

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
95年度計畫

成果報告（修訂一版）

台灣電力公司

中華民國九十六年三月

注意

本報告係台灣電力公司委託計畫的執行成果之一，其著作財產屬台灣電力公司所有。報告中之各項資料內容未經台灣電力公司或其代表人書面授權，不得複製、實施、使用或改作。台灣電力公司及著作人對未經授權之引用或其他不當之引用不負任何法律責任，亦不負擔因引用或參考本報告致使私人權益受到傷害之責任。

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—彙整過去研發成果與蒐集國內外相關資料，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」(SNFD2009報告)，本計畫針對報告內容需求，規劃出「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安全評估」三大主題，進行研究發展工作。

本(95)年度在處置環境條件的調查研究方面，主要係進行結晶岩體的現勘與初步特性調查，利用重力與磁力資料以較先進的資料處理系統解析測試區岩體構造線形分布，並完成一斜井之井下地質、構造、地球物理、水文地質、地球化學特性等現地調查與試驗工作。同時，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，95年度也透過國際合作進行潛在處置母岩空中磁測的先期工作，以利96年進行潛在處置母岩部份地區的天空磁測作業。空中磁測所取得探測資訊，將作為SNFD2009報告所需之潛在處置母岩岩體可能分布與主要地質構造評估基礎，以及後續母岩特性調查之規劃依據。

在處置技術的研究發展方面，主要係進行整合技術的研發，其工作係整合近年來於小規模試驗場調查裂隙特性的成果，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，以利建立初步地質概念模式，作為後續SNFD2009報告之「處置環境調查」所需的結晶岩質潛在處置母岩評估基礎，以及「安全評估技術發展」所需之地下地質特性的基礎模式。同時進行近場、遠場及生物圈分析模式整合介面的程式研發，以提供後續全系統安全評估運用。而為配合功能/安全評估需要，本年度也依據處置系統分析結果，運用實體關係模型及資料庫正規化技術，完

成資料庫分析與設計、檢索系統與維護系統功能細部分析及功能流程設計。

在建立用過核子燃料最終處置功能/安全評估的初步評估技術方面，本年度建構完成我國水平替代置放方式之基本外釋情結及概念模式，以做為後續發展水平處置評估模式之依據。同時，為配合目前計畫中對核種傳輸係以單一均勻分布的裂隙岩體，探討水文地質參數對核種外釋率行為之需要，本計畫亦於生物圈的研究上，參考國際原子能總署提出之BIOMASS 6報告的水井飲水情節，分別假設核種濃度定值與核種外釋率定值之水井情節，完成測試區概念模式之建立。

ABSTRACT

To reach the short-term goal specified in the “Spent Nuclear Fuel Final Disposal Program (verified in July, 2006)” —the “FY2009 Progress Report of the Spent Nuclear Fuel Final Disposal Program (SNFD 2009),” integrating available and updated results of technology development conducted over the years—we categorized our research efforts as three different working items, those are “characteristic study of geological environment,” “development of disposal technology,” and “performance and safety assessment on spent fuel repository”.

For the characteristic study of geological environment, this year (FY2006), some field survey works have been carried out for a testing site with crystalline rock. Incorporated with gravity and magnetic data, potential lineament of the rock body in this testing site is deciphered by an advanced data processing system. Borehole measurements of an inclined borehole in this testing site, such as geological logging, geophysical logging, hydro-geological testing, and groundwater sampling, are accomplished. Meanwhile, in order to grasp the distribution of underground potential host rocks in Taiwan area in a wider range, and understand their geological structure characteristics preliminarily, this project begins to cooperate with the international airborne company for preparation of the aeromagnetic survey next year (FY2007).

For the development of disposal technology, this year (FY2006), research mainly stresses on integration technologies. For the development of rock fracture characterization technology, field testing data and results, including cross-hole tracer dilution test, underground

pressure monitoring within packed-off zones, and statistic analysis of fractures, are compiled for understanding the characteristic of fractures in a small-scale testing site, and for building a preliminary geological conceptual model of crystalline host rock to be the assessment foundation required by the “Disposal Environment Investigation,” and the “Safety Assessment Technology Development” in the SNFD 2009 report. The development of near field, far field, and biosphere analysis model integration interface programs are also under way to establish linkage technology of the total system safety assessment in the future. To cope with the performance/safety assessment, a database system with retrieval and system maintain functions are designed by using entity relationship model and database formalization technology.

For the performance and safety assessment on spent fuel repository, this year (FY2006), we have constructed a conceptual model for “horizontal disposal” with basic release scenario as the basis for future development of assessment models. Based on the assumption of “single fracture rock”, the effects of hydro-geological parameters on the radionuclide release rate have been studied. Furthermore, the drinking-water-well scenario from the BIOMASS 6 report published by IAEA has been incorporated into the research of biosphere with assumptions of constant concentrations and release rates of nuclides to establish the conceptual model of the testing site.

目錄

頁次

摘要

| | |
|-----------------------------|------|
| 目錄..... | i |
| 圖目錄..... | iii |
| 表目錄..... | iv |
| 1. 概述..... | 1-1 |
| 2. 計畫目的..... | 2-1 |
| 3. 計畫執行成果..... | 3-1 |
| 3.1 潛在處置母岩特性調查..... | 3-1 |
| 3.1.1 岩體地質特性初步調查..... | 3-1 |
| 3.1.2 地質鑽探..... | 3-3 |
| 3.1.3 孔內調查..... | 3-5 |
| 3.1.4 地下地質空間資料庫系統維護與更新..... | 3-14 |
| 3.1.5 測試區重磁力測勘資料逆推處理..... | 3-16 |
| 3.1.6 潛在處置母岩空中磁測之工作規劃..... | 3-18 |
| 3.2 功能/安全評估..... | 3-19 |
| 3.2.1 近場..... | 3-21 |
| 3.2.2 遠場..... | 3-33 |
| 3.2.3 生物圈..... | 3-43 |
| 3.3 技術發展..... | 3-53 |
| 3.3.1 小規模試驗場特性調查..... | 3-53 |
| 3.3.2 岩塊水力試驗..... | 3-60 |
| 3.3.3 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗..... | 3-61 |
| 3.3.4 系統功能/安全評估整合技術..... | 3-63 |
| 3.3.5 功能/安全評估資訊系統..... | 3-69 |
| 3.4 各國高放處置計畫資訊分析..... | 3-76 |
| 3.4.1 日本..... | 3-76 |
| 3.4.2 瑞典..... | 3-78 |
| 3.4.3 芬蘭..... | 3-78 |
| 3.4.4 美國..... | 3-80 |

| | |
|------------------------|------------|
| 4. 工作成果分析..... | 4-1 |
| 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 | 4-10 |
| 5. 參考文獻..... | 5-1 |

圖目錄

| | 頁次 |
|---|------|
| 圖 2-1：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖..... | 2-2 |
| 圖 2-2：功能/安全評估至2009年之近程工作規劃..... | 2-2 |
| 圖 3-1：結晶岩體之全岩地球化學組成分析圖..... | 3-2 |
| 圖 3-2：結晶岩體與地震震源深度分布關係圖..... | 3-2 |
| 圖 3-3：2號鑽井岩心照片..... | 3-4 |
| 圖 3-4：5號鑽井岩心照片..... | 3-4 |
| 圖 3-5：3號鑽井標準地球物理井測之井錄..... | 3-7 |
| 圖 3-6：3號鑽井裂隙位態分析成果圖..... | 3-8 |
| 圖 3-7：3號鑽井裂隙深度與傾向關係圖..... | 3-8 |
| 圖 3-8：3號鑽井岩脈之位態分布圖..... | 3-9 |
| 圖 3-9：3號鑽井岩脈分布之深度與傾向關係圖..... | 3-9 |
| 圖 3-10：3號鑽井二次地化井測結果分布與比較圖..... | 3-11 |
| 圖 3-11：3號鑽井微流速量測結果圖..... | 3-11 |
| 圖 3-12：3號鑽井各項井測結果之綜合分析與封塞取樣位置之研判..... | 3-12 |
| 圖 3-13：3號鑽井裂隙地下水質之stiff圖..... | 3-13 |
| 圖 3-14：3號鑽井裂隙水力傳導係數與深度關係圖..... | 3-13 |
| 圖 3-15：影像類型岩心資料的檢索畫面..... | 3-15 |
| 圖 3-16：重、磁力線形判釋整合示意圖..... | 3-17 |
| 圖 3-17：測試區深層地質構造之線形方位統計圖..... | 3-17 |
| 圖 3-18：用過核子燃料處置概念示意圖..... | 3-20 |
| 圖 3-19：虛擬處置場水文地質模式剖面圖..... | 3-20 |
| 圖 3-20：近場環境核種外釋路徑..... | 3-22 |
| 圖 3-21：各區塊模式相互聯結關係..... | 3-23 |
| 圖 3-22：不同地下水流速之近場外釋率..... | 3-27 |
| 圖 3-23：不同緩衝、回填材料孔隙率之近場外釋率..... | 3-28 |
| 圖 3-24：不同緩衝、回填材料擴散係數之近場外釋率..... | 3-29 |
| 圖 3-25：不同緩衝材料尺寸近場外釋率..... | 3-30 |
| 圖 3-26：不同開挖擾動帶孔隙率近場外釋率..... | 3-30 |
| 圖 3-27：Cs-135核種在LHS與MCS運跑下所得外釋率隨時間變化曲線..... | 3-31 |
| 圖 3-28：核種釋出率隨時間變化關係圖..... | 3-35 |
| 圖 3-29：地下水流速對核種釋出率之影響分析..... | 3-35 |
| 圖 3-30：裂隙內寬對核種外釋率之影響分析..... | 3-36 |
| 圖 3-31：裂隙間距對核種外釋率之影響分析..... | 3-36 |
| 圖 3-32：高吸附(Cs-135, Np-237)與低吸附性(I-129, Tc-99)核種多重運跑圖..... | 3-39 |

| | |
|---|------|
| 圖 3-33：不同吸附性質核種尖峰外釋率圖 | 3-39 |
| 圖 3-34：裂隙測線密度與交接率之關係 | 3-41 |
| 圖 3-35：假設邊界條件之概念示意圖 | 3-41 |
| 圖 3-36：兩種裂隙岩體模式及水流流場分佈圖 | 3-42 |
| 圖 3-37：ERB1B核種於含水層內部傳輸機制示意圖 | 3-46 |
| 圖 3-38：距主裂隙1800m之水井中重要核種可能造成劑量值 | 3-47 |
| 圖 3-39：距主裂隙7800m之水井中重要核種可能造成劑量值 | 3-47 |
| 圖 3-40：ERB1A飲水情節所需參數區塊概念模型 | 3-52 |
| 圖 3-41：ERB1B飲水情節所需參數區塊概念模型 | 3-52 |
| 圖 3-42：小規模試驗場地下0~80m裂隙壓力及梯度分布圖 | 3-55 |
| 圖 3-43：小規模試驗場現地量測之水力傳導係數值(Km)及擴尺度後之水力傳導 係數值(Ku)間之關係圖 | 3-55 |
| 圖 3-44：測試區西南部測線採樣與視窗採樣資料之位態分析結果 | 3-57 |
| 圖 3-45：RockCad軟體岩性分布建構元件之展示 | 3-59 |
| 圖 3-46：裂隙空間網絡及裂隙頻率分布之3D示意圖 | 3-59 |
| 圖 3-47：岩塊水力試驗之岩塊照片 | 3-60 |
| 圖 3-48：「用過核子燃料最終處置系統」資料關聯圖 | 3-71 |

表目錄

| | 頁次 |
|---|------|
| 表 3-1：外釋途徑之國內外差異分析 | 3-22 |
| 表 3-2：工程障壁系統參數資料 | 3-25 |
| 表 3-3：水平置放方式外釋途徑國內外差異分析 | 3-32 |
| 表 3-4：裂隙模式選用參數表 | 3-40 |
| 表 3-5：ERB1B水井情節參數應用值 | 3-46 |
| 表 3-6：不同位距四個重要核種所造成的劑量尖峰值 | 3-46 |
| 表 3-7：完整岩塊之水力試驗成果解析 | 3-61 |
| 表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表 | 3-64 |
| 表 3-9：「功能/安全評估資訊系統」功能需求規格表 | 3-73 |
| 表 3-10：「功能/安全評估資訊系統」資料庫資料表列表 | 3-75 |
| 表 4-1：「處置環境條件的調查研究」之計畫執行與規劃比較表 | 4-3 |
| 表 4-2：「處置技術的研究發展」之計畫執行與規劃比較表 | 4-4 |
| 表 4-3：「用過核子燃料處置的功能安全評估」之計畫執行與規劃比較表 | 4-6 |

1. 概述

台電公司於2004年底，依「放射性物料管理法」之規定，提出「用過核子燃料最終處置計畫書」提報原能會，並於2006年7月獲原能會核定，此計畫書名稱為「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006年7月核定版)，後續即依此核定計畫書推行用過核子燃料最終處置長程工作。

依據核定計畫書內容規劃，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」(Spent nuclear fuel disposal project—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，於2005年開始即擬訂兩年期(94-96年度)之工作項目，針對我國潛在母岩之特性/構造、處置概念、處置系統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。

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。因此，此一成果報告將說明用過核子燃料最終處置計畫95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，尋找與評估適合的地質條件，妥善進行我國用過核子燃料之最終處置(深層地質處置)。

依據「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006年7月核定版)規劃的近程目標為：彙整研發成果與蒐集國內外相關資料，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」(SNFD2009)，該報告內容將涵蓋「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安全評估」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，台電公司先行推動「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」之兩年期(94-96年度)研究計畫，擬進行潛在處置母岩特性調查(圖 2-1)、結晶岩質處置母岩功能/安全評估技術建立及處置技術的研究發展(圖 2-2)等工作。此兩年期計畫之主要工作為：

- (1) 進行潛在處置母岩現有資訊的蒐集、研析與地理資訊系統的建立，並進行空中磁測，取得潛在處置母岩岩體可能分布範圍及主要地質構造等資訊。
- (2) 進行小規模試驗場裂隙特性調查與研究，取得試驗場之地質主要構造分布特性及裂隙特性參數值，並建立小規模試驗場之地質概念模式，提供SNFD2009報告「安全評估技術發展」項目中模擬案例所需數據。

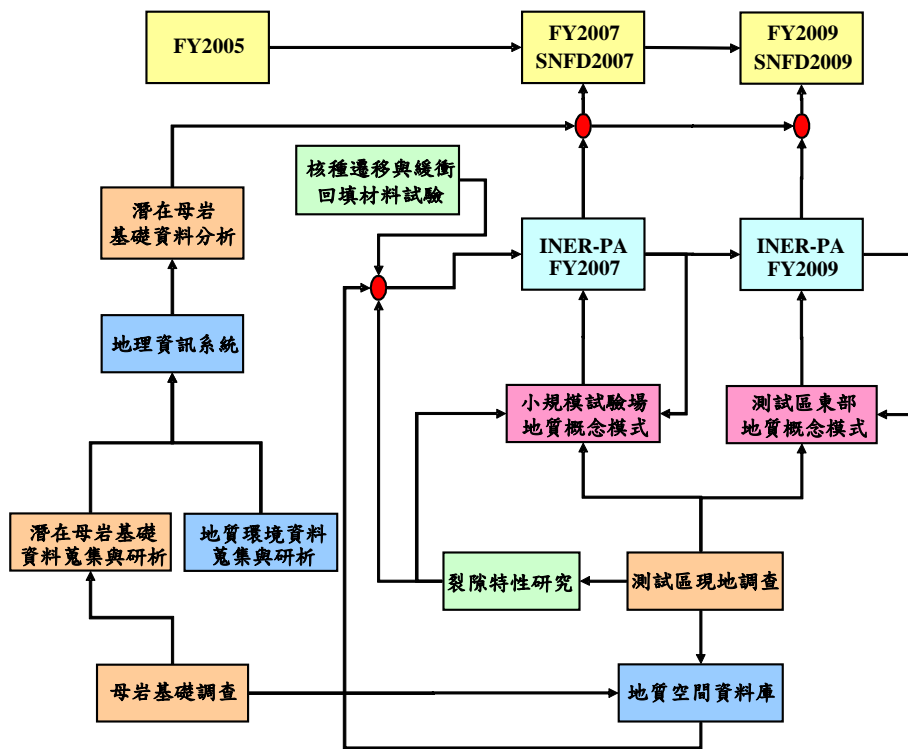


圖 2-1：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖

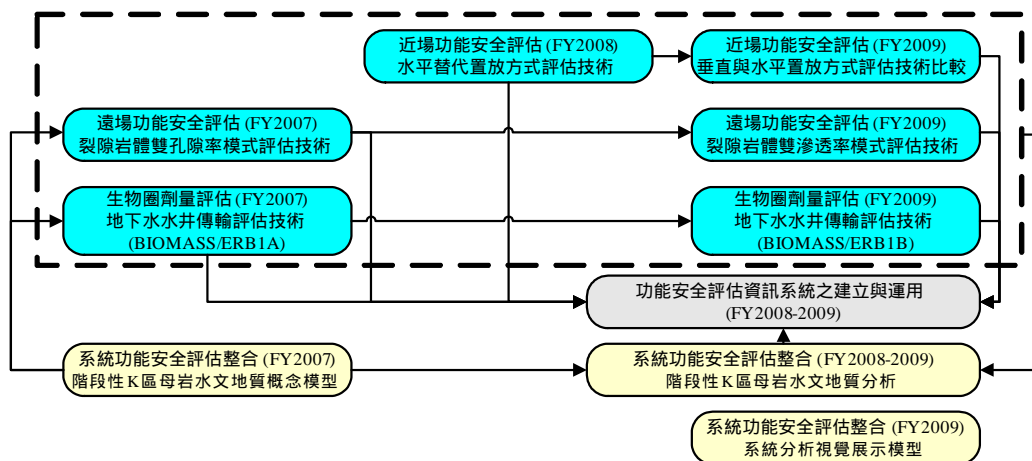


圖 2-2：功能/安全評估至2009年之近程工作規劃

- (3) 進行岩體之岩性、構造、地球物理、水文地質、地球化學、岩石力學特性的現地調查與試驗工作，獲得地下地質之特性資訊，以建立結晶岩質潛在處置母岩測試區之初步地質概念模式，作為SNFD2009報告之「處置環境調查」工作中所需的潛在處置母岩特性評估基礎，並支援「安全評估技術發展」案例分析中所需之區域地下地質特性。
- (4) 依據過去研究計畫所建立之功能/安全評估技術能力為基礎，發展結晶岩質母岩功能/安全評估技術，以界定結晶岩質母岩適用之離散裂隙模型、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。
- (5) 過去一直無法以人力調查方式取得潛在處置母岩之規模、分布及深度相關資訊，因此本計畫擬引進國外空中磁測的調查方法，進行我國潛在處置母岩的初步區域調查工作。

上述工作需要至少兩年期程的連續計畫，方能有效達成目標，依本計畫工作內容，第一年(95年度)計畫之工作包括：

- (1) 彙整潛在處置母岩現有資訊，建置地理資訊系統，分析初步潛在處置母岩區域地質特性及長期穩定性等資訊，並進行空中磁測飛航工作規劃，以利96年度展開空中磁測工作，取得潛在處置母岩深層岩層及構造分布之數據，提供SNFD2009報告「處置環境調查」工作所需數據。
- (2) 建構由三口均由500公尺深井所組成之小規模試驗場，進行裂隙特性調查、跨孔水文地質試驗及裂隙特性參數分析，嘗試據以建立小規模試驗場之地質概念模式，以提供後續「安全評估技術發展」案例分析所需現地數據。
- (3) 進行測試區深層地質調查及區域水力梯度所需之鑽井作業及水文地質試驗，並發展結晶岩體主要構造分布資訊所需之地球物理解析技術，以累積後續建構測試區初步地質概念模式之基本資

- 料，進而提供功能/安全評估技術發展之遠場環境模擬所需數據。
- (4) 持續進行結晶岩質母岩及緩衝回填材料試樣之核種傳輸試驗，累積本土試驗參數，並提供功能/安全評估之模擬所需數據。
 - (5) 利用已建立之現階段最終處置概念模式，進行近場多途徑釋出方式之研擬及其評估模式之發展、並建立水平替代置放方式概念模型。另彙整近-遠場所需輸入之相同參數，評析近場輸出資料格式與遠場輸入資料格式以進行評估介面協調。
 - (6) 持續進行水文與地質資料歸納，完成現階段花崗岩虛擬場址地下水、裂隙與核種特性等參數之研究與分析，並建立地下水流速因子及核種特性參數對單一均勻裂隙核種傳輸模式。
 - (7) 彙整國內外資訊，建立水井情節評估模式。並針對該模式建立並調整相關情節後，再進行概念模型之整合。同時間進行測試區環境與生態分析參數建構與輻射劑量轉換因數之應用等工作。
 - (8) 進行花崗岩質母岩運用參數彙整分析，建構現階段花崗岩質母岩功能/安全評估之水文地質分析模式；同時對遠場輸出資料與生物圈輸入資料格式進行分析，撰寫轉換程式並驗證。
 - (9) 針對用過核子燃料最終處置資訊系統進行可行性評估，藉以提出需求規格，並進行資訊系統之系統分析。

3. 計畫執行成果

「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95年度計畫之執行成果，分成四部份說明：(1)潛在處置母岩特性調查，(2)功能/安全評估，(3)技術發展，以及(4)各國高放處置計畫資訊分析。

3.1 潛在處置母岩特性調查

95年度執行工作包括：岩體地質特性初步調查、地質鑽探、孔內調查、地下地質空間資料庫系統維護與更新、測試區重磁力測勘資料逆推處理，以及潛在處置母岩空中磁測工作規劃等。

3.1.1 岩體地質特性初步調查

基於用過核子燃料最終處置計畫對結晶岩體相關研究工作之需要，95年度本項目工作主要著重在各結晶岩體分布、產狀、岩性及構造帶分布之資料蒐集與現地勘查，其成果分述如下：

- (1) 結晶岩體與福建地區白堊紀(約一億年前形成)之後造山期結晶岩類之岩石組成，呈現極高的相似性(如圖 3-1所示)，屬於同一地殼起源之基盤結晶岩。在岩石分類上，結晶岩體以地球化學分類來區分，屬於結晶岩類之花崗岩、閃長花崗岩及二長花崗岩(王執明、藍晶瑩，1995)。
- (2) 岩體均以斷層為邊界，岩體內主要導水裂隙以橫移斷層及正斷層構造為主。近期造山作用對結晶岩體的影響，除擠壓、剪切及張裂等一序列的構造作用外，還包括綠色片岩相的變質作用。
- (3) 由結晶岩體與地震震源的空間分布關係發現，地震並非均勻的分布在結晶岩體附近，而是侷限在板塊活動的深部構造上；從通過結晶岩體之震源深度分布繪製的剖面來看(如圖 3-2所示)，在結晶岩體出露位置的下方，有數公里的無震區域存在。

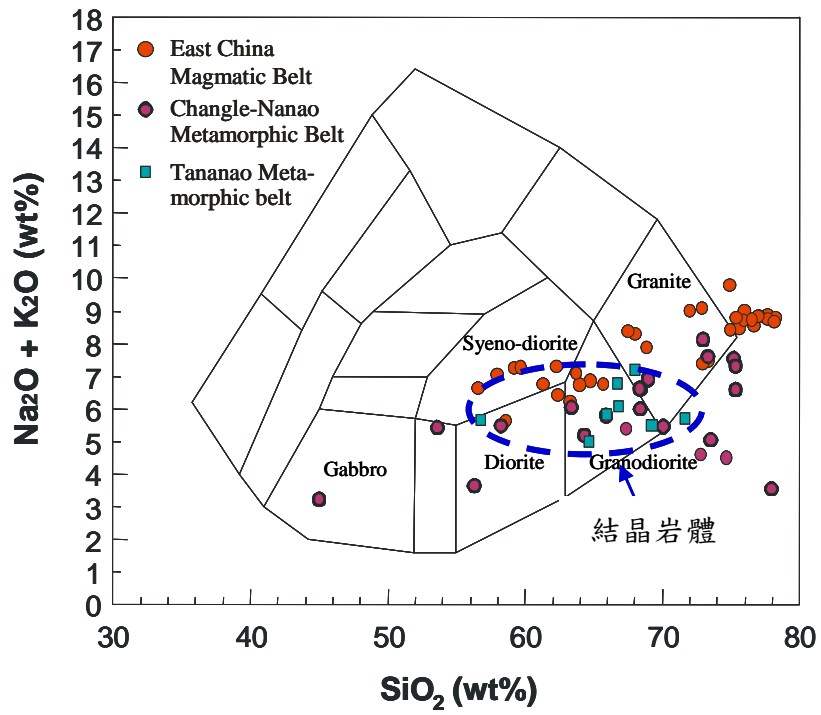


圖 3-1：結晶岩體之全岩地球化學組成分析圖

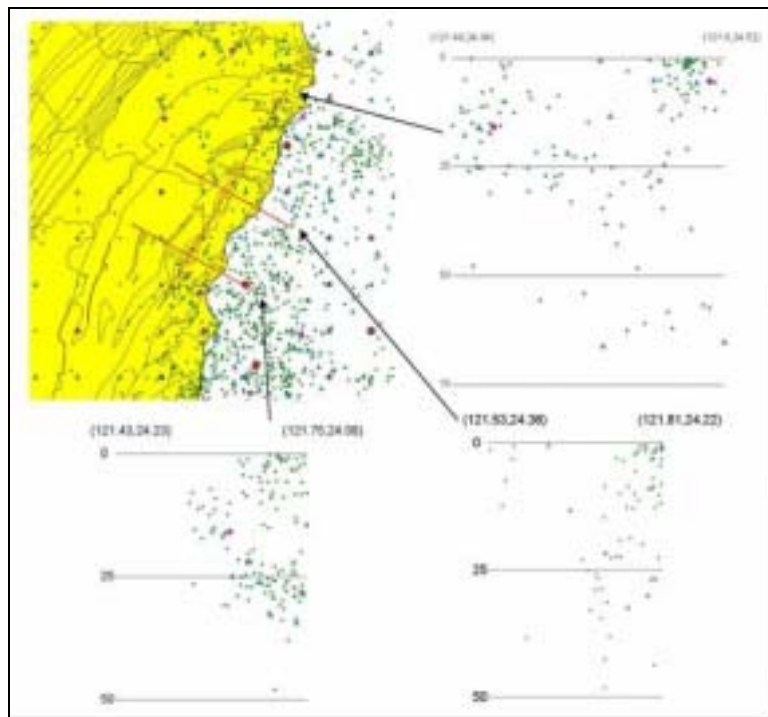


圖 3-2：結晶岩體與地震震源深度分布關係圖

圖片說明：左上圖線條標示岩層分界，紅色剖面線通過結晶岩體出露岩層之核心位置。綠色點為地震震源，紅色震源標示規模大於7之地震。

3.1.2 地質鑽探

95年度地質鑽探工作完成加深測試區2號鑽井(500m)，以建構三口達500m深度之小規模試驗場。測試區小規模試驗場為後續跨孔試驗(參見3.3.1.1 節)、裂隙特性分析(參見3.3.1.2 節)及地下地質概念模式(參見3.3.1.3 節)等技術發展之重要平台。此外，新鑽設測試區5號鑽井(500m)，主要目的在取得測試區岩體北界的井下地質特性，建立深地層孔內試驗與量測平台，取得地質參數提供功能/安全評估技術發展需要。

2號鑽井乃將原有200m深井加深至500m。與1號及4號鑽井岩心相同，均為結晶岩類中具混合岩狀條帶構造的花崗片麻岩(圖 3-3)，普遍夾有數公尺厚不等的脈狀侵入體，由老至新包括變質輝綠岩(Meta-dolerite)、細粒花崗岩脈(Fine Granite Dike)、偉晶花崗岩脈(Pegmatite Dike)、輝綠岩脈(Dolerite，參見圖 3-3)等。本孔裂隙帶分布零星，主要裂隙帶位於342~351m，與1號鑽井深350~356m處，以及4號鑽井深333~349m處的破碎帶相連。在477~480m、490~492m、497~499m等處有發達的破碎帶，可能為小規模試驗場位於450m以下深度斷層帶的延伸(斷層帶位態為N64E/70N)。這些破碎帶長期受到古地下水的影響，裂隙間有風化、銹染及次生礦物沈澱的現象。

5號鑽井位於測試區岩體北界之構造帶附近，設置為垂直井。就岩性而言，5號鑽井岩性與3號鑽井相同，均以結晶岩類之花崗岩為主，具有暗色鐵鎂礦物含量多的特徵(圖 3-4)，岩理上具流動構造(Flowage)特徵(圖 3-4)，亦零星夾有數公尺不等的脈狀侵入體(圖 3-4)，這些岩脈厚度最多僅數公尺。本井岩心夾有零星礦脈、破碎帶及裂隙帶，多形成於高熱的岩漿侵入後，因冷卻收縮而發育節理(Cooling Joint)，故裂隙多分布在花崗岩脈、偉晶花崗岩脈及輝綠岩脈內，或在岩脈附近(圖 3-4)。部份裂隙為主要地下水通道，裂隙有岩水反應形成之充填物及銹染(Stained)現象(圖 3-4)。



圖 3-3：2號鑽井岩心照片

圖片說明：花崗片麻岩夾有糜嶺岩帶(左圖)及高角度輝綠岩脈構造 (右圖)；岩心深度：232-236 m (左圖)；456-460 m (右圖)



圖 3-4：5號鑽井岩心照片

圖片說明：花崗岩夾有細粒花崗岩脈、偉晶花崗岩脈及輝綠岩脈構造；岩心深度：92-96 m (左圖)；252-256 m (右圖)

3.1.3 孔內調查

測試區3號位於岩體北測邊界，方位為S30E，傾角70度的斜井，深度500公尺。本年度針對此鑽孔之井下孔內調查工作包括：地球物理井測、地層位態井測、地球化學井測及微流速儀井測等試驗，以判斷探測井內之可能具有導水特性裂隙或高密度裂隙帶位置。再進一步於上述裂隙位置進行地下水封塞取樣分析及裂隙水力等試驗，以獲得功能安全評估模式所需之地下水水質及水力參數。

(1) 地球物理井測

地球物理井測是最接近地層自然狀態的方式來量取地層中的各項物理參數等資訊，如速度、電阻值、自然放射能等，以提供地質岩性判斷、岩石的完整性及岩石強度等判斷之參考。並做為其它相關調查結果間的橋樑，進而建立地下地質構造模型。

95年度地球物理井測的探測項目包括：自然加馬、自然電位、16”及64”電阻、側向電阻、井徑、電導度、溫度、全波型超音波探測及加馬能譜等項目，以獲得岩層的電阻率、總加馬值與鉀(K)-鈾(U)-釷(Th)放射性能譜、地溫梯度異常、裂隙位置、地層速度與岩層強度等資訊。此外，加馬能譜井測項目，可針對結晶岩體，提供更多井下岩性變化及岩體分類之資訊。

由3號鑽井之標準地球物理井測井錄(圖 3-5)觀察得知此井裂隙帶呈現低電阻、高孔隙率、自然電位異常及低聲波速度之特性；而緻密的結晶岩及岩脈則呈現高電阻特性，同時自然電位亦幾無變化；故經由地物井測與岩心分析比對，得知3號鑽井有三個主要裂隙密集帶。第一裂隙密集帶從風化岩盤面至110m；第二裂隙密集帶深度360.5~419.0m；第三裂隙帶深度460~498m。另外，3號鑽井之一般加馬強度約在35-40 CPS (Count Per Second)，放射能強度與裂隙構造並無直接關聯，但與白色偉晶花崗岩脈有直接對應關係。在岩漿冷凝過程中，具較大放射能的鈾、釷原子會富集在岩漿結晶序列後期之殘餘岩漿中，因此在白色偉晶岩脈中

對應出現高鈾鈷含量所反映的加馬放射能異常帶。

(2) 地層位態井測

地層位態井測項目包括：超音波電視井測、構造位態井測及孔內攝影等。主要透過超音波信號、電阻變化或井壁的影像，以得知岩層層面、構造及裂隙之位態資訊，再透過幾何分析及統計，可了解地下岩層裂隙的走向與傾角分布等，據以提供水文地質及地化分析之基礎資料，作為建立水文地質概念模式之基本參數。由位態井測分析得知全井有47個開口裂隙、44個微裂隙、5處破碎帶。裂隙主要傾向北、東南和西南方等三個方向。其裂隙位態分布、深度與傾向關係之分析參見圖 3-6及圖 3-7。有一組為低角度北傾之解壓節理，分布於近地表，數量隨深度遞減；另一組為較高角度節理 45° 附近，往南、東南或西南傾斜。另外，岩脈主要傾向北東、北西及西南等三個方向，岩脈分布在深度上並無規則，以北西走向之岩脈居多。其岩脈之位態分布、深度與傾向關係之分析參見圖 3-8及圖 3-9。

(3) 地球化學井測

地球化學井測主要是取得鑽井之地下水水質敏感性參數分布特性，來判斷主要導水裂隙之位置為瞭解測試區標的岩體區域之深層地下水的水質特性。95年度3號鑽井地球化學井測分別於通井抽水洗井前(2006/02/16)及洗井後(2006/03/22)，進行過2次500m深度的試驗。根據井測結果(圖 3-10)顯示，洗井前的3號鑽井地下水大致可分為上下兩個不同性質的水體，而主要的區分位置大約在深度125~155m附近。而洗井後的3號鑽井地下水水質在深度350~410m之間，呈現階梯式的劇烈變化，其中在深度385~390m附近，酸鹼度(pH)和電導度(EC)有局部極大值的發生。此結果顯示3號鑽井於深度350~410m之間，應存在著與通井洗井水質來源不同的導水裂隙(群)。

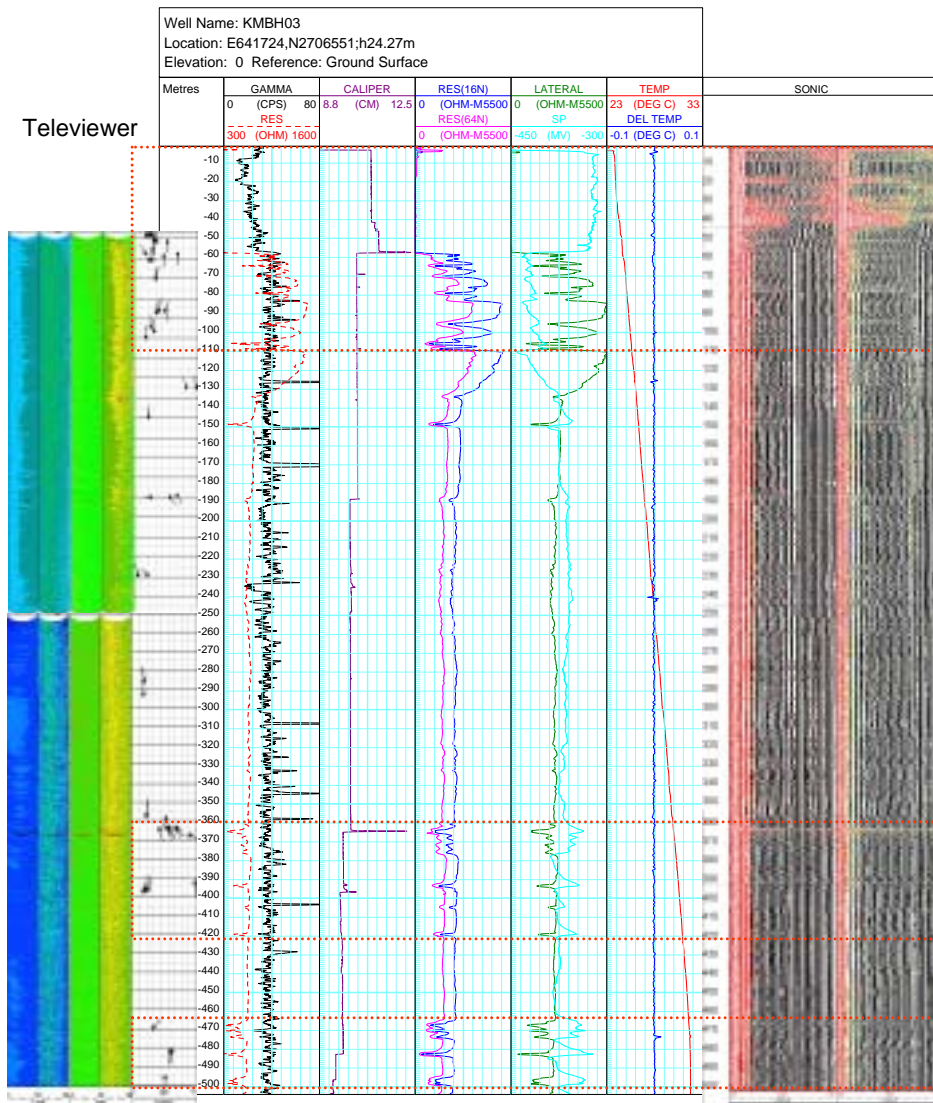


圖 3-5：3號鑽井標準地球物理井測之井錄

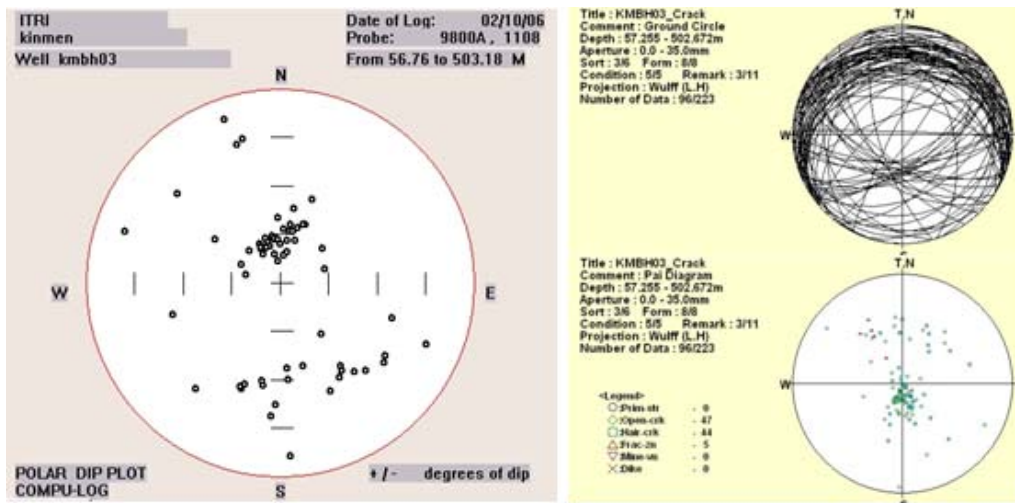


圖 3-6：3號鑽井裂隙位態分析成果圖

左圖：超音波電視攝影裂隙分析(上半球投影)；右圖：孔內攝影裂隙分析(下半球投影)

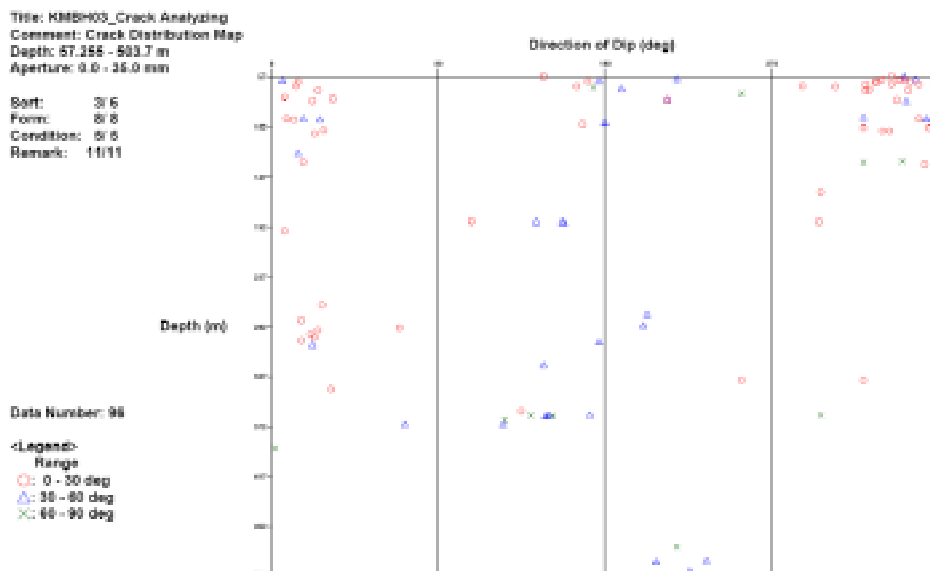


圖 3-7：3號鑽井裂隙深度與傾向關係圖

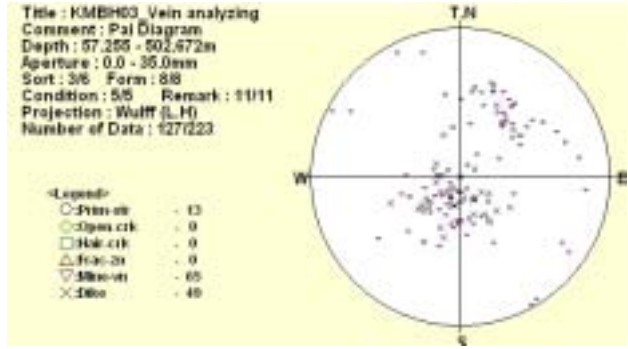
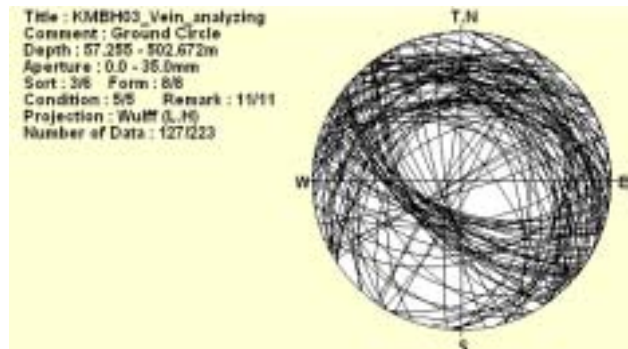


圖 3-8：3號鑽井岩脈之位態分布圖

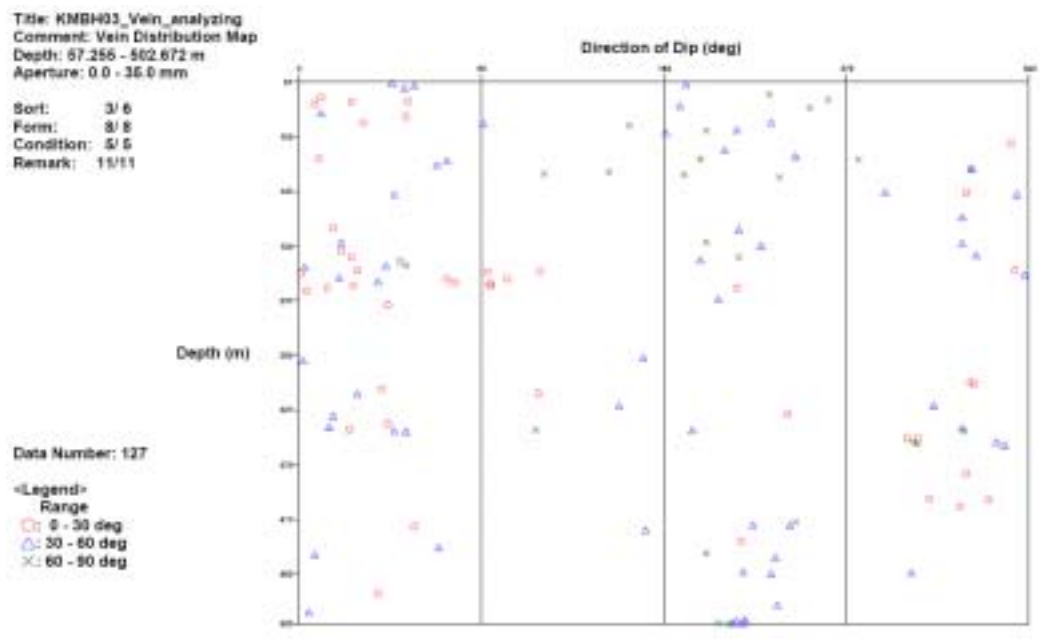


圖 3-9：3號鑽井岩脈分布之深度與傾向關係圖

(4) 微流速儀井測

微流速儀井測目的為判斷導水裂隙的位置，並觀察孔內地下水流向及流速的變化。其微流速井測結果(圖 3-11)顯示：3號鑽井流速範圍介於 $-9.94 \times 10^{-4} \sim 8.95 \times 10^{-4}$ m/sec之間(負值代表地下水向下流動；正值則為向上流動)。其中，反映較大流速區段為80~160m、182~190m、276~302m、332~336m及360~380m等，屬於導水性較高的裂隙段。

(5) 地下水封塞取樣分析

綜合上述井測結果(圖 3-12)，研判地下水封塞取樣於3號鑽井94.10~96.30m (W1)、389.94~392.06m (W2)及478.74~480.86m (W3)等三處裂隙段進行。圖 3-13為水質分析結果及參考全球平均河川水質資料(Stumm and Morgan, 1981)所繪製之Stiff圖，以區分每個水樣所具有的水質特性，再參考諸如總溶解性固體(TDS)等特性，來進行水質分類(Fetter, 1994)。3號鑽井三組裂隙地下水，大致可分為兩種型態：較淺層(94.10~96.30m)的裂隙水質之Stiff型態，與全球平均河川水質類似，屬於低礦化程度($TDS < 1,000$ mg/L)的淡水，主要的離子組成為鈉離子(Na^+)、鈣離子(Ca^{2+})、氯離子(Cl^-)和碳酸氫根離子(HCO_3^-)；至於深層(389.94~392.06m及478.74~480.86m)的裂隙水，則為礦化程度略高($1,000$ mg/L $< TDS < 10,000$ mg/L)的半鹹水(brackish waters)，主要的離子組成為鈉離子(Na^+)、鈣離子(Ca^{2+})、氯離子(Cl^-)和硫化氫離子(HS^-)。

(6) 裂隙水力試驗

依前述井測結果，研判地下水流動性可能較大的裂隙位置，以進行水力試驗。於3號鑽井中選擇13個井下區段進行裂隙水力試驗，其試驗結果採Hvorslev (1951)及Bouwer and Rice (1976)兩種分析法，計算得水力傳導係數，隨井深分布如圖 3-14所示。

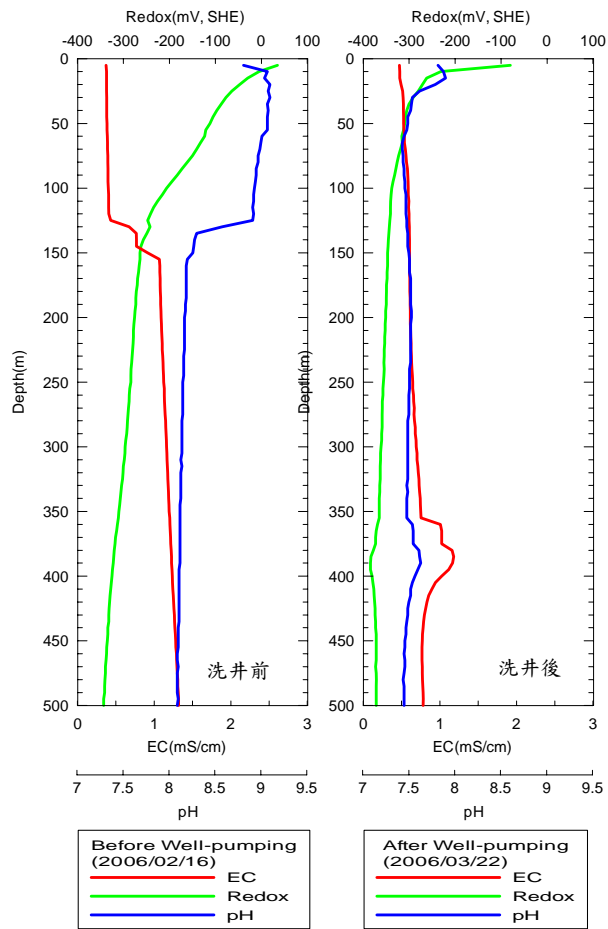


圖 3-10：3號鑽井二次地化井測結果分布與比較圖

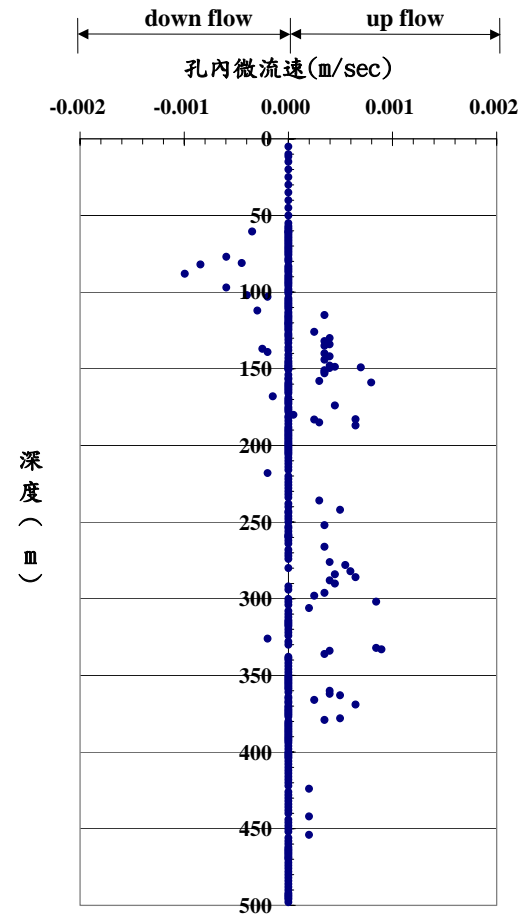


圖 3-11：3號鑽井微流速量測結果圖

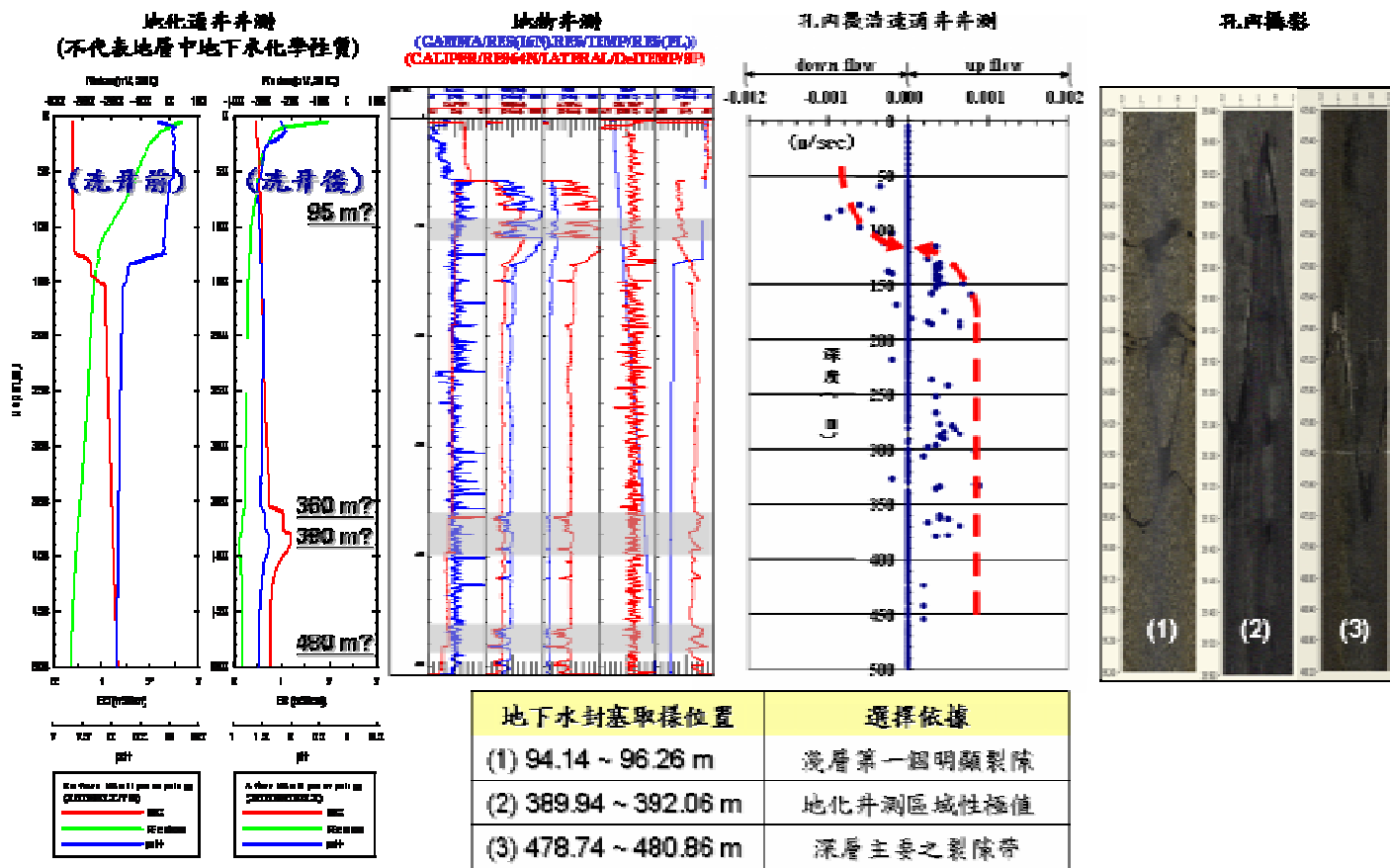


圖 3-12：3號鑽井各項井測結果之綜合分析與封塞取樣位置之研判

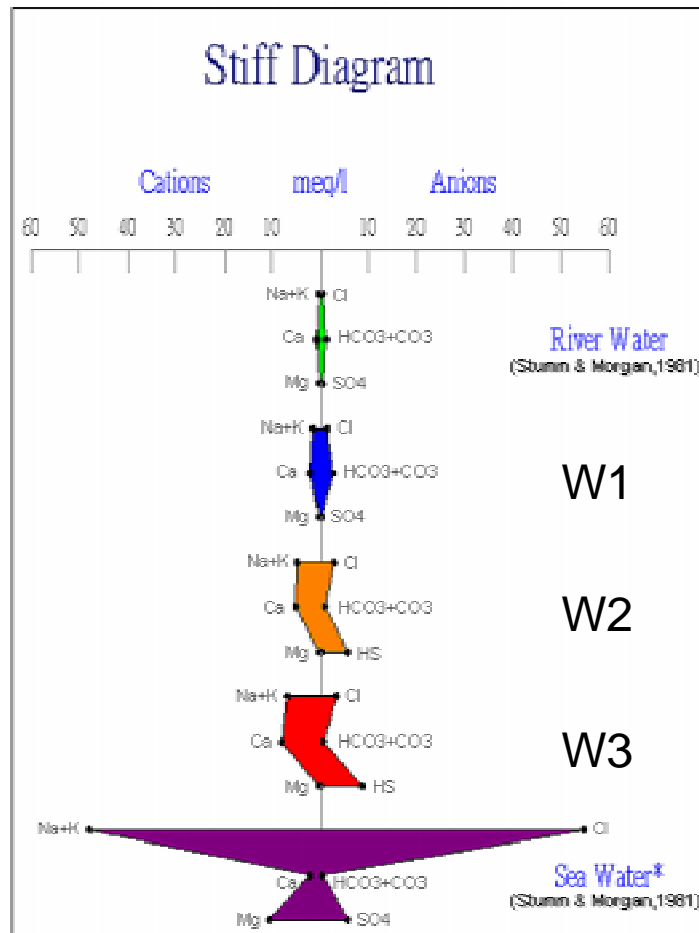


圖 3-13：3號鑽井裂隙地下水質之stiff圖
 註：*海水離子濃度稀釋至1/10

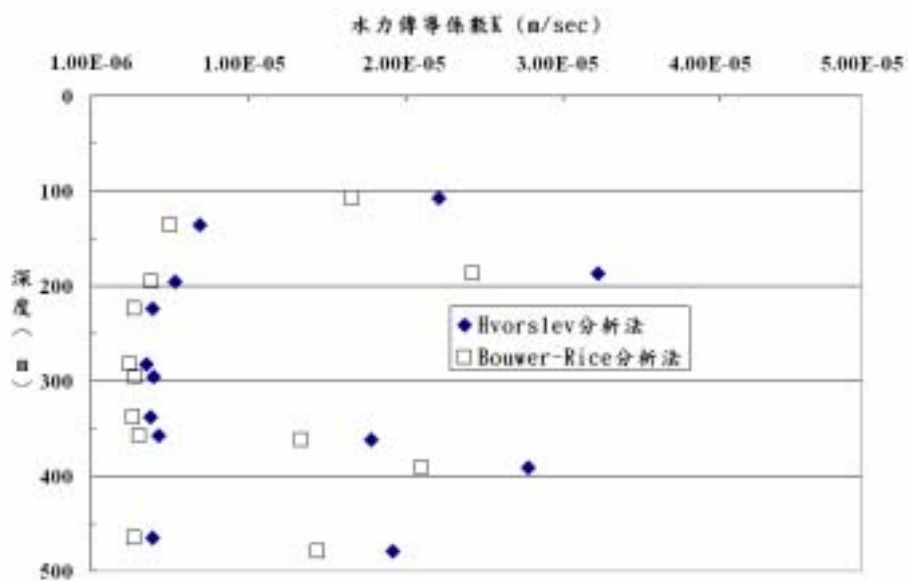


圖 3-14：3號鑽井裂隙水力傳導係數與深度關係圖

3.1.4 地下地質空間資料庫系統維護與更新

本項工作之主要目標，是將計畫執行期間所有產出成果資料做系統化與結構化的整理，並結合資訊技術與資料庫管理系統，建立本計畫專屬的場址調查資料庫系統。

因計畫工作執行之需求，95年度更新現有伺服器之作業系統為Microsoft Windows Server 2003，資料庫系統則變更為Microsoft SQL Server 2005，搭配使用Windows SharePoint Services之作業平台完成建置影像類型資料庫系統。而參考文獻檢索系統也因以上系統環境之轉換，而改寫部份之程式界面，同時應用動態目錄服務之使用者驗證功能，配合Internet Information Services 6.0進行資訊安全上的控管，實踐了網路資訊服務之功能。另外，95年度亦完成地下地質空間資料庫(數據資料庫)資料更新，以及影像類型資料庫規劃與建置等兩項工作，其成果說明如下：

(1) 地下地質空間資料庫(數據資料庫)資料更新

主要是定期將現場調查成果資料，依據資料類型分類規劃轉匯入資料庫中。在資料匯入前，需先確認資料的來源與產出日期、產出人、產出方式等相關資訊，並經確認無誤後，進行批次的匯入作業，以完成資料庫資料更新作業；同時利用資料抽樣查核與數量核對方式進行最後的檢查驗證。另外相關報告與文獻資料對於計畫亦十分的重要，配合月報及相關報告撰寫需要，定期由各分項負責人輸入建檔於查詢檢索系統中。截至95年度結束，已完成建置資料數達377,687筆，與94年度相較新增52,705筆數據資料。

(2) 影像類型資料庫規劃與建置

本計畫在執行過程中有許多的影像資料，最為常見的是岩心照片與孔內攝影的影像資料。該類型資料雖可藉由資料物件嵌入的方式置入資料庫中，但因影像資料匯入資料庫中，會造成資料庫檔案過大，執行效率變低的情況。遂考慮採用SQL資料庫系統作為基礎，一個設計好ASP.NET的工作平台，及適合一般使用者容易

操作的瀏覽器介面，規劃架構出計畫專屬的影像資料庫系統。此一系統兼顧了資料庫系統所應有的檢索查詢功能，且能進行如一般視窗系統下的檔案總管之檢視功能，也可以縮圖進行圖片預覽，或是直接點選開啟瀏覽器檢視影像檔案，如圖 3-15。藉此一影像資料庫的運作與規劃，可分享如岩心照片與孔內攝影判釋結果的資訊，無需再去翻閱相片集冊，或是相關技術報告，來查閱圖片與影像，使計畫的工作成果能夠有最好、最方便的分享應用。95年度結束已完成建置測試區1、2、3、4、5號鑽井等五口鑽井的岩心照片資料及測試區1、2、3、4號鑽井等四口鑽井的孔內攝影影像資料。其中，岩心照片圖片庫內，共計有689個影像檔案，而孔內攝影影像圖片庫內則有806個檔案，總計影像類型資料庫內的檔案數為1495筆。

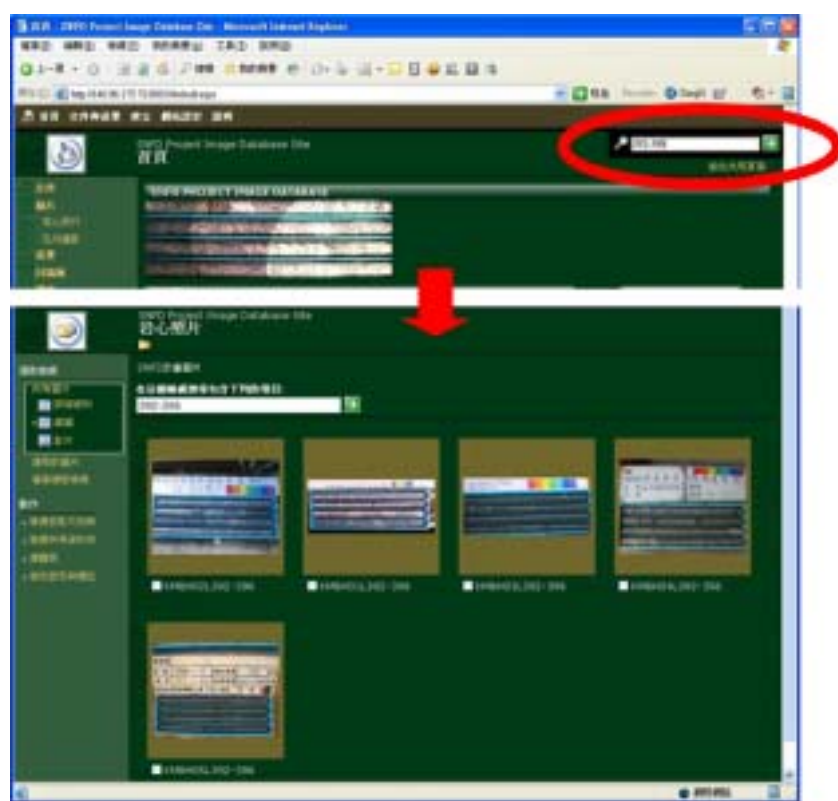


圖 3-15：影像類型岩心資料的檢索畫面

3.1.5 測試區重磁力測勘資料逆推處理

本計畫過去對測試區重力資料處理，已進行偏移修正、高度修正、地形修正及布蓋修正等分析；磁力資料處理已進行國際地磁參考場修正及磁力梯度計算，並繪出布蓋重力異常圖及磁力異常圖，所得結果可提供線形大構造之定性解釋。但近年來由於重力、磁力資料處理技術提昇許多，透過理論解析信號之計算、尤拉解迴旋及歸極換算等逆推處理，可獲得地下磁體及岩層密度的可能分布，提升區域地質概念模式之構造位置的研判結果。故95年度乃引進澳洲Geosoft公司發展的Oasis montaj重、磁力資料處理系統，針對過去於測試區所獲得之重力及磁力資料進行再處理，其中重力測勘資料可反映出地下岩體密度的變化情形，磁力測勘資料可反映出地下岩體磁感率(Susceptibility)的變化情形，由於兩者反映的岩石物理特性不同，因此可能獲得不相同的線形位置。儘管如此，重力資料與磁力資料反映相同地下地質構造的可能性還是相當高的(Korhonen, 2004)。線形整合研判的目的，就是經由地理資訊系統的協助，將目前已獲得的資訊整合在相同的座標系統，透過圖層的套疊，將不同探測所獲得相同的構造資訊，整合成更確認的地下地質構造模型。由於測試區重、磁力探測的測點分布為不規則形，經網格化以後的格點間距為200m。因此，進行線形整合研判時，將相互平行且距離在200m以內的線形，視為相同的線形。本整合研判將相同位置出現的重力線形與磁力線形，重新整編為確認度一；若僅出現重力線形或磁力線形之位置整編為確認度二，線形整合判釋工作示意如圖 3-16。整合後之線形，利用Kim et al.(2004)之線形分析程式分析測試區線形資料之統計情形，圖 3-17為測試區線形方位統計圖(玫瑰圖)。由線形方位統計圖的統計資料顯示，測試區之最主要線形方向約為N60E及N40W。

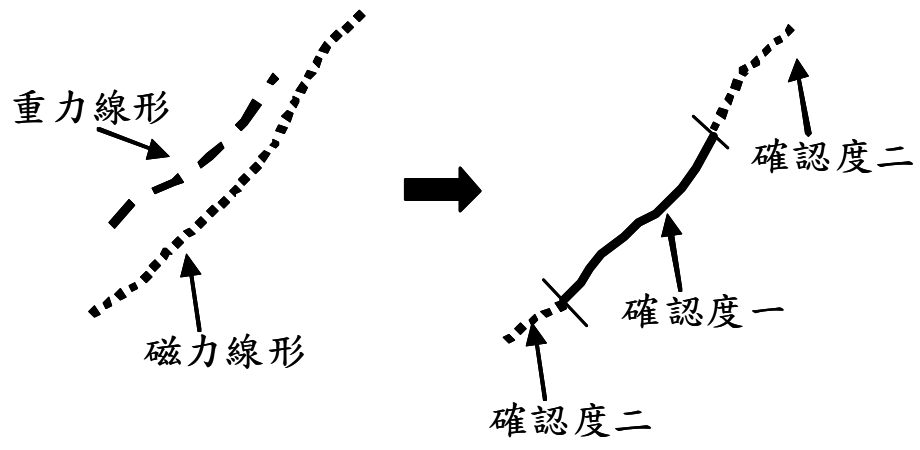


圖 3-16：重、磁力線形判釋整合示意圖

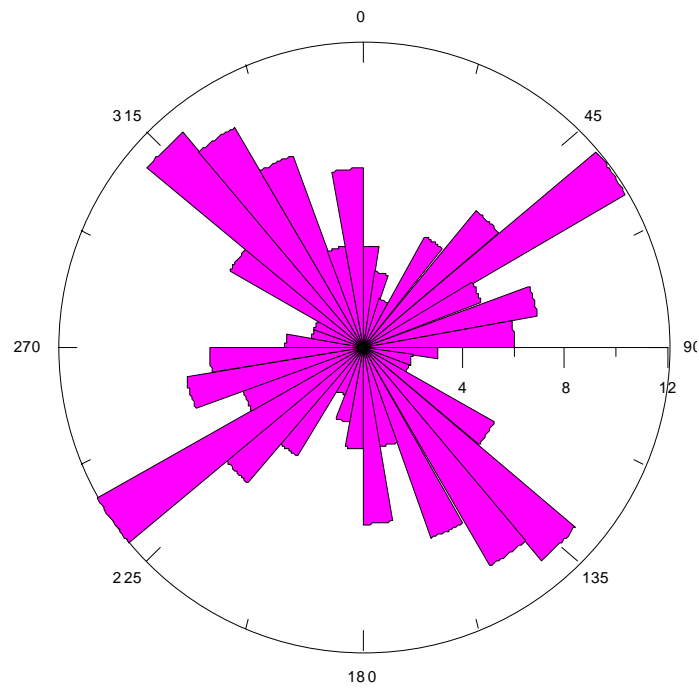


圖 3-17：測試區深層地質構造之線形方位統計圖

3.1.6 潛在處置母岩空中磁測之工作規劃

為掌握國內幾個潛在場址地下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，本項工作透過國際技術合作，對結晶岩、泥岩、及中生代基盤岩等潛在處置母岩部份地區，進行施測前的工作規劃，以進行高精度空中磁力探測及資料解析，進而架構上述各調查區潛在處置母岩分布與地質構造。95年度本項工作已完成選派人員至澳洲進行Geosoft Oasis montaj軟體操作訓練、技術合作機構遴選作業、磁力基站位置選定及基本圖圖幅蒐集並建置成為GIS圖檔等。現正展開細部工作計畫、飛航申請等作業。預計96年度完成H-Area、S-Area及P-Area等三區，總面積約6,500 km²之空中磁力探勘及資料前處理作業，並據以進行初步之地質構造解析。

3.2 功能/安全評估

依照國際原子能總署(IAEA)的定義，「功能評估」為：對廢棄物處置系統或分系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較。「安全評估」則是以輻射劑量或是輻射危險度作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。功能評估應廣而深評估場址或處置場之功能，安全分析則以法規標準為主，由功能評估結果，併同經濟考量，明確釐清場址或處置場之安全性。

本階段功能/安全評估研究在發展系統整體功能之評估模式，著重於結晶岩質潛在處置母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定結晶岩質潛在處置母岩為離散裂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。

處置概念的建立可以協調功能評估流程的運作，根據評估的結果來檢討處置概念資料需求的充分與必要性，探討評估技術的完備性，檢驗評估結果的合理性，最後並將結果回饋於法規研擬、場址特性調查、社會溝通、與設施設計等相關工作。「我國用過核子燃料最終處置計畫」目前架構之處置概念示意圖如圖 3-18，為建構初步功能/安全評估技術所需深層地質處置概念，本計畫乃根據90-92年於結晶岩質測試區之現地調查、地球物理探勘、水文地質試驗等結果，初步提出虛擬場址水文地質概念模式剖面(圖 3-19)，提供虛擬處置概念模式之功能/安全評估系統應用，本計畫之功能安全評估工作係就近場、遠場及生物圈三大部分分述如下：

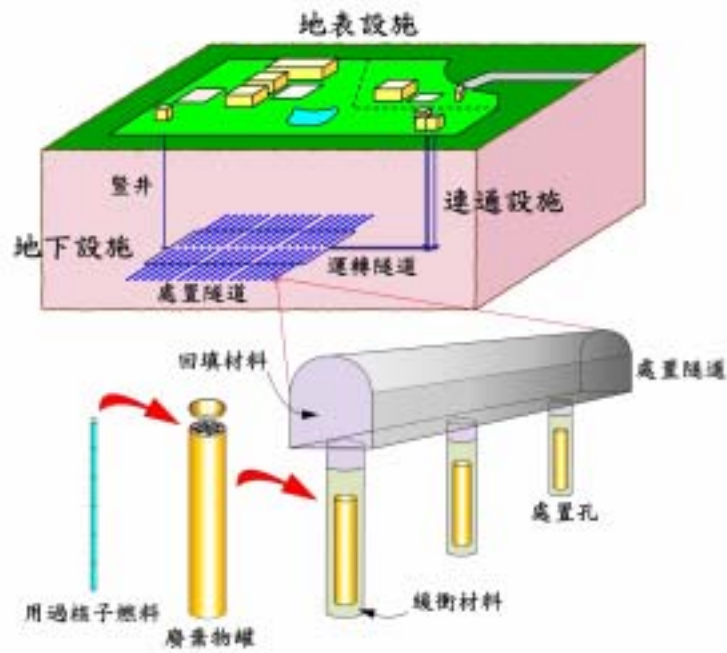


圖 3-18：用過核子燃料處置概念示意圖

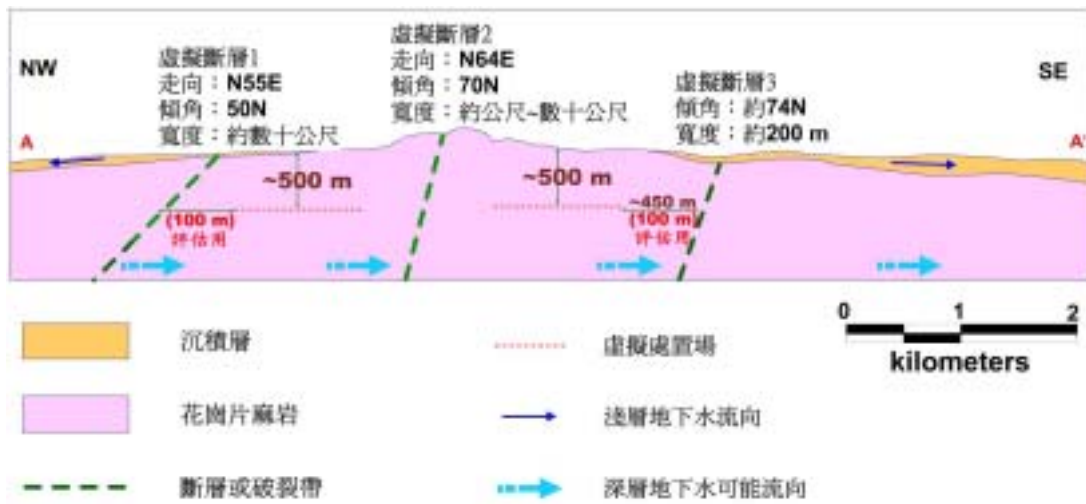


圖 3-19：虛擬處置場水文地質模式剖面圖

3.2.1 近場

本分項95年度工作乃藉由二維概念模型進行近場核種外釋評估，來獲得較符合真實情況之工程障壁與近場母岩等功能對核種釋出影響。本分項在95年度所進行之研究項目計有以下幾項：

- (1) 研擬多途徑釋出方式。
- (2) 多途徑外釋評估模式之發展。
- (3) 水平替代置放方式概念模型之建立。
- (4) 近-遠場評估介面協調。

3.2.1.1 研擬多途徑釋出方式

為建立考慮軸向釋出之分析模型，本分項蒐集芬蘭TVO-92、芬蘭TILA-99、TILA-96、瑞典SR-97等報告之多途徑核種外釋之文獻資料，做為評估程式發展之基礎。

根據近場環境之工程障壁系統概念與本分項之基本情節假設所建構概念模型如圖 3-20所示，其多途徑釋出方式為當廢棄物罐失效時，放射性核種自廢棄物體往徑向與軸向分別釋出，擴散進入廢棄物罐側向、頂部及底部之緩衝材料塊。再由上部緩衝材料塊擴散進入處置隧道；底部緩衝材料塊擴散進入底部開挖擾動帶；以及側向緩衝材料塊沿著徑向及軸向擴散釋出。進入處置孔側向開挖擾動帶之核種，沿著徑向及軸向分別進入側向母岩及處置隧道；進入處置孔底部開挖擾動帶之核種，則沿著軸向外釋至底部母岩。評估程式除考量核種沿著處置孔徑向釋出，並考慮核種沿著處置孔軸向方向的傳輸行為。模式分析結果為由近場傳輸至零濃度邊界的核種外釋速率，包括核種經由處置隧道及處置母岩(為側向及底部母岩外釋量總和)外釋的量，此即為遠場環境核種傳輸模擬的輸入資料。

國外之多途徑核種外釋概念模型，與本文所發展之多途徑核種外釋概念模型，主要差異如表 3-1所示。

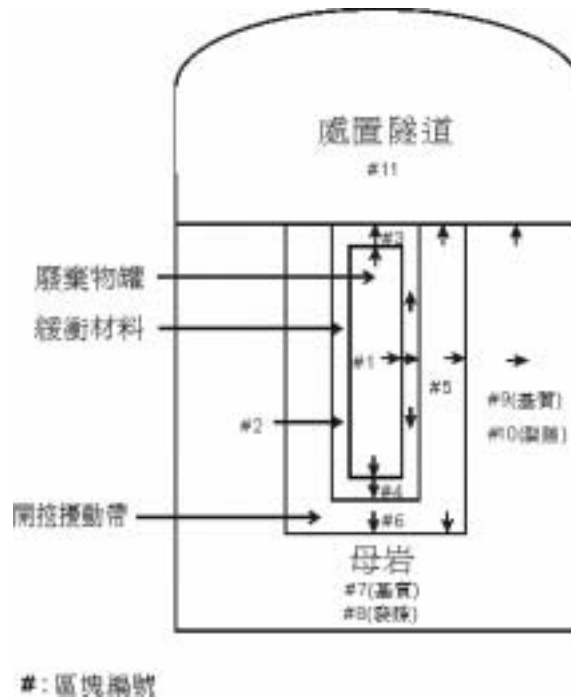


圖 3-20：近場環境核種外釋路徑

表 3-1：外釋途徑之國內外差異分析

| | 芬蘭(TILA 96, 99) | 瑞典(SR97) | 本計畫 |
|----------|------------------|------------------|----------------|
| 回填材料區塊 | 於處置孔上方另考慮一回填材料區塊 | 於處置孔上方另考慮一回填材料區塊 | 處置孔上方未包含回填材料區塊 |
| 開挖擾動帶之考量 | 僅考慮處置孔與處置隧道接壤處 | 僅考慮處置孔與處置隧道接壤處 | 考慮處置孔側向以及底部 |
| 底部母岩之影響 | 不考慮 | 考慮 | 考慮 |

註：TILA 96參見Vieno and Nordman (1996)；TILA99參見Vieno and Nordman (1999)；SR97參見Lindgren and Lindström (1999)

3.2.1.2 多途徑外釋評估模式之發展

本工作為根據建立之概念模式及核種釋出機制，發展垂直處置之多途徑外釋評估模式，內容包括評估程式之運跑測試、程式架構修正、參數研究及多重運跑測試。評估程式架構修正後各區塊之連結關係如圖 3-21所示。

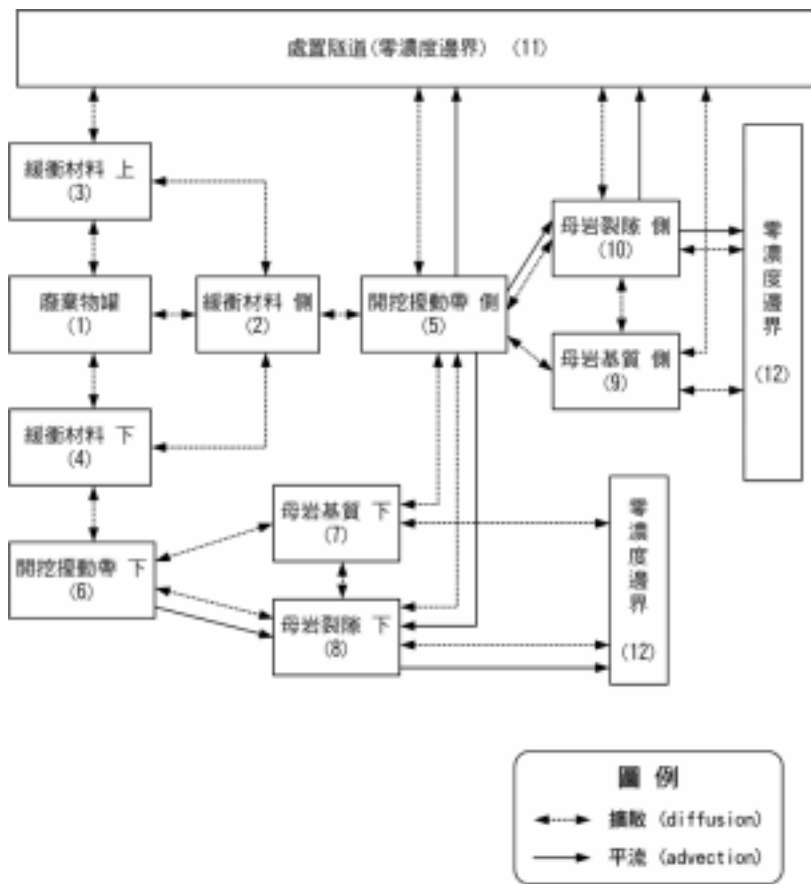


圖 3-21：各區塊模式相互聯結關係

表 3-2為分析程式之參數，並列出該參數在工程障壁系統模式中之功能。參數之選用盡可能為國內研究文獻可用之參數，若國內未有可用之參數，則採用處置母岩以及緩衝回填材料與我國相似之芬蘭 TILA 99 (Vieno and Nordman, 1999)報告參數。緩衝材料採用美國 Colloid Co.所生產之鈉型膨潤土，回填材料則由重量比90%砂砂與10%膨潤土混合而成。

(1) 參數研究

進行參數研究前，首先運跑不同垂直分率狀態下之零濃度邊界及底岩厚度，就最大核種外釋率結果即最保守狀態，決定後續運跑之邊界條件。參數研究針對地下水流速、緩衝材料孔隙率、緩衝材料擴散係數、回填材料孔隙率及回填材料擴散係數、緩衝材料尺寸及開挖擾動帶孔隙率等參數進行分析探討，並針對各參數對核種釋出影響相互比較，於37項核種選取I-129、Cs-135、Tc-99、Np-237四個較具有指標性的核種進行評估程式運跑與分析討論。

(A) 地下水流速

評估結果(圖 3-22)顯示流速增加會造成最大年釋出率大幅增加，此亦說明減緩近場地下水流速可有效降低核種之最大年釋出率。綜合評估顯示，地下水流速減緩可有效降低核種之最大年釋出率峰值，卻會延長核種釋出達背景值範圍之時間。唯評估之重點仍為年釋出率之峰值，但可顯示出地下水流速參數對整體評估之重要性。

(B) 緩衝材料、回填材料孔隙率

由分析結果(圖 3-23)顯示，孔隙率越大則各核種之年外釋率越大，且釋出時間提早。回填材料孔隙率對核種之釋出行為之影響較緩衝材料為小。此乃因回填材料僅影響軸向之釋出，故較包覆於廢棄物罐外層之緩衝材料參數影響為小，顯示出對於核種釋出而言，回填材料之重要性遠小於緩衝材料。

表 3-2：工程障壁系統參數資料

| | 名稱 | 數值 | 備註 |
|-------|---------|------------------------------|--------------|
| 廢棄物本體 | 存量起算時間 | 40 yr | |
| | 完全溶解時間 | 360,000 yr | TILA99 |
| 廢棄物罐 | 假設壽命 | 10,000 yr | TILA99 |
| | 內半徑 | 0.475 m | |
| | 外半徑 | 0.525 m | |
| | 高 | 4.91 m | |
| | 蝕物孔隙率 | 1.0 | 完全腐蝕 |
| | 蝕物擴散係數 | 6.3072E-2 m ² /yr | 自由水體 |
| 緩衝材料 | 外半徑 | 0.875 m | |
| | 上層厚度 | 1.5 m | |
| | 下層厚度 | 0.5 m | |
| | 密度 | 2,700 kg/m ³ | TILA99 |
| | 孔隙率 | 0.43 | TILA99 |
| | 擴散係數 | 3.1536E-3 m ² /yr | TILA99 |
| 開挖擾動帶 | 外半徑 | 0.925 m | |
| | 密度 | 2,683 kg/m ³ | |
| | 孔隙率 | 0.0165 | 文獻最大值 |
| | 擴散係數 | 6.3072E-2 m ² /yr | 自由水體 |
| 坑道 | 高 | 4.1 m | |
| | 寬 | 3.6 m | |
| | 密度 | 2,700 kg/m ³ | 回填材料(TILA99) |
| | 孔隙率 | 0.2 | 回填材料(TILA99) |
| | 擴散係數 | 6.3072E-3 m ² /yr | 回填材料(TILA99) |
| 母岩 | 地下水流速 | 2.14E-5 m/yr | |
| | 母岩密度 | 2,683 kg/m ³ | |
| | 母岩孔隙率 | 0.0059 | |
| | 母岩擴散係數 | 3.1536E-6 m ² /yr | TILA99 |
| | 裂隙間距 | 8.26 m | |
| | 裂隙開口 | 0.00473 m | |
| | 裂隙擴散係數 | 6.3072E-2 m ² /yr | 自由水體 |
| 邊界條件 | 零濃度邊界距離 | 0 m | 保守假設 |
| | 底岩厚度 | 0 m | 保守假設 |

註： TILA99參見Vieno and Nordman (1999)

(C) 緩衝材料、回填材料擴散係數

由分析結果(圖 3-24)顯示，緩衝材料擴散係數降低則核種釋出量有顯著之降低，可有效降低核種之釋出。此乃因核種於緩衝材料中主要以擴散行為釋出，故緩衝材料擴散係數參數對整體之釋出有相當大之影響。

(D) 緩衝材料尺寸

由分析結果(圖 3-25)顯示，緩衝材料厚度越厚則各核種之釋出時間有延遲現象，對於高溶解度之I-129與Cs-135核種，隨著緩衝材料厚度增加會顯著降低核種之釋出率，但對低溶解度之Tc-99與Np-237核種，由於受限於其低溶解度限值，故外釋率並不隨著緩衝材料厚度有明顯變動，運跑結果符合物理現象之合理性。

(E) 開挖擾動帶孔隙率

評估顯示(圖 3-26)開挖擾動帶孔隙率越大則各核種之年外釋率越大且釋出時間提早，符合物理現象之合理性。

(2) 不確定性分析

本分析以流速參數做為不確定性運跑及分析說明，流速範圍區間為 $1.0E-3 \sim 1.0E-5$ (m/yr)，分別以拉丁超立體取樣(LHS)及蒙地卡羅取樣(MCS)各100組。由於蒙地卡羅取樣法具有隨機取樣特性，故取樣後之不確定性評估結果的外釋曲線會有聚集於某區間的現象；而拉丁超立體取樣法則會根據機率密度的分佈狀況，於機率密度高的區域取到較多的樣本，故所得到的參數數值矩陣會涵蓋每一參數的整體範圍，不確定性評估結果的外釋曲線也呈現較為均勻的分佈，Cs-135核種在拉丁超立體取樣與蒙地卡羅取樣運跑下所得外釋率隨時間變化曲線如圖 3-27所示。故本文所建立的取樣法可做為後續發展不確定性及參數敏感度分析技術的初步依據。

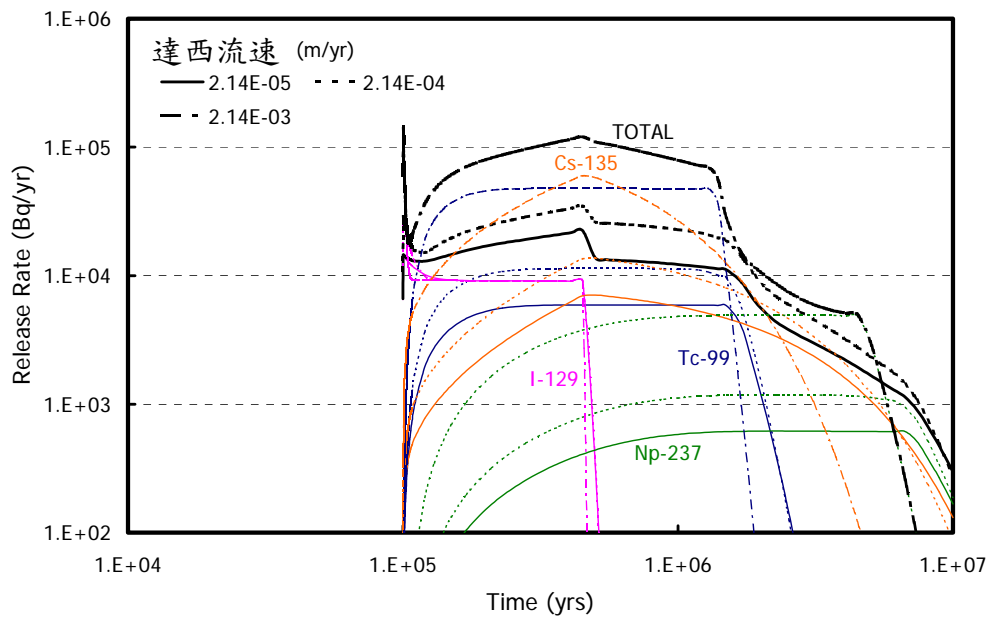
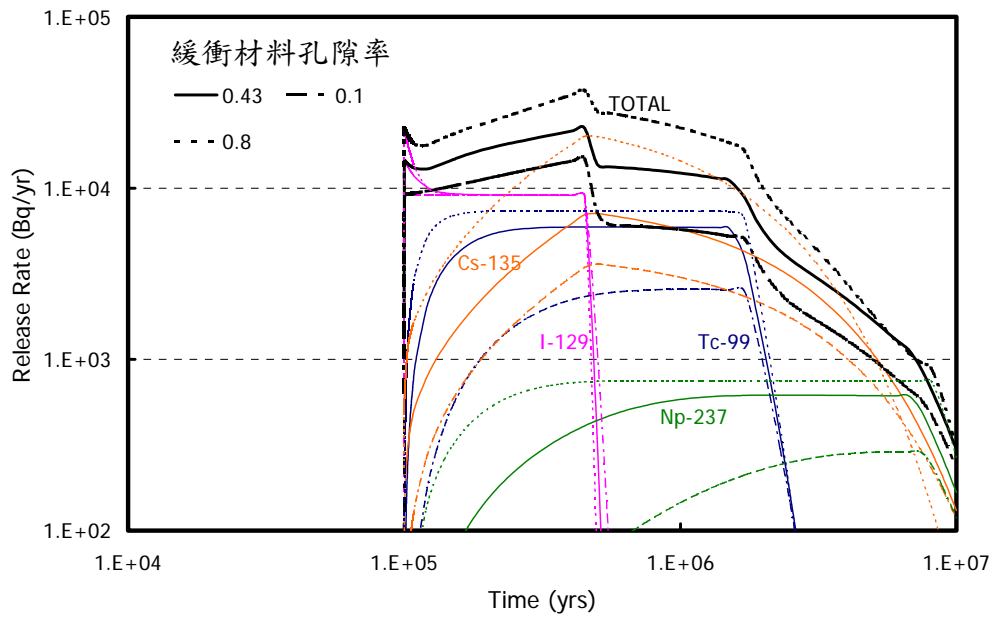
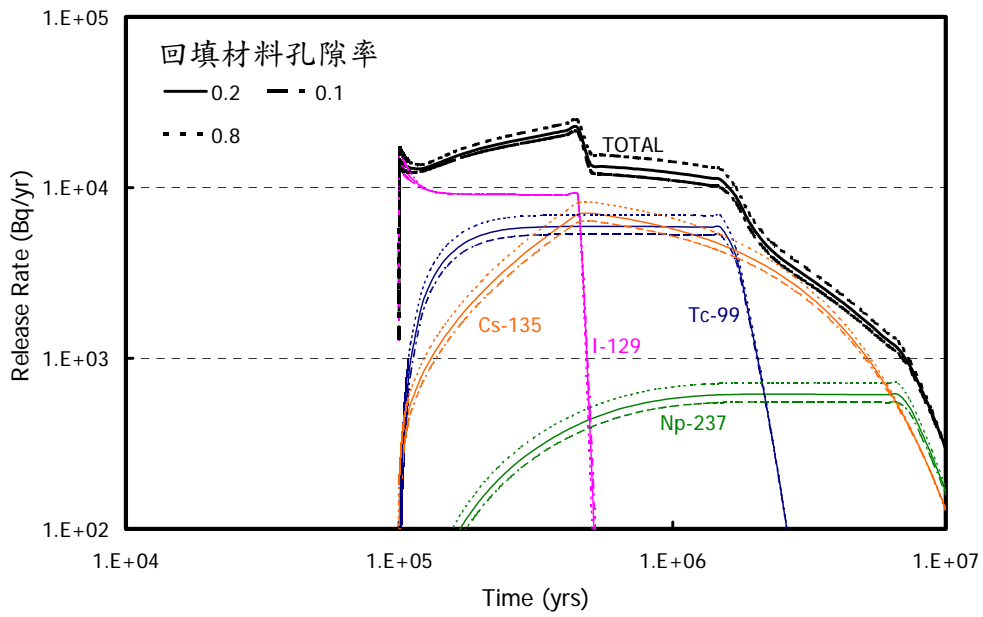


圖 3-22：不同地下水流速之近場外釋率
(垂直分率0.1)

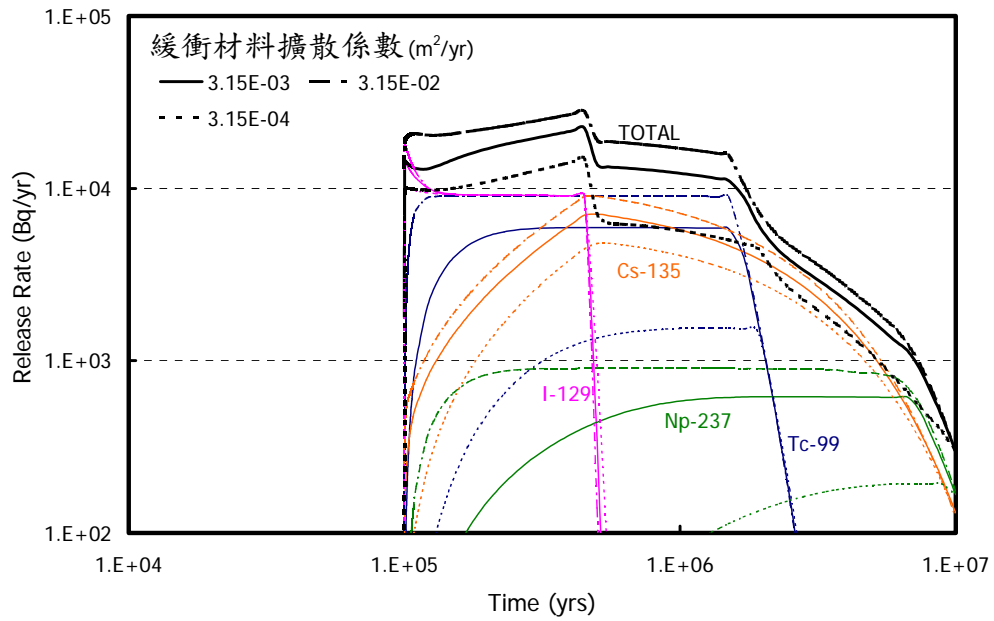


(a)緩衝材料

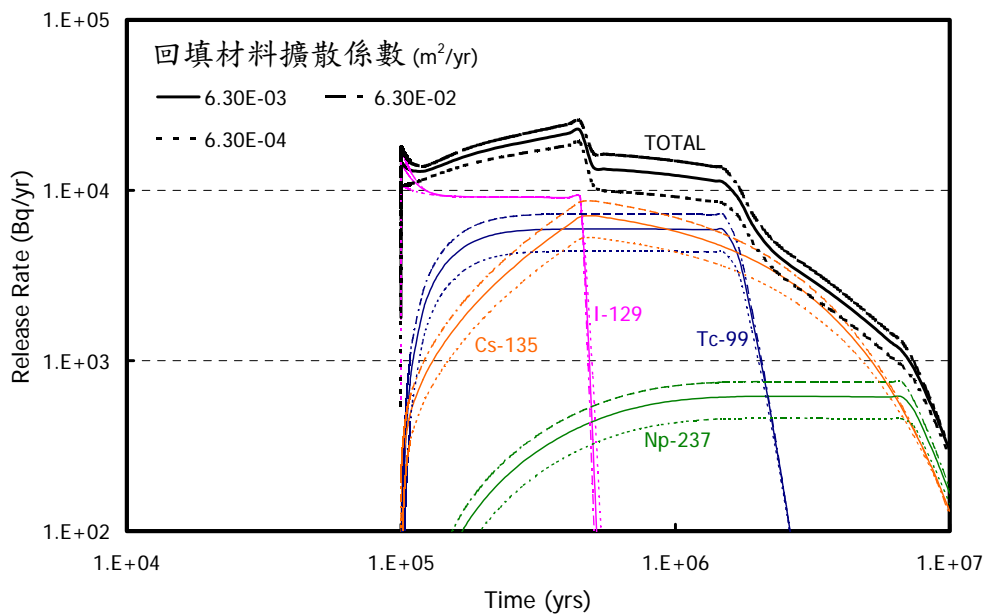


(b)回填材料

圖 3-23：不同緩衝、回填材料孔隙率之近場外釋率
(垂直分率0.1)



(a)緩衝材料



(b)回填材料

圖 3-24：不同緩衝、回填材料擴散係數之近場外釋率
(垂直分率0.1)

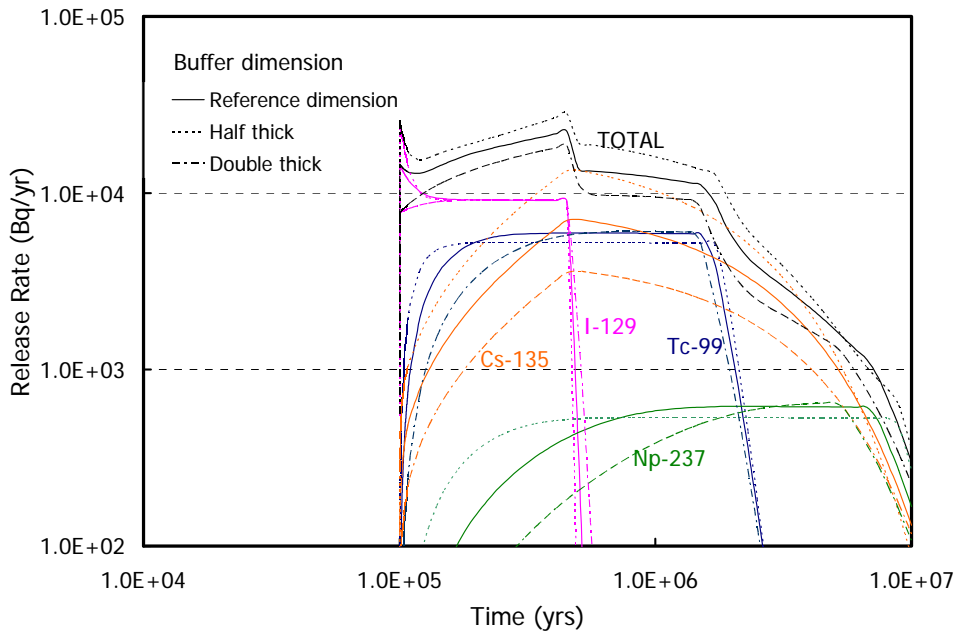


圖 3-25：不同緩衝材料尺寸近場外釋率
(垂直分率0.1)

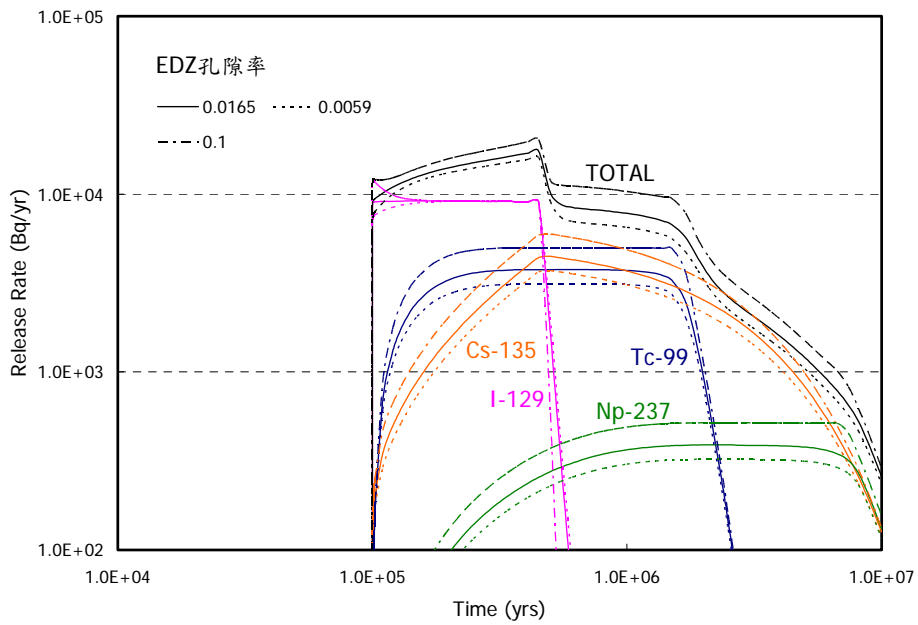
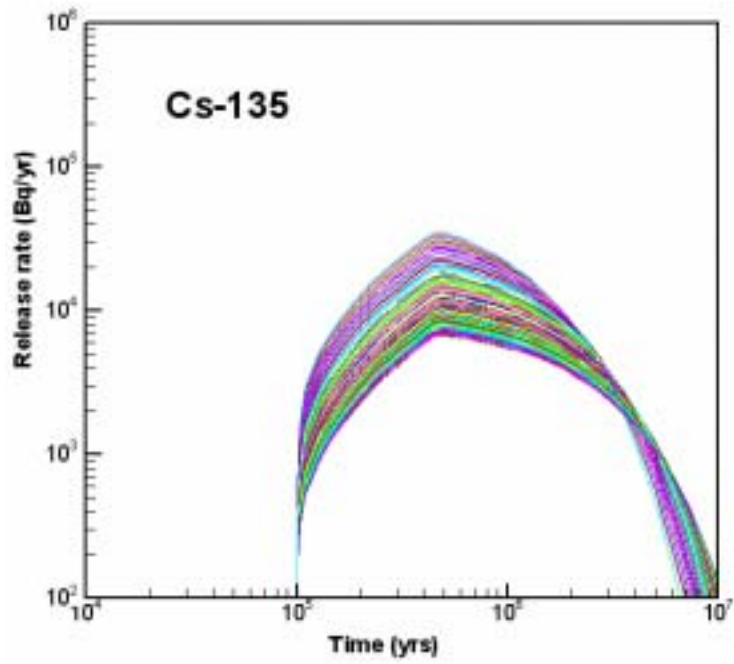
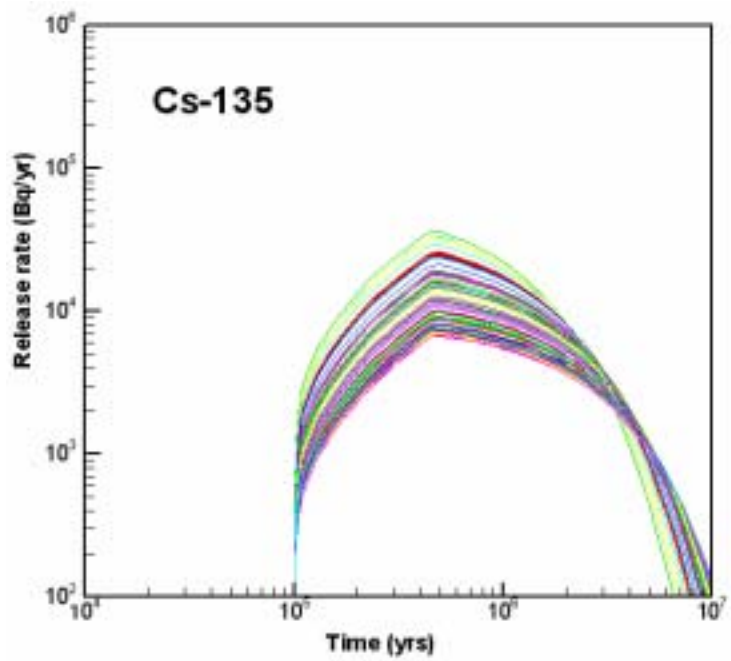


圖 3-26：不同開挖擾動帶孔隙率近場外釋率
(垂直分率0.1)



(a) LHS



(b) MCS

圖 3-27：Cs-135核種在LHS與MCS運跑下所得外釋率隨時間變化曲線

3.2.1.3 水平替代置放方式概念模型之建立

本分項除考量核種沿著處置隧道軸/徑向釋出，並考慮單一主導水裂隙通過處置隧道之情況。利用水平置放方式時，廢棄物容器係水平串連於處置隧道，則處置隧道內廢棄物容器、緩衝材料、開挖擾動帶及近場處置母岩則為多組水平串接之複合區塊。各單一組成單元可利用一系列之「區塊」來表示，除了廢棄物容器區塊以外，還包括(1)緩衝材料、(2)開挖擾動帶、(3)母岩裂隙及基質，及(4)運轉隧道之開挖擾動帶和零濃度邊界等主要區塊。而核種傳輸路徑則藉由各區塊之相互聯結加以詮釋。

本分項所建立之水平置放方式外釋概念模型與其他國家之比較如表 3-3所示。本分項與日本、瑞典、芬蘭同為二維外釋途徑，其中芬蘭僅評估單一廢棄物容器而日本不考慮運轉隧道對外釋結果之影響。本分項所建立之水平置放方式概念模型則可分別考慮有無主導水裂隙之情況，並考量廢棄物容器相互關係與運轉隧道之影響之二維外釋模型。

表 3-3：水平置放方式外釋途徑國內外差異分析

| 國家別 | 瑞士 | 芬蘭 | 瑞典 | 日本 | 本計畫 |
|------------|------------|------------|-------------|-------------|----------------|
| 分析維度 | 一維 | 二維 | 二維 | 二維 | 二維 |
| 評估之廢棄物容器數量 | 僅評估單一廢棄物容器 | 僅評估單一廢棄物容器 | 考慮廢棄物容器相互影響 | 考慮廢棄物容器相互影響 | 考慮廢棄物容器相互影響 |
| 圍岩主導水裂隙 | 考慮 | 考慮 | 考慮 | 考慮 | 將有無圍岩主導水裂隙分別考慮 |
| 運轉隧道 | 不考慮 | 考慮 | 考慮 | 不考慮 | 考慮 |

3.2.1.4 近-遠場評估介面協調

本分項工作為彙整近-遠場所需輸入之相同參數，評析近場輸出資料格式與遠場輸入資料格式，修改近場輸出資料格式及遠場評估程式讀入資料方式，以進行近-遠場評估程式之介面協調工作。

近-遠場評估程式中具有相同定義之參數包括廢棄物容器高度、母岩參數(密度、孔隙率、擴散係數、吸附係數)、裂隙參數(間距、內寬、擴散係數、吸附係數)。在近場以及遠場評估程式中上述之參數必須具有一致性。此外，遠場評估程式需匯入近場所輸出之核種外釋率隨時間之變化關係。遠場評估程式所需之輸入檔格式所需之近場輸出資料包括時間與各核種之總外釋率。而近場多途徑外釋評估程式之輸出檔，各核種之外釋率格式則分為總外釋率、軸向至處置隧道之外釋率與徑向至母岩之外釋率。為符合遠場之輸入格式以及使遠場評估程式能直接匯入近場之輸出檔，本分項分別修改近場多途徑外釋評估程式碼中寫入輸出檔格式部分以及遠場評估程式碼中之匯入輸入檔格式部分，使遠場評估程式可直接匯入近場輸出檔且格式相符。

修改後之近場多途徑外釋評估程式輸出檔，其輸出之格式以符合遠場輸入檔所需，包括時間、各核種之總外釋率。而遠場評估程式之輸入檔亦修改為可直接讀入近場評估程式之輸入檔。本項工作後續(96年度)將針對近場多途徑外釋評估程式輸出，與遠場輸入結果進行比對工作，並進行水平置放方式評估程式與遠場評估程式介面的協調。

3.2.2 遠場

遠場功能/安全評估分項工作內容係以現階段母岩裂隙特性，產生離散裂隙岩體模式，並探討其裂隙岩體之滲透性。除延續93年度核種傳輸參數敏感度分析所得之重要影響參數，如遲滯係數與地下水流速，並配合近場核種外釋結果與假設核種外釋概念模型，運用現有結晶岩質水文地質資料與外釋情節，分析核種尖峰外釋率及對應時間。本年度有關遠場分析工作摘述如下：

3.2.2.1 現有測試區水文地質資料歸納

本項工作彙整各國相關裂隙資料(主要針對水力傳導係數及孔隙率等水文地質參數)及核種特性參數(如遲滯係數或分佈係數等)。而裂隙資料主要係根據測試區地表裂隙調查及孔內攝影等調查結果，所獲得的地表或地下裂隙統計資料(參見3.2.2.4 節)，做相關的判讀與應用。

3.2.2.2 核種特性參數遲滯係數之分析

核種於遠場傳輸時，考量不同核種，會因岩石或孔隙介質的性質差異，而表現出不同的傳輸行為。本年度此項工作的重點是以核種對岩體的吸附行為(K_d)，配合岩體中之孔隙率，進行參數取樣及多重運跑，得到不同的遲滯係數，針對每一個遲滯係數下，其核種釋出率隨時間的變化關係如圖 3-28，此關係顯現母岩孔隙度的不確定性，確實影響遲滯係數的分佈範圍，也直接導致核種釋出率的變化。

3.2.2.3 水文地質參數地下水流速分析

由93年研究結果(陳元章等，2005)得知地下水流速為影響核種外釋率的關鍵參數。因此擴大其地下水流速參數範圍，進行其對核種外釋率之敏感度分析(圖 3-29)。但在實際環境，因現地影響地下水流速之不確定因素相當多(層面、裂隙及斷層等)，故地下水流速也存在相當大的不確定性。

本年度工作即為參考目前現有資料，討論母岩地下水流速(V_{ROCK})、裂隙間距(s)和裂隙內寬(a)等三個參數，對I-129核種尖峰外釋率的影響。選用I-129做為分析核種原因，係此核種半衰期長且不具吸附性質，所以會影響外釋率的因子為傳輸介質物理特性。以裂隙內寬(圖 3-30)與裂隙間距(圖 3-31)進行敏感度分析為例，可發現裂隙內寬影響外釋率的程度有限，只有在裂隙內寬為 $4.73E-5$ (m)時，

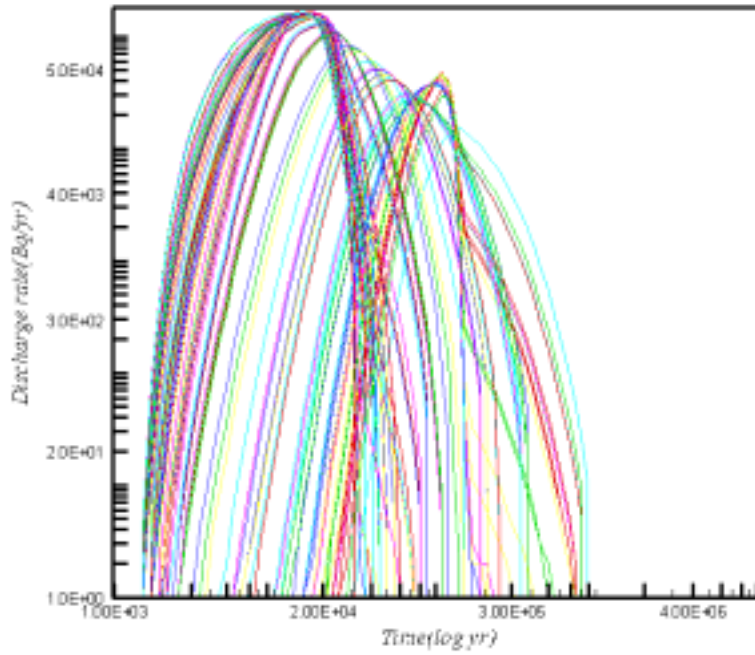


圖 3-28：核種釋出率隨時間變化關係圖
(每條曲線代表不同之遲滯係數)

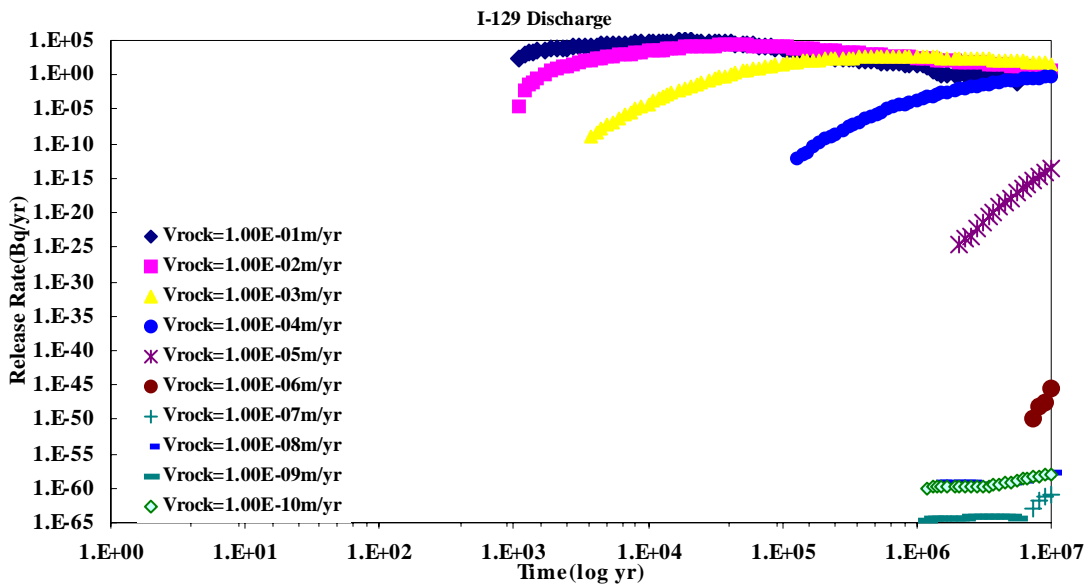


圖 3-29：地下水流速對核種釋出率之影響分析

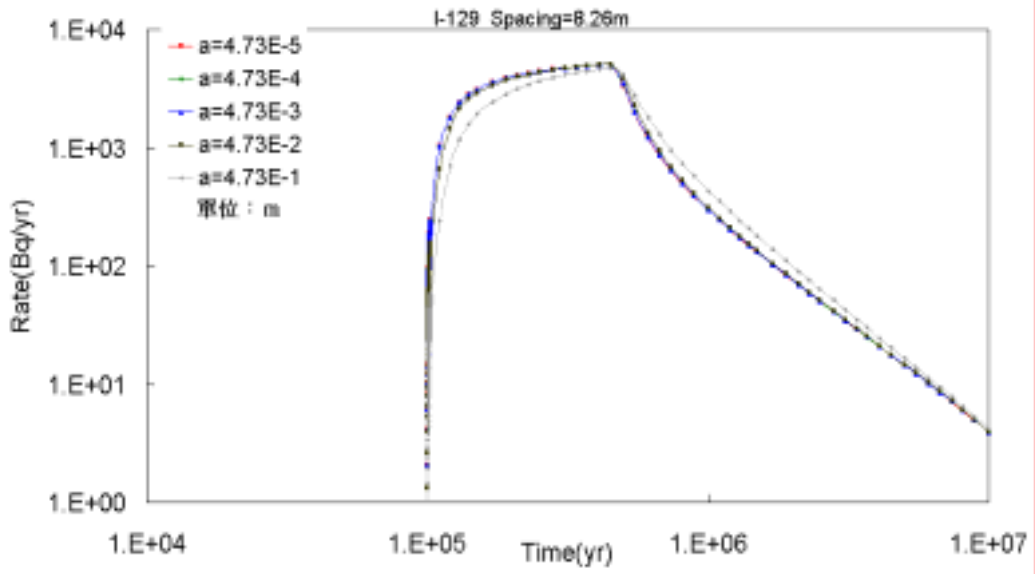


圖 3-30：裂隙內寬對核種外釋率之影響分析

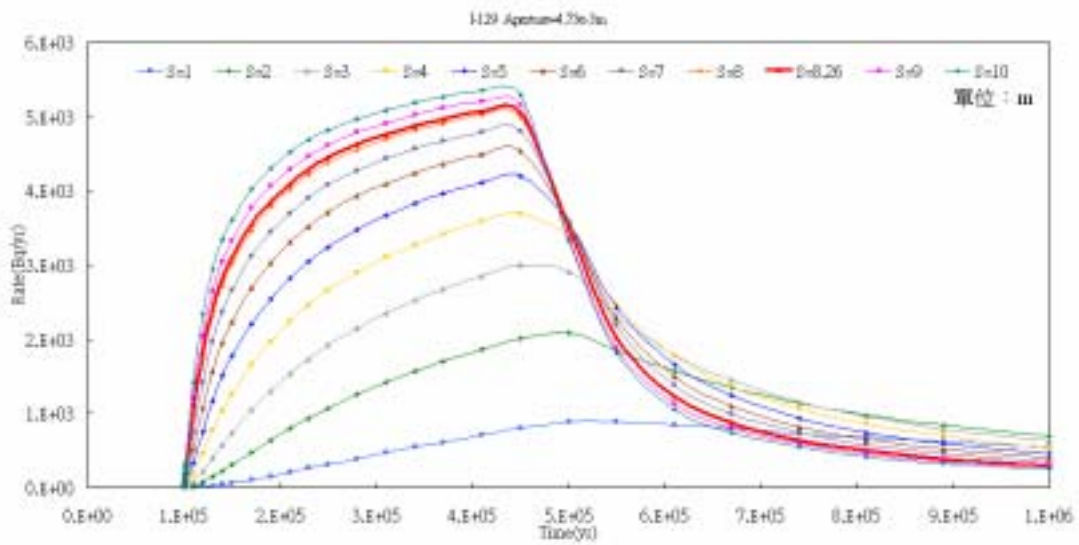


圖 3-31：裂隙間距對核種外釋率之影響分析

外釋率曲線有所不同，其它值之外釋率曲線幾乎重疊；而隨間距值愈大，核種尖峰外釋率愈大，顯示裂隙間距值變化對核種外釋率的敏感程度較為明顯(圖3-31)；此處因考慮為單一均勻裂隙模式，即裂隙為多組平行排列，故其整體外釋率為多組平行裂隙總和，故內寬的微量變化(數量級距-1~-4)，並沒有實質造成外釋率增加的影響；由以上三種地下水流影響參數敏感度分析可得，影響I-129核種於遠場外釋率大小最敏感者為母岩地下水流速，其次為裂隙間距，而裂隙內寬影響程度不甚明顯。

由多重運跑案例結果(圖 3-32)，可發現在高吸附性核種(Cs-135與Np-237)，整體外釋情況分佈較廣，而低吸附性核種(I-129與Tc-99)其外釋率分佈情況較不明顯。如轉換為母岩地下水流速對尖峰外釋率之影響(圖 3-33)，可發現高吸附性核種，當母岩地下水流速較慢時(低於 10^{-8} m/yr)，尖峰外釋率較低，隨母岩地下水流速增快，尖峰外釋率則增加，但當流速大於 10^{-4} m/yr時，尖峰外釋率即趨於平穩，可推測母岩地下水流的驅動能力遠大於核種對母岩介質的吸附能力。故可進一步推斷在本案例的影響範圍約在 10^{-8} m/yr~ 10^{-4} m/yr間，母岩地下水流速對具有吸附性質的核種，將有相對地左右尖峰外釋率的行為。

3.2.2.4 裂隙岩體滲透性定量分析與研究

本項工作利用簡單的二組裂隙正交模型，來測試裂隙測線密度對裂隙交接性的行為。由圖 3-34可發現在裂隙測線密度達約在6fr/m時，裂隙節點與裂隙長度的交接率，誤差約為10%左右，顯示裂隙測線密度較大時，整個連通的網路將趨向介於一區間範圍，在本案例約為0.27~0.36左右。顯示裂隙密集程度的岩體，在某一個臨界密度值(Critical density)時，裂隙影響滲透的程度將不明顯；而在裂隙測線密度較小時(1fr/m~6fr/m)，可發現交接率隨密度增加而有相對地增加(0.05~0.35)，交接率約差七倍左右，相對來說，其導水的能力，約有七倍的差異。若以工程觀點而言，一個數量級(10倍)是可接受的範

圍，但以用過核子燃料處置場安全考量觀點，導水能力的差異，將會影響核種外釋的時間，導致其外釋時間較早，相對較快影響關鍵群體。

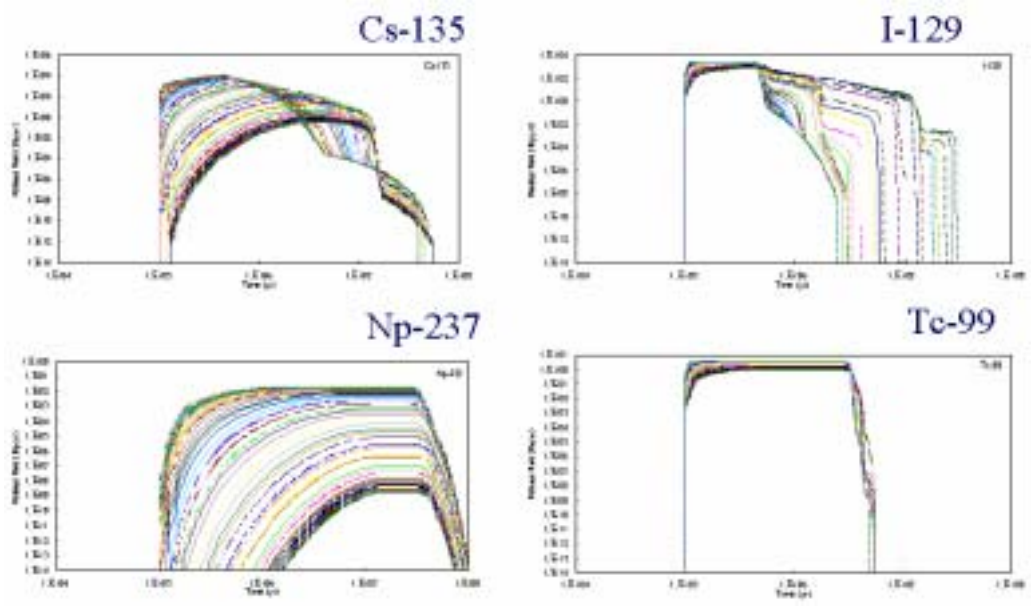


圖 3-32：高吸附(Cs-135, Np-237)與低吸附性(I-129, Tc-99)核種多重運跑圖

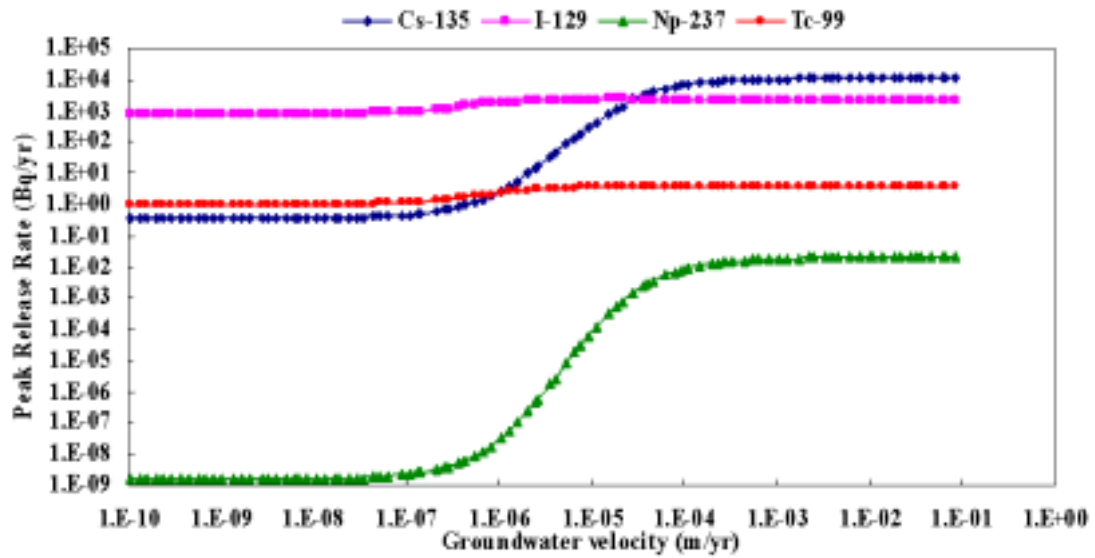


圖 3-33：不同吸附性質核種尖峰外釋率圖

根據現有之裂隙參數資料(表 3-4)，並利用離散裂隙岩體模式，經用序率程序(Stochastic process)所組合而成的裂隙岩體，假設上下邊界假設為零流量邊界(圖 3-35)，左右邊界為定水頭邊界，水頭差為 0.001m，故水流方向將是由高水頭邊界流向低水頭邊界。配合現地結晶岩測試區裂隙之參數(表 3-4)，假設裂隙長度為負指數分佈、位態為均一分佈、內寬為對數常態分佈、中心各為波松與碎型產生，可得測試區之現地裂隙岩體組合模型與相關地下水流場情況(圖 3-36)。因物理產生方法的不一，相對地其叢集程度也有所不同，故造成地下水流場分佈也有所差異，波松模式是較均向，而碎型模式呈現往特定路徑移動之情況。

表 3-4：裂隙模式選用參數表

| 參數組別 | 裂隙密度 (fr/m) | 平均長度 (m) | 角度(度) | 允許角度 偏差(度) | 內寬(mm) | 區域大小 |
|------|----------------|-------------|-------|---------------|---------------------------------------|------|
| 第一組 | 1.62 | 2.76 | 49 | 3 | 平均0.191 標準偏差 0.182 100m×100m | |
| 第二組 | 1.34 | 2.76 | 132 | 3 | | |
| 第三組 | 0.46 | 2.76 | 331 | 3 | | |

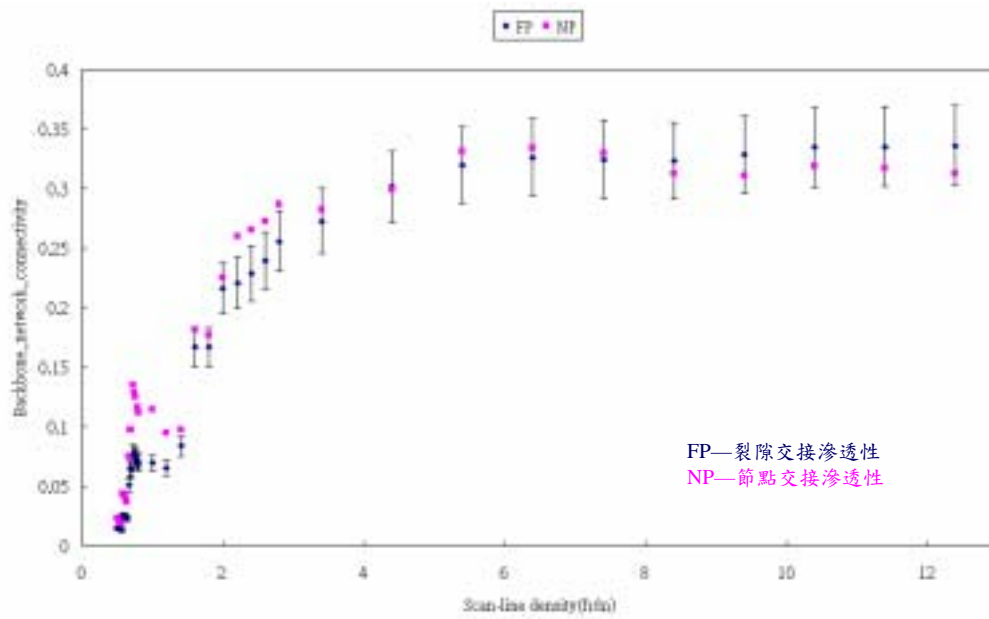


圖 3-34：裂隙測線密度與交接率之關係

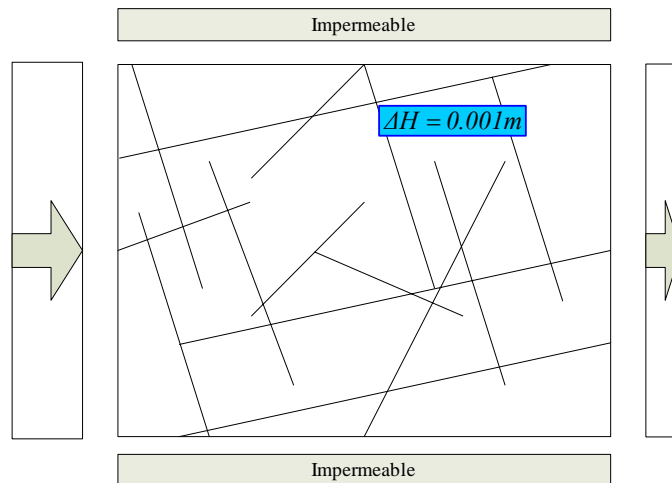
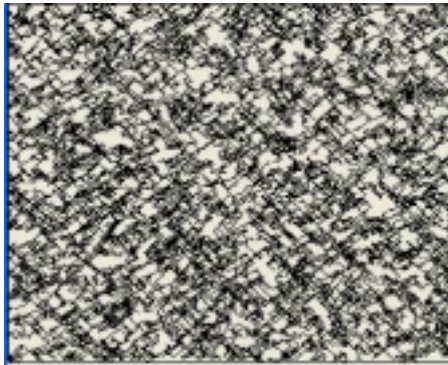
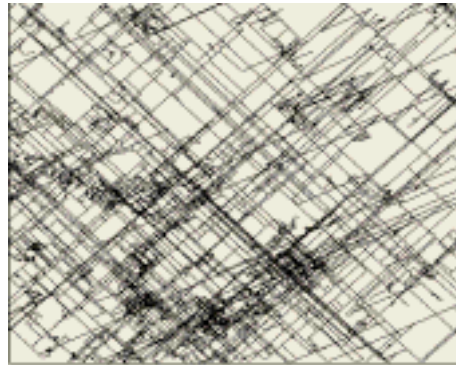


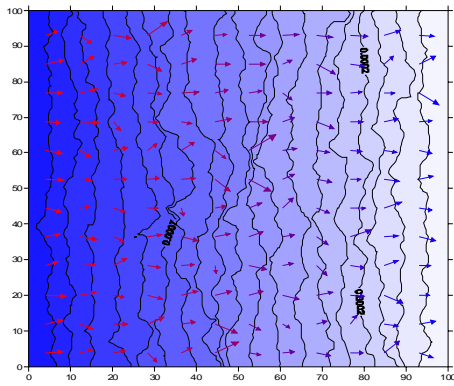
圖 3-35：假設邊界條件之概念示意圖



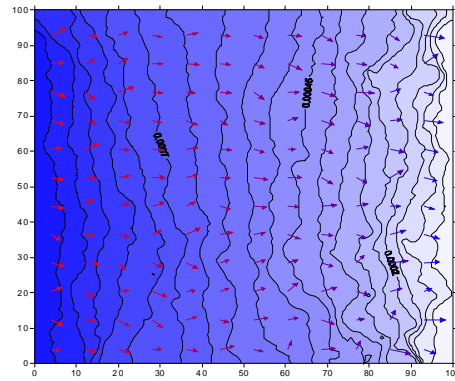
(a)波松裂隙岩體



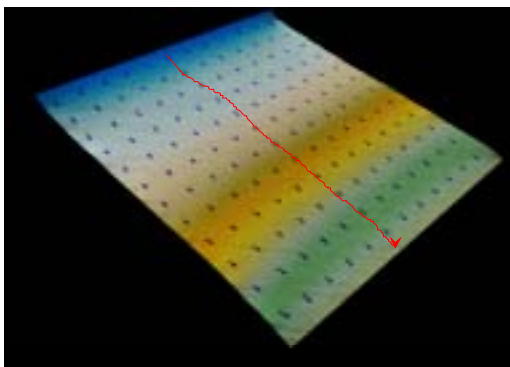
(b)碎型裂隙岩體



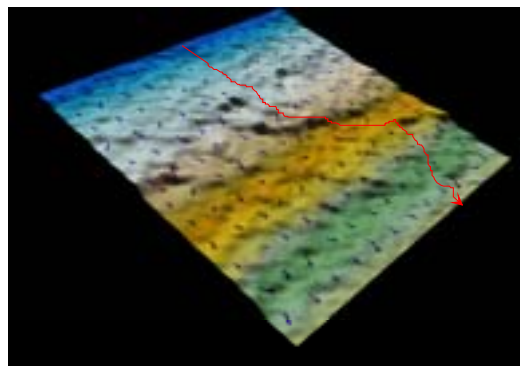
(c)波松模式地下水流場等值圖



(d)碎型模式地下水流場等值圖



(e)波松模式地下水流場立體圖



(f)碎型模式地下水流場立體圖

圖 3-36：兩種裂隙岩體模式及水流流場分佈圖

註：*(e)(f)箭頭指向表示可能水流方向

3.2.3 生物圈

現階段之生物圈輻射劑量評估技術的工作，是應用本年度所建立之生物圈輻射劑量評估飲用水井情節概念模型，建立最適用測試區之生物圈輻射劑量評估概念與分析程序，並配合生態及環境文獻資料的調查，評析現階段測試區之分析參數，完成潛在處置母岩區域之飲用水情節評估模式之程式運算技術，做為SNFD2009報告安全評估技術發展之依據。

3.2.3.1 國內外生物圈資料歸納分析及比較

此項工作內容，主要分析(1)瑞典SKB應用於生物圈之模式；(2)美國雅卡山(Yucca Mountain)計畫評估之生物圈模式；(3)SPA計畫中歐洲各國生物圈模式應用於深地層處置之評估結果；(4)國際原子能總署(IAEA)對於生物模式範例之定義；(5)本國對於生物圈相關之研究。

(1) 瑞典SKB應用於生物圈之模式

SKB生物圈模式之驗證方法稱為BIOMOVS (Bergström et al., 1999)。其功能為針對環境評估模式所選擇之污染物及曝露情節，測試其預估結果的正確性；並解釋模式預估的差異是來自結構上的缺陷、無效的假設或選擇之輸入資料等因素；可以優先建議對於未來研究改善模式預估的正確性。

(2) 美國雅卡山(Yucca Mountain)計畫評估之生物圈模式

此計畫乃是應用美國環保署發展而能源部(DOE)應用之程式GEN II-S，進行生物圈輻射劑量評估模式建立。在進行GEN II-S程式計算前，所要輸入參數共分為飲水情節與灌溉水情節參數兩大類。這兩大情節皆是透過地質圈中被污染之地下水，間接攝取所引起之曝露途徑。

(3) SPA計畫中歐洲各國生物圈模式應用於深地層處置之評估結果

SPA (Gay et al., 2000)是歐洲各國從1982年開始建立的連續性計

畫，此計畫在1996到1999年期間，共有6個國家的研究機構參與，分別是西班牙ENRESA、德國GRS、法國IPSN、荷蘭NRG、比利時SCK.CEN以及芬蘭VTT等單位。其計算劑量考慮的來源是進入生物圈中受污染的地下水及攝取者。傳輸途徑則分為生物圈水井類型與生物圈河川類型兩種類型。

(4) 國際原子能總署(IAEA)對於生物模式範例之定義

IAEA對於生物圈模式範例之定義是以BIOMASS 6報告為主，其評估流程依序有以下幾項評估步驟：A.要先設定生物圈之評估背景；B.確認生物圈系統；C.描述生物圈系統；D.考慮曝露群體；E.模式發展；E.進行模式計算，以便能對所決定之關鍵群體求出其所受到的輻射劑量值。

(5) 本國對於生物圈相關之研究

根據目前所搜集資料，國內的生物圈發展最早是在1993年，清華大學原子科學研究所朱鐵吉等人(1993)，為了建立有效之輻射影響評估，進行各種輻射特性、評估劑量研究，並參考最新資料，提供陸域曝露途徑環境參數；王志榮(1995)研究放射性核種對農作物的遷移途徑及參數，賴淑瑛(1997)等人，針對放射性銨90及銻137核種做相關在生態系中的循環作用研究，汪子文(2003)應用雅卡山計畫之GEN II程式進行生物圈初步輻射劑量評估技術。以上多針對參數進行調查，尚未探討參數對生物系統的衝擊評估相關事項。

3.2.3.2 建立固定外釋率之核種劑量評估模式

生物圈輻射劑量評估模式在國外已發展相當純熟，而國內正處於起步狀態，目前僅發展至水井情節下的生物圈劑量評估程式。此項研究係引入國際原子能總署(IAEA)發展之生物圈劑量評估程式(BIOMASS)的固定外釋率ERB1B水井外釋情節模式，探討單一途徑核種經由遠場裂隙孔隙水流釋出，進入含水層內部，並經由水理機制，透過水井達到人體的情節，其運作情形說明如下：

放射性核種自裂隙釋出至含水層，再由含水層到達水井之水理傳輸機制如圖 3-37所示，傳輸機制主要考慮目標除含水層中平流作用外，並加以考量延散機制對核種傳輸的影響。模式所需的部份參數數據可經由目前國內機關歷年研究成果與參考國外相關文獻(表 3-5)。模式中以個人年劑量值為評估最終目的，故針對日常飲用標的之水井來探討其內部核種造成的劑量變化。利用四個指標性核種Tc-99、I-129、Cs-135與Np-237在水井1000萬年間的劑量值，其佔總劑量值九成以上，顯現水井內核種造成之劑量值變化曲線皆有尖峰(peak)產生，因尖峰值將產生最高之個人劑量值。

本項工作假設區塊之延散長度為300m，以主裂隙釋出點為起點對1800m與7800m外兩口虛擬水井進行評估。上述距離即視為含水層長度，並同樣假設抽取量即作為飲水需求量，造成之核種劑量值如圖 3-38和圖 3-39所示。此兩圖比較可發現曲線型態相似，是因評估過程僅單獨改變水井地點位距所影響的區塊長度與延散度，但就曲線值進而討論，以眾曲線尖峰點時間為基準，則可見兩水井地點釋出點東方1800m劑量值大於釋出點西方7800m(表 3-6)，兩水井中四個重要核種所造成之劑量尖峰值平均相差約1個數量級，顯示符合原先水井位距遠近影響核種傳輸與濃度的假設想法。上述為本年度針對ERB1B核種劑量評估模式運跑結果，目前技術方法的建立已能對評估處置場生物圈輻射劑量值有所成效。

表 3-5：ERB1B水井情節參數應用值

| 參數名稱 | 數值 | 單位 | 程式代號 |
|---------|------|-------------------|----------|
| 含水層內部流速 | 3.76 | my ⁻¹ | q_sat |
| 含水層孔隙率 | 0.25 | - | theta_w |
| 水力傳導係數 | 10-5 | my ⁻¹ | K_sat |
| 區塊長度 | 30 | m | L |
| 遲滯係數 | 核種決定 | - | R |
| 延散度 | 30 | m | L_disper |
| 含水層密度 | 2000 | kgm ⁻³ | Rho |

表 3-6：不同位距四個重要核種所造成的劑量尖峰值

| 核種名稱 | 時間 (yr) | 距主裂隙1800m (Sv/yr) | 距主裂隙7800m (Sv/yr) |
|--------|---------|-------------------|-------------------|
| Tc_99 | 1.6E+06 | 7.45E-07 | 3.90E-08 |
| I_129 | 6.0E+05 | 2.11E-02 | 2.23E-03 |
| Cs_135 | 4.0E+06 | 5.05E-04 | 2.14E-04 |
| Np_237 | 1.0E+07 | 2.02E-04 | 2.88E-05 |

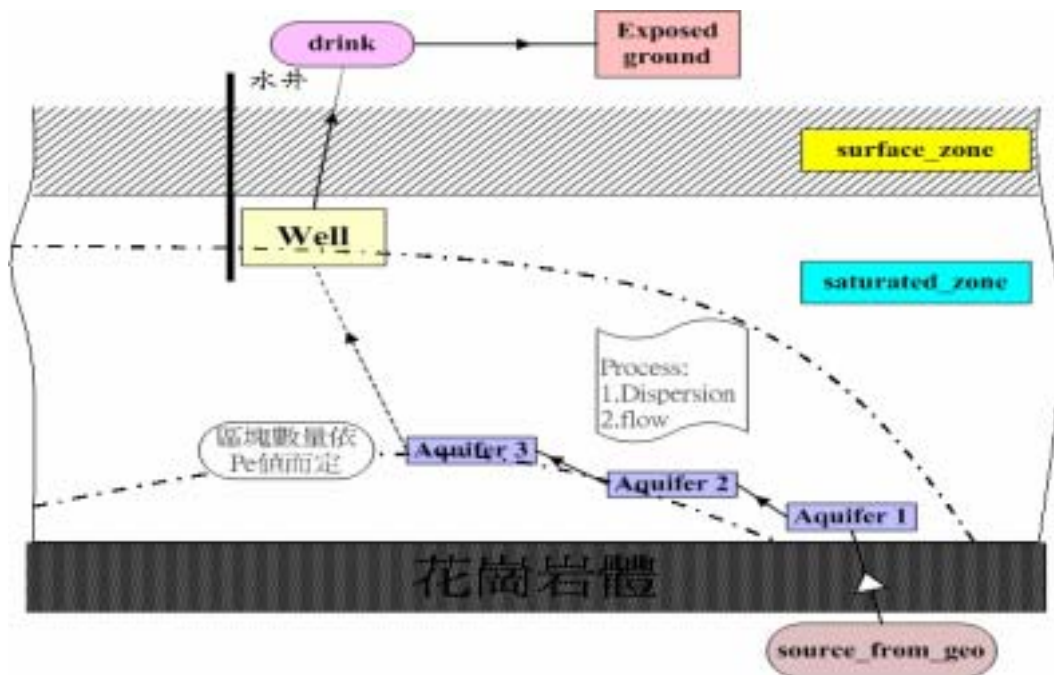


圖 3-37：ERB1B核種於含水層內部傳輸機制示意圖

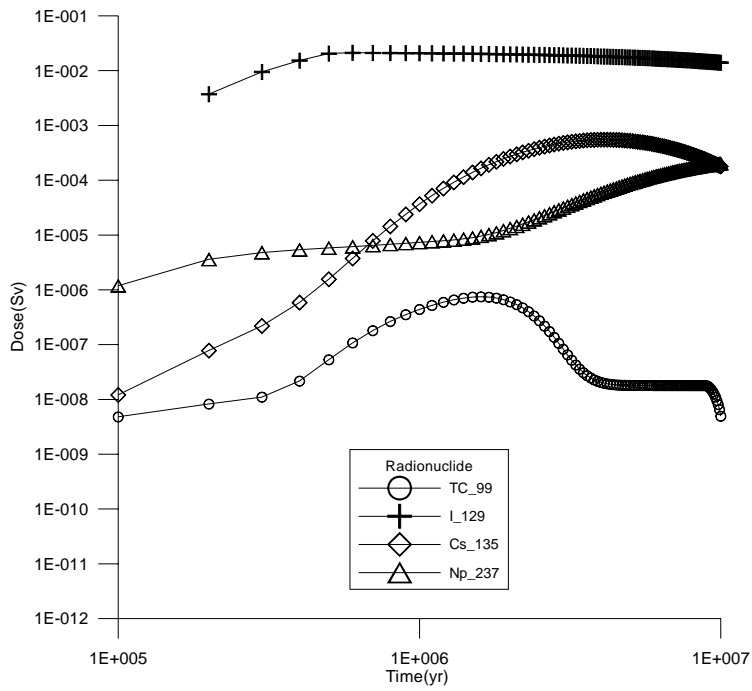


圖 3-38：距主裂隙1800m之水井中重要核種可能造成劑量值

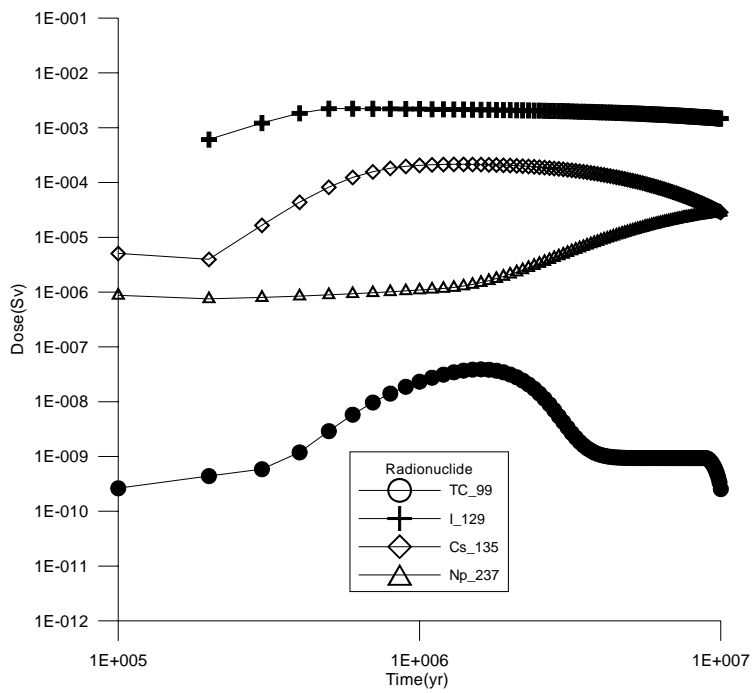


圖 3-39：距主裂隙7800m之水井中重要核種可能造成劑量值

3.2.3.3 整合生物圈應用於測試區之水井情節模式

本年度工作以針對ERB1B情節進行研究，著重於水體內的傳輸現象。概念模型以沿用BIOMASS 6內容作為整合概念模型之範疇。由圖3-40與圖3-41可發現ERB1A與ERB1B核種傳輸路徑上之區塊差異，雖然主要釋出方向相同，但ERB1B存在較多過程，概念模型藉以參數區塊來區隔兩者之差別，ERB1A與ERB1B兩者之共同參數分別為I與DCF，其中I為每年每人飲水量(m^3/yr)，DCF為劑量轉換因子(Sv/Bq)。ERB1A模擬起點於含水層內部，由水井抽取行為釋出阻水層，模擬終點為個人年有效劑量；ERB1B模擬起點於遠場，核種經由裂隙進入含水層，再經地下水體流動至水井抽取孔附近，由水井抽取行為釋出阻水層，模擬終點為每年個人有效劑量。

ERB1A與ERB1B理論如下：

(1) ERB1A理論

假設由地質圈進入含水層中放射性核種的濃度為定值，且井水的抽取速率亦為定值。其數學方程式如下。

$$H_{E,i} = C_{w,i} \times I \times dcf_i$$

式中

$H_{E,i}$ ：放射性核種 i 的年輻射劑量 ($Sv y^{-1}$)

$C_{w,i}$ ：井水中放射性核種 i 的濃度 ($Bq m^{-3}$)

I ：飲用水的消耗速率 ($m^3 y^{-1}$)

dcf_i ：放射性核種 i 的攝入劑量係數 ($Sv Bq^{-1}$)

(2) ERB1B理論

假設由地質圈進入含水層中放射性核種的釋放速率為定值。其數學方程式如下。

$$Q_1 = Q_2 + Q_3 - Q_4$$

式中

Q_1 ：目標區域上游的滲流水量

Q_2 ：目標區域下游的排放水量

Q_3 : 通過水井的抽取量

Q_4 : 由含水層下方流進的水量

由ERB1A得知

$$C_{w,i}(x,\theta) = A_{F,i}(x,\theta,x_0) \times F(x_0)$$

式中

$C_{w,i}(x,\theta)$: 放射性核種 i 在某位置 (x,θ) 的濃度 (Bq m^{-3})

$A_{F,i}(x,\theta,x_0)$: 含水層的傳輸因數 (y m^{-3})

$F_i(x_0)$: 放射性核種 i 進入含水層的釋放率 (Bq y^{-1})

而

$$A_{F,i}(x,\theta,x_0) = A_P \times \phi_D \times \phi_C \times \phi_B$$

式中

A_P : 物理分散的過程 (y m^{-3})

ϕ_D : 放射性的衰變

ϕ_C : 化學交互作用的影響

ϕ_B : 生物交互作用的影響

又

$$\phi_D = \phi_C = \phi_B = 1$$

故

$$A_{F,i}(x,\theta,x_0) = 1/Q$$

此處 Q 取決於目標區域的水量收支情形。

而

$$F_i = C_{gw,i} Q_4$$

式中

$C_{gw,i}$: 由地質圈流進含水層中放射性核種 i 的濃度

又

$$C_{w,i} = C_{gw,i} Q_4 / (Q_4 + Q_1)$$

此處假設 $Q_1=0$ ($Q_1 \ll Q_4$) ; $Q_2=0$ (假設下游水量皆由水井排出), 故

$$C_{w,i} = C_{gw,i} Q_4 / Q_3$$

式中 $Q_4 \leq Q_3$

故可由下式推導

$$Q = A_{aq} K_{sat} (\Delta h / \Delta x)$$

式中

Q 目標區域的流量 ($\text{m}^3 \text{y}^{-1}$)

A_{aq} 垂直於水流方向的面積 (m^2)

K_{sat} 飽和水力傳導係數

$\Delta h / \Delta x$ 水力梯度

且

$$C_{well} = \frac{\int_z F(z) C_w(z) W(z) dz}{\int_z F(z) dz}$$

$F(z)$ 每單位深度進入水井的流量 ($\text{m}^2 \text{y}^{-1}$)

$C_w(z)$ 含水層中放射性核種的濃度 (Bq m^{-3})

$W(z)$ 進入水井之地下水中放射性核種的濃度修正因子

z 含水層的深度

故

$$H_{E,i} = C_{well,i} \times I \times def_i$$

式中

$H_{E,i}$ 放射性核種 i 的年輻射劑量 (Sv y^{-1})

$C_{well,i}$ 被抽取井水中放射性核種 i 的濃度 (Bq m^{-3})

I 飲用水的消耗速率 ($\text{m}^3 \text{y}^{-1}$)

def_i 放射性核種 i 的攝入劑量係數 (Sv Bq^{-1})

3.2.3.4 運用分析輻射劑量轉換因數

本計畫計算生物圈輻射劑量值時，是依據IAEA BIOMASS 6報告中之水井情節進行運算，其計算公式為核種濃度(Bq/m^3)乘以飲水消耗率(m^3/yr)，最後再乘以輻射劑量轉換因數(Sv/Bq)。其中輻射劑量轉換因數是參考國際輻射防護協會相關報告(ICRP 72)所訂定(ICRP, 1996)。

對於輻射劑量所造成關鍵群體的曝露劑量，依照不同的途徑可以分為體內曝露及體外曝露兩種(王瑞琪，1994)。由於放射性核種會經由食入或吸入進入人體內，透過消化道、呼吸道及循環系統，藉由沉澱、排泄、循環等不同的機制到達人體的各個器官中，而造成每個器官有不一樣的曝露劑量。

對於本項研究的目標：「運用分析輻射劑量轉換因數」，其目的不單獨是將公式套入ICRP 72報告的劑量轉換因數，進而求得劑量值，更希望藉由計畫的進行，能進一步了解並比較世界各國對於劑量轉換因數是如何運用至變異情節中。而本年度對於本項工作之進度，介紹如何運用ICRP 72報告中之劑量轉換因數，包括選用之等級，適用之年齡族群，以及簡單的劑量轉換因數之定義說明，後續工作將於96年度繼續延續，以達到運用分析輻射劑量轉換因數之目的。

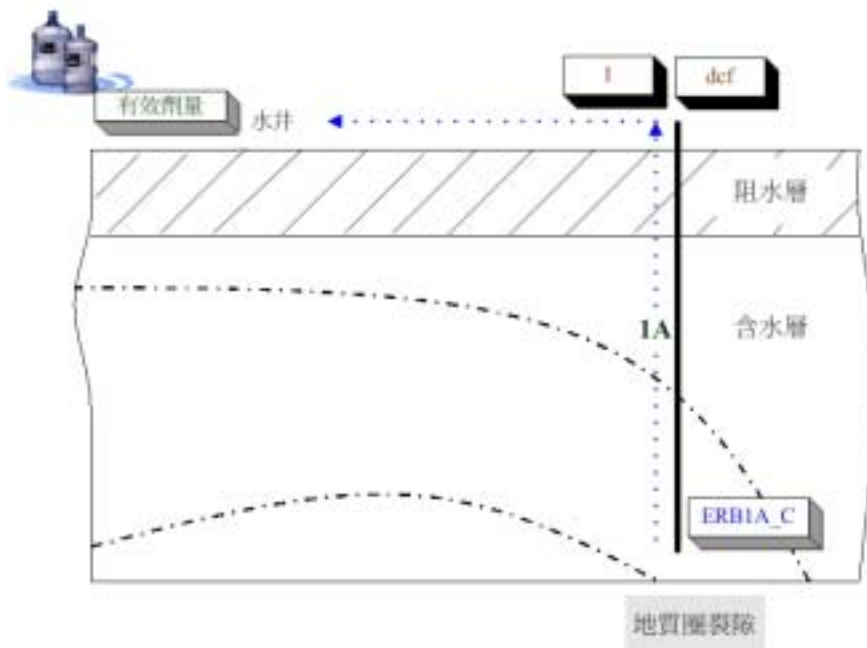


圖 3-40：ERB1A 飲水情節所需參數區塊概念模型

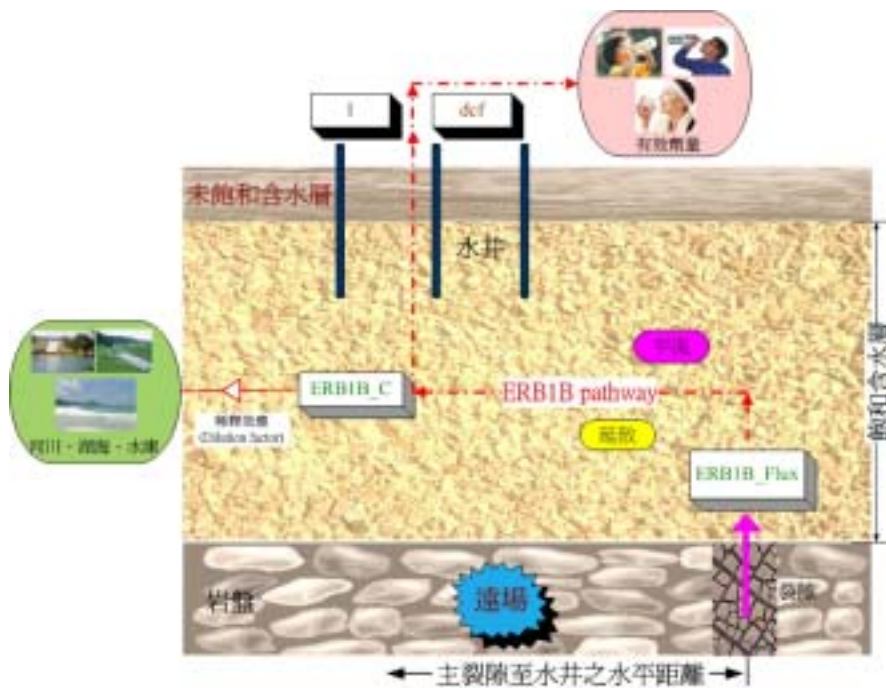


圖 3-41：ERB1B 飲水情節所需參數區塊概念模型

3.3 技術發展

3.3.1 小規模試驗場特性調查

小規模試驗場特性調查工作之目的，在建立與驗證結晶岩質潛在處置母岩特性調查所需之小規模現地調查結果，以及資料整合解析作業流程。95年度計畫工作項目包含跨孔追蹤稀釋試驗、小規模試驗場裂隙特性研究，及小規模試驗場地下地質概念模式建立。

3.3.1.1 跨孔追蹤試驗

跨孔追蹤試驗目的在於獲得跨孔間聯通裂隙的傳輸參數，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。95年度本計畫針對小規模試驗場進行下列工作：

(1) 裂隙壓力量測

主要目的在分析小規模試驗場三個探測孔剖面間裂隙壓力分布，以區分異常壓力存在之深度，作為後續裂隙聯通及追蹤與稀釋試驗之參考。

(2) 水力擴尺度試驗

改變封塞長度(3m、30m、100m、500m)之水力試驗，計算水力傳導係數值(K)，並利用標準數學平均擴尺度法，建立水力傳導係數現場量測值與擴尺度間之關係。

(3) 跨孔追蹤稀釋試驗

於特定裂隙段實施水力掃瞄試驗及跨孔追蹤稀釋試驗，以確認裂隙聯通性及驗證小規模試驗場地質概念模式與計算自然水流梯度狀況下傳輸參數。

95年度試驗成果分述如下：

(1) 裂隙壓力量測

小規模試驗場三鑽井在地表下20~30m及50~70m間，裂隙壓力值

遠高於一般靜水頭壓力值(圖 3-42),壓力分布主要由2號鑽井朝1號及4號鑽井方向擴散,80~500m深度間之壓力分布,裂隙水流現象相較淺層部份則並不明顯,壓力分布隨深度增加而變大。

(2) 水力擴尺度試驗

由於測試區小規模試驗場現場量測之水力傳導係數值(K_m),與擴尺度後之水力傳導係數值(K_u),兩者間以算數平均法可獲得較好之相關性($R\text{-squared}=0.858$),如圖 3-43所示,故以此關係式代表小規模試驗場之水力特性。關係式可表示為:

$$\log_{10}(K_u)=0.855\times\log_{10}(K_m)-1.32\times[\log_{10}(L_u)-\log_{10}(L_m)]$$

式中 L 為封塞尺度, u 代表擴尺度值, m 代表量測值。

(3) 跨孔追蹤稀釋試驗

進行跨孔追蹤稀釋試驗前,為確定跨孔間裂隙的聯通性,先進行跨孔水力掃瞄試驗,研判小規模試驗場存在四個可能聯通的裂隙段,深度為20-80m、140-200m、320-350m及440-470m。在計畫期限內,本工作選擇1號及4號鑽井連成的剖面,進行裂隙段深度為170-200m(屬於單一裂隙)及320-380m(屬於主要裂隙帶)之跨孔追蹤稀釋試驗,以驗證其聯通性,並計算傳輸參數。依據地下水流向,由1號鑽井深度170-200m封塞段以Step-input方式注入追蹤劑,於4號鑽井深度182-194m封塞段則進行追蹤劑濃度監測,同時亦於2號鑽井深度80m處利用Diver CTD系統進行通井監測,以瞭解追蹤劑是否有側向流動的情況。試驗期間,根據4號鑽孔在深度180m處追蹤劑濃度監測成果(最高濃度為50 mg/l,約為初始濃度之0.17%),經SFDM模式(Chiang et al., 2005)模擬分析後(忽略裂隙周圍岩層分子擴散機制),其移動距離(Travel Length)約10m,裂隙孔隙率(Porosity)為0.05%,一般裂隙孔隙率約介於0.001%~0.01%之間(Singhal and Gupta, 1999),延散度(Dispersivity)為5m,裂隙有效流速(Effective Flow Velocity)為17.3m/day,因此水力擴散係數(Hydraulic Dispersion Coefficient)經計算為87 m²/day。

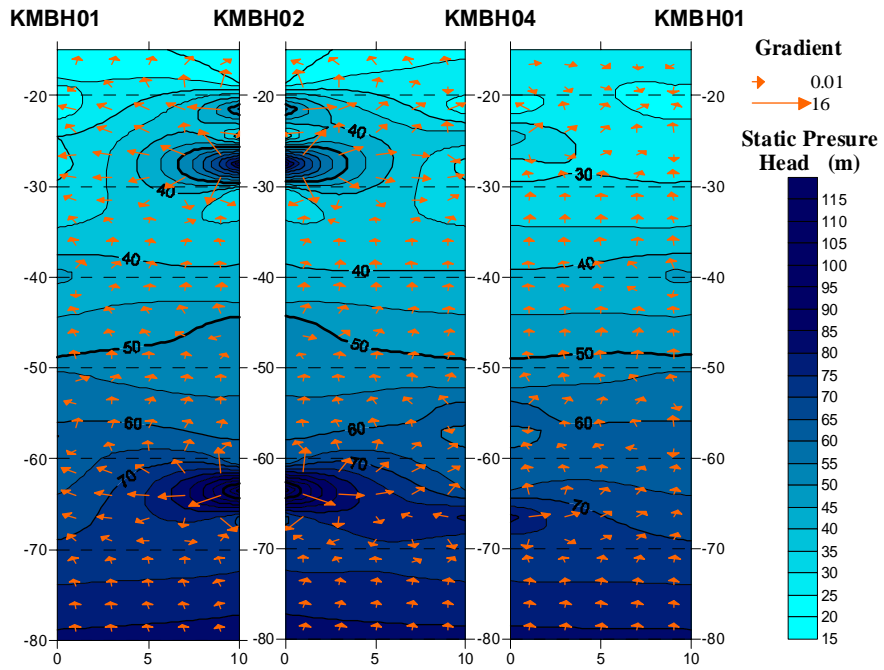


圖 3-42：小規模試驗場地下0~80m裂隙壓力及梯度分布圖

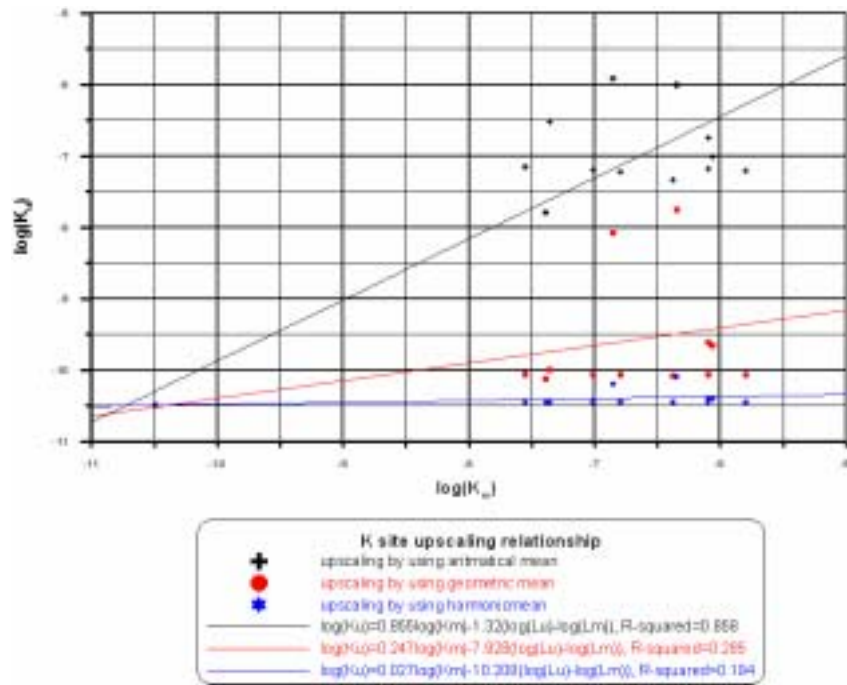


圖 3-43：小規模試驗場現地量測之水力傳導係數值(Km)及擴尺度後之水力傳導係數值(Ku)間之關係圖

3.3.1.2 小規模試驗場裂隙特性研究

為瞭解測試區結晶岩體裂隙的水文地質特性，本研究95年度工作，乃利用測試區東部的既有地表測線採樣數據，以及測試區西南部最新「視窗採樣」數據，分析裂隙網路的參數(包含裂隙位態、裂隙長度、裂隙間距及頻率及裂隙中心空間分布模式等)。分析所得資料，除了提供離散裂隙網路模擬所需的輸入資料之外，亦可提供後續功能安全評估工作所需的基本裂隙資料。其研究成果分述如下：

- (1) 以裂隙位態的分析資料來看，測試區結晶岩具有解壓裂隙及與張裂環境相關的高角度共軛裂隙；而西南部裂隙資料則明顯存在岩脈中的冷卻節理。此四類基本裂隙為與測試區結晶岩體的應力性質及岩體生成過程有關的裂隙。且測試區裂隙具有複雜且不規則幾何形狀的高角度岩脈構造，此類侵入岩脈的分布則與其形成的時間序列有相當大的關連。
- (2) 以西南部坑道視窗採樣數據顯示，裂隙間距與裂隙軌跡長度均可以Gamma機率分布描述，雖然裂隙間距可用負指數分布描述，但裂隙長度則比較接近對數常態分布。
- (3) 測試區地表測線資料之裂隙參數分析結果已整理完成，包含測試區東部地表測線資料及西南部坑道面採樣裂隙資料。分析資料包含位態及叢集分析結果、裂隙半長之最適機率分布及參數，以及裂隙正交組間距之最適機率分布及參數，如圖 3-44。此項結果可提供後續功能安全評估工作所需之基本裂隙參數使用。
- (4) 小規模試驗場之孔內攝影位態資料顯示，該區岩體之裂隙具有兩組高角度(接近垂直)裂隙及一組低角度裂隙，而低角度裂隙的數目隨著深度增加而減小。此結果顯示，小規模試驗場附近深部岩體之傳輸將由高角度裂隙主導，除非低角度裂隙的長度及延伸性好，否則垂直方向將預估為該區岩體的主要水流傳輸方向。
- (5) 測試區東部及測試區西南部之裂隙節理點中心空間分布，經由地質統計以及嚴謹的統計檢定分析現有量測資料的結果顯示，節理

中心分布較接近卜瓦松點過程，但不接近碎形(Fractal)模式。由此結果可推測，此兩部分岩體之裂隙型態為隨機的空間分布，且岩體裂隙參數不具有尺度類似性。

- (6) 若裂隙幾何形狀假設為圓盤型，則根據測試區東部地表裂隙資料的裂隙半長可估計出裂隙直徑之機率分布。若裂隙半長為負指數分布，則裂隙直徑之機率分布亦為負指數分布，但若裂隙半長為對數常態或加馬(Gamma)分布，則估計之裂隙直徑為一偏斜之機率分布，可能為對數常態或加馬分布。

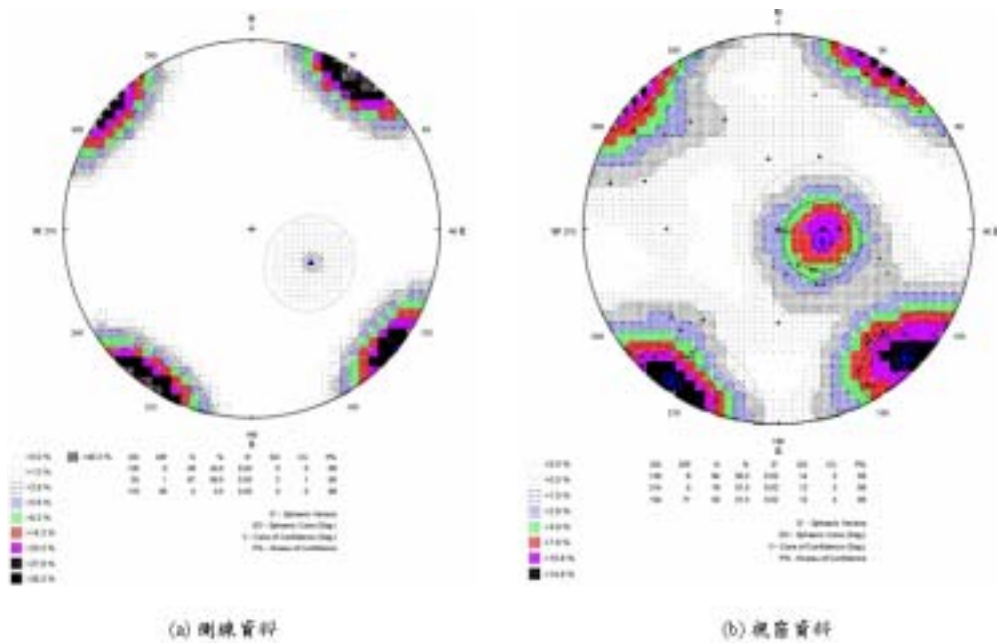


圖 3-44：測試區西南部測線採樣與視窗採樣資料之位態分析結果

3.3.1.3 小規模試驗場地下地質概念模式

地質概念模式乃是整合地質調查結果，以剖面圖方式展現岩層與構造特性，作為後續建立水文、地化等概念模式之基本底圖，及架構功能安全評估之地質條件。

95年度本項工作根據三孔井錄之岩性、構造(裂隙帶、斷層帶等)、孔內攝影之裂隙位態判釋，及地球物理井測等資料，利用芬蘭Posiva公司發展之RockCad軟體，已完成展示岩性地層柱、裂隙帶、斷層等模擬元件建立，並組合成3D裂隙空間網絡模擬元件分析，如圖 3-45及圖 3-46所示。根據裂隙空間網絡研析構造與岩性分布的地質作用分析得知，小規模試驗場裂隙特性如下：

- (1) 位於淺層(深度約20 m)低角度之剝蝕節理，平行古地形面發育，屬於較晚期發育的構造，截過小規模試驗場(如圖 3-46標示之綠色裂隙面)，可能為地下水的主要通道，並導致許多因風化作用而形成的裂隙帶。
- (2) 位於深度50 m以上之區段，有發育數條近乎南北向之高角度裂隙帶，特別是一組介於2號鑽井及1號與4號鑽井連線之間的裂隙帶，可能為早期發育之節理構造，將靠近2號鑽井一帶，晚期發育之破碎區分隔開來。因此，2號鑽井呈現出較另外兩孔高的裂隙頻率。
- (3) 位於深度180-200 m的區段，通過1號及4號鑽井高角度裂隙帶，在深度約250-270 m附近穿過2號鑽井，且可能繼續延伸至深度約290 m處，因遇到早期形成之輝綠岩脈構造，導致裂隙帶並未穿過而尖滅(如圖 3-46下方所示)。簡言之，此高角度裂隙帶可能與輝綠岩脈共生，均導因於岩體冷卻節理的發育。
- (4) 岩體冷卻過程形成許多高角度裂隙帶，同時輝綠岩脈群亦順此構造帶侵入，部份裂隙帶因而尖滅於輝綠岩脈處；換言之，輝綠岩脈構造為此區地下水文之重要不連續面。

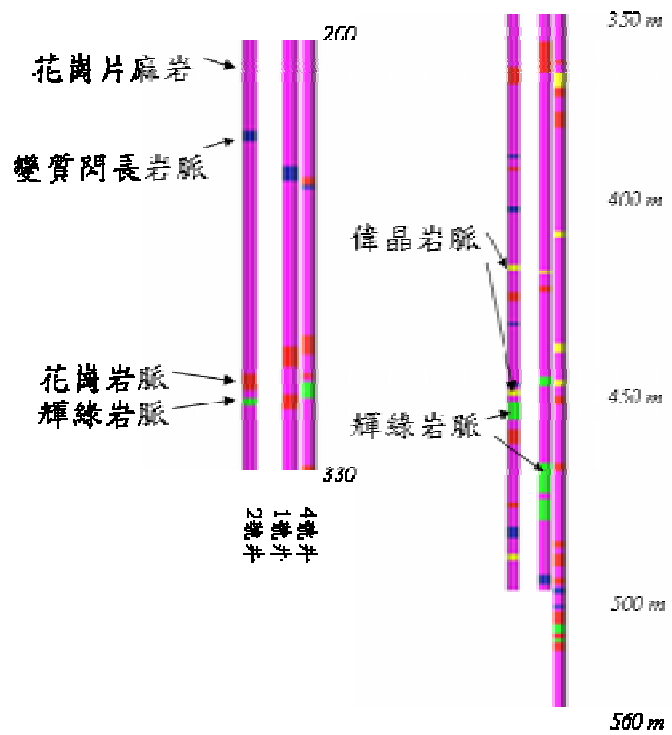


圖 3-45：RockCad軟體岩性分布建構元件之展示

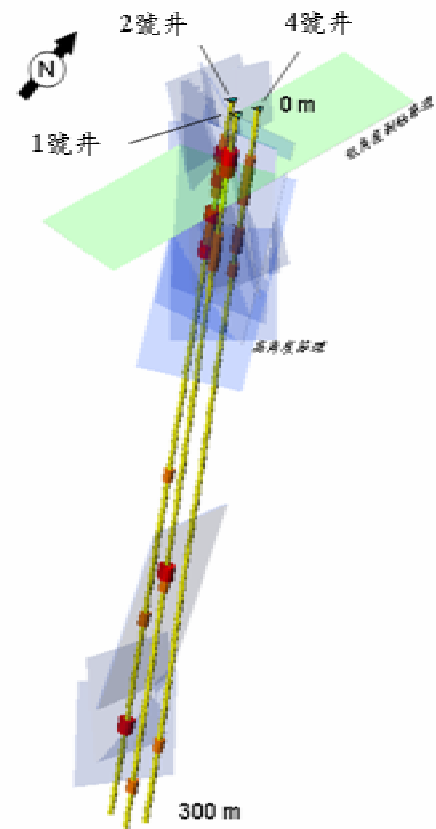


圖 3-46：裂隙空間網絡及裂隙頻率分布之3D示意圖

3.3.2 岩塊水力試驗

實驗室岩塊水力試驗主要目的，在於藉由設置大型室內試驗，以探討地下水在完整結晶岩質岩塊，及在裂隙岩塊的流動與傳輸機制參數，以提供未來潛在處置母岩功能安全評估之需求。95年度主要進行完整岩塊水力試驗及單一裂隙岩塊之水力試驗，其中完整岩塊水力試驗之試體是取自測試區，而單一裂隙岩塊水力試驗之試體是取自測試區之鄰近地區(如圖 3-47)，其岩性皆屬結晶岩質。95年度成果分述如下：

- (1) 岩塊分別以5bar、10bar、15bar及20bar等不同注水壓進行壓力脈衝試驗(Bredehoeft and Papadopulos, 1980; Neuzil, 1982; ASTM D4631-95, 2000)，所獲得之水力傳導係數整理如表 3-7所示。從分析結果得知同一岩塊脈衝壓力較高(10bar、15bar及20bar)之水力傳導係數K均相近，但低脈衝壓力(5bar)之水力傳導係數K比脈衝壓力較高(10bar、15bar及20bar)之水力傳導係數K稍低。
- (2) 本次單一裂隙岩塊之水力試驗採定流量注水至一個人造裂隙中進行試驗，以求得裂隙的傳輸係數T (Hölttä et al, 2004)。試驗過程中主要是量測穩定固定水頭與其相對應流率，以解析岩塊的傳導係數。試驗結果所得之傳導係數(T)為 $1.47 \times 10^{-4} \text{m}^2/\text{sec}$ 。



圖 3-47：岩塊水力試驗之岩塊照片

左圖：完整岩塊水力試驗之試體；右圖：單一裂隙岩塊水力試驗之試體

表 3-7：完整岩塊之水力試驗成果解析

| 脈衝壓力 | 岩塊別 | 岩塊A | 岩塊B |
|-------|-----|--|--|
| | | 水力傳導係數K (m/sec) | 水力傳導係數K (m/sec) |
| 5bar | | $4.1 \times 10^{-12} \sim 4.6 \times 10^{-12}$ | $2.1 \times 10^{-11} \sim 2.9 \times 10^{-11}$ |
| 10bar | | $9.5 \times 10^{-12} \sim 1.4 \times 10^{-11}$ | $3.3 \times 10^{-11} \sim 3.6 \times 10^{-11}$ |
| 15bar | | $1.5 \times 10^{-11} \sim 1.9 \times 10^{-11}$ | $3.4 \times 10^{-11} \sim 3.6 \times 10^{-11}$ |
| 20bar | | $1.1 \times 10^{-11} \sim 1.9 \times 10^{-11}$ | $3.2 \times 10^{-11} \sim 3.6 \times 10^{-11}$ |

3.3.3 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗

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中重要工作之一。緩衝及回填材料是處置「多重障壁」設計概念的一環，前者的構想是期望利用對核種具有高吸附能力、低滲透率的材料填充於廢棄物容器周圍。如此不但可以延緩地下水滲透並腐蝕廢棄物容器的時間，更可將滲濾出來的核種遲滯於其中。目前的先進國家大都以高密度壓實之膨潤土塊為主要考量。而後者是藉由膨潤土與石英砂或開挖之母岩材料混和，再回填於開挖的處置坑洞，增加對廢棄物容器的熱傳性質及承載應力。從核種遷移研究的角度而言，兩者的考量是一致的。95年度本項研究工作是以國內潛在母岩的岩樣及緩衝材料，進行核種在回填材料(花崗岩/石英砂/膨潤土)之化學穩定性及傳輸特性研究，其成果可提供功能安全評估所需的核種傳輸特性資訊。至於緩衝材料之核種遷移研究已於以往年度完成。95年度成果分述如下：

- (1) 批次動力吸脫附實驗之含膨潤土材料組的混合核種，於合成地下水中對Cs吸附作用之 K_d (分配係數)均大於Se。但在合成海水中，含膨潤土材料組對Cs吸附作用之 K_d 厭氧環境要大於好氧環境，而石英砂在厭氧環境下對Cs及Se均有吸附現象，此有別於在合成地下水的吸附行為。

- (2) 在合成地下水及合成海水中，當pH大於5，Th將沉澱。
- (3) 泥岩對Cs的吸附，屬於快速反應，在4個小時內就已經達到平衡。
- (4) 對Se而言，泥岩在厭氧環境中之 K_d 值大於好氧環境，這有可能因為Se的氧化還原反應，使得原來在好氧環境中的4價硒(Se(IV))還原成0價硒(Se0)。
- (5) 在平流延散管柱實驗中，結晶岩對Se(IV)的吸附能力不被離子強度所影響，而對於Cs的吸附能力會因為離子強度的增加而降低；另外，石英砂由於沒有可吸附的官能基，因此對於Se(IV)與Cs都沒有吸附能力。
- (6) 本研究利用 LEHGC 模式 (Lagrangian-Eulerian Finite-Element Model of Coupled Fluid Flows and HydroGeoChemical Transport) 來模擬Se(IV)與Cs平流延散管柱實驗的結果得知，結晶岩在合成地下水與合成海水環境下，對於Se(IV)的 K_d 值為0.80與0.77；對於Cs的 K_d 值為0.80與0。石英砂對於Se(IV)和Cs無論在合成地下水或是合成海水環境下的 K_d 值為0。此結果可作為日後管柱傳流實驗和場址功能評估數據引用的參考。

3.3.4 系統功能/安全評估整合技術

本分項研究在建立現階段安全評估分析使用之水文地質模型與持續分析相關研究成果，調整修訂現階段安全評估分析的水文地質模型；並完成遠場功能/安全評估模式輸出檔案格式與生物圈劑量評估模式輸入檔案格式研析，爾後的工作內容則延續此工作項目進行整合介面工具開發，並建構遠場與生物圈評估模式的整合系統。本分項工作目標與研究內容說明如下：

- (1) 分析現階段結晶岩質母岩現地調查資料：蒐集與研究分析現階段結晶岩質母岩特性，包括地質探勘資料、現地鑽探資料、地物探勘資料及水文地質調查資料等及中正大學進行之破裂岩體統計分析結果，建構功能/安全整合系統之分析模型，並研擬相關可能之核種傳輸情節。
- (2) 評析遠場功能/安全評估模式輸出格式與生物圈功能/安全評估模式輸入格式：整合遠場與生物圈之功能/安全評估模式格式與相關結果，進行階段性遠場傳輸模式與生物圈模式間的整合介面開發，用以建構遠場與生物圈功能/安全評估整合系統。

3.3.4.1 功能/安全整合系統之分析模型

- (1) 虛擬場址概念模型

分析過去相關研究成果繪製水文地質模型(圖 3-19)，並進行水文地質模式的探討。

- (2) 水文地質模型參數

彙整虛擬場址建構之資料，配合近場安全評估模式(3.2.1 節)、遠場安全評估模式(3.2.2 節)及生物圈安全評估模式(3.2.3 節)所需參數，並根據上述之水文地質模型彙整水文地質模式所需參數如表 3-8。該表為本年度階段性成果；表中彙整之各參數與目前尚無具體成果之參數將隨著下一年度成果更新。

表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表

| 近場參數 | | 數 值 | 說 明 |
|-----------|------------------|---|--|
| 廢棄物 本體 | 初始存量 | 以各電廠之資料計算用過核子燃料數量與活度結果。 | 存量計算保守假設為退出爐心的第一年，參考附錄項次12 |
| | 存量起算時間 | 60 yr | 暫時假設各電廠運轉60年，將視96年成果而更新 |
| | 完全溶解時間 | 360,000 yr | Vieno and Nordman (1999) |
| | 間隙與晶粒之存量比例 (IRF) | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| 廢棄物 容器 | 假設壽命 | 超過10,0000 yr | Vieno and Nordman (1999) |
| | 內半徑 | 0.475 m | 參考附錄項次2 |
| | 外半徑 | 0.525 m | |
| | 高 | 4.91 m | |
| | 基質蝕變時間 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 蝕物孔隙率 | 1.0 | 假設容器完全腐蝕 |
| | 蝕物擴散係數 | 6.3072E-2 m ² /yr | 假設為自由水體 |
| 蝕物吸附係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 | |
| 緩衝 材料 | 外半徑 | 0.875 m | 參考附錄項次2 |
| | 上層厚度 | 1.5 m | |
| | 下層厚度 | 0.5 m | |
| | | MX-80 | 日興土 |
| | 密度 | 比重：平均為2.78。 | 比重：平均為2.89。 |
| | 孔隙率 | 目前暫無具體成果 | Cs-137, Sr-85, Am-241, I-131四種核種在不同密度與孔隙率之日興土試體的試驗結果。 |
| | 擴散係數 | Am, Pu, U, Np, Cs, I, Tc核種的擴散係數研究結果。 | |
| | 吸附係數 | 分配係數：Cs和Se兩個核種分別在好氧與厭氧環境下的試驗結果。 Th、U、Cs、Se、I與Am核種在海水與淡水環境建議之穩態Kd值。 | Cs-137, Sr-85, Am-241, I-131不同震盪時間、Cs-137不同濃度以及Cs-137, Sr-85, Am-241在不同酸鹼度及溫度之Kd試驗值。 |

表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表(續)

| 近場參數 | | 數 值 | 說明 |
|-------|-------|---|---|
| 開挖擾動帶 | 寬度 | 8.19 mm~41.55 mm | 參考Autio (1997) 與Karnbranslehantering (2003) |
| | 密度 | 比重最大為2.68、最小為2.62，平均為2.65。 | 與母岩密度相同。 |
| | 孔隙率 | 0.09%~1.23% | 參考Autio (1997) 與Karnbranslehantering (2003) |
| | 擴散係數 | 6.3072E-2 m ² /yr | 假設為自由水體 |
| 回填材料 | 高 | 4.1 m | |
| | 寬 | 3.6 m | |
| | 密度 | 2000kg/m ³ | 參考附錄項次10 |
| | 孔隙率 | 無相關參數 | |
| | 擴散係數 | Am, Pu, U, Np, Cs, I, Tc，視擴散係數結果。 | Yngve Albinsson (1989) |
| | 吸附係數 | 75Se、95mTc、131I、137Cs、239Np、241Am、Th、及U八種關鍵性核種對不同混合配比之穩定Kd值。 | 參考附錄項次11 |
| 母岩 | 密度 | 比重最大為2.68、最小為2.62，平均為2.65。 | 參考附錄項次4 |
| | 孔隙率 | 最大為0.79%、最小為0.38%，平均為0.58% | 參考附錄項次4 |
| | | 由SFDM模式套配結果所求得之平均孔隙率為0.56%。 | 參考附錄項次1 |
| | 擴散係數 | 僅Cs、Se與HTO的實驗結果。 | 參考附錄項次12 |
| | 吸附係數 | 僅Co-60、Sr-85、I-131、Cs-137、Am-241、Se-79、Np-239、Tc-95m、U、Th十個核種的實驗結果。 | 參考附錄項次12 |
| | 地下水流速 | 6.8x10 ⁻¹³ m/sec | 假設水力梯度為1。 |

表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表(續)

| 近場參數 | 數 值 | 說明 | |
|------|---------|---|----------------------|
| 裂隙 | 裂隙間距 | 小規模試驗場裂隙間距的機率密度函式分析結果。 | 參考附錄項次4 |
| | | SFDM模式套配結果所求得之裂隙平均間距為0.016m。 | 參考附錄項次1 |
| | 裂隙開口 | 小規模試驗場裂隙開口的機率密度函式分析結果。 | 參考附錄項次4 |
| | | SFDM模套配結果所求得之裂隙平均水力內寬為 1.12×10^{-4} m。 | 參考附錄項次1 |
| | 裂隙擴散係數 | 6.3072×10^{-2} | 假設為自由水體 |
| | 裂隙吸附係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| 邊界條件 | 零濃度邊界距離 | 0 m | 以保守性假設評估 |
| | 底岩厚度 | 0 m | 以保守性假設評估 |

表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表(續)

| 遠場參數 | | 數 值 | 說明 |
|------------|---|-------------------------------------|----------------------|
| 廢棄物 容器 | 長度 | 4.91 m | 參考附錄項次3 |
| 廢棄物 處置孔 | 間距 | 9 m | 參考附錄項次3 |
| 母岩 | 密度 | 同近場母岩資料 | |
| | 孔隙率 | 最大為0.79%、最小為0.38%，平均為0.58% | 參考附錄項次4 |
| | | 由SFDM模式套配結果所求得之平均孔隙率為0.56%。 | 參考附錄項次4 |
| | 有效擴散係數 | 僅Cs、Se與HTO的實驗結果。 | 參考附錄項次12 |
| 吸附係數 | 僅Co-60、Sr-85、I-131、Cs-137、Am-241、Se-79、Np-239、Tc-95m、U、Th十個核種的實驗結果。 | 參考附錄項次12 | |
| 裂隙 | 傳輸距離 | E1：653 m。 E3：532 m。 E5：520 m。 | 參考附錄項次12 |
| | 裂隙間距 | 8.26 m | 參考附錄項次4 |
| | 裂隙內寬 | 4.73×10^{-3} | 參考附錄項次4 |
| | 吸附深度 | 0 m | 暫以保守之數值假設 |
| | 擴散係數 | 6.3072×10^{-2} | 假設為自由水體 |
| | 吸附係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 地下水流速 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| 延散度 | 假設為傳輸距離的1/10。 E1：65.3 m。 E3：53.2 m。 E5：52.0 m。 | | |

表 3-8：水文地質模式所需參數項目彙整表(續)

| 生物圈參數 | | 數 值 | 說明 |
|---------------------|----------------|---|----------------------|
| ERB1A & ERB1B | 放射性核種的年輻射劑量 | 即核種經由遠場外釋後之活度劑量 | |
| | 飲用水的消耗速率 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 放射性核種的攝入劑量係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| ERB1A | 井水中放射性核種濃度 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| ERB1B | 井水中放射性核種濃度 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 有效的稀釋因子 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 放射性核種進入含水層的釋放率 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 含水層流速 | 試驗區兩地區之數值約為 $4.18 \times 10^{-4} \sim 4.18 \times 10^{-7}$ cm/s與 $1.86 \times 10^{-4} \sim 1.86 \times 10^{-7}$ cm/s。 | 參考附錄項次12 |
| | 含水層孔隙率 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 水力傳導係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 區塊長度 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 遲滯係數 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 延散度 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |
| | 含水層密度 | 目前暫無具體成果 | 96年度將進一步蒐集或由分項進行參數分析 |

3.3.4.2 遠場(INPAG-F)與生物圈(AMBER)評估程式整合

為將遠場與生物圈評估程式整合，本工作運用Fortran平台自行開發撰寫FF_AMBER程式碼並進行編譯成執行檔(FF_AMBER.exe)。將遠場輸出檔案，轉換成生物圈可輸入的檔案，並經由AMBER程式直接繪製。至於生物圈的劑量評估則需由AMBER使用者利用其區塊模式進行相關的評估與運用。

3.3.5 功能/安全評估資訊系統

本年度已就過去用過核子燃料最終處置計畫各單項資料庫，與國內外用過核子燃料最終處置技術發展等資料，予以彙整而完成的工作項目分別為「用過核子燃料最終處置資料特性分析」及「用過核子燃料最終處置系統分析」，進而完成資訊系統開發前置作業之需求分析與規格的擬定，以及大部分系統分析工作。有關本年度所完成之各項工作成果分別說明如下：

3.3.5.1 用過核子燃料最終處置資料特性分析

(1) 現有資料庫內容

目前本計畫之放射性廢棄物最終處置功能/安全評估相關的資料庫包括：FEPs資料庫、文獻資料庫、核種遷移資料庫與花崗岩特性資料庫等四個資料庫，皆由ACCESS資料庫管理系統建構。

(2) 資料表之調整與新增

現行資料庫經過分析後，出現有部分資料表中之資料已不再使用，或是資料表中無任何資料，或者需要經過適當合併等程序；或者考量資訊系統並不需使用，應另行設計資料表等原因，或是基於系統之運作所需等等，而基於資訊系統各部份之需求設計，本年度重新進行資料表之新增、刪除、修改或欄位之調整。

3.3.5.2 用過核子燃料最終處置系統分析

(1) 處置資料分析

依據過去研究成果，本年度計畫將運用於「功能/安全評估資訊系統」之「用過核子燃料最終處置系統」相關技術資訊，分為源項、處置概念、近場、遠場、生物圈、功能安全評估等六項子系統，作為「功能/安全評估資訊系統」後續需求規格、系統分析、系統設計等作業之藍本。

(2) 處置資料之關連性

由於本計畫「功能/安全評估資訊系統」之資料建立於關聯式資料庫，其基本概念為將資料間的關係以關聯式組織，有利瞭解所有資料之間的同質性與關聯性，以建立高效率資料庫管理系統。為建立關聯式資料庫，必須先將所收集的相關研究資料(訊)予以分類、分析與歸納。

前節「用過核子燃料最終處置系統」資料分析結果，已將處置資料予以分析，本節則是分析釐清相關資料間的關聯性以作為後續資料庫規劃設計之參考，圖 3-48為分析資料關聯性的結果，右側虛線框架為資料面及其各資料間的關聯性，左側框架是為處置系統功能安全評估研究技術，本節亦建立資料面與技術面之關聯性，可了解功能安全評估技術整合架構，可做為後續資訊系統規劃設計之參考。

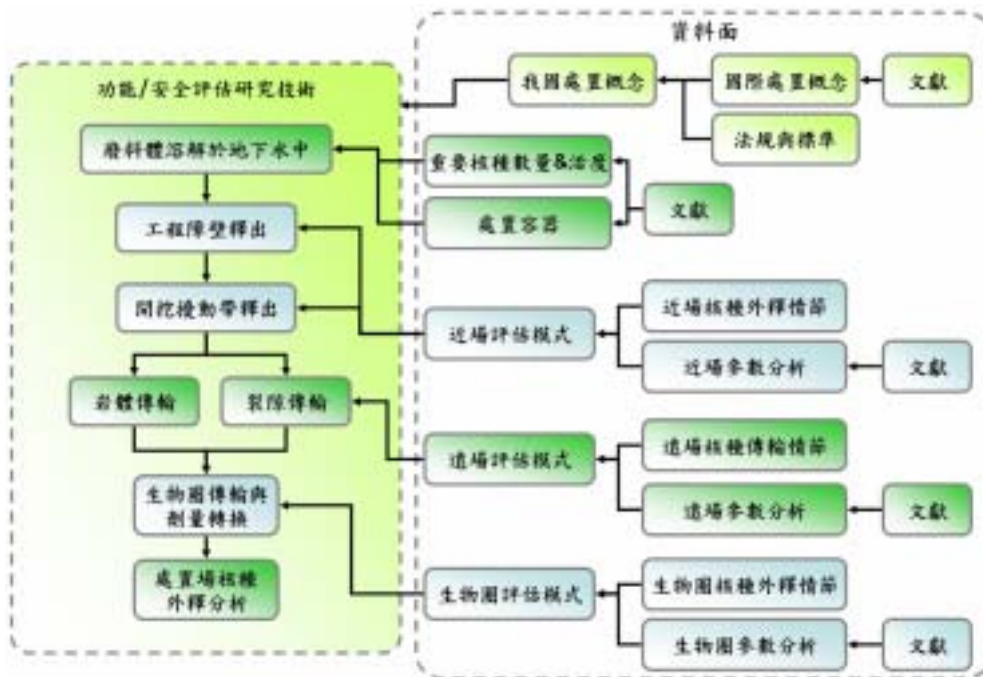


圖 3-48：「用過核子燃料最終處置系統」資料關聯圖

3.3.5.3 需求規格釐定與可行性分析

在進入實質的資訊系統軟體開發之前，必須依據處置系統分析結果、資料蒐集與彙整，釐定資訊系統軟體需求規格，規格釐定的重點工作包括：(1)依據初步規劃之查詢流程及相關資料、分析現況、分析並整理問題點與使用者的新需求，以作為開發平台及資訊系統的基本準則；(2)擬定資訊系統開發的目的與作業範圍，並以此作為基準；(3)定義資訊系統設計之相關事項(資料以及完整性的事項)、資訊系統運作管理事項(資料存取、功能、安全、運作等要素)。

本工作成果計完成分析擬定軟硬體環境、系統用戶種類、系統整體性需求、介面需求、資料檢索系統功能需求、資料管理系統功能需求、非功能性需求等多項規格，以表 3-9為例，說明了「功能/安全評估資訊系統」各項功能之需求規格。

3.3.5.4 資訊系統

本年度本項工作已完成實體關係模型(E-R Model)、資料庫分析與設計、檢索系統與維護系統功能細部分析與功能流程設計等工作成果，後續將進行系統介面分析與設計工作，並完成本工作項目，工作內容說明如下：

(1) 運用實體關係模型分析資訊結構與資訊內涵之關係

在建立資料庫系統過程中，為分析需處理的資料，及資料間之關係為何，本工作內容透過實體關係模型(簡稱E-R Model)，以一種圖形化的表示工具，對資料間的關係進行精確的描述並建立資料與資料間之關係，是為建立關聯式資料庫之重要作業。

由「用過核子燃料最終處置資料特性分析」結果，本資訊系統資料庫所包含的資料大致可分為參數、文獻及情節特徵等三大類，根據前述E-R Model之分析方法，完成本資料庫系統相關之實體關係圖11項，以瞭解本資料庫系統之概念性架構。

表 3-9：「功能/安全評估資訊系統」功能需求規格表

| 項目編號 | 項目需求 | 項目編號 | 項目需求 |
|-------|-------------|--------|--------|
| 1 | 資料檢索系統 | 1.6.4 | 近期工作 |
| 1.1 | 處置概念 | 1.7 | 法規與標準 |
| 1.1.1 | 我國處置概念 | 1.7.1 | 法律/法規 |
| 1.1.2 | 國際處置概念 | 1.7.2 | 行政規則 |
| 1.2 | 源項 | 1.7.3 | 法規草案 |
| 1.2.1 | 用過核子燃料數量 | 1.8 | 參數查詢 |
| 1.2.2 | 重主要核種活度 | 1.8.1 | 名稱查詢 |
| 1.2.3 | 處置容器 | 1.8.2 | 分類查詢 |
| 1.3 | 近場 | 1.9 | 情節特徵 |
| 1.3.1 | 評估模式 | 1.9.1 | 國內情節特徵 |
| 1.3.2 | 參數分析 | 1.9.2 | 國外情節特徵 |
| 1.3.3 | 近期工作 | 1.10 | 文獻查詢 |
| 1.4 | 遠場 | 1.10.1 | 簡易查詢 |
| 1.4.1 | 評估模式 | 1.10.2 | 複合查詢 |
| 1.1.2 | 參數分析 | 2 | 資料維護系統 |
| 1.1.3 | 近期工作 | 2.1 | 參數維護 |
| 1.5 | 生物圈 | 2.1.1 | 新增 |
| 1.5.1 | 評估模式 | 2.1.2 | 編修、刪除 |
| 1.5.2 | 參數分析 | 2.2 | 情節特徵維護 |
| 1.5.3 | 近期工作 | 2.2.1 | 新增 |
| 1.6 | 系統整合 | 2.2.2 | 編修、刪除 |
| 1.6.1 | 概念模型 | 2.3 | 文獻維護 |
| 1.6.2 | 分析情節與核種釋出途徑 | 2.3.1 | 新增 |
| 1.6.3 | 評估模式 | 2.3.2 | 編修、刪除 |

(2) 資料庫分析與設計

在E-R Model完成後，除了可瞭解資料庫概念性架構外，最主要的是可以依據一定的轉換規則，將E-R Model轉成設計階段的關聯表，即存在於資料庫中的表格結構。在進行資料表格設計時為提升關聯式資料庫的效率，可以利用正規化(Normalization)的方法協助資料表結構的設計，而正規化的目的即要讓資料庫重複的資料減到最少，始能快速地找到所要的資料，以提高關聯式資料庫的效能。

目前已初步完成資料庫分析與設計，計完成了參數等19項資料表(表 3-10)的設計。此外並建立前節資料實體關係圖所轉換之資料表關聯圖計5項。

(3) 系統功能細部分析與功能流程設計

本工作內容延續需求規格初步規劃之結果，細部分析資訊系統各項細部功能，建立系統功能架構圖，設計規劃各項功能操作流程圖，前述成果將做為未來資訊系統設計與開發之依據。

「功能/安全評估資訊系統」將會分為兩個部份，其一是為提供一般使用者的資料檢索系統，另一部分為方便系統管理維護者進行系統後端資料維護的系統。資料檢索系統依據分析設計的結果計有「功能/安全評估技術」等13項主功能，各項主功能下的子功能總計有47項。資料維護系統依據分析設計結果計有「帳號權限」等4項主功能，各項主功能下的子功能均為資料維護所需之新增、刪除及修改之功能。

表 3-10：「功能/安全評估資訊系統」資料庫資料表列表

| 資料庫：SNFDPA | | |
|------------|-----------------------|--------|
| 編號 | 資料表名稱 | 資料表說明 |
| 01 | Parameter | 參數 |
| 02 | Parameter_Numeric | 參數數值 |
| 03 | Barrier | 障壁 |
| 04 | Medium | 介質 |
| 05 | Nuclide | 核種 |
| 06 | Density | 密度 |
| 07 | Porosity | 孔隙率 |
| 08 | Diffusion_Coefficient | 擴散係數 |
| 09 | Sorption_Coefficient | 吸附係數 |
| 10 | Reference | 文獻 |
| 11 | Disposal_Class | 處置分類 |
| 12 | Country | 國家 |
| 13 | Feps_Taiwan | 台灣情節特徵 |
| 14 | Feps_Abroad | 國外情節特徵 |
| 15 | Feps_Class01 | 情節第一分類 |
| 16 | Feps_Class02 | 情節第二分類 |
| 17 | Feps_Class03 | 情節第三分類 |
| 18 | Feps_Class | 情節分類 |
| 19 | Agency | 機構 |

3.4 各國高放處置計畫資訊分析

在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，處置概念因各國處置母岩及地質環境特性而有差異。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。自1970年代以來各核能先進國家陸續推行高放處置計畫累積的經驗與技術，向為我國推行高放計畫所效法的依據。下列就日本、瑞典、芬蘭及美國等核能先進國家之用過核子燃料處置概況進行介紹。

3.4.1 日本

在日本處理高放射性廢棄物之專責機構稱為原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan -NUMO)，所負責的事項有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工作原來由日本原子能研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)及日本核子燃料循環與開發機構(JNC)所負責，此兩機構部份人員已於2005年10月1日依法成立日本原子力研究開發機構 (Japan Atomic Energy Agency, JAEA)。不同於我國的核能組織，NUMO及JAEA皆是屬於民間經營的核能單位。

對於高放射性廢棄物之處理，日本方面是主張以深地層的方式進行。最主要的原因是在地底的深處，不會遭受到地震、海嘯及颱風的天然災害；至於人為的戰爭與恐怖活動也都可以避免。此外，在較深處的地底，核種之遷移是由地下水決定，然而一個穩定而緻密的岩體其地下水流動是相當緩慢的，所以可以延長核種到達生物圈的時間。另一方面，對於處置容器而言，由於地底深處的氧化作用相較於地面

上而言是更為不明顯，故有效控制處置容器發生銹蝕等化學作用，進而延長其壽命。也由於有如此的特性，日本的政府部門才決定採用此種深層處置的方式。

自2000年6月，日本的國會終於製定了「特定放射性廢棄物最終處置法」，並且加盟國際原子能總署(IAEA)，一起努力制定國際條約中的「關於用過核子燃料管理以及放射性廢棄物的安全管理」聯合條約。在2001年6月，NUMO更在國內進行了第一屆的國際技術諮詢會議(ITAC)，此會議的目的在於認識國際間關於處置的技術，並保證NUMO對於處置技術之工作能符合國際水準。2005年9月日本核子燃料循環與開發機構(JNC)發表年度報告(H17)，針對HLW計畫於平成12年報告(H12)提出之後迄今(即2001~2005年間)的研究成果，主要包括三部支持報告(Supporting Report)。支持報告一：為地球科學研究(Geoscience Study)；支持報告二：為處置場工程技術(Repository Engineering Technology)；支持報告三：為安全評估方法(Safety Assessment Methods)。

截至目前為止，2006年1月17~19日的國際技術諮詢會議已經在東京進行了第九屆的會議，本次會議的內容均與H12報告息息相關，另外有談論到公共溝通的議題與處置場址初步調查的討論，以及功能評估(PA)所用的分析程式，大多於平成12年報告(H12)內有記載(JNC, 2000)，例如，近場方面是用MESHNOTE (Wakasugi et al., 1999)、遠場地質圈方面是用MATRICS、生物圈方面則是用AMBER等程式。

NUMO更於近期訂定了高放射性廢棄物之規劃時程，在2008年之前，在準備選定調查之場址；2008-2012會對候選場址進行詳細調查；2012-2023則是以測試程式在地下所規劃之處置場進行探測；2023-2027會在選定場址開始進行建造，此其間亦會向政府申請運轉執照；2033-2037估計處置場可以開始營運。

3.4.2 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、建造和運行。對於高放射性廢棄物管理之規劃，SKB在1977年底，提出了KBS-1報告，並於在1978年提出KBS-2報告，選擇直接處置用過核子燃料方案。現今瑞典高放射性廢棄物之規劃，則是1983年所提出的KBS-3報告。

瑞典KBS-3概念之可行性評估中是採簡略概念模型，地面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。處置概念以銅殼鑄鐵內襯之廢棄物罐為處置容器，採隧道底部垂直置放方式處置，並以主隧道貫穿不同的處置區，處置隧道有主隧道向兩側展開，而其中一區規劃為先導驗證區，地表與地下設施以豎井及/或斜坡道連通。

另一機構KASAM，於2006年1月針對現階段SKB處置概念進行討論，討論依據以SKB處置概念細節為主體，釐清現階段該完成目標與主要研究方向，針對核廢棄物從產生、包裝、運輸、中間站，以及至最終處置的路徑作為討論對象。

3.4.3 芬蘭

目前芬蘭國內共有兩座核能電廠，各擁有兩部機組，投資金額約8億4100萬歐元。位於赫爾辛基市東方一百公里處的Loviisa電廠屬Imatran Voima Oy公司(IVO)，擁有兩部前蘇聯所設計的反應爐，反應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應爐，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12%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，第三部機組將在2009年底開始運轉。

芬蘭早期高放射性廢棄物處理問題，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，必須直接在國內處理。IVO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，Posiva在1996年一月正式運作。目前兩座核電廠中均設有儲存場，分別於1992年及1998年運作。儲存場位於地下70至110公尺深的岩層內，初級及中級污染廢棄物的儲存場乃分別設置。大小足以容納核電廠運作期限內所產生的所有廢棄物。另外，Posiva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核廢棄物儲存場，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。目前Posiva公司正進行選址作業，預訂2010年動工興建，2020年正式使用。

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。

3.4.4 美國

美國為世界中最先使用核能做為動力之國家，但早期對於用高放射性廢棄物處理並未詳細規劃。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。該法案明訂能源部(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)。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向國家研究院(NRC)提交興建許可申請書。在歷經二十餘年約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，能源部原本預計於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1萬年和1百萬年兩個階段。另外，在2005年3月中旬，美國能源部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，雅卡山接收放射性廢棄物時程修訂為2017年3月。由於上述時程修改，能源部將申請建造日期由2004年12月修改為2008年6月30日，核能管制委員會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。

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。

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衰期核種之超鈾(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，處置約16萬5千立方公尺之廢棄物。至2006年9月為止，WIPP總計接收來自全美13個地點之廢棄物共達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。

4. 工作成果分析

4.1 計畫執行與規劃之比較說明

為了達成「用過核子燃料最終處置計畫」(2006年7月核定版)的近程目標——彙整研發成果與蒐集國內外相關資料，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」，針對該報告三大主題「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安全評估」，台電公司自2005年開始即擬訂兩年期(94-96年度)之工作，針對我國潛在處置母岩之區域環境特性、深層地質/構造/水文地質/岩石力學特性、處置概念、處置系統功能及系統安全評估流程等，進行相關技術的研究發展。

在潛在處置母岩特性調查方面，進行潛在處置母岩現有資訊的蒐集、研析與地理資訊系統的建立，並進行空中磁測，取得潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造等資訊。針對國內現有可能潛在處置母岩範圍，除進行區域調查研究外，主要工作在進行現仍欠缺的深層地質特性調查、地質鑽探、現地深井孔內調查，以及特性調查相關技術發展(如核種傳輸實驗)等工作，期能取得地質構造、地下水文、地球化學及岩石力學等深層地質特性之調查成果，以提供本土數據，建立功能/安全評估初步能力之案例說明。「處置環境條件的調查研究」各項工作執行與規劃比較說明詳如表 4-1。

針對「處置技術的研究發展」所需，於處置環境條件的調查研究方面，規劃下列幾項工作：小規模試驗場特性調查、岩塊水力試驗，以及實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗等之技術發展，除可提供2009年報告之「潛在處置母岩特性」一節(第2.3節)內容所需，並可提供近場環境功能/安全評估所需參數，以進行處置概念模式的發展與修正。此外，依據測試區之現地調查成果，並建構功能/安全評估介面程式，以有效整合近場、遠場、生物圈評估模式系統。為展現用過核子燃料最終處置技術的研發成效，落實研發成果與蒐整資料的數位

儲存。依據過去各單項資料庫與技術發展經驗，將用過核子燃料最終處置在處置概念研擬、國際經驗吸收、引用參數之文獻資料蒐整、功能安全評估分析成果等各方面資料，以各種不同形式進行數位資料的蒐集與儲存，作為支援功能安全評估技術發展，與整合最終處置參與人員研發成果的完整系統。「處置技術的研究發展」各項工作執行與規劃比較說明詳如表 4-2。

功能/安全評估目的在將現地特性調查資料、處置場設計及研究數據加以整合，並依據處置場情節發展結果，分析模擬處置場之設計是否符合法規安全標準，其結果可提供未來最終處置場建造之參考。因此，現階段發展初步功能/安全評估技術，須整合處置場場址之水文地質、熱傳、核種傳輸與地化條件、核廢棄物型態、工程障壁、核種外釋與傳輸情節、開挖擾動帶傳輸、地質圈與生物圈等研究結果，並經參數敏感度與不確定性分析，最後與法規值進行比較分析。根據國際經驗，處置場功能/安全評估為一連續循環計算與修訂的分析工作，場址經評選後可進行處置場建置的可行性研究，並依評估與分析結果，對調查工作、分析技術與研究項目作必要之調整。「用過核子燃料處置的功能安全評估」各項工作執行與規劃比較說明詳如表 4-3。

表 4-1：「處置環境條件的調查研究」之計畫執行與規劃比較表

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|------------------|---|--|
| 岩體地質特性初步調查 | 進行結晶岩體分布、產狀、岩性及構造帶分布之資料蒐集與初步現地勘查，並進行年代學分析。 | 完成結晶岩體產狀初勘調查、採樣、岩相觀察、岩石分類、區域地質演化史研析、岩體長期穩定性初步分析。 |
| 地質鑽探 | 加深2號地質探查孔及新鑽設5號地質探查孔 | 完成預定地質探查孔鑽探工作 |
| 孔內調查 | 進行3號探測井內的地球物理井測、地層位態井測、地球化學井測、微流速儀井測、地下水封塞取樣分析及裂隙水力等試驗。 | 完成3號鑽井孔內調查預定進行之試驗，以獲得功能安全評估模式所需之地下水水質及水力參數。 |
| 地下地質空間資料庫系統維護與更新 | 地下地質空間資料庫資料更新與功能維護、建置影像類型資料庫、系統軟硬體更新 | 完成預定規劃工作 |
| 測試區重磁力測勘資料逆推處理 | 針對測試區現有的重力與磁力資料以進行再處理，以了解測試區構造線形可能分布情形 | 完成測試區重力與磁力資料重新處理及解析，並得知測試區主要的線形約為N60E及N40W |
| 潛在處置母岩空中磁測 | 調查區域資料蒐集、遴選適當合作空中磁測技術機構及資料處理人員訓練。 | 完成飛航區域資料蒐集研析及技術合作機構遴選作業，現正展細部工作計畫。 |

表 4-2：「處置技術的研究發展」之計畫執行與規劃比較表

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|---------------------|---|---|
| 小規模試驗場特性調查 | 建立與驗證小規模現地調查與資料整合解析作業流程。包含跨孔追蹤稀釋試驗、孔內裂隙壓力監測、小規模試驗場裂隙特性研究，及地下地質概念模式。 | 完成小規模試驗場之裂隙壓力量測、水力擴尺度、水力掃描及跨孔追蹤稀釋等試驗。並進行小規模試驗場裂隙特性研究，及建立地下地質概念模式。 |
| 岩塊水力試驗 | 對於完整岩塊水力試驗結果再現性、不同注水壓力與裂隙對於岩塊水力參數的影響進行探討 | 完成完整岩塊於不同注水壓力與單一裂隙岩塊之水力試驗，求得相關水力參數 |
| 建構現階段功能/安全整合系統分析模型 | 根據94-95年度分析成果，運用現階段結晶岩質母岩等同合適模型，調整分析安全評估分析使用之水文地質模型 | 根據相關成果與現階段結晶岩質母岩特性之精通資料，用以評析現階段結晶岩質母岩功能/安全整合系統之分析運用參數，並隨同調整分析現階段結晶岩質母岩等同合適模型，建構調整分析現階段結晶岩質母岩功能/安全分析模型 |
| 評析遠場功能/安全評估模式的輸出格式 | 充分評析遠場功能/安全評估模式的輸出格式與輸出分佈 | 進行階段性遠場傳輸模式與生物圈模式之間的整合介面開發，用以建構遠場與生物圈功能/安全評估整合系統 |
| 評析生物圈功能/安全評估模式的輸入格式 | 充分評析生物圈功能/安全評估模式的輸入格式 | 進行階段性遠場傳輸模式與生物圈模式之間的整合介面開發，用以建構遠場與生物圈功能/安全評估整合系統 |
| 用過核子燃料最終處置資料特性分析 | 分析資訊系統的資料種類，包括國內外研究報告、分析數據、FEPs等文字資料；處置概念、處置場配置、處置設施等圖片資料；核種外釋、處置概念展示等動態資料；功能安全評估之分析運算資料等 | (1)現有資料庫內容分析。 (2)現有資料庫資料表調整 (3)處置資訊系統建置之查詢資料分類 |

表 4-2：「處置技術的研究發展」之計畫執行與規劃比較表(續)

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|------------------|---|---|
| 用過核子燃料最終處置系統分析 | 分析處置資料的屬性與資料關聯性，規劃圖、表、文字等簡單的呈現方式，並參照與其他分項的配合情形，修訂、增加或刪除部分處置資料的屬性，及處置資料間的關聯內容等 | (1)建立「用過核子燃料最終處置系統」資料分析表 (2)建立「用過核子燃料最終處置系統」資料關聯圖 (3)建立資料格式標準 (4)建立查詢流程與呈現方式 |
| 需求規格釐定與可行性分析 | 依據處置系統分析結果、資料蒐集與訪談，訂定需求規格，並依技術性、經濟性與作業性完成資訊系統之可行性分析 | 完成軟體環境、系統用戶種類、系統整體性需求、介面需求、系統功能需求、非系統功能需求等需求規格分析研擬 |
| 資訊系統之系統分析 | 依據需求規格，進行軟體設計、資料設計與系統開發，整合資訊查詢、資料分析等系統介面設計與整合設計，以確保系統完整性 | (1)運用E-R Model分析資訊結構與資訊內涵之關係 (2)完成資訊系統資料庫分析與設計 (3)完成資訊系統功能細部分析與功能流程分析 |
| 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗 | 進行核種吸附特性的研究及模擬分析、近場環境長期模擬分析、核種傳輸與模擬分析、核種吸附及傳輸資料庫建立 | 完成預定規劃工作。其部份核種傳輸特性的相關研究，研究成果將可提供功能安全評估所需的核種傳輸特性資訊 |

表 4-3：「用過核子燃料處置的功能安全評估」之計畫執行與規劃比較表

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|-----------------|--|--|
| 研擬多途徑釋出方式 | 評析相關國外之廢棄物垂直處置之核種釋考量因素，建立軸/徑向/坑道釋出為基礎之分析模型和核種外釋情節，並評析所需之理論與假設，做為程式發展之基礎 | (1)根據我國及國外之廢棄物垂直處置核種外釋考量因素，建構垂直處置基本外釋情節 (2)完成垂直處置核種軸/徑向/坑道釋出之多途徑外釋概念模型 |
| 多途徑外釋評估模式之發展 | 依概念模式之釋出機制，發展對應之數學模式及垂直處置之分析模式。針對所建立之模式進程式與數值測試，以驗證其數值正確性，並研判物理、化學現象之合理性 | (1)發展並完成垂直處置多途徑核種外釋評估程式 (2)不同參數條件(地下水流速、緩衝材料孔隙率與擴散係數、回填材料孔隙率與擴散係數、開挖擾動帶孔隙率、緩衝材料尺寸等)之近場核種外釋結果，並評析評估結果之物理與化學現象合理性 (3)評估程式數值測試與修正，將處置孔底部開挖擾動帶區塊納入評估程式 (4)建構多途徑評估程式之多重運算技術及進行測試 |
| 水平替代置放方式概念模型之建立 | 參考國外水平置放方式所考量之核種徑向/軸向/坑道外釋途徑，據以發展此方式之概念模型及外釋情節 | (1)評析及彙整相關國外水平置放方式之外釋途徑 (2)建構我國水平替代置放方式之基本外釋情節及概念模型 |
| 近-遠場評估介面協調 | 進行近場與遠場評估介面的協調，以提供近場核種外釋資訊給遠場 | (1)協調近-遠場之輸入參數 (2)修改近場輸出資料格式與遠場讀取資料格式，完成垂直處置評估程式之介面協調工作 |
| 裂隙資料歸納分析 | 彙整國外相關母岩之相關裂隙資料，提供後續裂隙岩體滲透性分析之參數用途 | 蒐集各國結晶岩資料，包含水文地質參數、核種傳輸參數及測試區相關資料 |

表 4-3：「用過核子燃料處置的功能安全評估」之計畫執行與規劃比較表(續)

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|----------------|---|---|
| 核種特性參數遲滯係數之分析 | 遲滯係數對核種釋出率之影響研究，提供後續模擬所需之遲滯係數參數取樣及分布範圍 | (1)核種特性參數遲滯係數(母岩孔隙率因子)之測試案例分析 (2)遲滯係數之拉丁超立體及蒙地卡羅取樣法比較 |
| 水文地質參數地下水流速分析 | 裂隙內寬與裂隙間距之參數敏感度分析，與三種參數組合對核種外釋率之不確定分析 | (1)變動裂隙內寬與裂隙間距，對遠場核種(I-129)外釋率關係 (2)三種參數組合下(裂隙內寬、裂隙間距與母岩地下水流速)，對遠場核種(I-129)尖峰外釋率分析與探討 |
| 裂隙岩體滲透性定量分析與研究 | 建立波松及碎型模式裂隙岩體，及裂隙測線密度對裂隙岩體滲透性，並建立現有測試區次裂隙 | (1)不同物理概念之裂隙中心產生模式 (2)由波松岩體，對不同測線密度對裂隙交接率之探討 (3)現階段測試區之裂隙岩體地下水流場建立(包含波松與碎型模式) |
| 測試區水文地質資料歸納 | 測試區之裂隙參數與參數分佈狀況(含現地調查等) | 測試區之裂隙分組與相關資訊更新(包含區域裂隙位態情況與裂隙密度等) |
| 資料歸納分析與比較 | 評析各國對生物圈輻射劑量評估技術發展現況，以擷取他國評估技術之優點，進一步強化本土化的評估技術，以期建立評估技術結果之信心 | (1)評析瑞典SKB、美國雅卡山計畫的生物圈應用模式 (2)評析歐洲各國參與SPA計畫，對研究生物圈曝露途徑對於深層處置之影響 (3)彙整生物圈評估流程與國際原子能總署(IAEA)的BIOMASS 6報告中，對於ERB1A/1B情節之DCF值 |

表 4-3：「用過核子燃料處置的功能安全評估」之計畫執行與規劃比較表(續)

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|----------|---|--|
| 建立評估模式 | 依歸納與分析資料之結果，配合BIOMASS 6報告水井濃度固定情節(ERB1A)，建立適合評估模式。並藉由文獻資料分析比較國際間生物圈技術的差異性，選用適合測試區的評估技術 | (1)參照BIOMASS 6報告ERB1A水井情節建立評估模式 (2)選擇飲水情節作為現階段程式模擬評估之單一情節假設 (3)計算核種濃度為1Bq情況下，經由每年1.095m ³ 飲水量以及劑量轉換因數選用ICRP 72報告，所造成之每人每年可能攝入之劑量值 |
| 調整建立外釋情節 | 配合BIOMASS 6報告ERB1B水井情節外釋情節之建立，搜集情節所需參數，採用一般國際間或國內相關研究成果代入，並將分析結果供予模式以利於成果之正確性，未來亦可提供新參數於模式參數項目調整及更新作業 | (1)以BIOMASS 6報告ERB1B外釋情節建立分析模式 (2)參考SKI報告提出之延散以及平流效應，進行核種濃度變化之分析 (3)以IAEA報告提出之稀釋因子，完成外釋情節劑量值計算 (4)以不同觀測研究水井，對於建立完成之外釋情節模式，進行劑量值與距離關係之比較 |
| 整合概念模式 | 藉由BIOMASS 6報告提出之ERB1A與ERB1B水井情節，配合兩種不同模式之假設條件，分析並整合至現地環境中之概念模型中，有效釐清ERB1A與ERB1B概念模式上的差異 | (1)符合BIOMASS 6報告提出之ERB1A與ERB1B水井情節假設條件，建立初步概念模式 (2)建立ERB1B情節模式中探討之延散與平流效應理論，以及核種可能透過含水層之地下水到達河川、湖庫之效應，評估水井抽水前所產生核種稀釋效應，完成第二階段之整合概念模式 (3)輔以測試區不同的地層條件，建立最終之水井整合概念模式 |

表 4-3：「用過核子燃料處置的功能安全評估」之計畫執行與規劃比較表(續)

| 工作項目 | 規劃內容 | 計畫執行成果 |
|-------------------|---|---|
| 蒐集並分析測試區環境與生態分佈種類 | 針對適用結晶岩質地區之生物圈輻射劑量評估模式所需之生態及環境參數進行調查。所需參數如氣候特性、含水層分佈、含水層儲水量變化、抽取水量、井水分佈及飲用水消耗量等 | (1)透過文獻蒐集，分別由水利署、縣政府與中鼎公司之報告中蒐集並分析測試區湖庫位置、供水資料 (2)地下水與淨水廠供水比例、地下水水力傳導係數、流速、分別在測試區東西兩區之供水量 (3)地層中含水層分佈情況及測試區水資源運用情形等 |
| 建置環境與生態分析參數 | 將所分析之環境或生態資料，建立本分項模式所需參數，藉正確參數數據以配合模式，增加對測試區模擬結果之可靠性 | (1)應用表格與圖形化之方式建立文獻蒐集參數 (2)以表格呈現淨水廠與水井供水(3)以樹狀圖形解說水資源結構分析等 |
| 運用分析輻射劑量轉換因數 | 依據國際輻射防護協會(ICRP)報告所提之輻射劑量轉換因數(DCF)，進行測試區水井評估模式建立後分析與運用之概念 | (1)說明輻射劑量轉換因數之定義 (2)介紹其對於體內曝露劑量吸收之等級選用與運用於模式分析中的輻射劑量轉換因數，是屬於那一個年齡層範圍 (3)提出原能會對於有效劑量值評估方程式在DCF值方面之探討。 |

4.2 工作成果未來之應用

為達成於2009年提出SNFD 2009報告之既定目標，茲將我國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—潛在處置母岩特性調查95年計畫」，工作成果於未來之應用簡要說明如下：

- (1) 本計畫95年度展開結晶岩體的現勘與初步特性調查，並完成測試區3號地質探查井(70度斜井)之井下地質、構造、地球物理、水文地質、地球化學特性等現地調查與試驗工作；同時，針對測試區重力與磁力資料以較先進的資料處理系統進行再處理，了解測試區岩體構造線形分布。上述所獲得地下地質之特性資訊，將於下年度計畫中建立測試區之初步地質概念模式，作為SNFD2009報告之「處置環境調查」所需的結晶岩質潛在處置母岩評估基礎，以及「安全評估技術發展」驗證案例所需之地下地質特性的基礎模式。
- (2) 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，95年度開始透過國際合作進行潛在母岩空中磁測先期工作，以利96年進行處置母岩部份地區的天空磁測。空中磁測所取得探測資訊，將作為SNFD2009報告所需相關之潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造評估基礎，及後續母岩特性調查之規劃依據。
- (3) 95年度本計畫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，將作為SNFD2009報告驗證中裂隙構造模式所需的重要數據。另外，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。
- (4) 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，本計畫繼續整編所有調查與研究資料，以統一格式匯存保管。

(5) 近場功能/安全評估技術

- (A) 建立近場垂直處置概念模型、核種外釋基本情節及近場核種多途徑釋出分析工具及評估技術，可完成近場垂直處置之核種釋出評估，用以進行與水平替代置放方式核種外釋比較。並初步建立多途徑評估程式之多重運跑技術，做為後續不確定性與敏感度分析技術之基礎，以評析近場參數之敏感性，確認影響性較顯著的參數。
- (B) 建置水平替代置放方式之基本外釋情節及概念模型，據以依照概念模式之釋出機制，發展對應之數學模式並建立後續評估核種在近場水平置放方式之分析模式。
- (C) 完成近場垂直處置評估程式與遠場評估程式之介面協調工作，以將近場核種外釋結果正確完整匯給遠場，達成後續遠場及生物圈評估分析，完成飲水情節之劑量評估分析。

(6) 遠場功能/安全評估技術

- (A) 完成水文地質參數地下水流速對核種(I-129)之影響，發現在裂隙內寬、裂隙間距及母岩地下水流速參數敏感度測試下，母岩地下水流速仍然是影響核種外釋情況之重要關鍵，而此結果將有助於釐清在流速因子相互影響下，必須特別考慮流速(包含裂隙或母岩地下水流速)的分佈範圍，將可提供2009年報告流速依據之參考。
- (B) 由三種參數組合下(裂隙內寬、裂隙間距及母岩地下水流速)，對高吸附性核種(Np-237及Cs-135)與低吸附性核種(I-129及Tc-99)可發現流速也左右其尖峰外釋率影響，並且在此測試案例下，可發現尖峰外釋率有一明顯受流速影響而產生過渡的地帶，除可提供後續2009年高吸附與低吸復核種流速的參考範圍外，更可提供全系統分析進行多重運跑機率式分佈的情況。

(C) 建立次裂隙區裂隙岩體模式，除建立以波松模式為主之裂隙中心位置外，更建置碎型概念之裂隙中心模式，而配合現有裂隙參數資料(EEL)之匯入，即可得到具測試區特性之裂隙岩體，並於特定水力邊界條件下，即求得各個裂隙交接點的水頭，進而推估地下水流場分佈，除可了解次裂隙區裂隙組合情況對流場影響外，並可提供具測試區特性的流速給予安全評估模式之用。

(7) 生物圈功能/安全評估技術

(A) 建置詳細適用測試區之生態及環境分析參數，並經由功能測試完成測試區之生物圈飲用水情節輻射劑量評估模式。以此生物圈模式為基礎，在2009年初步可行性評估報告中，再加上多口水井參數值，建立起我國初步生物圈飲用水情節模式，增加後續評析不同測試區環境之可靠度。

(B) 藉由分析多國與原能會公告之劑量轉換因數值運用方式及計算飲用測試區地下水對人體造成之劑量值(Sv/yr)，建立屬於我國特定劑量轉換因數下之劑量值分析技術。以配合先前(A)項目在生物圈於2009年初步可行性評估報告，所提初步生物圈飲用水情節模式之結合。

(8) 系統功能/安全評估整合技術

(A) 建構調整分析現階段結晶岩質母岩功能/安全分析模型，除更新運用測試區之相關現地調查結果並提供近場、遠場等分項安全評估之參考模式。

(B) 充分評析遠場與生物圈功能/安全評估模式的輸出/入格式，除提昇本土化現階段功能/安全評估系統分析效益外，亦建立本土系統整合分析能力，以達成現階段整合能力建立之目標。

- (9) 功能/安全評估資訊系統之建立與發展
- (A) 建立一可供網路查詢之「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」，提供相關人員技術溝通平台及研發成果的展現，作為後續計畫之參考運用。
 - (B) 展現用過核子燃料最終處置技術的研發成效，落實研發成果與蒐整資料的數位儲存，並提供外界充分瞭解這些研發成果過往之脈絡。
- (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報告之近期目標，以及技術與知識的傳承。

5. 參考文獻

- 王志榮，1995，放射性核種對農作物的遷移途徑及參數，核研季刊，第17期，p122-129。
- 王執明、藍晶瑩，1995，台灣的片麻岩，台灣地質之五，經濟部中央地質調查所，133頁。
- 朱鐵吉，1993，處置場陸域曝露途徑環境參數審查技術之建立，專題研究計畫成果發表會，清華大學原子科學研究所，新竹。
- 翁寶山，2004，輻射防護手冊，中華民國輻射防護協會，新竹。
- 賴淑瑛、邱志郁、林友明，1997，放射性鋇、鉍在生態系中的循環作用，核研季刊，第22期，p9-24。
- ASTM-D4631-95, 2000, Standard Test Method for Determining Transmissivity and Storativity of Low Permeability Rocks by in situ Measurements Using Pressure Pulse Technique, Annual Book of Standards, American Society for Testing and Materials, ASTM D-4631.
- [Autio, J., 1997, Characterization of the Excavation Disturbance Caused by Boring of the Experimental Full Scale Deposition Holes in the Research Tunnel at Olkiluto, SKB TR 97-24.](#)
- Bergström, U., S. Nordlinder, and I. Aggeryd, 1999, Models for Dose Assessments; Modules for Various Biosphere Types, Swedish, TR99-40, SKB
- Birgersson, L., K. Pers, and M. Wiborgh, 2001, Project JADE-Long-term Function and Safety Comparison of Repository Systems, SKB Report TR-01-08.
- Bouwer, H. and R. C. Rice, 1976, A Slug Test for Determining Hydraulic Conductivity of Unconfined Aquifers with Completely

- or Partially Penetrating Wells, Water Resources Research, Vol. 12, pp. 423-428.
- Bredehoeft, J. D., and S. S. Papadopoulos, 1980, A Method for Determining the Hydraulic Properties of Tight Formations, Water Resources Research, Vol. 16, No. 1, pp. 233-238.
- Chiang, L.-W., T.-R. Guo, L.-T. Tong, and S. Ouyang, 2005, Cross Borehole Tracer and Resistivity Investigation Technology, 2005 Taiwan Atomic Energy Forum, INER, Longtan, pp.216.
- Edlund, O., U. Bergström, B. Hallberg, and S. Karlsson, 1999, A Summary of Biospheric Research 1975-1997, TR99-40, SKB
- Fetter, C. W., 1994, Applied Hydrogeology, 3rd Edition, Macmillan.
- Gay, D., F. Besnus, and P. Baudoin, 2000, Influence Of Biosphere Modelling On The Results Of Performance Assessments Of Deep Geological Disposal: Lessons Learnt From The SPA Project, IPSN, France.
- Hölttä, P., A. Poteri, M. Hakanen, and A. Hautajärvi, 2004, Fracture Flow and Radionuclide Transport in Block Scale Laboratory Experiments, Radiochim. Acta, Vol. 92, pp. 775-779.
- Hvovreslev, M. J., 1951, Time Lag and Soil Permeability in Groundwater Observations Waterway Experiment Station, Corps of Engineers, U. S. Army, Vicksburg, Ms. Bulletin No. 36.
- IAEA, 2003, Reference Biospheres for Solid Radioactive Waste Disposal (BIOBASS-6), Vienna.
- ICRP, 1996, Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides Part 5--Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients, Annals of the ICRP, Vol. 26, ICRP Publication 72.

- JNC, 2000, H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basics for HLW Disposal in Japan, Project Overview report, JNC-TN1410 -2000-001.
- JNC, 2005, H17:Development and Management of the Technical Knowledge Base for the Geological Disposal of HLW, Knowledge Management Report, JNC TN1400 2005-022.
- [Karnbranslehantering, S., 2003, Aspo Hard Rock Laboratory Annual Report 2002, SKB Technical Report 03-10.](#)
- Kim, G. B., Lee, J. Y., and K. K. Lee, 2004, Construction of Lineament Maps related to Groundwater Occurrence with ArcView and AvenueTM scripts, Computer & Geoscience, Vol. 30, pp.1117-1126.
- Korhonen, K., Paananen, M., and S. Paulamaki, 2004, Interpretation of Lineaments from Airborne Geophysical and Topographic Data: An Alternative Model Within Version 1.2 of the Forsmark Modeling Project, Geological Survey of Finland GTK, SKB, P-04-241.
- Lindgren, M., and F. Lindström, 1999, SR97 Radionuclide Transport Calculations, SKB Report TR-99-23.
- NAGRA, 1994, Kristalline-I: Safety Assessment Report, Switzerland.
- Neuzil, C. E., 1982, On Conducting the Modified 'Slug' Test in Tight Formations. Water Resources Research, Vol. 18, No. 2, pp. 439-441.
- Nordman, H., and T. Vieno, 2003, Modelling of Near-field Transport in KBS-3V/H Type Repositories with PORFLOW and REPCOM Codes, POSIVA report 2003-07.
- NUMO, 2006, International Technical Advisory Committee (ITAC) Short Record of the ITAC-9 Meeting, Tokyo
- Singhal, B. B. S. and R. P. Gupta, 1999, Applied Hydrogeology of Fractured Rocks, Kluwer Academic Publishers, pp.152.

- SKI, 1996, SKI SITE-94: Deep Repository Performance Assessment Project, Swedish, SKI Report 96:36, Vol. I & II.
- Stumm, W., and J. J. Morgan, 1981, Aquatic Chemistry, John Wiley & Sons.
- Vieno, T., 1994, Safety Analysis of Disposal of Spent Nuclear Fuel, VTT Publication 177.
- Vieno, T., and H. Nordman, 1996, Interim Report on Safety Assessment of Spent Fuel Disposal – TILA-96, POSIVA 96-17.
- Vieno, T., and H. Nordman, 1999, Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in Hastholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99, POSIVA 99-07.
- Wakasugi, K., H. Makino, and S. Soo, 2004, Study on Retardation Effects in the Excavation Disturbed Zone Using a Two-Dimensional Radionuclide Migration Modle, JNC, 2004 GoldSim conference.