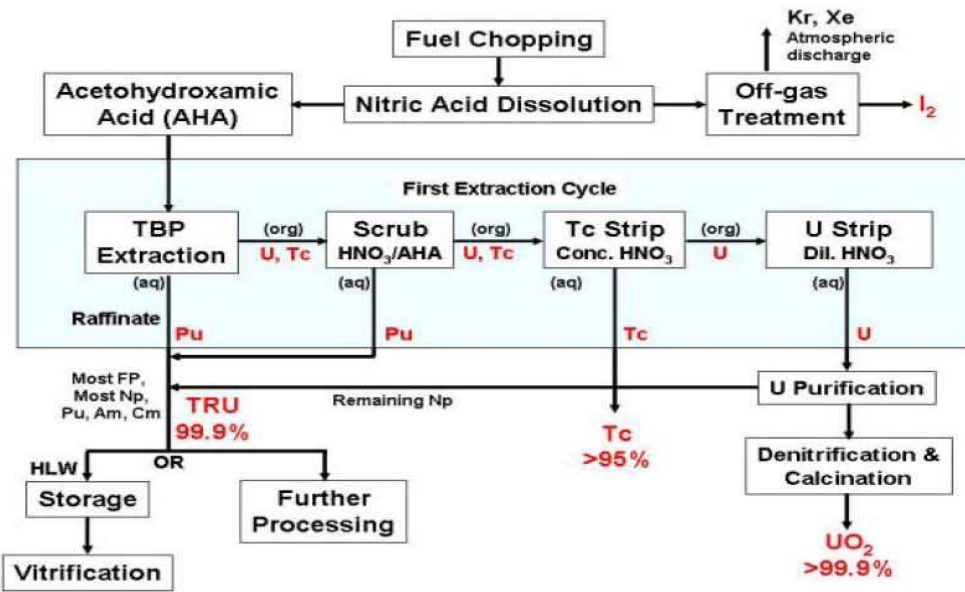
目前美國為唯一獨力發展進步型鈾萃取再處理程序之國家，並依雅卡山處置場與GNEP政策分離鈾、鎔及其他的產物(或廢棄物)俾利處置與用過核子燃料再回收利用。故將來我國若考慮以此為主要再處理程序時，則應有相對應之處置配套政策相輔，這也是本計畫的執行此子項工作主要目的之一。

此外UREX+系列再處理方法估計會產生的廢棄物型態與廢棄物體積部分，以美國阿岡諾國家實驗室(Argonne National Laboratory / ANL)的研究為例(Laidler, 2007)，顯示其擁有良好的燃料再利用與用過核子燃料減廢效果(表 3-10)。每100公噸未經處理與包裝之用過核子燃料(體積推估約45立方公尺)經UREX+1a或UREX+3再處理程序處理後預估所產生廢棄物體積約小於29.646立方公尺(即處理後所產生廢棄物體積小於30立方公尺)。故處理前、後體積減少差異為15立方公尺，佔原未經處理前用過核子燃料體積三分之一以上之比例。其體積減少的主要原因是燃料束中原佔大部分整體體積之燃料上下支撐架及燃料棒溶解後所剩燃料護套皆可壓縮減容，同時亦可產出可回收再利用的產物如鈾產物。因此未來鈾產物(黃餅型態，U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)確定不以低放射性廢棄物型態進行處置，而改以回收再利用之用途，則剩下之廢棄物體積則約小於11.646立方公尺，其僅佔原每100公噸未經處理與包裝之用過核子燃料體積(約45立方公尺)約四分之一之比例。



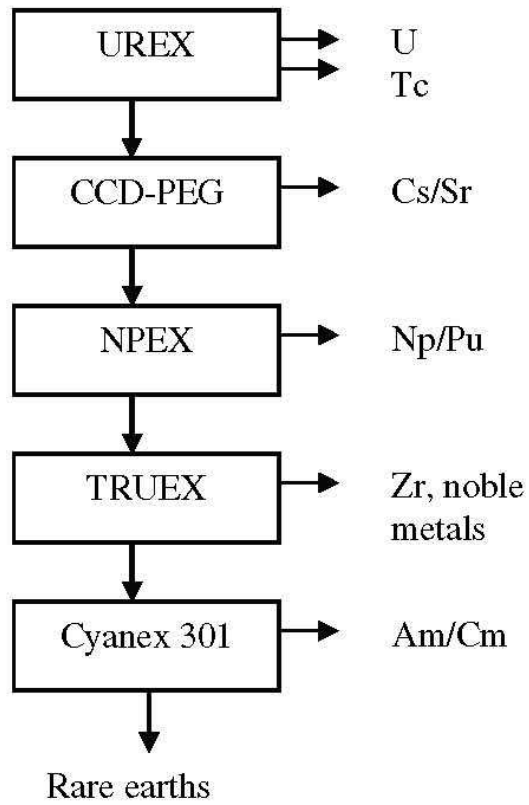
(Benedict et al. , 1981)

圖 3-52：PUREX再處理程序主要步驟流程



(Baisden and Choppin, 2007)

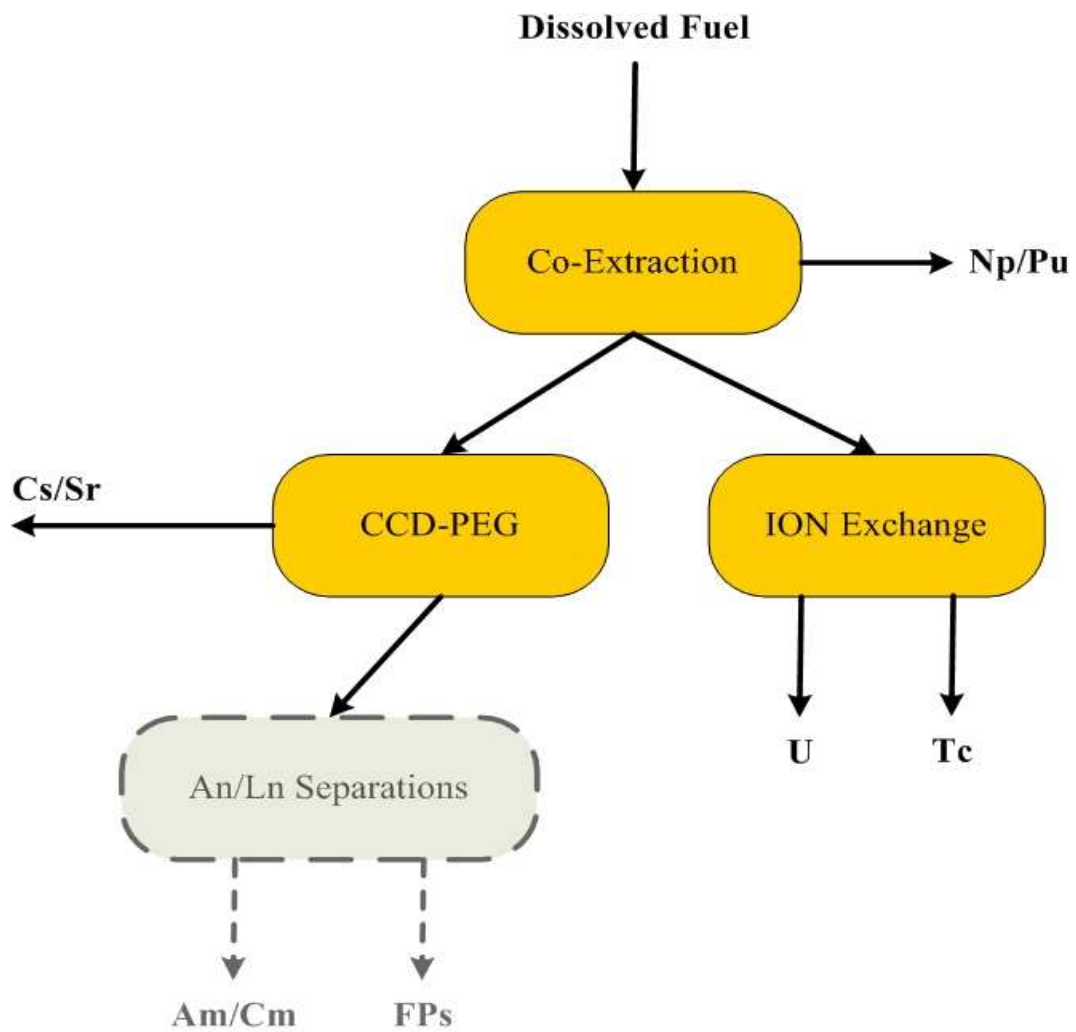
圖 3-53：UREX再處理程序主要步驟流程



(Monica , 2007)

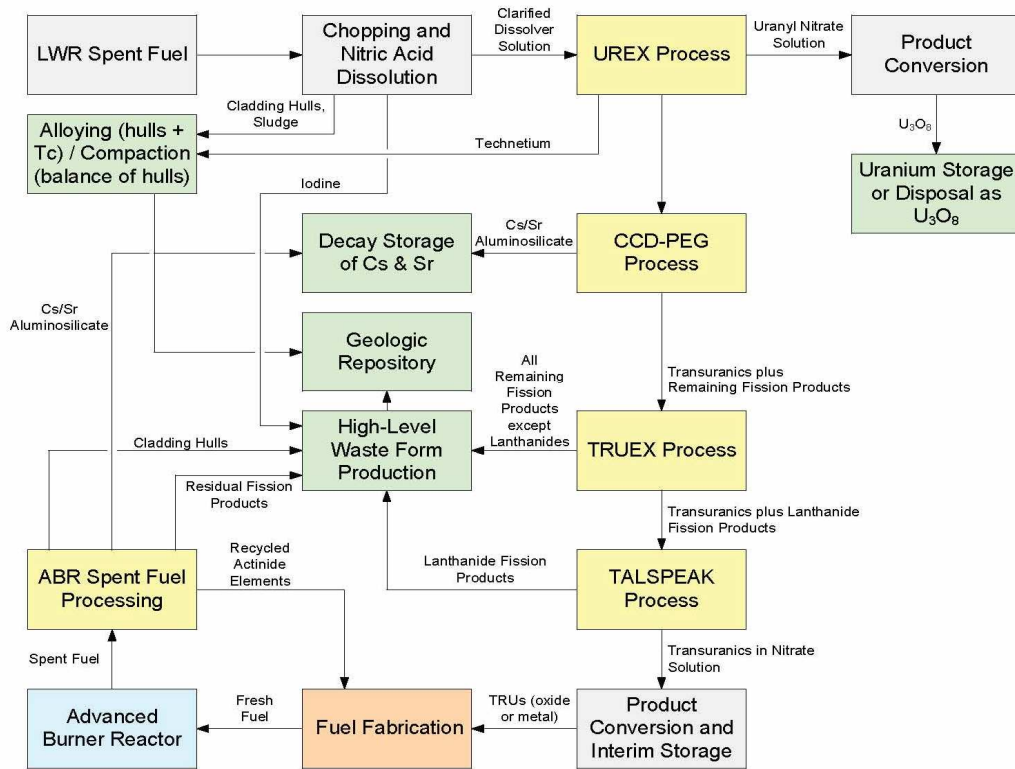
圖 3-54：UREX+1再處理程序概念流程





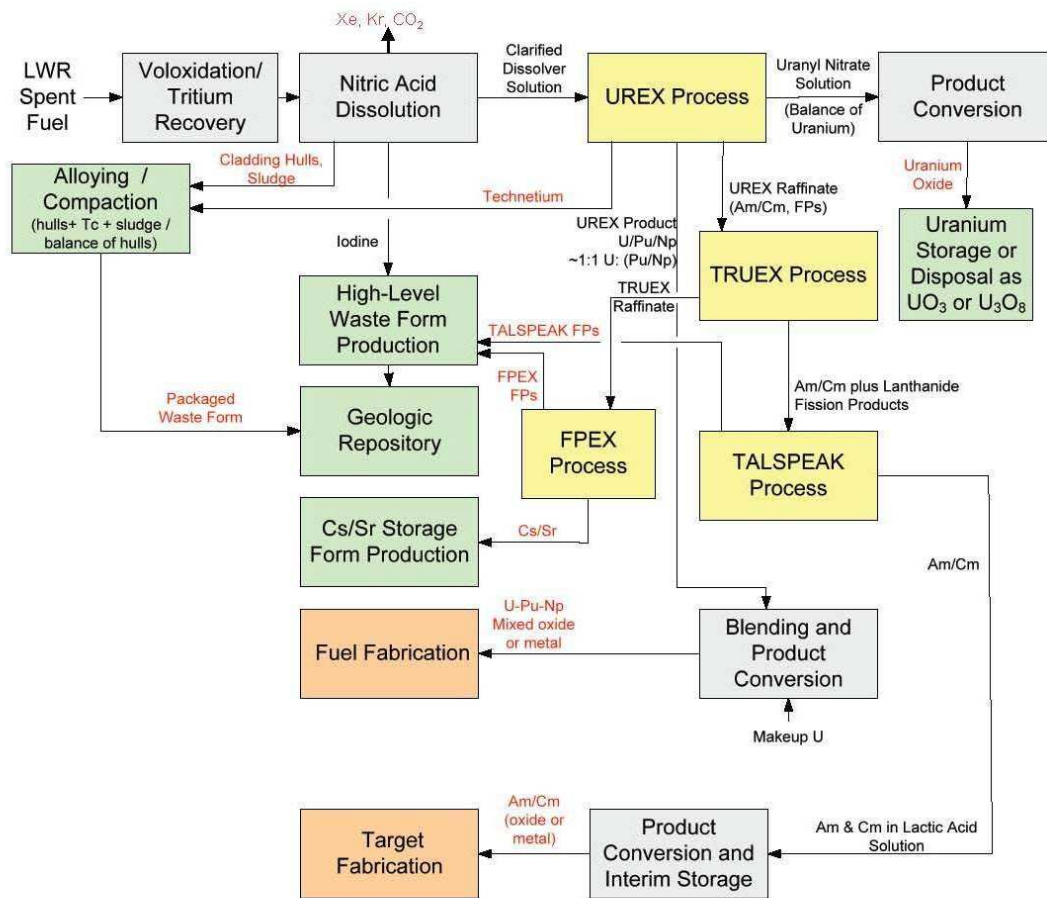
(Monica, 2007)

圖 3-55：UREX+2再處理程序概念流程



(Moyer, 2006)

圖 3-56：UREX+1a再處理程序概念流程



(Laidler, 2007)

圖 3-57：UREX+3再處理程序概念流程

表 3-8：世界主要再處理廠所使用的TBP萃取劑、稀釋劑組成

國別	再處理廠	TBP含量(%)	稀釋劑	稀釋劑組成(%)			
				正烷烴	異烷烴	環烷烴	芳香族
美國	西谷 (WVDP)	30	正十二 烷	100			
	薩凡那河(SRS)	30	正烷混 合物	95~98	1~5	0	0.1
	漢福特 (Hanford)	30	正烷混 合物	95~98	1~5	0	0.1
日本	東海 (六所村)	30	正十二 烷	100			
法國	Cogema/Areva 拉阿格 La Hague UP2-800	30	氫化丙 烯四聚 化合物				
	Cogema/Areva 拉阿格 La Hague UP-3	30	氫化丙 烯四聚 化合物				
英國	BNFL 薩拉費爾德 Sellafield THORP	20	煤油				

附註：THORP為英國Thermal Oxide Reprocessing Plant之縮寫

表 3-9：進步型鈾萃取再處理程序依序產物分類表

<i>Suite of UREX+ Process</i>							
Process	Prod#1	Prod#2	Prod#3	Prod#4	Prod#5	Prod#6	Prod#7
UREX+1	U	Tc, I	Cs, Sr	Other FPs	TRU+Ln		
UREX+1a	U	Tc, I	Cs, Sr	FPs	TRU		
UREX+2	U	Tc, I	Cs, Sr	Other FPs	Pu+Np	Am+Cm+Ln	
UREX+3	U	Tc, I	Cs, Sr	FPs	Pu+Np	Am+Cm	
UREX+4	U	Tc, I	Cs, Sr	FPs	Pu+Np	Am	Cm

Note: (1) in all cases, iodine is removed as an off-gas from the dissolution process.  
(2) processes are designed for the generation of no liquid high-level wastes

U: uranium (removed in order to reduce the mass and volume of high-level waste)  
Tc: technetium (long-lived fission product, prime contributor to long-term dose at Yucca Mountain)  
Cs/Sr: cesium and strontium (primary short-term heat generators; repository impact)  
TRU: transuranic elements (Pu: plutonium, Np: neptunium, Am: americium, Cm: curium)  
Ln: lanthanide (rare earth) fission products  
FP: fission products other than cesium, strontium, technetium, iodine, and the lanthanides

(摘自 Chair, et al, 2006)

表 3-10：每100公噸用過核子燃料於進步型鈾萃取再處理程序處理後預估所產生廢棄物型態與體積

UREX+ 廢棄物	UREX+ 廢棄物組成	UREX+ 廢棄物型態	廢棄物體積 (立方公尺)	未經處理的用 過核子燃料體 積(立方公尺)
鈾	黃餅粉末 (U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )	暫貯	18	45
銫/銱	Cs/Sr 鋁矽酸 鹽	暫貯	1.1	
護套+鎔，泥 漿	鈳鐵合金	HLW	0.6	
壓縮護套	無超鈾元素的 鈳金屬	HLW	6.1	
損失的鈾	硼矽酸玻璃	HLW	1.0 ~ 3.4	
損失的超鈾元 素	硼矽酸玻璃	HLW	0.06	
碘	碘酸鉀結晶	HLW	0.018	
氬	鋁矽酸鹽與沸 石混合體	HLW	0.014	
氡	稀釋氡溶液水 泥固化體	HLW	< 0.01	
錒系分裂產物	錒系硼矽酸 (LaBS)玻璃原 料	HLW	0.31	
碳-14	碳酸鈉結晶	HLW	0.034	
合計			< 29.646	

### 3.3.6.2 國外HLW相關處置資料分析

國外HLW相關處置資料分析目前針對下列兩項各國現況資訊進行分析整理：

- (1) 國際原子能總署各國現況資訊報告；
- (2) 阿根廷等23國之國家報告。

#### 3.3.6.2.1 國際原子能總署各國現況資訊報告

國際原子能總署各國現況資訊報告，其原始內容包括：

- (1) 國家廢棄物管理資訊；
- (2) 放射性廢棄物存量；
- (3) 放射性廢棄物處置場資訊；
- (4) 相關法規；
- (5) 廢棄物管理政策；
- (6) 計畫與發展。

依據上述原始資料，本分項設計製作資料彙整表格，內容包含(1)國名，(2)法規主管機關，(3)核能電廠型式，(4)電廠運轉年限，(5)廢棄物管理機構，(6)再處理與貯存現況，(7)處置數量、時程及處置母岩，(8)核能處置發展等主要欄位。而後將國際原子能總署各國現況原始資訊，陸續彙整為各國高放射性廢棄物處置資訊彙整表。國際原子能總署各國現況中資訊收錄較完整包括比利時等9國，本分項據此原始資料重新整理製作為9份彙整表，成果之範例(以日本為例)如表3-11。

表 3-11：日本之國家處置現況資訊彙整表

國名	日本Japan
法規主管機關	Nuclear and Industrial Safety Agency Ministry of Economy, Trade and Industry (NISA/METI) Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (STPB/MEXT) Ministry of Health, Labour and Welfare (MHLW) Nuclear Safety Commission, Cabinet Office (NSC) Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) Nuclear Safety Technology Center (NUSTEC)

核能電廠型式	
電廠運轉年限	
廢棄物管理機構	Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO)
再處理	與英國及法國簽約處理的數量包括輕水式反應器SNF 5,600 t U及氣冷式反應器SNF 1,500 t U。再處理後產生的鈾與鈾及衍生廢棄物均運回日本。
貯存現況	貯存主要地點在Rokkasho 的Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL)公司。設施情形包括： Uranium Enrichment Plant Vitrified Waste Storage Center：貯存國外運回之再處理後玻璃化HLW廢棄物，目前1995年啟用的乾式貯存坑(pits)容量有1,440個包件，已放1,160桶(每桶170L)(體積共197.2 m <sup>3</sup> )。另有150桶檢查準備中。相同容量的新廠房自2004年6月開始興建，預計2009年落成。總貯存量將達2,880個包件。 Reprocessing Plant：運轉量800 tU/y。目前進行運轉前測試。貯存建築包括三個貯存水池有3,000 tU 的貯存量。從2000年起已開始接收SNF。 MOX fuel Fabrication Plant：於2005年提出興建申請。運轉量MOX fuel 130 tHM/y。2007年開始興建，預計2012年完成。
處置數量	
處置時程	選址：初步調查區域選址與•細部調查區域選址2009~2013。 處置場選址/設計與申照：2023~2027 興建：約2025 運轉：2033~2037
處置母岩	處置玻璃固化之HLW，規劃處置容量約40,000罐，每罐150L相當6000 m <sup>3</sup> 。 處置深度大於300 m 場址尚未選定，母岩未確定
核能與處置發展	

### 3.3.6.2.2 國家報告資訊分析

34個核能發電國家中，其中27個有簽署「用過核子燃料及放射性廢棄物安全管理聯合公約」，其中23國已有國家報告。包括阿根廷、比利時、保加利亞、加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、匈牙利、日本、韓國、立陶宛、荷蘭、羅馬尼亞、俄羅斯、斯洛伐克、斯洛維尼亞、西班牙、瑞典、瑞士、烏克蘭、英國、美國。

截至目前完成11國之國家報告分析結果，包括：阿根廷、亞美尼亞、比利時、巴西、保加利亞、加拿大、捷克、芬蘭、法國、德國、匈牙利。將此11國國家報告之國家管理體系、再處理與否、處置形式、母岩型態等結果，併同IAEA資料分析結果，彙整為比較表呈現於表3-12。由目前之分析結果可知除美、日、法等具有自主再處理能力之國家外，核能規模較小國家有部分已保留再處理之可能性，視國際趨勢變化再做決策，如阿根廷、比利時、巴西、捷克、匈牙利。處置場型式之決策則未有太大之變化，無論用過核子燃料或是再處理之高放射性廢棄物，仍採用深地層處置場之共識。處置母岩部分，則同樣視各國地理、地質條件以及對工程障壁系統的功能規劃，可能採取粘土岩或結晶岩(除德國採取鹽岩作為處置母岩外)。

後續工作將接續本次工作依據各國國家報告資訊、網頁等相關文獻，持續分析各國處置現況國家資訊。並將各國國家資訊分析結果，持續更新與新增「各國高放射性廢棄物處置資訊彙整表」。



表 3-12：各國國家報告分析結果比較表

國別	直接處置/再處理	開始處置	處置母岩	處置場型式	處置政策現況
阿根廷	2030決定是否再處理	2050	花崗岩	深地層處置場	在2030年決定用過核子燃料要再處理或直接處置前，不會選定場址。若決定再處理，則產生的高放射性廢棄物，仍須於深層地質處置場進行處置。若不再處理，則用過核子燃料將連同電廠運轉及同位素應用產生的高放射性廢棄物一併於深層地質處置場進行最終處置。
亞美尼亞	未定	未定	未定	未定	用過核子燃料進行乾貯前於電廠水池進行貯存至少5年，乾貯設施預計運轉50年，乾貯後再決定直接處置或再處理。
比利時	再處理至2001年，目前政策評估中	2025前不會建造處置場	黏土岩	深地層處置場	ONDRAF/NIRAS現階段(2004-2008)的研發計畫注重處置設施設計、工程障壁系統功能、母岩長期穩定性等，以釐清相關技術問題。預定2012年提出安全與可行性案例分析報告。依據目前的規劃，比利時在2025年以前不會開始建造高放射性廢棄物處置場。
巴西	視國際共識再決定	未定	未定	未定	處置尚未進行決策，目前用過核子燃料均於電廠貯存。
保加利亞	送往國外再處理	未定	未定	未定	預計2012年完成高放射性廢棄物處置概念、廢棄物特性與地質條件調查工作。
加拿大	鈾礦資源豐富，目前暫不考慮再處理	未定	花崗岩	深地層處置場	2005年NWMO提出的規劃報告草案，建議採用調適性階段管理方法進行工作。亦即全程工作可能長達三百年，劃分三階段推動處置工作。
捷克	保留再處理可能性	2065	花崗岩	深地層處置場	2065年之後運轉，2009年以前暫不進行現地調查。
芬蘭	直接處置	2020	花崗片麻岩	深地層處置場	處置場建造執照申請時程預定於2012年底。處置場運

國別	直接處置/再處理	開始處置	處置母岩	處置場型式	處置政策現況
					轉執照申請時程約於2020年。
法國	自行再處理	2015-2020	黏土岩	深地層處置場	在2001年與2005年針對位於Bure 地下實驗室450公尺深設施，Callovo-Oxfordian 黏土岩地層提出研究報告。
德國	2005年停止再處理	2030	鹽岩	深地層處置場	高放射性廢棄物處置在Gorleben岩坵(salt dome)的調查於2000年10月1日起暫停。德國政府將在三到時年內重新檢討選址準則與安全概念。規劃在2030年重新選出一個可以容納各類放射性廢棄物之處置場，並開始進行處置。
匈牙利	直接處置為參考情節，保留再處理可能性	2040	黏土岩	深地層處置場	1995年起即在Boda地區的黏土岩層進行探查研究，預定2012年完成地下實驗室。規劃2040年代末期完成處置場的興建與運轉。
日本	自行再處理	2033-2037	結晶岩/黏土岩	深地層處置場	開始初步調查區域選址與細部調查區域選址階段(2009- 2013)。
斯洛維尼亞	直接處置	2050	結晶岩		1999所有SNF運往美國進行處置。
瑞士	其中1200t再處理，2006年7月起10年內不再處理	2050	黏土岩	深地層處置場	Nagra針對Opalinus黏土母岩，2002年底提出處置可行研究。政府在2006年6月底同意前述研究成果，但不同意在原地直接進行深入調查，規定選址應依Nuclear Energy Ordinance (KEV)指定的Sectoral Plan程序，基於安全、公眾參與等考量，至少應有兩處候選場址。
美國	部分再處理	2017 (YMP)	凝灰岩	深地層處置場	YMP場址建造執照審查中。2007-2010 DOE評估是否須第二深層地質處置場。GNEP計畫推動中。

### 3.4 各國高放處置計畫資訊分析

#### 3.4.1 日本

日本高放射性廢棄物最終處置之專責機構為原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)，負責高放射性廢棄物處置場之選址、建造、執照申請、運轉與封閉等工作；而高放射性廢棄物地層處置技術研發則為日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)執行，主要研究機構有東海核燃料處理研究中心、東濃地球科學研究中心、瑞浪超深地層研究所及幌延深地層研究所，另由電力公司捐助成立之電力中央研究所(Central Research Institute of Electric Power Industry, CRIEPI)亦有從事放射性廢棄物最終處置之環境相關議題研究。

NUMO為依據「特定放射性廢棄物最終處分法律」成立之機構，從事高放射性廢棄物深層地質處置研究之管理與政策溝通，其制定高放射性廢棄物處置規劃時程，在2008年之前評選預定調查之場址；2008至2012年對候選場址進行詳細調查；2012-2023年則進行候選處置設施概念規劃及評估；2023-2027年在選定場址開始建造處置場，此期間亦向政府申請運轉執照；2033-2037年為處置場開始營運。

現規劃裝填高放射性廢棄物玻璃固化體之容器外徑為40 cm，高度1.3 m，總重量約500 kg，於2007年底估計現階段產生之容器罐數為21,300罐，實際已貯存之容器罐數為1,550罐，而至2020年估計所須容器罐數為40,000罐。為順利推動最終處置計畫的進行，NUMO現正積極進行「最終處置設施可能調查地區」之公開徵選，並於網路上公佈「公開徵選要點」，說明最終處置的必要性及安全性，內容有處置場概要，調查地區選定上的考慮事項，及對鄰近地域實施回饋共生的配套措施。其中調查地區選定上的考慮事項規定最終處置場址之限定資格，考慮有地震、活斷層、火山活動、隆起/侵蝕、第四紀未固結沉積物、及礦物資源等限定；而鄰近地域實施回饋共生的配套措施則說

明最終處置場設置後對鄰近地域可能產生的經濟效益，充分顯示對鄰近地域發展之重視及關懷。

NUMO於2008年11月底已公佈「一般競爭(指名競爭)參加資格審查申請書提出要領」，內容列舉不能作為場址資格審查申請的限制、申請時間及場所、資格及行業區分、「地質處置的技術開發與調查」之申請書表(含物品類及勞務類)等，其中申請時間有區分為定期申請及隨時申請兩類，定期申請時間為2009年1月7日至1月31日，隨時申請時間為2009年2月1日以後，採郵件書面申請，申請場所為NUMO所在地東京都。而透過如此完善的公眾溝通及資訊公開透明化，NUMO相信一定會得以順利啟動場址詳細調查之階段作業。

JAEA作為原子能科技應用之研究機構，其經營目標為「創新、誠實」，領導著年輕的研究人員不斷創新技術及開發新領域，亦須誠實面對社會大眾對原子能安全的要求。

JAEA的東海核燃料處理研究中心將用過核燃料經再處理後技術，濃縮出可再利用之鈾原料及產生高放射性廢棄物，並利用玻璃固化技術來達到廢棄物減容及安定化。2005年以來有規劃並執行兩期中期計畫，第一期中期計畫期程為2005至2009年，已完成的研究項目有MOX燃料再處理試驗及玻璃固化處理技術開發；第二期中期計畫期程為2010至2014年，所欲達成目標為在高燃燒度再處理試驗中能發揮到最大功率55,000MWd/t、並持續開發其它先進再處理技術。東海核燃料處理研究中心之運轉設施有分離精製場、氬氣回收技術開發中心、鈾脫硝場、煅燒場等，由每日運轉狀況紀錄顯示，目前一切運轉良好。而東濃地球科學研究中心於2008年針對緩衝材料工程障壁之特性進行實驗，項目有凝固、乾燥收縮、熱傳導、透水、力學、膨脹及侵入等特性實驗，並已完成緩衝材料基本特性資料庫(web版)的開發。

瑞浪超深地層研究計畫分為三期研究階段，第一期階段為地表特性調查與預測，利用振動波反射原理探查深層地質結構特性，此階段目前已完成；第二期階段為坑道挖掘階段，截至2008年12月19日止已進行主豎井及通氣井挖掘深度達300.2 m，兩井之間之300 m水平連絡

橫坑目前正在挖掘中，而其目標為挖掘深度到達500 m及1000 m處進行岩盤和地下水相關測試技術，包含花崗岩盤強度、地下水的流動、水質調查等；第三階段則為坑道實際應用階段，預計於2010年開始進行。而幌延深地層研究的第一期階段已於2005年(平成17年)結束，現正進行第二期坑道挖掘階段，於2008年在試驗場址設置氣象觀測裝置，量測雨量、溫度/濕度、風向/風速、及河川流量等數據，作為此階段進行之廣域地下水流動研究之前置作業。

CRIEPI成立於1951年，是由各電力公司出資的非營利研究機構，總部設於東京。CRIEPI研究領域含括原子能技術、環境創新技術、風險管理技術等，亦提供NUMO之技術支援，其對高放射性廢棄物處置之研究項目有(1)地質環境特性調察，主要為活斷層區域之地震規模評估及地震時地盤崩壞影響評估；(2)工程障壁長期穩定性研究，主要為測試不同材料組成及地下水質成分影響下之工程障壁效能；(3)放射性核種遷移特性實驗，曾進行I-129在不同透水係數(1.0E-7、1.0E-8、1.0E-9、及1.0E-10 m/s)之沉積岩盤中之濃度遷移試驗，(4)最適化研究，CRIEPI曾於2007年底發表「放射性廢棄物最終處置之技術最適化」研究成果。

### 3.4.2 韓國

韓國廢棄物組織管理架構由總統而下，主要管理機構為韓國工商能源部(Ministry of Commerce, Industry and Energy, MOCIE)，以及韓國科技部(Ministry of Science & Technology, MOST)。韓國工商能源部其下有韓國水力核能電力公司(Korea Hydro and Nuclear Power Co., Ltd., KHNP)，以及所屬專責廢棄物處理機構「核能工程與技術機構」(Nuclear Engineering & Technology Institute, NETEC)。韓國科技部其下則轄韓國核能研究機構(KAERI)，並有兩監督單位分別為韓國核能安全協會(The Korea Institute of Nuclear Safety, KINS)及韓國防止核武擴散協會(The Korea Institute of Nuclear Nonproliferation and Control, KINAC)。MOST為主管核能研究發展、核能安全防護等

業務，MOCIE為主管能源政策、核能設施建造營運及放射性廢棄物管理。目前低放射性廢棄物處置場進入建造階段，故MOCIE其下之NETEC為中低放射性廢棄物處置業務之主要機構。而MOST其下之KAERI則主要負責高放射性廢棄物處置之研究發展作業。

韓國20部反應器機組，其中4部為PHWR，其餘為PWR。各電廠貯存用過核子燃料的容量，可達2016年，其後將考慮增建集中式中期貯存設施。到2004年底貯存中的PWR用過核子燃料為3,397tU；CANDU燃料為3,889tU。2004年舉行的原子能委員會議，修訂“國家放射性廢棄物管理政策(National Radioactive Waste Management Policy)”，用過核子燃料管理問題將考慮國內外技術發展情況，延後再作政策決定。

KAERI之用過核子燃料處置規劃時程至2040年。預估於2010~2012年間，政府將對是否興建用過核子燃料最終處置場有所決議，至2020年間為技術準備階段，規劃在2016年將建造一處用過核子燃料中期貯存設施。2020~2040年間則為正式階段，其間將規劃進行地下岩石試驗室(Underground Rock Laboratory, URL)試驗工作以及最終之設計建造階段。KAERI之參考處置場系統與我國現有之處置概念同為深地層廢棄物罐垂直置放系統。KAERI安全評估作業為評估CANDU+GIF系統之用過核子燃料，因韓國初期採用CANDU型式電廠，後期則採壓水式電廠系列，故需評估合適兩種用過核燃料處置之源項。目前第一階段目標為CANDU與GIF系統用過核子燃料之全系統功能評估(以Goldsim為平台)以及多領域耦合。

### 3.4.3 瑞典

目前瑞典的高放射性廢棄物管理計劃是由1972年組成的SKB(瑞典核子燃料供應公司)負責，管理和處置來自瑞典核電廠之用過核子燃料和放射性廢棄物設施，包括系統的發展、計劃、建造和運轉。對於高放射性廢棄物管理之規劃，SKB在1977年、1978年及1983年分別提出了KBS-1、KBS-2與KBS-3報告。

SKB於2006年已完成用過核子燃料封裝廠的相關法規，下一階段目標為在用過核子燃料處置場及相關環境法規下，探討包括CLAB用過核子燃料水池式中期貯存場與封裝廠的交互關係，以及前者整合後對於最終處置場的試運轉、海洋運送、及例行運轉等的影響。

此外針對Forsmark及Laxemar兩處場址的研究仍持續進行，同時對於Forsmark最終處置場的設計與深度將由原先的400公尺增加至450與500公尺。其主要原因為岩石應力的影響不如原先預期的高，而Laxemar場址研究預計於2008年第一季完成。未來可能的處置場將於深度約500公尺處進行進一步的研究，且預期於2009年由上述兩處場址選擇出用過核子燃料最終處置場。

於用過核子燃料處置場技術發展部分，除界定出以岩體、緩衝材料、用過核子燃料、廢棄物罐、回填材料及封閉時期等產出界線 (production lines) 為基準外，並基於KBS-3及KBS-3H的評估方法與芬蘭Posiva加強合作關係。

至於SR-Can安全評估部分，則以整合式模式考慮熱量、水力(氣相與液相流)、力學(高壓或岩體瞬間移動)及化學反應的交互耦合作用。

SKB亦持續發展下列的研究領域，其包括：分離及蛻變 (partitioning and transmutation /P&T)再處理後及直接處置等差異研究；對於氣候變遷的議題，則與同鄰近西格林蘭冰緣的芬蘭合作共同研究氣候暖化海平面上升及回填材料凍結後對處置場的影響；電廠燃料耗燃度增加後的影響；廢棄物罐的腐蝕效應；緩衝及回填材料、處置母岩的偏移；甚至未來以生態系統觀點進行生物圈劑量評估等。待上述這些方法及研究成熟後，均將於下階段的SR-Site安全評估中加以考慮。

#### 3.4.4 芬蘭

目前芬蘭國內共有兩座核能電廠，各擁有兩部機組。位於赫爾辛基市東方一百公里處的Loviisa電廠屬Fortum公司，擁有兩部前蘇聯所

設計的反应爐，反应爐所使用的核子燃料也來自俄羅斯。另外，位於赫爾辛基市西方約兩百公里處的Olkiluoto電廠Teollisuuden Voima Oy公司(TVO)，擁有瑞典設計的兩部反应爐，核子燃料則來自加拿大、澳洲、俄羅斯等地。目前四部機組的運作效能相當良好，提供全國超過27%的電力。但隨著用電量每年增加，開發新電力成為當務之急。

2000年11月，TVO公司根據核能法規定，向芬蘭政府提出興建第五座機組的申請案，請政府就這個興建案對全民福祉的影響作「原則決策」。第五座機組將興建在現有的兩座核電廠之一，以節省運作成本。芬蘭政府在2002年1月17日作出同意的決策，並將本案送請國會在春季議期審議，國會在同年5月通過。TVO於2004年元月提出申請興建執照，2005年2月17日獲商工部核可興建執照。預料此一興建工程將需要四年的時間。興建完工後，TVO仍需申請營運執照。若一切順利，Olkiluoto電廠第三部機組將在2009年底開始運轉。興建工程於2005年5月開始，其間因遭遇問題致工期延誤，目前預估2012年開始商業運轉。

芬蘭早期對於高放射性廢棄物之處置，乃是採取境外處置方式，將用過核子燃料運往俄羅斯處置，然而1994年國會通過的核能法修正案通過後，芬蘭的核電廠不得再將核廢棄物輸往俄羅斯，必須直接在國內處置。IVO(Imatran Voima Oy)及TVO兩家公司於是共同成立Posiva公司專門處理核廢棄物問題，該公司在1999年5月申請在Olkiluoto廠址附近地下五百公尺深的岩層內興建永久性用過核子燃料最終處置場，包括一個封裝場(Encapsulation)及儲存場，當地議會已同意這個方案，芬蘭政府並於2000年12月作出正面的原則決策，國會也在2001年5月通過，預訂2010年動工興建，2020年正式使用。目前Posiva公司正在ONKALO地區進行花崗岩地下實驗室之施工(2004-2009年)，將於深度417公尺處建造運輸隧道，並於200-300公尺深度進行試驗與探查工作。目前深度位於312公尺，開挖隧道長度為3297公尺。



芬蘭處置概念以參考瑞典KBS-3概念為主，適合自身條件為輔，同樣是以三條豎井與地下連通，分別區隔為人員、作業、與廢棄物運輸用途。一條方形主隧道貫穿處置場，處置隧道由主隧道向兩側展開，廢棄物罐以垂直置放方式進行處置。

### 3.4.5 美國

核能發展日益普及後，高放射性廢棄物處置即成了重要的課題，1982年美國國會制定「放射性廢棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act- NWPA)」，以解決高放射性廢棄物的處置問題。該法案明訂DOE應依據法律程序，擬定處置計畫的預算，並負責規劃推動深層地質處置場與中期貯存場之研究發展計畫。1987年美國國會通過NWPA修正案(即NWPA/AA)，總統並核准以Yucca Mountain進行場址特性調查，稱為雅卡山計畫(YMP)。雅卡山(Yucca Mountain)位於內華達州Great Basin南方，該地區地質屬凝灰岩，非常乾燥，地下水位相當深。美國採用之深地層處置概念所預定處置設施的深度，處於地下水位上之非飽和層中，距離地下水位尚有240公尺。可以預期非飽和層中地下水不易到達處置設施，是相當合適的處置場址。1998年YMP完成了適合性評估報告(Viability Assessment Report)，1999年7月YMP提出環境影響說明書，2001年DOE向NRC提交興建許可申請書。在歷經二十餘年、四十億美金的科技研究經費後，美國參議院於2002年7月9日以60對39票通過內華達州雅卡山為民用高放射性廢棄物最終處置場，DOE原本預計於2004年提出建造許可，順利的話處置設施可於2010年開始接收核能相關民間事業所產生的高放射性廢棄物，但時程於2006年更動。

在安全基準上，美國環保署(EPA)制定的40 CFR Part 197，對輻射防護基準為1萬年遠低於國家研究院(NRC)建議的1百萬年，2004年7月聯邦法院對此裁決該法案無效，因此EPA在2005年8月公告將輻射防護基準設為1百萬年。另外，在2005年3月中旬，美國能源部(DOE)的律師發現美國地質調查所(USGS)進行雅卡山計畫的水文地質模擬

工作人員，在1998年至2000年間的約20封電子郵件有疑義，討論到可能有對事實作錯誤表達之處，故影響到處置場執照審核。根據2006年6月18日之發佈通告，DOE將申請建造日期由2004年12月修改為2008年6月30日向NRC提送執照申請，於2006年7月發布執照申請(license application)工作規劃，NRC預計以三年時間詳細審閱相關文件以決定是否同意核發建造與營運執照，於2011年完成請照程序。實際處置場預計於2016年3月完成建造，並進行先期運轉測試完整流程，於2017年3月開始接受放射性廢棄物，摒棄2004年所訂定之接收時程為2010年。

根據美國電力研究院 (Electric Power Research Institute, EPRI) 2006年評估，只要開放法規限制，雅卡山處置場至少可容納286,000至628,000噸用過核燃料與高強度廢棄物，足可容納全美 (目前產量58,000噸，年增率2,000噸)、甚至全世界 (目前產量270,000噸、年增率12,000噸) 現有核電廠全部除役前所有產生的高強度廢棄物。否則依據雅卡山處置場77,000噸的法定容量，且美國民用核電廠的用過核燃料總量已累積55,000噸，數年內將不敷使用。EPRI計畫擬以增加1倍處置面積、並增設處置坑方式，增加處置容量。

此外，位於美國新墨西哥州Carlsbad的聯邦廢棄物隔離先導廠(WIPP)，已於1999年3月26日正式接收由Los Alamos國家實驗室運來之超鈾廢棄物，宣告正式運轉。WIPP係處置與用過核子燃料一樣具有長半化期核種之超鈾(TRU)與混合放射性廢棄物；軍事工業所產生的高放射性廢棄物為其主要來源。該處置場位於地表下650公尺深處的鹽岩層。場內規劃八個處置區，每區設置六個處置室，預期35年內將接收37,000運次的美國國防相關的放射性廢棄物，貯存約16萬5千立方公尺之廢棄物。至2006年9月為止，WIPP總計接收全美13個試驗位址之廢棄物共達5,000運次。由於WIPP每5年必須重新申請使用執照，故相關的研究與監測仍持續進行。

2006年2月美國能源部推行全球核能伙伴計畫(Global Nuclear Energy Partnership, GNEP)，將原有開放式核燃料循環政策變更為封

閉式核燃料循環。全球核能伙伴計畫旨在減小核武擴散威脅同時，擴大全球對於潔淨、安全核能之利用。GNEP計畫將發展新式反應器，大大減低廢棄物的毒性與體積。美國能源部並於2007年1月初宣布啟動「全球核能夥伴」的新策略計畫，新計畫將評估3種設施，包括(1)再處理與燃料製造廠的燃料再循環中心(2)進步型再循環反應器(3)先進核子燃料再循環研究設施。並將2006年11月通過初步審核的11個場址於2007年5月底送交設址研究報告給能源部。

#### 4. 結論

本年度依據「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006年7月核定版)規劃之SNFD2009報告近程目標，及台電公司執行「用過核子燃料最終處置—潛在處置母岩特性調查與評估階段(97~99年度計畫)」完成97年度潛在處置母岩特性調查、花崗岩質處置母岩初步功能/安全評估技術建立及處置技術之研究發展等工作。

在潛在處置母岩特性調查方面，進行花崗岩深層地質特性資料的蒐集與調查，並與泥岩及其他母岩進行比較，顯示現已發展調查技術可應用於花崗岩母岩深層地質特性調查，並發現花崗岩具有較佳的長期穩定性。此外，持續進行花崗岩測試區之井下試驗與跨孔追蹤稀釋試驗，及進行實驗室核種遷移與緩衝材料試驗，以提供功能評估案例說明所需的基礎模式及本土數據。

在國際間再處理方法研究方面，各式萃取再處理方法(如PUREX、UREX及UREX+系列)均主要在分離用過核子燃料內部不同成分，俾供將來再利用或處置。唯後端廢棄物型態處理方法(如Pyroprocessing)與廢棄物特性將為本計畫後續研究重點，以提供給本計畫論述我國用過核子燃料若採用再處理程序之參考選項。在國外HLW相關處置資料分析方面，本年度分析國際原子能總署各國現況資訊報告以及各國之國家報告，設計各國高放射性廢棄物處置資訊彙整表，分類說明各國廢棄物管理機構、處置發展、處置形式等相關資料。

針對用過核子燃料最終處置系統整合模式評估與案例分析，在基本情節案例之近場、遠場及生物圈計算與分析方面，本年度利用本所於90~96年度所建立之系統整合評估模式(包含近場、遠場及生物圈)，進行基本案例(I)與(II)在RT-NV、ART-NV及ART-NH模式之分析與評估。評估結果，經與法規值比較，在三種不同評估模式之基本案例的生物圈劑量率峰值均遠低於法規值 $2.5E-4$  Sv/yr。在評析國外機率式分析之文獻成果得知，我國建立之TSPA架構與美國YMP計畫相

類似，雖然實際規模相差甚大，但已完成之評估技術足以提供未來應用；現階段完成程式運跑參數之整備，亦有多項數據來源為引用國內本土性數據，未來可逐步完成機率式分析，並配合**確定**式分析結果進行比較。

## 5. 参考文献

- Baisden, P.A. and Choppin, G.R. (2007), Nuclear waste management and the nuclear fuel cycle, in Radiochemistry and Nuclear Chemistry, [Ed. Sándor Nagy], in Encyclopedia of Life Support Systems (EOLSS), Developed under the Auspices of the UNESCO, Eolss Publishers, Oxford ,UK; Retrieved 2008/09/17 from
- Benedict, M., Pigford, T.H. and Levi, H.W. (1981), Nuclear chemical engineering, McGraw-hill Book Company.
- Chair, B.R., Hoffman, D.C., Mtingwa, S., Omber, R.P., Rempe, J.L., and Warin, D. (2006), Report of advanced nuclear transformation technology, Subcommittee of the Nuclear Energy Research Advisory Committee; Retrieved 2008/09/17 from <http://www.nuclear.gov/neac/neacPDFs/anttReport2006Final3-22-06.pdf>
- DOE, (2002), Yucca Mountain Science and Engineering Report, DOE/RW-0539-1, [http://www.ocrwm.doe.gov/documents/ser\\_b/index.htm](http://www.ocrwm.doe.gov/documents/ser_b/index.htm)
- European Commission, (1999), Spent Fuel Disposal Performance Assessment (SPA project)-Topical report 2: Near-field data and models, Near-field performance assessment.
- Enviros (2006), AMBER 5.0 Users and Reference, Enviros Consulting Limited, UK.
- Freeze, R.A., and Cherry, J.A., (1979), Groundwater, Prentice-Hall, Englewood Cliffs, New Jersey.
- <http://www.eolss.net/ebooks/Sample%20Chapters/C06/E6-104-11.pdf>

- Fuller, C.W., Willett, S.D., Fisher, D., and Lu, C.Y. (2006) A thermomechanical wedge model of Taiwan constrained by fission-track thermochronometry. *Tectonophysics*, 425, 1-24.
- Hamm, S.Y., Kim, M.S., Cheong, J.Y., Kim, J.Y., Son, M., and Kim, T.W., (2007), Relationship between hydraulic conductivity and fracture properties estimated from packer tests and borehole data in a fractured granite, *Engineering Geology*, 92, 73-87.
- IAEA (2003), Reference Biosphere for Solid Radioactive Waste Disposal: Report of BIOMASS Theme 1 of BIOSphere Modelling and ASSESSment Programme, IAEA-BIOMASS-6, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- ICRP (1996), ICRP Publication 72: Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients, Volume 26/1.
- JNC(2000), H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basics for HLW Disposal in Japan, Project Overview report, JNC-TN1410 -2000-001.
- Ju, S.J. (2006), A 3-D Compartment Model for Near-Field Release from a SNF Deep Geologic Repository, East Asia Forum on Radwaste Management Conference, Lung-Tan, Taiwan, pp.331-345.
- Lacombe, O., Mouthereau, F., Angelier, J., and Deffontaines, B. (2001), Structural, Geodetic and Seismological Evidence for Tectonic Escape in SW Taiwan, *Tectonophysics*, 333, 323-345.
- Laidler, J.J. (2007), GNEP Spent Fuel Processing; Waste Streams and Disposition Options, Nuclear Waste Technical Review Board; Retrieved 2008/09/30 from <http://www.nwtrb.gov/meetings/2007/may/laidler.pdf>

- Lu, H.Y., Liu, T.K., Chen, W.F., Peng, T.R., Wang, C.H., Tsai, M.H., and Liou, T.S. (2008), Use of geochemical modeling to evaluate the hydraulic connection of aquifers: a case study from Chianan Plain, Taiwan, *Hydrogeology Journal*, 16, 139-154.
- Luhrmann, L., Noseck, U., and Storck, R.(2000), Spent Fuel Performance Assessment(SPA) for a Hypothetical Repository in Crystalline Formations in Germany, GRS-154.
- Monica, C.R. (2007), Separations waste/product forms, Argonne National Laboratory, ; Retrieved 2008/09/30 from [www.energetics.com/univworkshopmar07/pdfs/AFC\\_R&D\\_Separations\\_Waste\\_Forms\\_Breakout.pdf](http://www.energetics.com/univworkshopmar07/pdfs/AFC_R&D_Separations_Waste_Forms_Breakout.pdf)
- Moyer, B.A. (2006), Basic research needs for advanced nuclear energy systems, Oak Ridge National Laboratory, Chemical Sciences Division; Retrieved 2008/09/17 from [http://www.ornl.gov/sci/physical\\_sciences\\_directorate/docs/Moyer.pdf](http://www.ornl.gov/sci/physical_sciences_directorate/docs/Moyer.pdf)
- NAGRA(1994), Kristalline-I: Safety Assessment Report, Switzerland.
- OECD/NEA, (1991), Review of Safety Assessment Methods, Disposal of Radioactive Waste, A Report of the Performance Assessment Advisory Group of the Radioactive Waste Management Committee.
- Okuda, H., Tsujimoto, K., Ahn, J., and Aoyama, Y., (2005), Development of Fundamental Technology of Large-Scale Simulation for HLW Repository Design, Annual Report of the Earth Simulation Center, pp. 281-284.
- Okuda, H., Tsujimoto, K., and Ahn, J., (2006), Uncertainty Analysis of Multiple Canister Repository Model by Earth Simulator, Annual Report of the Earth Simulation Center, pp.281-284.



- Philip, B.B., Hanadi, S.R. and Charles, J.N. (1994), Groundwater Water Contamination—transport and remediation, P.122.
- SKI(1996), SKI SITE-94: Deep Repository Performance Assessment Project, Swedish, SKI Report 96:36, Vol. II.
- Vieno, T. (1997), WELL-97 – A Stylized Well Scenario for Indicative Dose Assessment of Deep Repositories, Espoo, VTT Energy, Technical Report SPAVTT-2/97.
- Vieno, T., and Nordman, H. (1999), Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in Hastholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99, POSIVA 99-07.
- You, C.F., Gieskes, J.M., Lee, T., Yui, T.F., and Chen, H.W. (2004), Geochemistry of mud volcano fluids in the Taiwan accretionary prism, Applied Geochemistry, 19, 695–707.
- Zhou, W. (2000), Development of INPAG-N: the Near-Field Code for Total System Performance Assessment Disposal of Taiwanese Geological Disposal of Nuclear Spent Fuel. Report MSCI-2020-1, Rev.0, Monitor Scientific LLC, Denver CO., USA.
- Zhou, W. (2002), Development of INPAG-N: the Near-Field Code for Total System Performance Assessment Disposal of Taiwanese Geological Disposal of Nuclear Spent Fuel, Report MSCI-2020-1 Rev.3, Monitor Scientific, LLC, Denver, Colorado, USA.
- Zhou, W. (2004), Development of INPAG-N Version 2: the Two-Dimensional Compartment Near-Field Model for Total System Performance Assessment Disposal of Taiwanese Geological Disposal of Nuclear Spent Fuel, Report MSCI-2409-1 Rev.0, Monitor Scientific, LLC, Denver, Colorado, USA.
- Zhou, W. and Apted, M. (2005), INPAG-NH: A Model and Computer Program for Performance Assessment of Horizontal Emplacement

Repository, MSCI-2507-1 Rev.0, Monitor Scientific, LLC,  
Denver, Colorado, USA.

- 任風儀、周鎮興編(2006)，國外核燃料後處理，原子能出版社。
- 朱信忠、吳典諺(2002)，系統評估及整合技術建立，我國用過核子燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段-發展初步功能／安全評估模式(第一年計畫)，SNFD-INER-90-505，原子能委員會核能研究所。
- 朱信忠(2002)，深層地質處置工程障壁外釋不確定性研究，台電核能月刊，第 235 期。
- 朱信忠、董家寶(2003)，系統評估及整合技術建立，我國用過核子燃料長程處置-潛在母岩特性調查與評估階段-發展初步功能／安全評估模式(91 年計畫)，SNFD-INER-90-531，原子能委員會核能研究所。
- 朱信忠(2003)，深層地質處置工程障壁外釋之參數敏感度分析，台電核能月刊，第 245 期，第64～78頁。
- 李元希(1997)，台灣中央山脈中段在蓬萊運動中的構造演化，國立台灣大學地質學研究所博士論文，202頁。
- 李禎常、童琮樟(2008)，遠場功能／安全評估技術，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(94-96年計畫)，SNFD-INER-90-571。
- 李瑞益、吳晃昭(2005)，廢料罐及其材料初步評估-第二年計畫，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/安全評估模式，SNFD-INER-93-553。
- 林蔚、陳文山、楊明宗(2005)，潛在母岩特性調查報告，我國用過核子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(93年計畫)，SNFD-ERL-90-219，工研院能環所。
- 林佳蓉、張福麟(2003)，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(91年計畫)，SNFD-INER-90-533。

原能會(2007)，放射性物料管理法施行細則，中華民國92年7月30日  
行政院原子能委員會訂定發布，民國97年01月24日修正。

<http://law.moj.gov.tw/Scripts/Query1B.asp?no=1J016003418>

核能研究所(2002)，我國用過核子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(90年計畫)期末成果  
報告，SNFD-INER-90-505、SNFD-INER-90-507~511，原子能委  
員會核能研究所。

核能研究所(2003)，我國用過核子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(91年計畫)期末成果  
報告，SNFD-INER-90-531、SNFD-INER-90-533~535、  
SNFD-INER-90-539，原子能委員會核能研究所。

核能研究所(2005)，我國用過核子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)期末摘要  
報告，SNFD-INER-93-555~560，原子能委員會核能研究所。

核能研究所(2008)，我國用過核子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(94~96年計畫)期末成  
果報告，SNFD-INER-90-570~573，原子能委員會核能研究所。

能源局(2008)，二氧化碳再利用技術及地質封存潛能評估計畫(第二  
年度)，經濟部能源科技研究發展計畫97年度執行報告，97-D0510，  
工業技術研究院執行。

張傳聖、郭泰融、林蔚、張育德、李奕亨(2005)，跨孔試驗與量測，  
我國用過核子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(93年計畫)，P.3-P.39，SNFD-ERL-90-220，工研  
院能環所。

張福麟、吳典諺(2002)，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(90年計畫)，SNFD-INER-90-507。

- 張福麟(2005)，機率式評估模式技術建立，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)，SNFD-INER-90-560。
- 郭明傳、吳柏林(2008)，近場功能／安全評估技術，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(94-96年計畫)，SNFD-INER-90-570。
- 馬志銘、張經昌(2008)，生物圈輻射劑量評估技術，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(94-96年計畫)，SNFD-INER-90-572。
- 歐陽湘、林鎮國、蔣立為、董倫道、林蔚、錢正明、郭泰融、陳文山、劉智超、廖啟雯、張育德、楊明宗、李奕亨、張濟權、蘇毓秀、劉台生、衛元耀(2006)，執行成果第一次期中報告，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查計畫(94～96年計畫)，P.4-42,P.4-100,P.4-168，SNFD-ERL-90-253，工研院能環所。
- 鄧希平、許俊男、蔡世欽、李明旭(2005)，實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗(三)，我國用過核子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-NTHU-90-225，清華大學原科中心。
- 蘇碩懿、陳智隆、邵國士、劉育銓、翁瑞富(2002)，機率式評估模式技術建立，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(91年計畫)，SNFD-INER-90-539。
- 蘇碩懿、陳智隆、劉育銓、黃克尤(2001)，機率式評估模式技術，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(90年計畫)，SNFD-INER-90-510。
- 盧俊鼎(2005)，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)，SNFD-INER-93-556。

