

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  
96年度計畫

成果報告(修訂一版)

台灣電力公司

中華民國九十七年二月

## 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」(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。

本(96)年度在處置環境條件的調查研究方面，主要係進行花崗岩質母岩的相關初步特性調查工作，包含東部花崗岩體長期穩定性初步分析，及花崗岩技術測試區的現地調查與資料解析工作。本(96)年度完成測試區5號鑽井之井下地球物理、水文地質、地球化學特性等現地調查與試驗工作，並透過重磁力資料逆推解析測試區岩體構造線形分布，完成初步地質概念模式之建立。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，96年度也透過國際合作完成潛在處置母岩空中磁測的飛航調查作業，面積約6,500 km<sup>2</sup>。空中磁測所獲得之地下地質岩體分布與構造的資訊，可作為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，主要係進行裂隙特性研究的整合技術研發，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，完成小規模試驗場概念模式之建立，作為SNFD2009報告驗證案例所需裂隙參數及構造模式的重要參考依據。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與彙整最新之部份現地數據，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進行資料庫分析與設計、檢索系統與維護系統功能細部分分析及功能流程設計，並完成系統之建立。

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，本年度建立以垂直置放及水平替代置放方式為基礎之核種外釋概念模型，據以建立近場垂直處置與水平替代處置之評估分析程式；進行遠場地下水流速相關因子(母岩地下水流速、裂隙間距與裂隙內寬)之核種外釋影響評估；建立生物圈水井飲水情節輻射劑量評估技術；建構本計畫擬定之水文地質模式，建立遠場與生物圈評估程式的整合介面；開發與建置「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」，提供用過核子燃料最終處置參與人員技術溝通平台。

## 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—we categorized our 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 Potential Host Rocks Characteristics Investigation, this study (FY2007), some characterization works had been carried out for potential granite host rocks, including preliminary long-term stability study on granite rockbodies in East Taiwan, and field investigation and data interpretation of a testing site with granite rock mass. Borehole investigations of geophysics well logging, hydro-geological testing, and groundwater sampling, are accomplished for BH05 in the testing site. Incorporated with gravity and magnetic data inversion, and some other previous geological findings, a preliminary geological conceptual model was constructed for this testing site. 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 as basis of “Geological Environment Investigation and Research” requested by the SNFD2009 Report, and as reference of follow-up planning on “Potential Host Rocks Characteristics Investigation”, this project accomplished, 6,500 km<sup>2</sup>, airborne magnetic survey in this study.

For Development of Disposal Technology, this study (FY2007), mainly focused on development of integration technology for rock fracture characterization. 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 test site, and accordingly, a preliminary fracture conceptual model of was constructed for this small-scale test site. These fracture characters could be used in the assessment case of “Performance Assessment of Repository Facilities” of the SNFD2009 Report. Meanwhile, The development of near field, far field, and biosphere analysis model integration interface programs combining updated test site data 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 established by using entity relationship model and database formalization technology.

For the performance and safety assessment on spent fuel repository, this year (FY2007), we have built the concept model of vertical and horizontal disposal for radionuclides release, it develops assessment code of near-field; it also demonstrates affected factor for the release rate of groundwater, i.e. groundwater velocity of host rock, spacing of fracture and aperture of fracture; the assessment technology of scenario for well drinking water are constructed. It develops a hydrogeological model of safety assessment relative to this project and also constructs the linkage for the far-field and biosphere on GoldSim-Dashboard platform. “Information system of spent fuel final disposal performance/ safety assessment” is also constructed and it provides a substantial communication through system components.

All achievements meet the project contract substantially. It establishes the part of technology of performance assessment/safety for the potential host rocks characterization and evaluation stage.

# 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 東部花崗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.....	3-3
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工作.....	3-18
3.1.7 結論.....	3-20
3.2 功能/安全評估.....	3-21
3.2.1 近場.....	3-23
3.2.2 遠場.....	3-49
3.2.3 生物圈.....	3-64
3.2.4 結論.....	3-75
3.3 技術發展.....	3-76
3.3.1 小規模試驗場特性調查.....	3-76
3.3.2 岩塊水力試驗.....	3-84
3.3.3 潛在處置母岩地震危害度評估研究.....	3-86
3.3.4 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗.....	3-88
3.3.5 系統功能/安全評估整合技術.....	3-89
3.3.6 功能/安全評估資訊系統.....	3-94
3.3.7 結論.....	3-109
3.4 各國高放處置計畫資訊分析.....	3-111

3.4.1 日本.....	3-111
3.4.2 韓國.....	3-113
3.4.3 瑞典.....	3-114
3.4.4 芬蘭.....	3-115
3.4.5 美國.....	3-117
<b>4. 工作成果分析.....</b>	<b>4-1</b>
4.1 計畫執行與規劃之比較說明.....	4-1
4.2 工作成果未來之應用.....	4-9
<b>5. 參考文獻.....</b>	<b>5-1</b>

## 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 .....	2-3
圖 3-1：東部花崗岩體與地震震源深度分布圖 .....	3-2
圖 3-2：5號鑽井標準地球物理井測之井錄 .....	3-5
圖 3-3：5號鑽井裂隙位態分析成果圖 .....	3-6
圖 3-4：5號鑽井裂隙深度與傾向關係圖 .....	3-7
圖 3-5：5號鑽井不同深度之裂隙地下水stiff圖 .....	3-9
圖 3-6：3號與5號鑽井裂隙地下水之2H(D)-18O含量關係圖 .....	3-11
圖 3-7：5號鑽井孔內微流速量測結果 .....	3-12
圖 3-8：5號鑽井裂隙水力傳導係數與深度關係圖 .....	3-13
圖 3-9：測試區重磁力逆推成果圖 .....	3-17
圖 3-10：空中磁測之全磁力網格彩色日照圖 .....	3-19
圖 3-11：用過核子燃料處置概念示意圖 .....	3-22
圖 3-12：調整更新之安全評估用水文地質模式剖面圖 .....	3-22
圖 3-13：不同單一處置隧道廢棄物罐數量之近場外釋率 .....	3-25
圖 3-14：不同兩廢棄物罐間距之近場外釋率 .....	3-25
圖 3-15：不同緩衝材料孔隙率之近場外釋率 .....	3-26
圖 3-16：不同緩衝材料擴散係數之近場外釋率 .....	3-26
圖 3-17：不同緩衝材料厚度之近場外釋率 .....	3-27
圖 3-18：不同開挖擾動帶孔隙率之近場外釋率 .....	3-27
圖 3-19：不同開挖擾動帶擴散係數之近場外釋率 .....	3-28
圖 3-20：垂直置放評估程式與解析解在環狀柱體內濃度變化之比較 .....	3-33
圖 3-21：水平置放評估程式與解析解在環狀柱體內濃度變化之比較 .....	3-33
圖 3-22：REPCOM程式模擬近場核種外釋曲線(分裂活化產物) .....	3-34
圖 3-23：垂直置放評估程式模擬TILA99報告之近場核種外釋曲線(分裂活化產物) .....	3-34
圖 3-24：REPCOM程式模擬近場核種外釋曲線(鈾系核種) .....	3-35
圖 3-25：垂直置放方式評估程式模擬TILA99報告之近場核種外釋曲線(分裂活化產物) .....	3-35
圖 3-26：垂直評估程式分裂活化產物核種之年釋出率 .....	3-39
圖 3-27：垂直評估程式鈾系核種之年釋出率 .....	3-39
圖 3-28：水平評估程式分裂活化產物核種之年釋出率 .....	3-40
圖 3-29：水平評估程式鈾系核種之年釋出率 .....	3-40
圖 3-30：近場垂直置放評估程式輸出結果與遠場匯入結果 .....	3-48

圖 3-31：近場水平置放評估程式輸出結果與遠場匯入結果 .....	3-48
圖 3-32：不同延散度組合對I-129核種外釋率之影響研究.....	3-55
圖 3-33：不同延散度組合對Cs-135核種外釋率之影響研究.....	3-55
圖 3-34：不同觀測點之Cs-135核種外釋率.....	3-56
圖 3-35：四個特性核種之不同延散度對尖峰外釋率之比較 .....	3-56
圖 3-36：次導水通道組合參數(間距與延散度)對特性核種傳輸之影響.....	3-57
圖 3-37：主裂隙區特性核種外釋之情況 .....	3-58
圖 3-38：裂隙間距對特性核種尖峰率之影響 .....	3-58
圖 3-39：測試區遠場基本案例外釋率情況(考慮近場為垂直置放概念).....	3-59
圖 3-40：測試區遠場基本案例外釋率情況(考慮近場為水平置放概念).....	3-60
圖 3-41：不同地下水流速情況之測試區遠場外釋率情況 .....	3-61
圖 3-42：近場變異孔隙率變異之遠場外釋情況 .....	3-62
圖 3-43：近場變異擴散係數變異之遠場外釋情況 .....	3-63
圖 3-44：測試區水資源結構 .....	3-67
圖 3-45：四個特性核種之BDCF值信心區間統計分析 .....	3-70
圖 3-46：生物圈基本案例劑量值(單一廢料罐垂直置放).....	3-74
圖 3-47：生物圈基本案例劑量值(單一廢料罐水平置放).....	3-74
圖 3-48：1號鑽井孔內多裂隙段封塞壓力長期監測圖 .....	3-79
圖 3-49：測試區小規模試驗場井群裂隙叢集位態分析 .....	3-81
圖 3-50：MINC數值模式模擬結果.....	3-81
圖 3-51：測試區小規模試驗場初步地下地質概念模式 .....	3-83
圖 3-52：台灣地區規模3以上淺源地震套疊淺層震源分區 .....	3-87
圖 3-53：INPAG-F與AMBER在GoldSim的整合介面程式關聯圖 .....	3-92
圖 3-54：GoldSim-Dashboard整合介面 .....	3-93
圖 3-55：GoldSim-Dashboard整合介面運跑結果與AMBER運跑結果比較.....	3-93
圖 3-56：參數數值等相關資料實體關係 .....	3-99
圖 3-57：參數數值等資料表關聯 .....	3-100
圖 3-58：資料檢索功能流程 .....	3-101
圖 3-59：資料維護功能流程 .....	3-101
圖 3-60：我國處置概念系統畫面 .....	3-106
圖 3-61：參數查詢畫面 .....	3-107
圖 3-62：系統首頁畫面 .....	3-108

## 表目錄

	頁次
表 3-1：5號鑽井裂隙地下水成分分析表 .....	3-8
表 3-2：3號鑽井及5號鑽井裂隙地下水之同位素分析結果 .....	3-11
表 3-3：5號鑽井裂隙水力試驗結果表 .....	3-13
表 3-4：與REPCOM評估程式比較之參數數值與出處 .....	3-31
表 3-5：INPAG-NV2工程障壁系統基本案例參數與引用來源.....	3-41
表 3-6：主要核種初始存量表(核一、二、三廠).....	3-42
表 3-7：分裂活化產物核種之瞬釋分率(IRF)列表 .....	3-43
表 3-8：核種溶解度與吸附係數特性表 .....	3-44
表 3-9：INPAG-NH工程障壁系統參數與引用來源.....	3-45
表 3-10：測試區遠場使用之參數 .....	3-54
表 3-11：測試區12口研究水井之水文參數 .....	3-67
表 3-12：37個核種攝入行為劑量轉換因數 .....	3-69
表 3-13：四個特性核種對各器官組織之生物圈輻射劑量轉換因數 .....	3-70
表 3-14：裂隙跨孔追蹤稀釋試驗結果 .....	3-77
表 3-15：裂隙岩塊追蹤試驗結果表 .....	3-85
表 3-16：國際間使用之功能評估程式 .....	3-91
表 3-17：國際間使用之安全評估程式 .....	3-91
表 3-18：資料庫資料表列 .....	3-98
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

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96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)。

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」(簡稱SNFD2009報告)，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)、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。

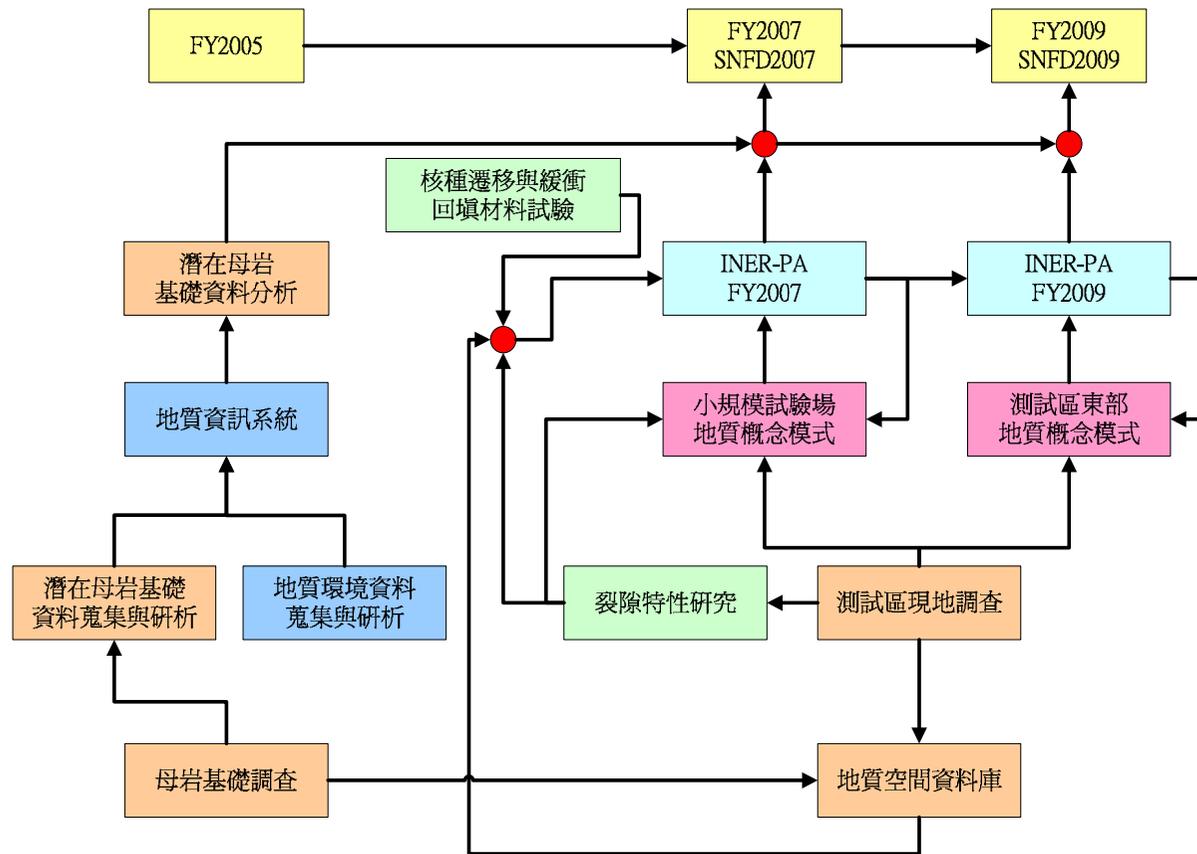


圖 2-1：近程工作規劃與達成SNFD 2009目標流程示意圖

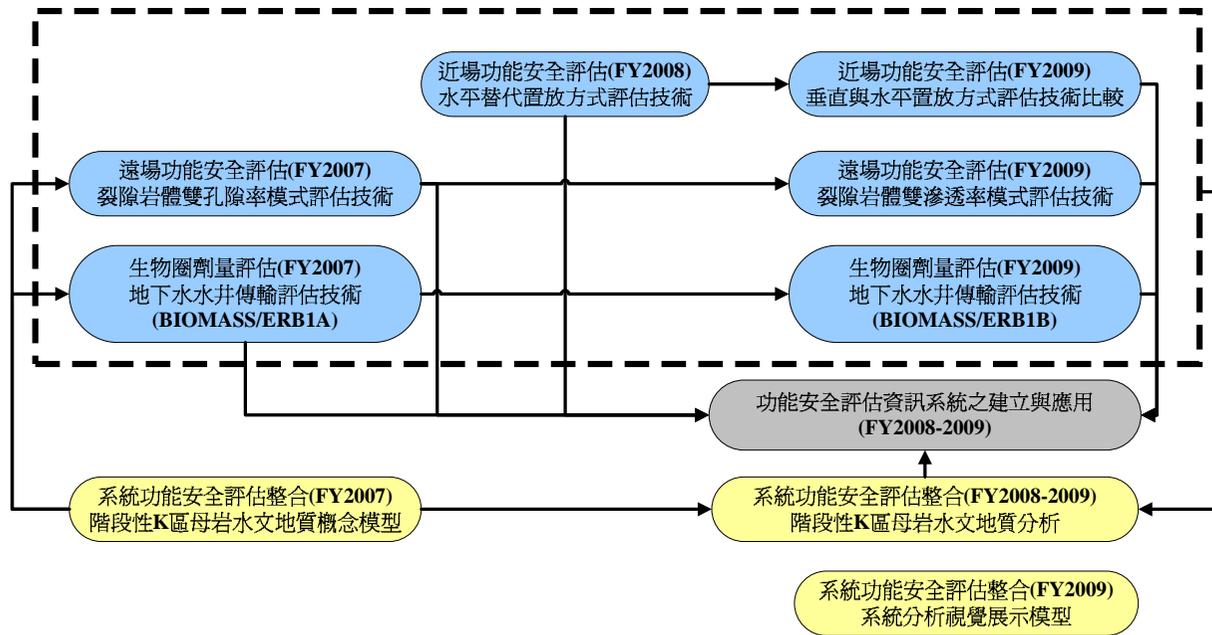


圖 2-2：功能/安全評估至2009年之近程工作規劃

- (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，以建立花崗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) 發展花崗岩質母岩裂隙特性研究，界定花崗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，以供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，因此本計畫擬經由國際合作進行空中磁測的調查規劃，以取得我國潛在處置母岩的初步區域調查資料。

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，第二年(96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，並完成空中磁測飛行調查作業，以利取得潛在處置母岩深層岩層及構造分布特性，提供SNFD2009報告「處置環境條件的調查研究」工作所需資訊。
- (2) 針對小規模試驗場，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，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，並發展岩體構造分布解析技術，建構測試區初步地質概念模式，進而提供初步功能/安全評估技術發展之遠場環境模擬所需數據及模式。
- (4) 持續進行花崗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，並提供初步功能/安全評估之模擬所需數據。
- (5) 建立核種近場軸向評估程式與建立水平替代置放方式之外釋概

念模型，完成單一處置孔軸/徑向與水平替代置放方式之核種外釋評估程式與分析。

- (6) 依據測試區花崗岩質母岩模型特性分析與水文地質數據分析結果，推估母岩裂隙分布，提供遠場裂隙岩體模型滲透性之探討與分析，並完成遲滯係數與地下水流速對一維核種傳輸模式核種傳輸影響分析。
- (7) 建立生物圈輻射劑量評估飲用水井情節概念模型，評析現階段花崗岩質地區之分析數據，完成生物圈輻射劑量評估分析技術(ERB1A、ERB1B/BIOMASS)。
- (8) 調整與分析現階段花崗岩質母岩現地調查資料，運用現階段花崗岩質母岩水文地質模型，建立初步功能／安全整合系統分析模型，及遠場與生物圈整合工具，並完成遠場與生物圈初步功能／安全評估之系統整合。
- (9) 建立「用過核子燃料最終處置功能安全評估資訊系統」以提供計畫執行與運用之需。

### 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

96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之飛航作業等。

##### 3.1.1 東部花崗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花崗岩體相關研究工作之需要，96年度本項目工作主要針對東部花崗岩體之長期穩定性進行資料蒐集與分析，其成果分述如下：

- (1) 依據相關的地震活動研究(Chou et al., 2006; Lin, 2000)指出，地震並非均勻的分布在東部花崗岩體附近，而是侷限在板塊活動的深部構造上；從通過該岩體之震源深度分布剖面來看(如圖 3-1 所示)，在岩體出露位置的下方，有數公里的無震區域存在。
- (2) 從長期剝蝕率、GPS大地位移監測、火山活動等現有資料(Johnson et al., 2005; 陳正宏, 1990)則顯示，東部花崗岩體區域內之岩體具有長期剝蝕率逐漸降低趨勢、塊體沈陷趨勢及非火山活動區等特性。

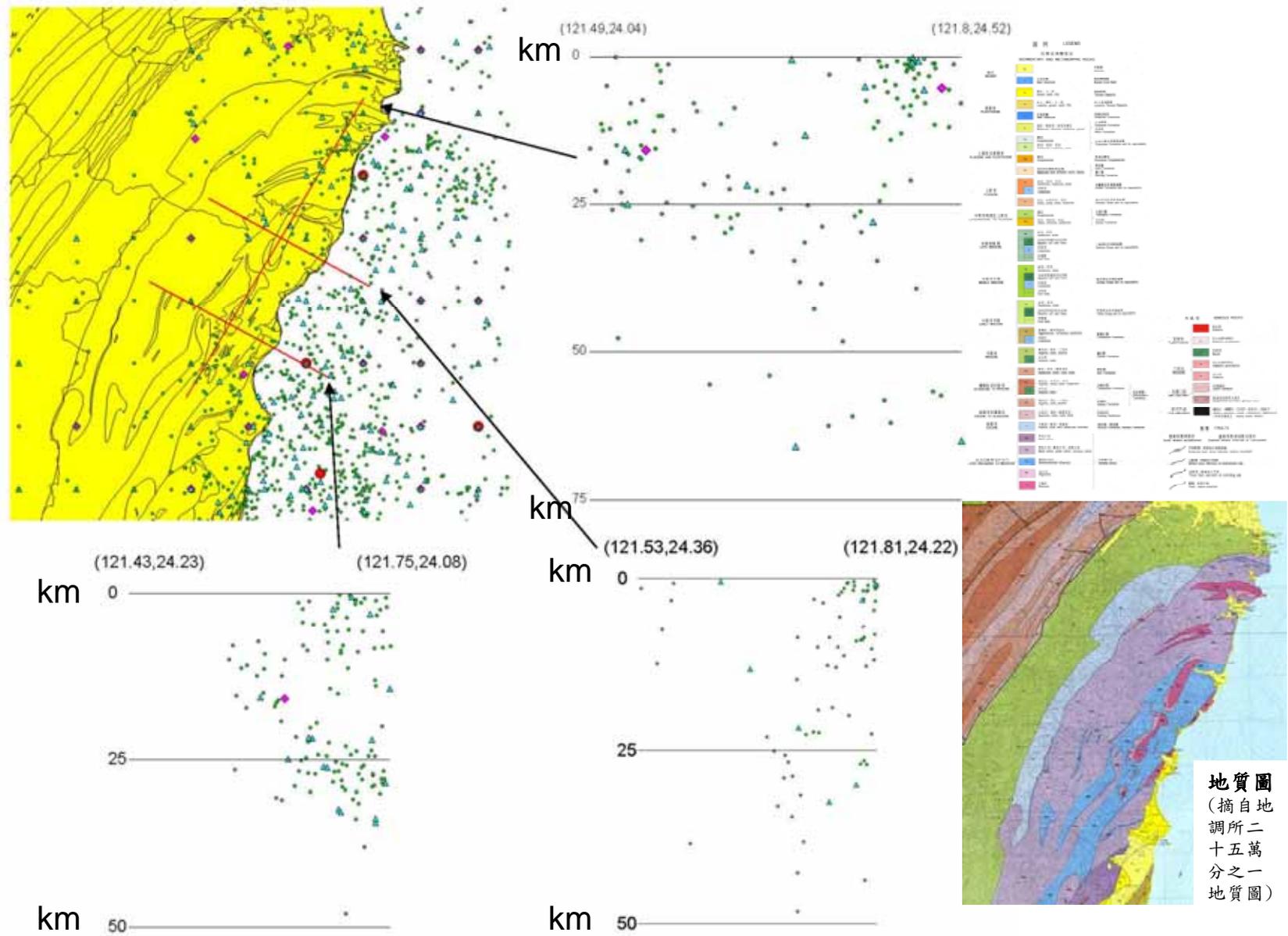


圖 3-1：東部花崗岩體與地震震源深度分布圖

資料來源：根據氣象局(1970~2002年)發佈地震震源深度資料，其中標示紅點為規模大於7之地震。左上圖黃色區域之實線，代表岩層界限，其中靠近紅色剖面線附近為花崗岩體所在。右下圖為地調所二十五萬分之一地質圖。

### 3.1.2 地質鑽探

本計畫過去已於測試區域陸續完成1號鑽井(垂直井，鑽進長度500 m)、2號鑽井(垂直井，鑽進長度500 m)、3號鑽井(水平向下70度斜井，鑽進長度500 m)、4號鑽井(垂直井，鑽進長度560 m)，5號鑽井(垂直井，鑽進長度500 m)等五口地質鑽井之鑽探作業；其中，由1-2-4號三口鑽井群構成之達500 m深度的小規模試驗場，主要用以作為跨孔試驗、裂隙特性分析，及地下地質概念模式等技術發展之重要平台。

96年度地質鑽探工作完成測試區6號鑽井，該井位於測試區岩體之東南側邊界，設置為垂直井。就岩性而言，均以結晶岩類之花崗片麻岩為主，其餘岩類與5號鑽井相仿，均為岩脈產狀的侵入岩，包括細粒花崗岩脈、偉晶花崗岩脈及輝綠岩脈，為未變形的火成岩侵入體。主要目的在取得測試區岩體南界的井下地質特性，取得區域性地質參數提供初步功能/安全評估技術發展需要。

在裂隙分布方面，依據岩心井錄資料研判，6號鑽井裂隙帶主要分布於：40~60 m、126~136 m、169~187 m、217~219 m、238~282 m、352~404 m、434~448 m、476~501 m等區段。

### 3.1.3 孔內調查

測試區5號鑽井位於花崗岩岩體北測邊界，為一垂直井，深度500 m。本年度針對此鑽孔進行相關井下孔內調查工作，包括：地球物理、地球化學、水文地質等項目孔內調查/試驗工作，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：

地球物理井測工作主要包含物性井測及地層位態井測兩項。物性井測項目包括：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；

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。根據物性與位態井測結果顯示，5號鑽井之岩體較為完整，其主要裂隙段大致可分為二個密集帶，第一裂隙密集帶位於深度81.5~106 m，第二裂隙密集帶分布於深度245~256.7 m，呈現低電阻、高孔隙率、自然電位異常及低聲波速度特性。第二裂隙帶之後較深部之裂隙大部份被礦物填充，僅在全波形聲波井測或孔內攝影下可觀察出。淺部裂隙位態以南南東傾斜方向為主，深部位態較無明顯的特徵，傾斜角度以中到高角度為主。岩脈普遍分布於各個方位，但以北西與北東走向，中低角度傾斜向北的位態為主(參閱圖 3-2、圖 3-3與圖 3-4)。

(2) 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。96年度在5號鑽井所取得的兩組裂隙地下水水質中，淺層的裂隙地下水(封塞取樣深度：93.99~96.01m)，屬於低礦化程度(TDS<1000mg/L)的淡水(fresh waters)；主要的離子組成為鈉離子(Na<sup>+</sup>)、鈣離子(Ca<sup>2+</sup>)和硫酸根離子(SO<sub>4</sub><sup>2-</sup>)。至於深層的裂隙地下水(封塞取樣深度：258.49~260.51m)，則是屬於礦化程度略高(TDS>1000mg/L)的半鹹水(brackish waters)；主要的離子組成為鈉離子(Na<sup>+</sup>)、鈣離子(Ca<sup>2+</sup>)和硫化氫離子(HS<sup>-</sup>) (參考表 3-1與圖 3-5)。

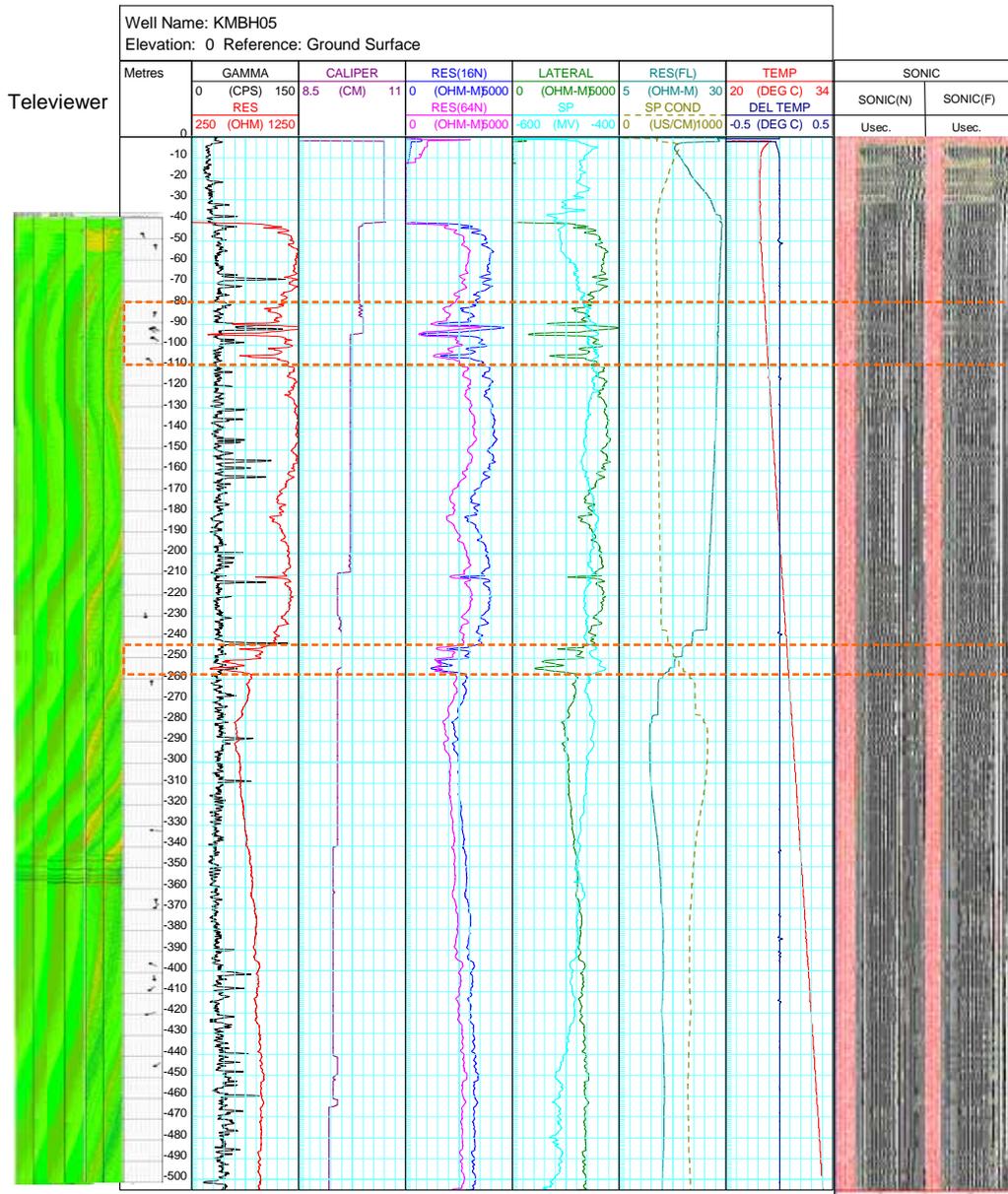


圖 3-2：5號鑽井標準地球物理井測之井錄  
含全波形聲波井測(Sonic Log)剖面及超音波電視井測(Televiewer)裂隙位態分析  
(紅虛線框為主要裂隙密集段)。

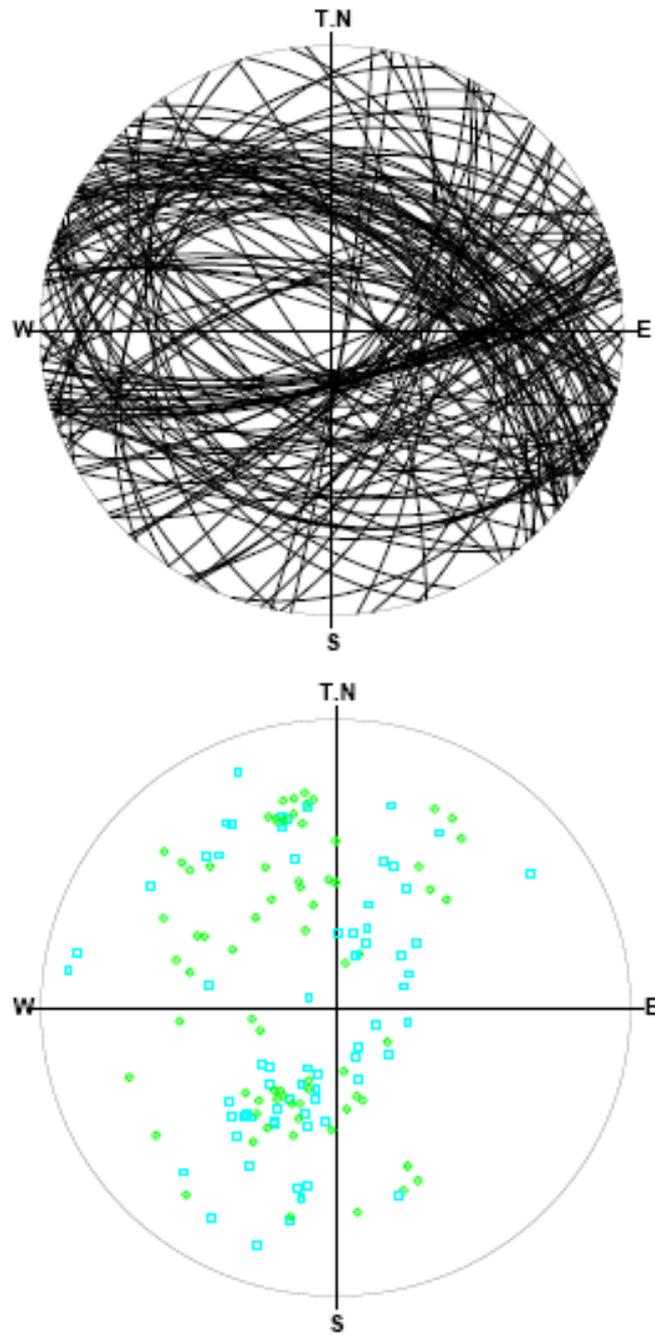


圖 3-3：5號鑽井裂隙位態分析成果圖  
上圖為裂隙面之大圓投影圖，下圖為裂隙面之極點投影圖。

### 5號鑽井 裂隙分析

深度範圍：42.58-501.46 m  
 裂隙寬度範圍：0.0-30.0 mm  
 裂隙資料數：141

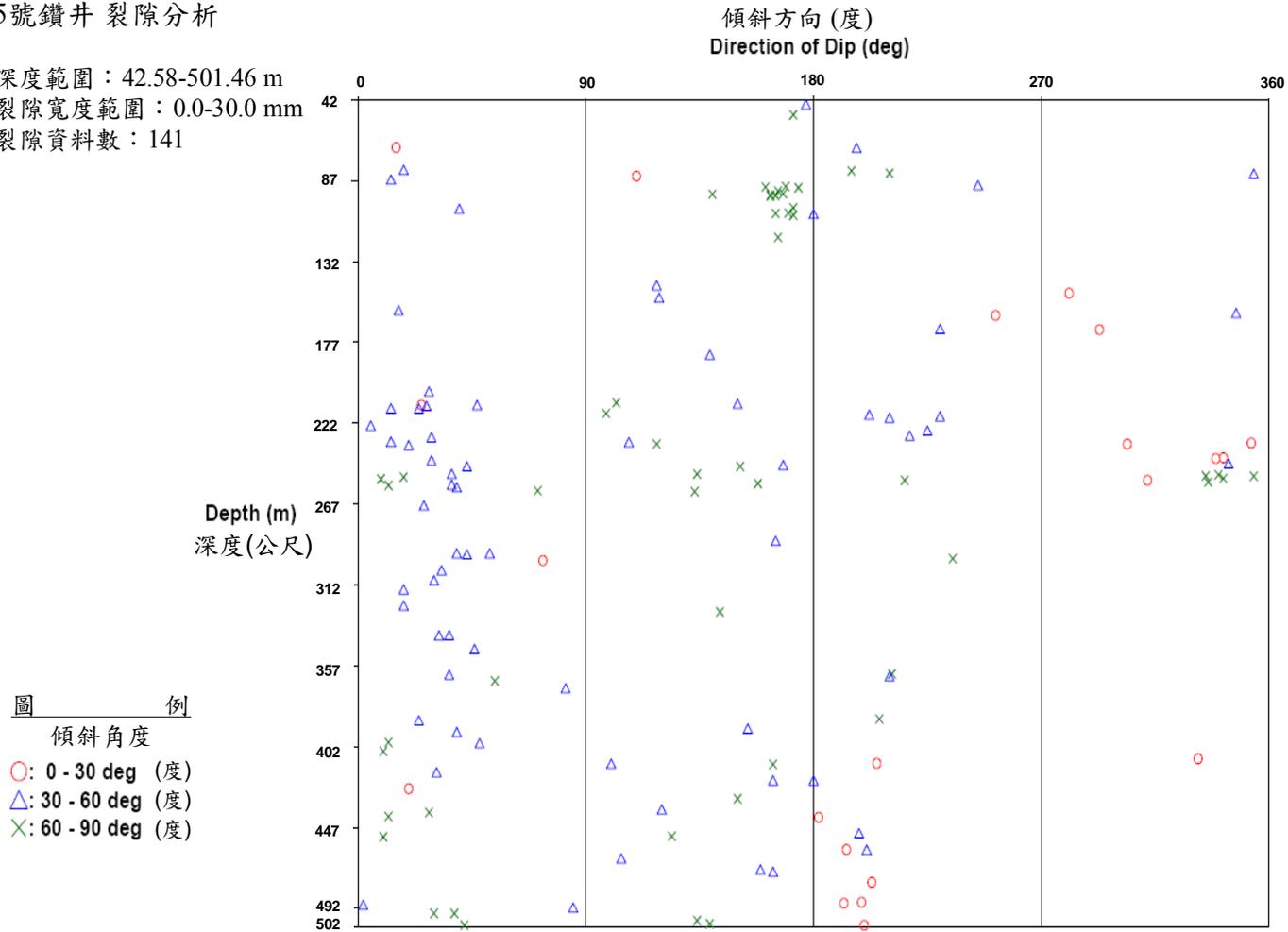


圖 3-4：5號鑽井裂隙深度與傾向關係圖

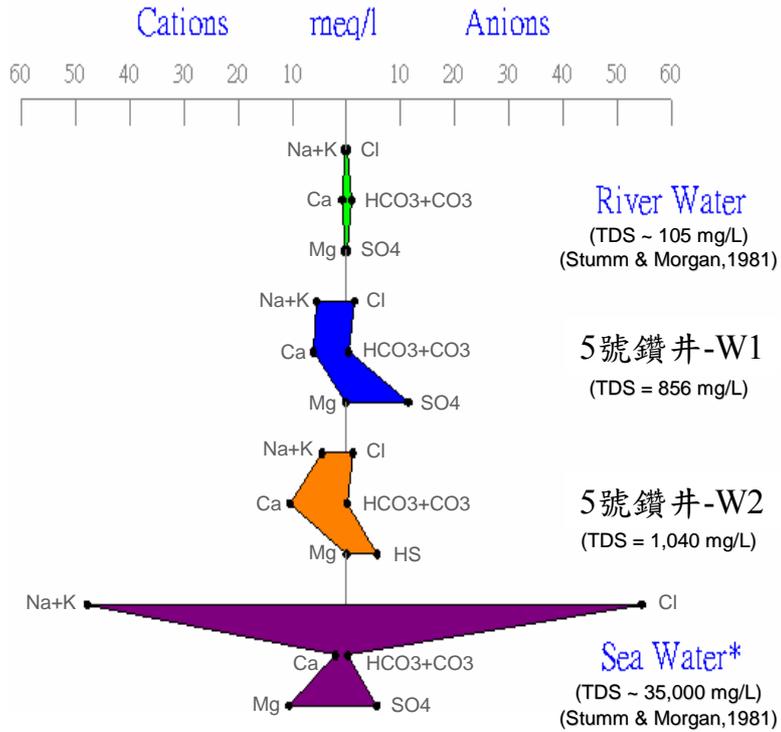
表 3-1：5號鑽井裂隙地下水成分分析表

分析項目	單位	5號鑽井-W1 <sup>a</sup>	5號鑽井-W2 <sup>b</sup>	分析儀器/方法	分子量
Temperature	°C	24.481	27.695	IDRONAUT	—
Conductivity	mS/cm	1.1186	2.0313	IDRONAUT	—
Oxygen	ppm	0.08(0)	0.95(0)	IDRONAUT(Hydrolab@0)	—
pH	pH	8.35	8.83	IDRONAUT(Hydrolab@0)	—
Redox(=SHE-ref),ref~+202mV	mV	-209	-630	IDRONAUT	—
TDS	mg/L	856	1040	NIEA W210.57A	—
HCO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	mg/L	25	5.2	HACH(D.T)	61.01
CO <sub>3</sub> <sup>2-</sup>	mg/L	ND	ND	HACH(D.T)	60.01
PO <sub>4</sub> <sup>3-</sup>	mg/L	0.36	0.17	HACH(S.P)	94.97
SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> (HS <sup>-</sup> as SO <sub>4</sub> <sup>2-</sup> )	mg/L	550	(790)	HACH(S.P)	96.06
S <sup>2-</sup>	mg/L	0.005	0.069	HACH(S.P)	32.06
NO <sub>3</sub> <sup>-</sup>	mg/L	ND<0.04	0.15	HACH(S.P)	62.00
NO <sub>2</sub> <sup>-</sup>	mg/L	0.018	0.012	HACH(S.P)	46.01
NH <sub>3</sub> -N	mg/L	0.59	0.035	HACH(S.P)	17.03
F <sup>-</sup>	mg/L	4.78	7.18	HACH(S.P)	19.00
Cl <sup>-</sup>	mg/L	51.4	43.6	HACH(D.T)	35.45
Fe <sup>2+</sup>	mg/L	ND	ND	HACH(S.P)	55.85
Fe, Total	mg/L	0.04	0.04	HACH(S.P)	55.85
SiO <sub>2</sub>	mg/L	20.6	17.3	ICP-AES	60.08
Cu	mg/L	0.003	ND<0.006	ICP-AES	63.54
Ca <sup>2+</sup>	mg/L	123	210	ICP-AES	40.08
Mg <sup>2+</sup>	mg/L	1.94	ND<0.10	ICP-AES	24.31
Na <sup>+</sup>	mg/L	126	102	ICP-AES	22.99
K <sup>+</sup>	mg/L	4.19	2.45	ICP-AES	39.10
Cd	mg/L	ND<0.001	ND<0.001	ICP-AES	112.40
Cr	mg/L	ND<0.007	ND<0.007	ICP-AES	52.00
Mn	mg/L	0.023	0.009	ICP-AES	54.94
Ni	mg/L	ND<0.02	ND<0.01	ICP-AES	58.71
Pb	mg/L	ND<0.007	ND<0.008	ICP-AES	207.19
Zn	mg/L	0.02	0.01	ICP-AES	65.37
As	mg/L	0.0012	ND<0.0007	AA	74.92

a. 5號鑽井-W1：深度93.99~96.01m(採樣日期：2007/01/17)； b. 5號鑽井-W2：深度258.49~260.51m(採樣日期：2007/01/29)

# Stiff Diagram

## 5號鑽井(2007)



水體分類(依據總溶解固體量)

類別(Class)	總溶解固體量(TDS : mg/L)
淡水(Fresh)	0~1,000
半鹹水(Brackish)	1,000~10,000
鹹水(Saline)	10,000~100,000
滷水(Brine)	>100,000

(資料來源 : Fetter,1994)

圖 3-5 : 5號鑽井不同深度之裂隙地下水stiff圖

(\* : The ionic conc. of sea water is diluted to 1/10)

另外，從 $^2\text{H}(\text{D})$ 、 $^{18}\text{O}$ 同位素的分析結果得知，測試區3號鑽井和5號鑽井之深層裂隙地下水的氫氧同位素比值並未有偏離世界(台灣)平均降雨線的現象，顯示測試區地下水體皆屬於天水來源特性之地下水(參閱表 3-2與圖 3-6)。

(3) 水文地質孔內試驗：

水文地質孔內調查包含微流速儀井測及水力試驗兩項。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。微流速井測結果(圖 3-7)顯示：5號鑽井水體之向上流速介於 $10^{-4}\sim 10^{-3}$  m/sec；向下流速則約為 $10^{-4}$  m/sec。於122~130 m、218~240 m、290~305 m等深度有較大之流速，研判上述裂隙段的導水性較高。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。在5號鑽井6個封塞區段所獲得的裂隙水力傳導係數(Hydraulic conductivity)則大致介於 $10^{-7}\sim 10^{-5}$  m/sec (圖 3-8)。

表 3-2：3號鑽井及5號鑽井裂隙地下水之同位素分析結果

樣品編號	採樣深度(m)	$\delta D(\text{‰})$	$\delta^{18}\text{O}(\text{‰})$	$^{14}\text{C}_{\text{DIC}}\text{-ages (y.BP)}$	$\delta^{13}\text{C}(\text{‰})$
3號鑽井-W2	389.94~392.06	-38.0	-6.2	8340±50	-17.1
3號鑽井-W3	478.74~480.86	-37.0	-7.0	7518±30	-17.2
5號鑽井-W2	285.49~260.51	-51.2	-6.6	357±30	-19.3

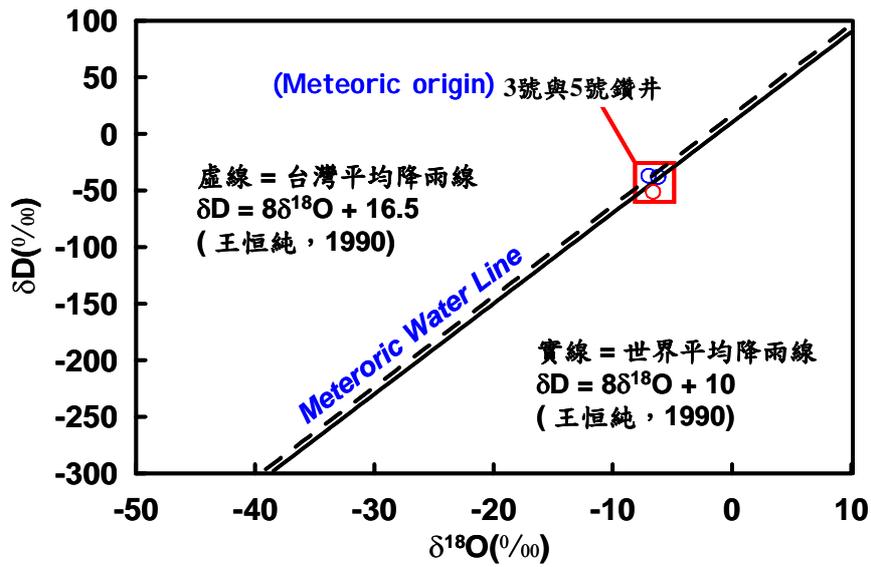


圖 3-6：3號與5號鑽井裂隙地下水之 $2\text{H}(\text{D})-^{18}\text{O}$ 含量關係圖

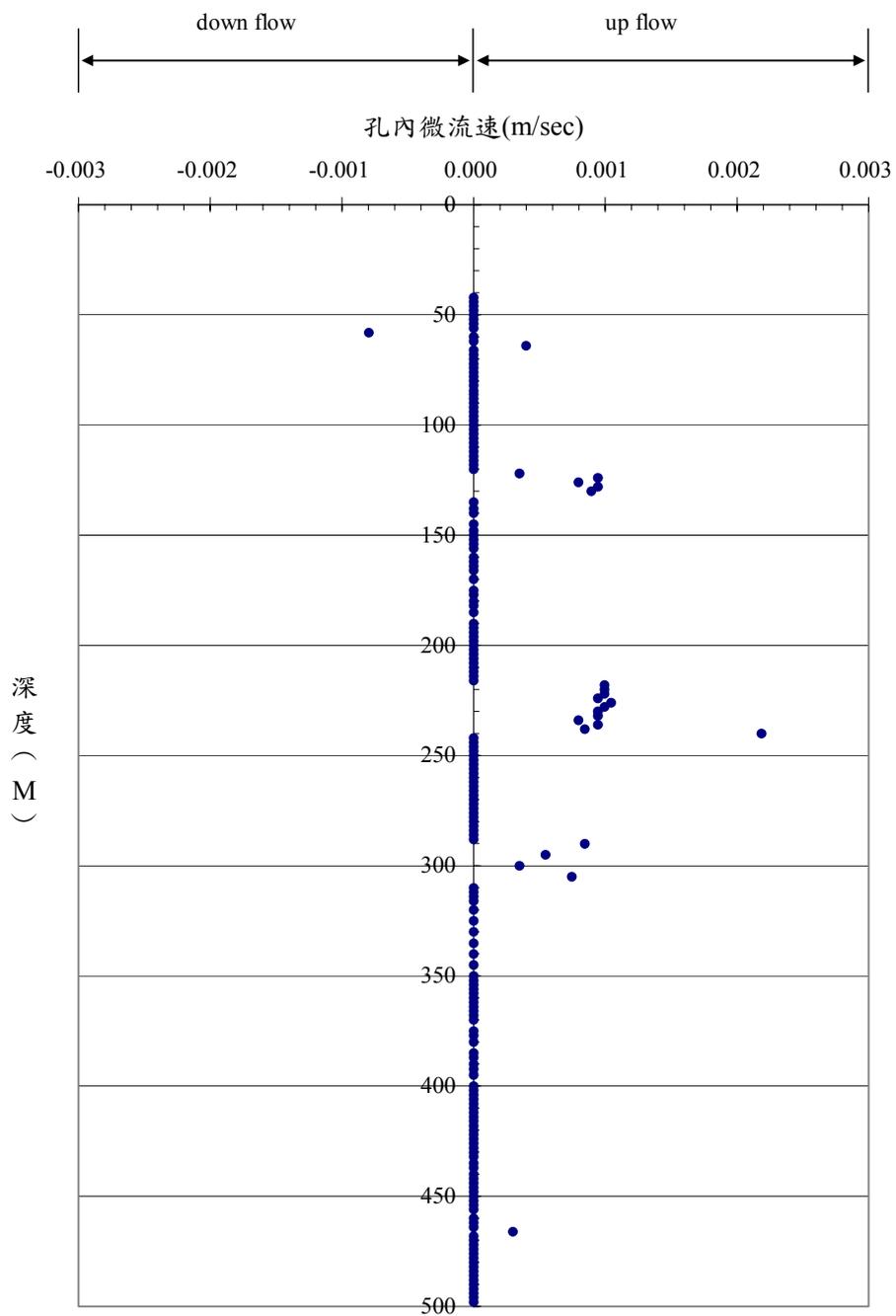


圖 3-7：5號鑽井孔內微流速量測結果

表 3-3：5號鑽井裂隙水力試驗結果表

深度(m)	水力傳導係數(m/sec) Hvorsle分析法	水力傳導係數(m/sec) Bouwer-Rice分析法
94~96	$2.24 \times 10^{-5}$	$1.71 \times 10^{-5}$
104~106	$3.23 \times 10^{-6}$	$2.47 \times 10^{-6}$
231.5~233.5	$6.88 \times 10^{-7}$	$5.26 \times 10^{-7}$
253.5~255.5	$2.10 \times 10^{-6}$	$1.60 \times 10^{-6}$
258.5~260.5	$2.55 \times 10^{-6}$	$1.95 \times 10^{-6}$
293~296	$2.63 \times 10^{-7}$	$2.01 \times 10^{-7}$

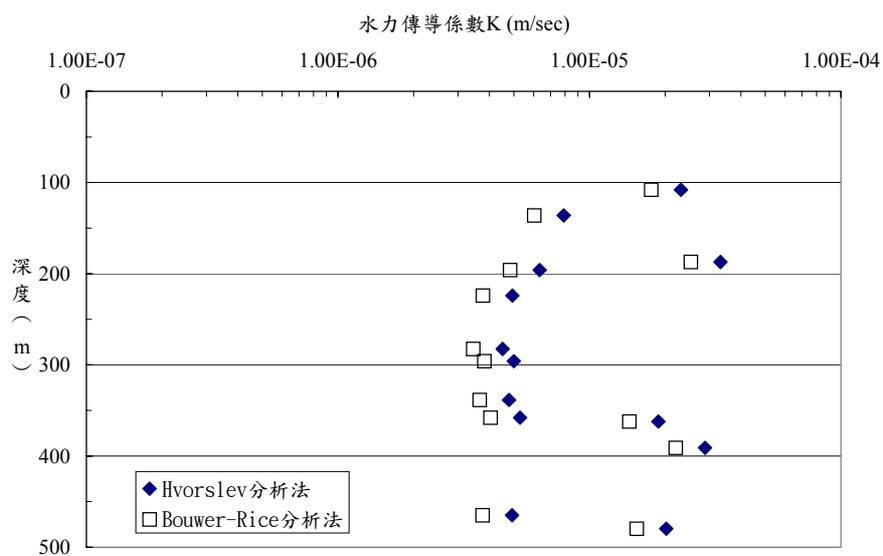


圖 3-8：5號鑽井裂隙水力傳導係數與深度關係圖

### 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，以達到資料保存及傳承之目的。資料庫系統依據各類調查工作成果之資料類型，參考過去已有現場調查數據成果資料庫之格式與架構(林鎮國及張育德，2002)，規劃設計出四大類統一格式的資料表(包含了孔內測點、二維測點、三維測點與測線等)，並定義上述各資料表欄位格式，建構地下地質空間數據類型之資料庫。

96年度完成地下地質空間資料庫(數據資料庫)資料更新，以及地質資訊離型系統建置等兩項工作，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：

本計畫屬性係一長程性計畫，因此，現地調查資料的有效管理及保存便成為一非常重要的工作，透過系統化數據資料庫的建置、定期更新與管理，為目前主要可行的方法。本工作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，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。截至96年度結束，已完成建置資料數達465,567筆，與95年度相較新增31,044筆數據資料，估計每期計畫新增資料數約為3~5萬筆資料記錄。

#### (2) 地質資訊離型系統建置：

為能協助彙整及研析SNFD2009報告之「處置環境條件的調查與研究」所需資訊，96年度完成地質資訊離型系

統的建置工作，以透過網際網路來展示相關蒐集建檔之圖資。目前已建置的圖資包括了內政部基本圖、經濟部中央地質調查所50萬分之一台灣地質圖與活動斷層圖、經濟部水利署地下水資源圖，以及本計畫產製之相關地質圖等。

### 3.1.5 測試區重磁力測勘資料逆推處理

本計畫藉助95年度所引進之澳洲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，於96年度完成測試區相關重磁資料逆推解析的成果與初步綜合判釋。以線形方位統計結果顯示，測試區主要的線形走向約為N 60E及N40W。在重磁逆推的部分，由於在逆推的過程中發現，模型深度超過2000 m以上的磁感率及密度變化對理論值的變化相當有限，因此判釋的最大深度將設定在2000 m。同時為了區分岩石物理特性上的差異，本項工作亦針對重、磁力資料(密度與磁感率)進行分類，以利判釋說明；其中，磁感率特性分成低、中、高三類；密度則分成高密度及一般密度兩類。初步的逆推處理結果(圖 3-9)顯示，測試區地下岩性的趨勢由西北向東南，依據磁感率分布依序可約略分成中磁感率帶、高磁感率帶、中磁感率帶及低磁感率帶等四大部份，其主要走向為東北-西南走向，與線形判釋結果的趨勢一致。

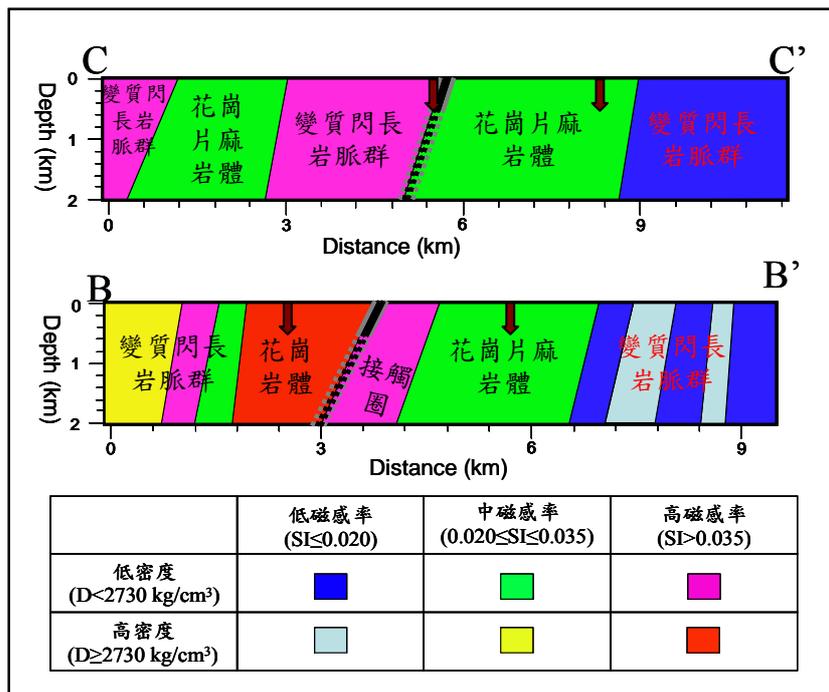


圖 3-9：測試區重磁力逆推成果圖  
(箭頭位置為具有鑽井資料驗證之位置)

### 3.1.6 潛在處置母岩空中磁測工作

國內因植生茂密且受沖積層覆蓋與地形影響，地表地質調查因而只能針對部份露頭進行研究，難以一窺地下構造全貌。為掌握國內幾個潛在處置母岩的分布及其鄰近地質構造，本計畫透過國際技術合作，針對國內三處潛在處置母岩區域，進行高精度空中磁力探測 (High Resolution Aeromagnetic Survey)，藉以建構上述各調查區潛在處置母岩分布與地質構造，作為後續母岩特性評估及調查規劃之重要參考依據。

本項工作係結合國內航空業者與國外空中物探技術顧問，使用直升機在前述三調查區域進行空中磁測飛航作業，並透過兩次國外技術訓練之實施，掌握測勘規劃、現調飛航、資料處理與解釋等關鍵技術。由於空中磁測為國內首創之舉，因此在執行過程中，難免在儀器改裝、飛航申請及相關配套措施等方面遭遇難題，但卻也都成為可貴的經驗，有助於技術之本土化。

96年度已完成三處潛在處置母岩區域之空中磁測作業，累計完成之空中磁力探勘總面積約6,500 km<sup>2</sup>。原始量測資料經突波移除 (De-spike)、日變化修正 (Diurnal Correction)、延遲修正 (Lag Correction)、高度修正 (Height Correction)、國際地磁參考場修正 (IGRF Correction)、整平處理 (Leveling)，以及網格化 (Gridding) 後，所產出之全磁力網格圖檔 (TMI Grid) 如圖 3-10 之範例所示。其精細程度遠超過傳統地面區域探測所能獲得的，且與既有地質資料初步比較顯示，除反映大區域構造外，因測線密集故更能顯現出細微的構造資訊。而這份數值網格圖檔也將做為後續年度定量解釋的基礎。

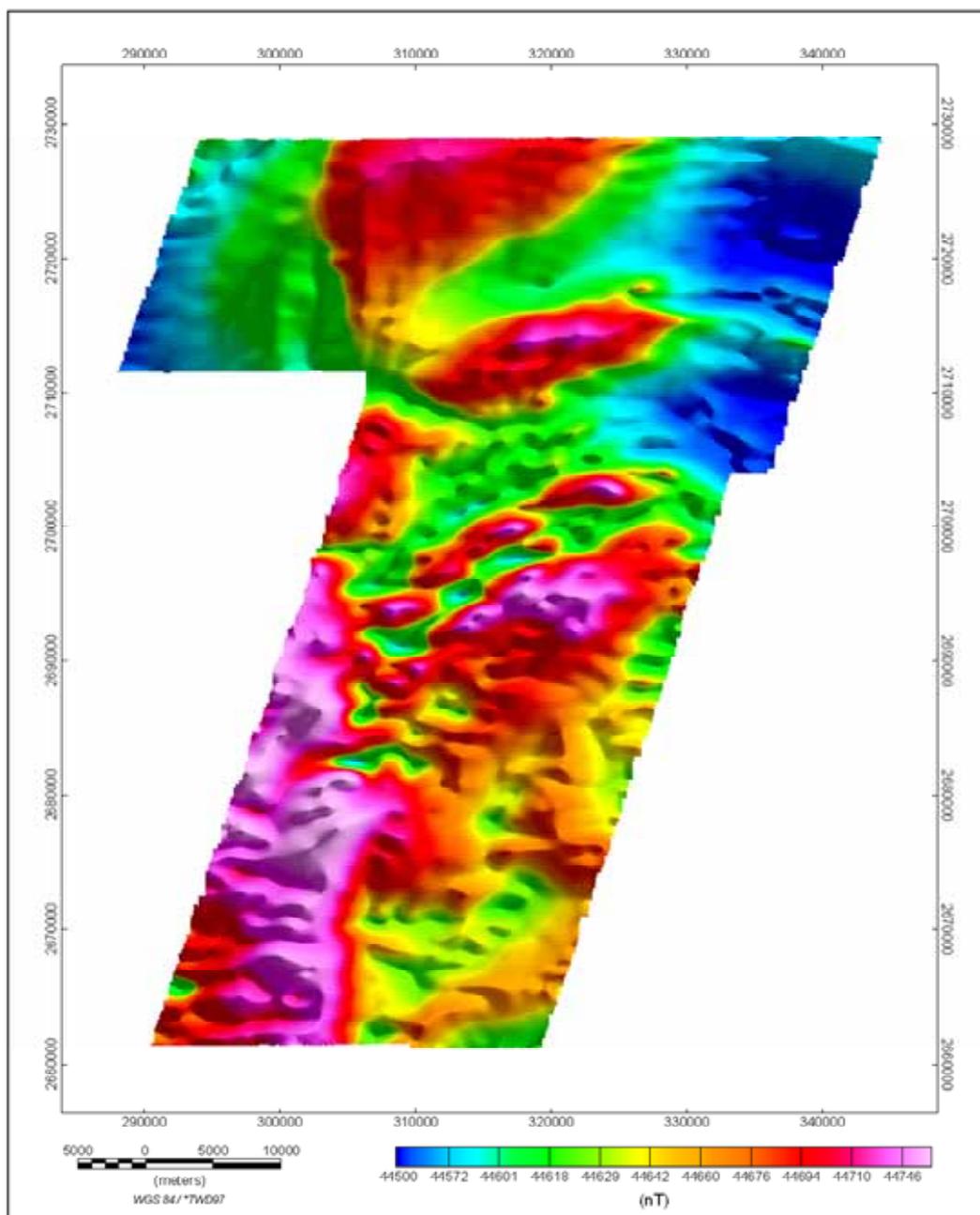


圖 3-10：空中磁測之全磁力網格彩色日照圖

### 3.1.7 結論

本年度在潛在處置母岩特性調查方面所執行的工作包括：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之飛航作業等。在處置環境條件的調查研究獲致的進展，主要係針對花崗岩質母岩進行的特性調查，包含東部花崗岩體長期穩定性初步分析，及花崗岩技術測試區的現地調查與資料解析工作。其中深層地質調查上，完成測試區5號鑽井之井下地球物理、水文地質、地球化學特性等現地調查與試驗工作，並透過重磁力資料逆推解析測試區岩體構造線形分布，完成初步地質概念模式之建立。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，本年度也透過國際合作完成國內首度進行的潛在處置母岩空中磁測之飛航調查作業，測勘面積約6,500 km<sup>2</sup>。空中磁測所獲得之地下地質岩體分布與構造的資訊，可作為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。

### 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，釐清場址或處置場之安全性。

本階段初步功能/安全評估研究在發展系統整體功能之評估模式，著重於花崗岩質潛在處置母岩功能/安全評估技術，主要工作在界定花崗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。

處置概念為功能評估之基礎，功能評估的結果則作為檢討處置概念的合理性，最後並將結果回饋於場址特性調查、社會溝通、與設施設計等相關工作。「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 3-11，為建構初步功能/安全評估技術所需之深層地質處置概念，本計畫乃根據 90~96 年於花崗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，提出虛擬場址水文地質概念模式剖面 (圖 3-12)，提供初步功能/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：

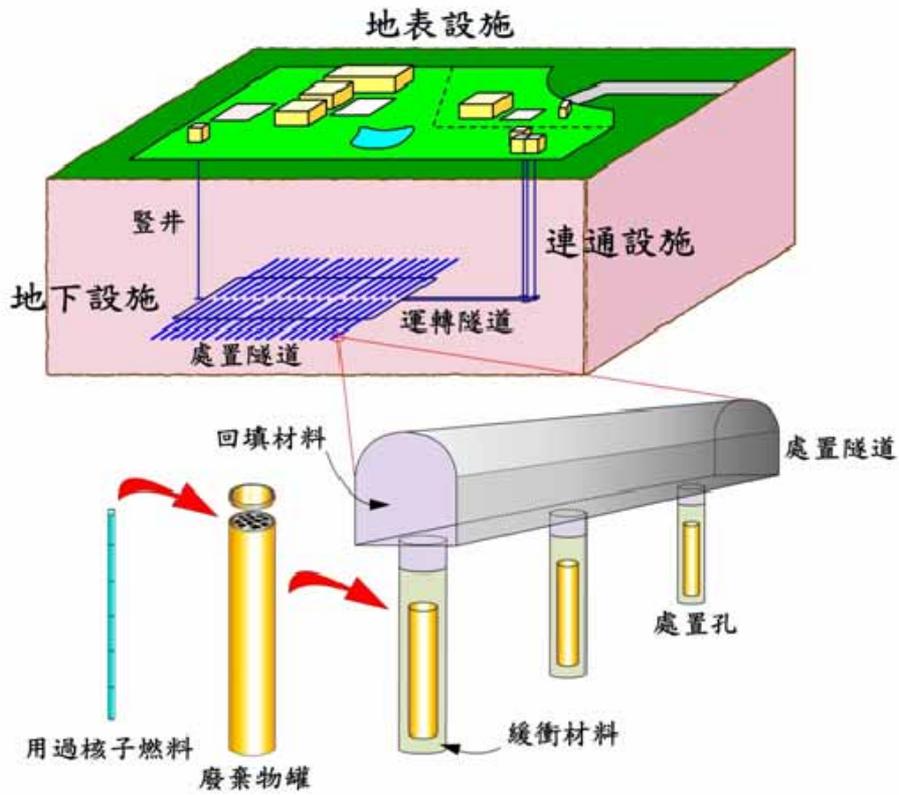


圖 3-11：用過核子燃料處置概念示意圖

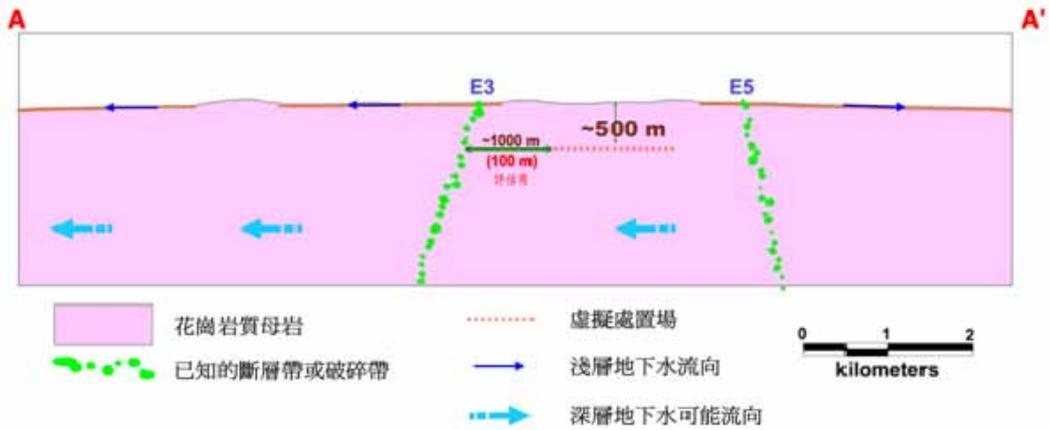


圖 3-12：調整更新之安全評估用水文地質模式剖面圖

### 3.2.1 近場

本分項 96 年度工作主要以 95 年度所發展之多途徑垂直與水平替代置放方式評估模式為基礎，接續完成評估程式之驗證，並以區塊 (compartment) 概念模型進行近場核種外釋評估，分析工程障壁與近場母岩對核種釋出影響。本分項在 96 年度所進行之研究項目計有以下幾項：

- (1) 水平替代置放方式評估技術之建立
- (2) 評估程式之驗證與修正
- (3) 近-遠場評估介面協調
- (4) 核種在近場外釋安全評估分析

#### 3.2.1.1 水平替代置放方式評估技術之建立

本年度續以 95 年度所建立之水平置放方式概念模式，針對單一處置隧道廢棄物罐數量、兩廢棄物罐間距、緩衝材料孔隙率及其擴散係數與厚度、開挖擾動帶孔隙率及擴散係數等參數進行參數變異分析與研究，並針對各參數對核種釋出影響進行比較。核種選取 I-129、Cs-135、Tc-99、Np-237 四個較具有特性指標的核種進行評估程式運跑與分析討論，分析成果如下：

- (1) 隧道廢棄物罐數量：

單一處置隧道之不同廢棄物罐數量的評估結果 (圖 3-13) 顯示，單一處置隧道廢棄物罐數量減少，由於水平傳輸途徑大幅減少，故最大年釋出率有大幅之增加 (約一至兩個數量級)。

- (2) 兩廢棄物罐間距：

不同廢棄物罐間距參數之評估結果 (圖 3-14) 顯示廢棄物罐間距減少，即代表傳輸途徑縮短與緩衝層厚度減少，各核種之年外釋率則隨之增加。

(3) 緩衝材料孔隙率：

不同緩衝材料孔隙率之評估結果(圖 3-15)顯示緩衝材料孔隙率降低，各核種外釋率皆大幅降低(除 I-129 為小幅降低)外。故越緻密之緩衝材料塊體，可有效減少部份核種外釋率達一個數量級以上。

(4) 緩衝材料擴散係數：

不同緩衝材料擴散係數評估結果(圖 3-16)顯示因緩衝材料內核種主要以擴散機制釋出，故緩衝材料擴散係數降低，則核種外釋率降低。

(5) 緩衝材料厚度：

不同緩衝材料厚度評估結果如圖 3-17 所示。因緩衝材料厚度越厚，核種傳輸距離越長，可有效阻滯核種外釋，故核種外釋率則隨之降低。

(6) 開挖擾動帶孔隙率：

不同開挖擾動帶孔隙率之評估結果如圖 3-18 所示，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，但影響程度不大。當開挖擾動帶孔隙率由母岩孔隙率增加至 12.3%(嚴重擾動)，TC-99、CS-135 及 NP-237 等核種最大外釋率約增加 30~50%(該圖以對數座標表示)。

(7) 開挖擾動帶擴散係數：

不同開挖擾動帶擴散係數評估結果如圖 3-19 所示。開挖擾動帶擴散係數越小，各核種之釋出時間延後。且除 I-129 外，各核種之最大外釋率均有顯著降低。當開挖擾動帶擴散係數減少兩個數量級時，除 I-129 核種外，各核種之最大外釋率約降低 3 倍。

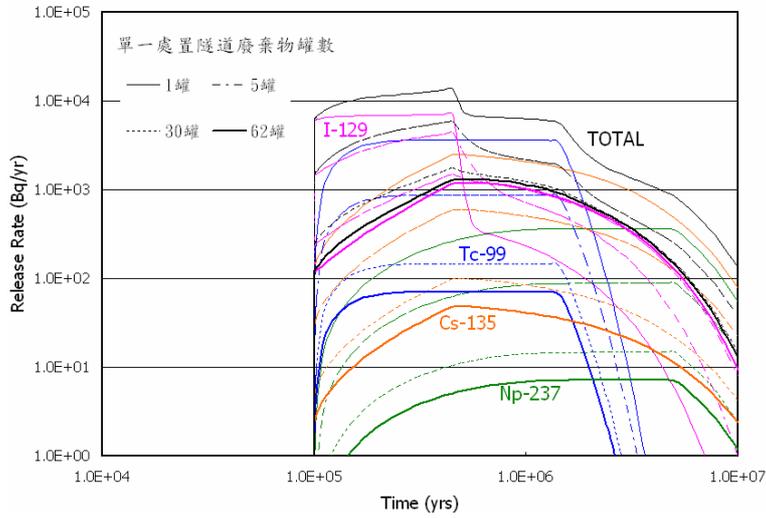


圖 3-13：不同單一處置隧道廢棄物罐數量之近場外釋率

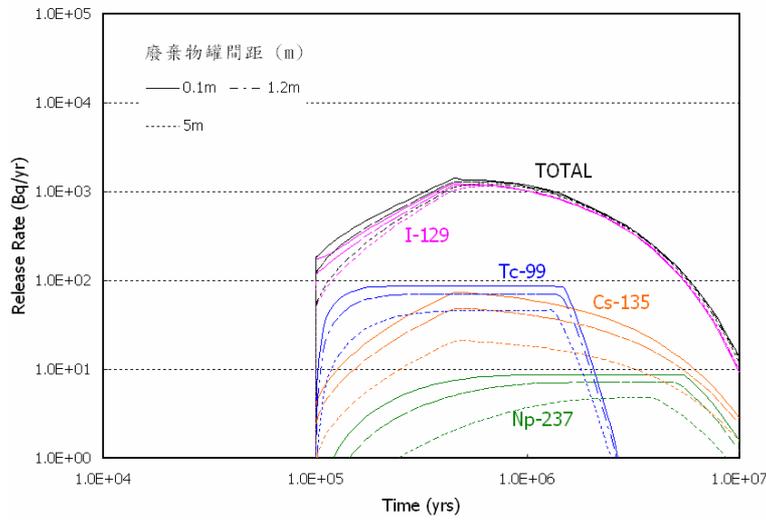


圖 3-14：不同兩廢棄物罐間距之近場外釋率

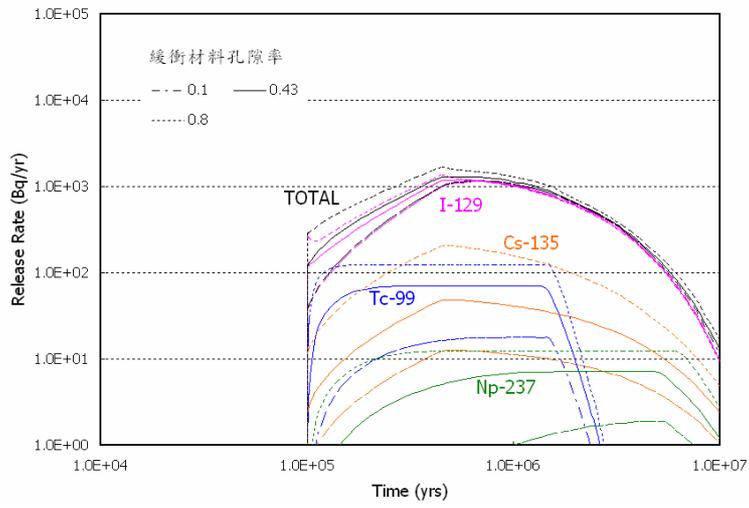


圖 3-15：不同緩衝材料孔隙率之近場外釋率

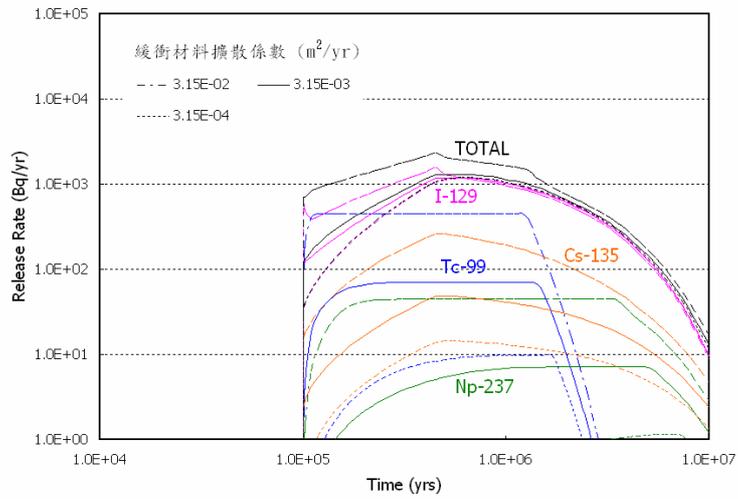


圖 3-16：不同緩衝材料擴散係數之近場外釋率

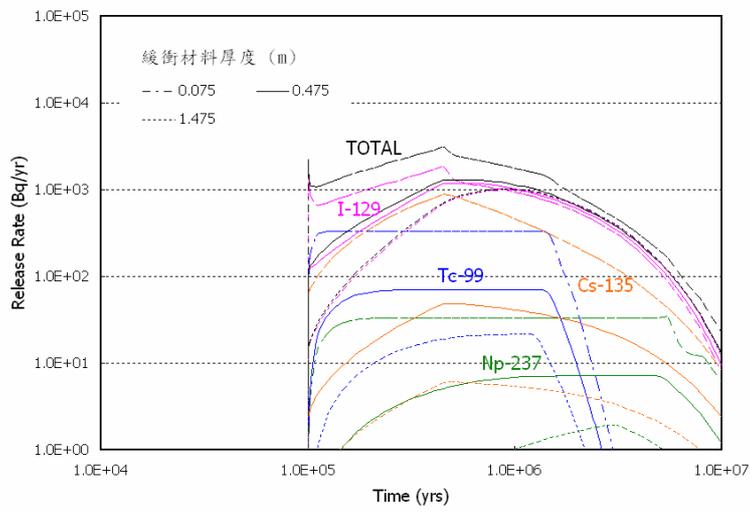


圖 3-17：不同緩衝材料厚度之近場外釋率

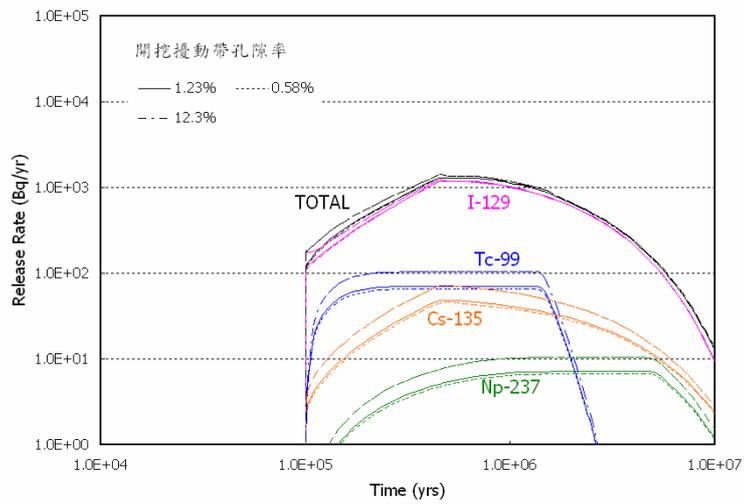


圖 3-18：不同開挖擾動帶孔隙率之近場外釋率

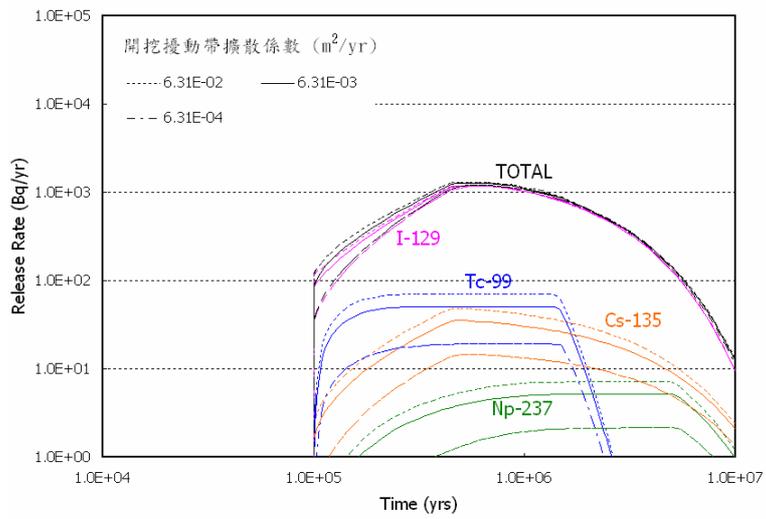


圖 3-19：不同開挖擾動帶擴散係數之近場外釋率

### 3.2.1.2 評估程式之驗證與修正

本年度以一簡單之環狀圓柱體的溶質傳輸解析解，利用評估程式計算核種在緩衝材料的釋出率，進行垂直置放與水平置放方式評估程式的驗證與結果比對，以確認數值模式之正確性。除了以解析解進行驗證比較外，利用垂直置放方式評估程式模擬芬蘭(TILA, 1999)之近場評估案例，計算兩者在近場環境傳輸的核種外釋量，進行評估結果的驗證比較。

圖 3-20為利用環狀圓柱體的溶質傳輸解析解計算所得之0.1年、1年、10年和100年正規化濃度與距離之分布曲線，及由垂直置放方式評估程式計算所得之0.1年、1年、10年和100年的假設核種外釋曲線。圖 3-21為水平置放方式評估程式與解析解計算結果之比較。由兩圖中之比較結果初步驗證本分項所提出之兩評估程式，對於擴散質量傳輸的數值模式具有相當程度的正確性。

芬蘭處置概念係採用瑞典KBS-3型之概念模式，與我國之處置概念模式相同，廢棄物本體之種類亦同為用過核燃料，工程障壁系統採用之配置亦相當雷同。芬蘭近場評估案例採用REPCOM程式作為評估工具，此程式係利用區塊模式所建構，主要包括：(1)廢棄物罐區塊(2)廢棄物罐側向緩衝材料區塊(3)廢棄物罐頂部緩衝材料區塊(4)處置孔頂部之回填材料區塊(5)處置隧道之回填材料區塊，各區塊皆可再細分為數個小區塊以進行模擬。本分項所提出評估程式與REPCOM二程式間之相同處如下：

- (1) 採用區塊模式；
- (2) 廢棄物本體之外釋機制包含基質溶解及基質間隙的瞬間溶解，形成核種遷移的源項；
- (3) 考慮核種衰變與滋生；
- (4) 考慮核種之吸附作用及溶解度限制；

- (5) 緩衝材料僅考慮擴散傳輸機制；
- (6) 處置隧道與處置母岩皆考慮擴散與平流傳輸機制。

進行案例模擬比較時，係以 TILA-99 報告中所考慮的基本情節 (RS-disappearing canister)，所採用參數作為垂直置放評估程式運算時所輸入參數。大部分參數是取自於 TILA-99 報告中之數據。由於兩個評估程式仍存在些許差異，所以模擬計算時部分參數則以假設值或該報告使用資料推估而得。所引用參數數值與 TILA-99 報告內出處如表 3-4 所示。圖 3-22 與圖 3-24 分別為 TILA-99 報告中 REPCOM 程式模擬近場分裂活化產物與鈾系核種之外釋曲線；圖 3-23 與圖 3-25 分別為本分項評估程式所計算之近場分裂活化產物與鈾系核種之外釋曲線。為便於驗證比對，外釋曲線則選用相同橫座標與數值大小

由圖 3-22~圖 3-25 所顯示之核種總釋出率曲線，可看出本分項評估程式與 REPCOM 程式之模擬曲線趨勢相當近似。由廢棄物本體源項開始釋出後至處置時間  $1.0E+06$  年中，處置前期 ( $1.0E+04 \sim 1.0E+05$  年間) 之近場模擬評估較大釋出率的核種分別為 C-14、Cl-36、Sn-126；而在處置後期 ( $1.0E+05 \sim 1.0E+06$  年間)，則以 Ra-226 核種具有較大的釋出率。處置期間 ( $1.0E+04 \sim 1.0E+06$  年)，因 Tc-99、Pd-107、I-129、Pa-231、Np-237 等核種在近場環境內達到其溶解度限值而成飽和溶液，故這些核種在釋出一段時間後維持穩定的核種外釋率。而核種 Th-229、Th-230 及 Pa-231 之釋出率在  $1.0E+06$  年時仍為持續成長階段，但其外釋率較最大外釋率核種 C-14 已小 2~3 個數量級。

在評估程式與國際案例驗證比對，兩者計算結果之核種外釋曲線趨勢、最大釋出率與最大釋出率的發生時間而言，均有頗為相近的評估結果。

表 3-4：與REPCOM評估程式比較之參數數值與出處

名稱		數 值	備 註
廢棄物本體	存量起算時間	30 yr	TILA-99 (P.19)
	完全溶解時間	1.0E+07 yr	TILA-99 (P.101)
	IRF	Table 11-1	TILA-99 (P.101)
	核種存量	Table 2-3	TILA-99 (P.21) 採Olkiluoto場址數據
廢棄物罐	假設壽命	1.0E+05 yr	TILA-99 (P.103) 採disappearing canister情節
	內半徑	0.475 m	TILA-99 (P.25)
	外半徑	0.525 m	TILA-99 (P.25)
	高	4.8 m	TILA-99 (P.25)
	蝕物孔隙率	1.0	採完全腐蝕
	蝕物擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.112) 採水中分子擴散係數
緩衝材料	外半徑	0.875m	TILA-99 (P.26)
	上層厚度	1.5m	TILA-99 (P.25)
	下層厚度	0.5 m	TILA-99 (P.25)
	密度	2,700 kg/m <sup>3</sup>	TILA-99 (P.105)
	孔隙率	0.43	TILA-99 (P.106)
	擴散係數	3.1536E-03 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.106)
	吸附係數	Table 11-4	TILA-99 (P.106)
開挖擾動帶	外半徑	0	不考慮開挖擾動帶
	密度	2,700 kg/m <sup>3</sup>	同母岩
	孔隙率	0.005	同母岩
	擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.127) 採水中分子擴散係數
回填材料	高	4.4 m	TILA-99 (P.25)
	寬	3.5 m	TILA-99 (P.25)
	密度	2,700 kg/m <sup>3</sup>	TILA-99 (P.106)
	孔隙率	0.2	TILA-99 (P.106)
	擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.127) 採水中分子擴散係數
	吸附係數	Table 11-4	TILA-99 (P.106)
母岩	地下水流速	6.0E-05 m/yr	TILA-99 (P.121)
	母岩密度	2,700 kg/m <sup>3</sup>	TILA-99 (P.119)
	母岩孔隙率	5.0E-03	TILA-99 (P.120)
	母岩擴散係數	3.1536E-06 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.120)
	裂隙間距	5 m	TILA-99 (P.42)
	裂隙開口	2.5E-04 m	TILA-99 (P.132)

	裂隙擴散係數	3.1536E-03 m <sup>2</sup> /yr	TILA-99 (P.127)
	吸附係數	Table 11-9	TILA-99 (P.118)
邊界條件	零濃度邊界距離	0 m	採假設值
	底岩厚度	0 m	採假設值
	溶解度限值	Table 11-2	TILA-99 (P.104)

(TILA-99: Vieno, T, and Nordman, H, 1999)

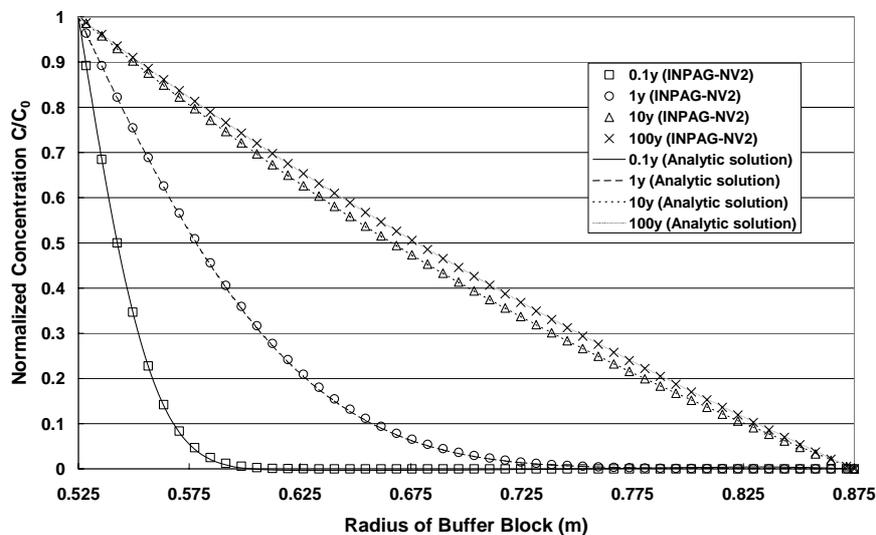


圖 3-20：垂直置放評估程式與解析解在環狀柱體內濃度變化之比較

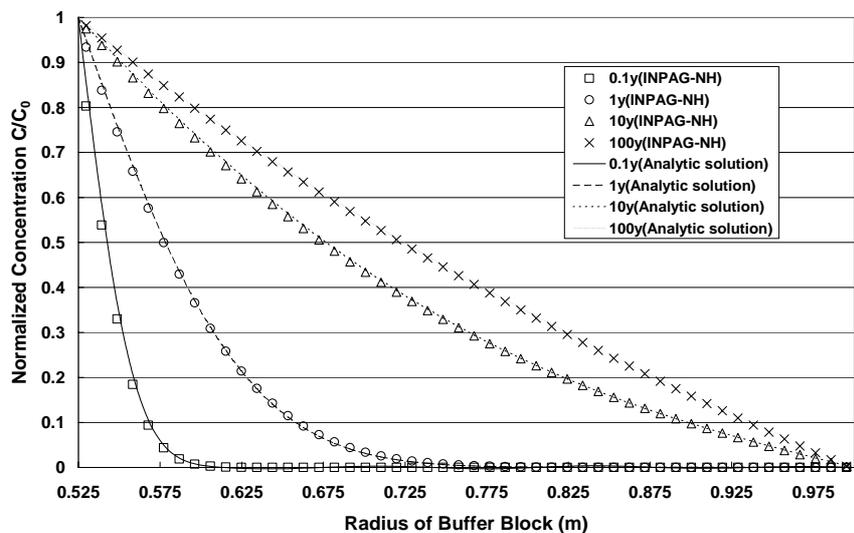


圖 3-21：水平置放評估程式與解析解在環狀柱體內濃度變化之比較

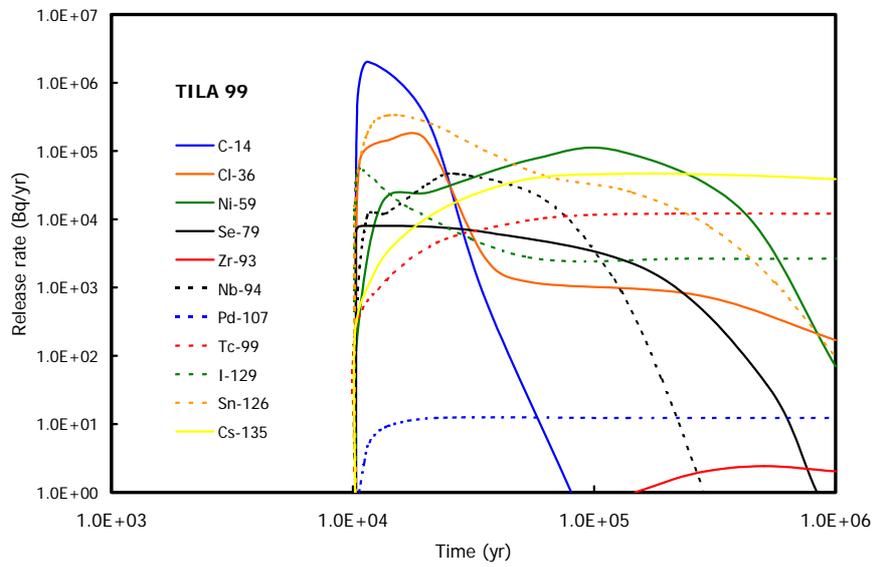


圖 3-22：REPCOM程式模擬近場核種外釋曲線(分裂活化產物)

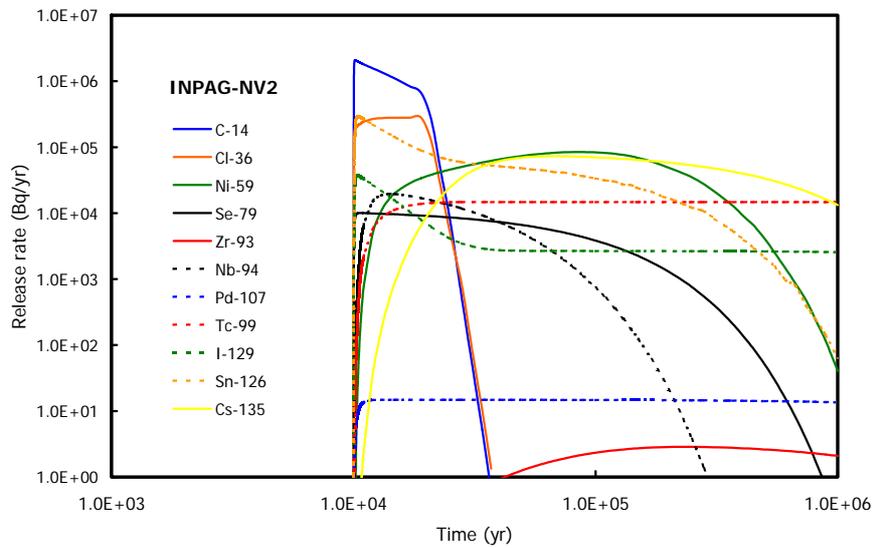


圖 3-23：垂直置放評估程式模擬TILA99報告之近場核種外釋曲線(分裂活化產物)

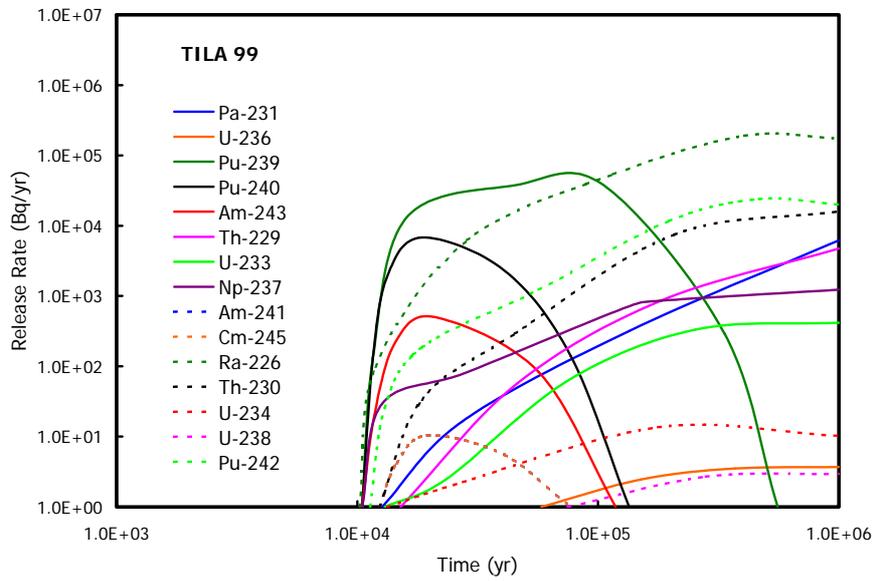


圖 3-24：REPCOM程式模擬近場核種外釋曲線(鈾系核種)

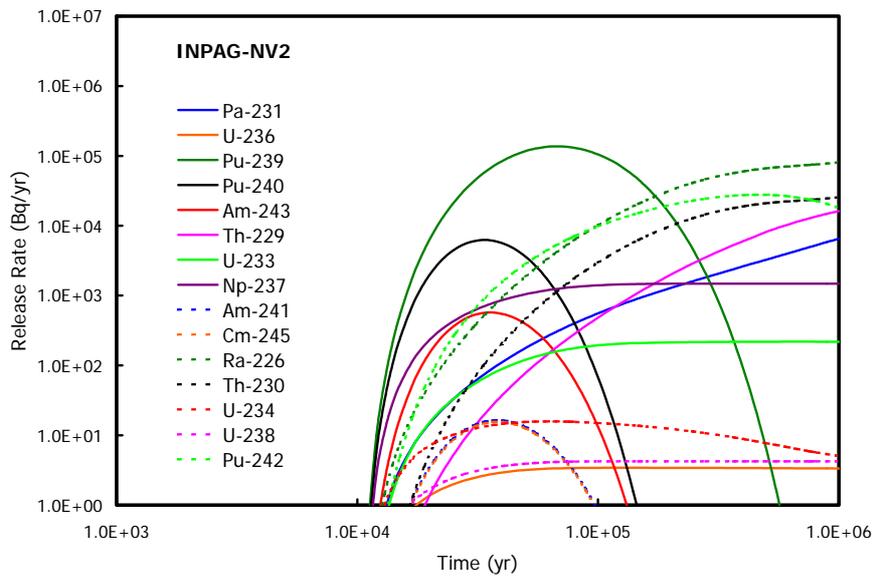


圖 3-25：垂直置放方式評估程式模擬TILA99報告之近場核種外釋曲線(分裂活化產物)

### 3.2.1.3 核種在近場外釋安全評估分析

近場垂直置放多途徑安全評估基本情節說明如下：近場評估模式假設核種係由破壞之廢棄物容器釋出，經由緩衝材料及開挖擾動帶之路徑到達周圍之母岩。近場模式之模型視為一圓柱系統，核種之傳輸僅沿圓柱之徑向發生。假設廢棄物容器之垂直截面積遠小於側面之表面積，因此核種沿垂直向外釋進入處置隧道及於圓柱系統內沿軸向之傳輸均被忽略不計。然而，處置隧道可能加速核種傳輸之現象已被重視。當廢棄物容器完成置放後，處置隧道將利用開挖時產生之母岩岩塊與膨潤土混合物進行回填，因此處置隧道處之水力傳導係數可能較周圍完整岩體為高，形成一可能之地下水流通路，使得處置隧道成為一可能之快速外釋路徑。根據前述近場環境之工程障壁系統概念，為探討近場環境對處置場安全之作用，本分項主要發展垂直處置孔之軸向與徑向二途徑釋出模式與分析，以獲得較真實之工程障壁系統與近場母岩等功能對核種外釋的影響。所考慮之垂直處置徑向/軸向/坑道核種外釋之假設：

- (1) 以單一廢棄物容器做為工程障壁之基本單元；
- (2) 廢棄物容器喪失圍阻功能，使得地下水接觸用過核燃料；
- (3) 存在於廢棄物體晶格邊界 (grain boundary) 與間隙 (gap) 之放射性核種，與地下水接觸後即釋出；
- (4) 廢棄物體蝕變核種溶解於地下水中；
- (5) 放射性核種外釋至廢棄物容器；
- (6) 核種擴散進入廢棄物容器側向、頂部及底部之緩衝材料；
- (7) 釋出之核種向外遷移至開挖擾動帶、處置母岩及處置隧道，再釋出至地質圈中；
- (8) 核種因衰變與滋生、吸附、擴散及元素溶解度限等作用而稀釋。

相關引用參數如表 3-5～表 3-9所示。

以基本案例參數代入近場垂直置放評估程式進行評估運算，可得分裂活化產物核種及鈾系核種之近場釋出率如圖 3-26及圖 3-27所示。由圖中可得知基本案例下近場最大核種年外釋率為 $1.23\text{E}+04$  Bq/yr。由圖中可知，較大釋出率之核種為 Tc-99、Se-79、Cl-36，且分裂活化產物核種比鈾系核種有較大之釋出率。由廢棄物本體源項開始釋出後至處置時間 $1.0\text{E}+07$ 年中，處置前期( $1.0\text{E}+05\sim 1.0\text{E}+06$ 年間)之近場模擬評估較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，而在處置後期( $1.0\text{E}+06\sim 1.0\text{E}+07$ 年間)，則逐漸轉為鈾系核種具有較大的釋出率比重。以個別核種而言，Cl-36與 I-129具有較大的瞬間釋出率、高溶解度以及在緩衝材料中幾乎不吸附之特性，故在廢棄物容器破壞一開始時具有比例相對高的核種釋出率。Tc-99與 Se-79則因具有較高之核種存量，故在 $1.0\text{E}+06$ 年之前都具有相當高比例之核種釋出率；且由於 Tc-99之溶解度較 Se-79為低及吸附性較高，故 Tc-99最大釋出時間較 Se-79略晚。於處置後期( $1.0\text{E}+06$ 年之後)，可明顯發現主要釋出之核種逐漸轉為鈾系核種，以 Ra-226與 Np-237為主。但整體相較之下，鈾系核種之最大釋出率較分裂活化產物核種低1~2個數量級。

由垂直置放之分析可總結歸納如下：

- (1) 處置前期較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，而在處置後期則逐漸轉為鈾系核種具有較大的釋出率比重。分裂活化產物中以 Tc-99、Se-79、Cl-36、I-129及 Zr-93具有較高的釋出率，鈾系核種則以 Ra-226、Np-237、Th-229有較高的釋出率。
- (2) 各核種中以 Tc-99之年釋出率最大，發生於 $3.4\text{E}+05$ 年其值為 $6.39\text{E}+03$  Bq/yr；而在評估年限 $1.0\text{E}+07$ 年時，年釋

出率最大之核種為 Ra-226，其值仍有  $5.76E+01$  Bq/yr。

- (3) 雖然於處置後期可發現主要釋出之核種逐漸轉為鈾系核種，但整體相較之下，鈾系核種之最大釋出率較分裂活化產物核種低 1~2 個數量級。

以基本案例參數代入近場水平置放評估程式運算後，可得分裂活化產物核種及鈾系核種之釋出率如圖 3-28 及圖 3-29 所示。由圖中可得知水平置放多途徑安全評估程式以基本案例分析近場最大核種年外釋率為  $8.92E+03$  Bq/yr，主要有較大釋出率之核種為 Tc-99、Se-79、Cl-36，且分裂活化產物核種比鈾系核種有較大之釋出率，由廢棄物本體源項開始釋出後至處置時間  $1.0E+07$  年中，處置前期 ( $1.0E+05 \sim 1.0E+06$  年間) 之近場模擬評估較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，而在處置後期 ( $1.0E+06 \sim 1.0E+07$  年間)，則逐漸轉為鈾系核種具有較大的釋出率比重。以個別核種而言，其趨勢亦與垂直置放評估所得結論相同，故不在重複作說明。

由水平分析可總結歸納如下：

- (1) 處置前期較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，而在處置後期則逐漸轉為鈾系核種具有較大的釋出率比重。分裂活化產物中以 Tc-99、Se-79、Cl-36、I-129 及 Zr-93 具有較高的釋出率，鈾系核種則以 Ra-226、Np-237、Th-229 有較高的釋出率。
- (2) 各核種中以 Se-79 之年釋出率最大，發生於  $2.5E+05$  年其值為  $4.50E+03$  Bq/yr；而在評估年限  $1.0E+07$  年時，年釋出率最大之核種為 Ra-226，其值仍有  $9.59E+01$  Bq/yr。
- (3) 與垂直置放相同，雖然於處置後期可發現主要釋出之核種逐漸轉為鈾系核種，但整體相較之下，鈾系核種之最大釋出率較分裂活化產物核種低 1~2 個數量級。

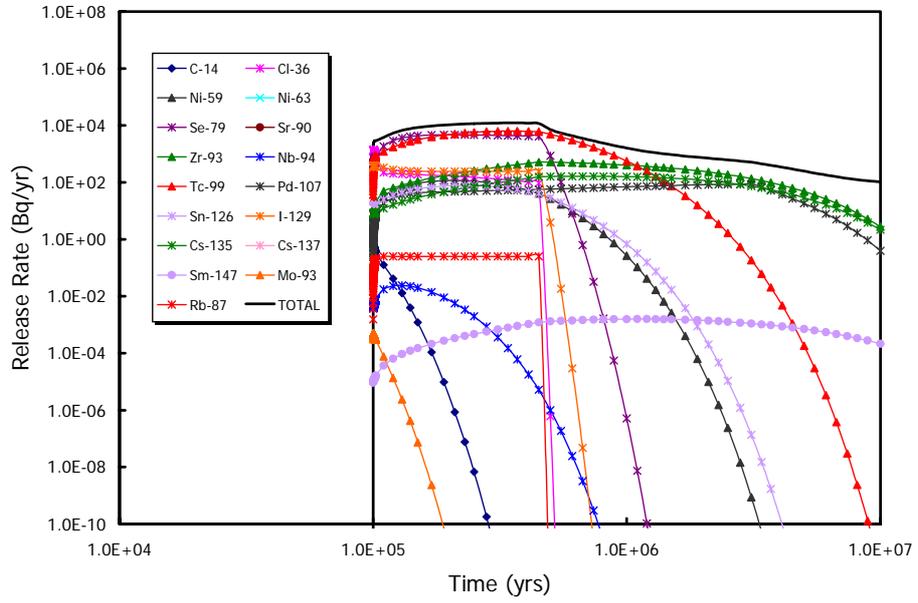


圖 3-26：垂直評估程式分裂活化產物核種之年釋出率

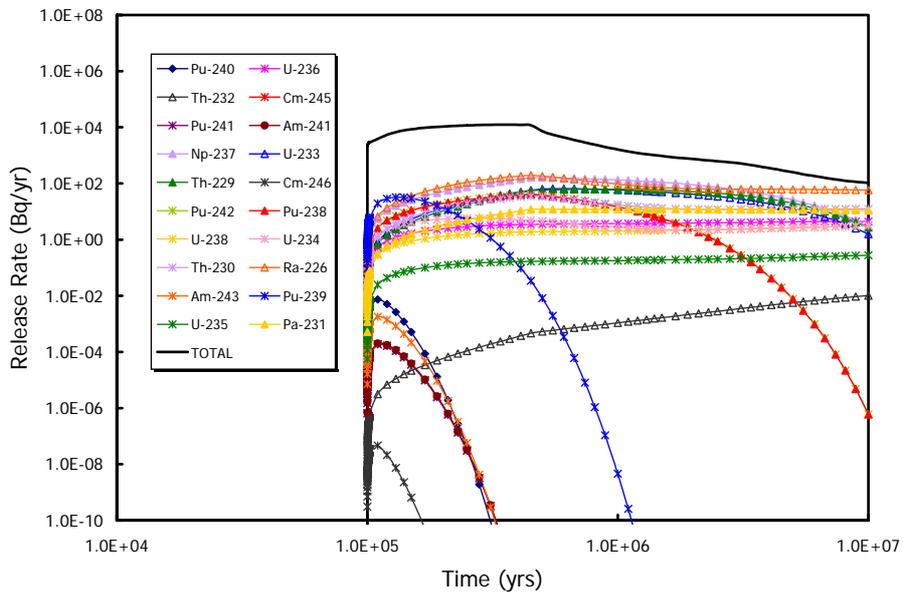


圖 3-27：垂直評估程式錒系核種之年釋出率

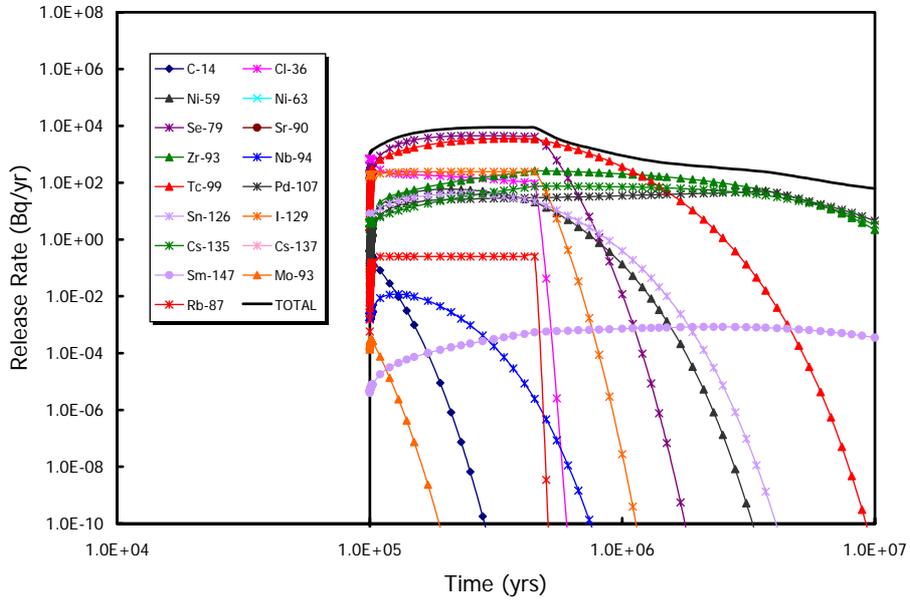


圖 3-28：水平評估程式分裂活化產物核種之年釋出率

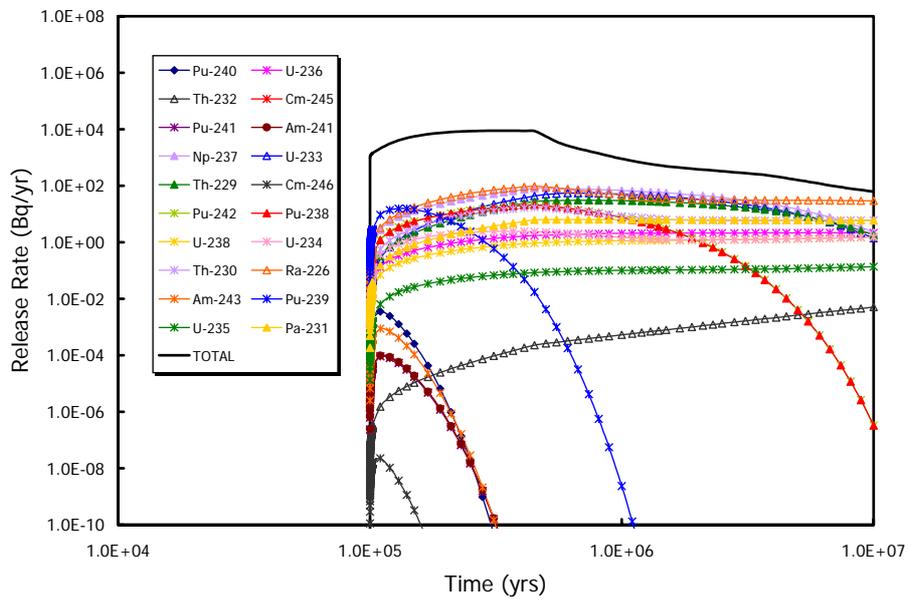


圖 3-29：水平評估程式錒系核種之年釋出率

表 3-5：INPAG-NV2工程障壁系統基本案例參數與引用來源

名稱	數 值	備 註	資料來源
廢料體	存量起算時間	40 yr	INER <sup>1</sup>
	完全溶解時間	3.6E+05 yr	SITE94
廢棄物罐	假設壽命	1.0E+05 yr	INER <sup>2</sup>
	內半徑	0.475 m	INER <sup>3</sup>
	外半徑	0.525 m	INER <sup>3</sup>
	高	4.91 m	INER <sup>3</sup>
	蝕物孔隙率	1.0	完全腐蝕
	密度	0	為完全消失情節
	蝕物擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數
緩衝材料	外半徑	0.875 m	INER <sup>3</sup>
	上層厚度	1.5 m	INER <sup>3</sup>
	下層厚度	0.5 m	INER <sup>3</sup>
	密度	2,780 kg/m <sup>3</sup>	INER <sup>1</sup>
	孔隙率	0.43	TILA99
	擴散係數 De	3.1536E-03 m <sup>2</sup> /yr	TILA99
開挖擾動帶	外半徑	0.93 m	INER <sup>1</sup>
	密度	2,650 kg/m <sup>3</sup>	EEL <sup>1</sup>
	孔隙率	1.23E-02	INER <sup>1</sup>
	擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數
坑道	高	4.1 m	INER <sup>3</sup>
	寬	3.6 m	INER <sup>3</sup>
	密度	2,700 kg/m <sup>3</sup>	TILA99
	孔隙率	0.2	TILA99
	擴散係數 De	6.3072E-03 m <sup>2</sup> /yr	TILA99
母岩	地下水流速	1.14E-5 m/yr	EEL <sup>2</sup>
	母岩密度	2,650 kg/m <sup>3</sup>	EEL <sup>1</sup>
	母岩孔隙率	5.8E-03	EEL <sup>1</sup>
	母岩擴散係數 De	3.1536E-06 m <sup>2</sup> /yr	TILA99
	裂隙間距	0.185 m	
	裂隙開口	4.73E-3 m	
	裂隙擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數
邊界條件	零濃度邊界距離	0 m	保守假設
	底岩厚度	0.185 m	同裂隙間距

註：TILA-99: Vieno and Nordman, 1999

SITE94: SKI, 1996

INER1: 陳智隆，2006

INER2: 李瑞益、吳晃昭，2005

INER3: 紀立民，2002

EEL1: 楊明宗等，2003

EEL2: 吳建宏等，2005

表 3-6：主要核種初始存量表(核一、二、三廠)

RNs	Ac (1 <sup>st</sup> yr)	t <sub>1/2</sub> (yr)	N <sub>A</sub>	C	N <sub>canister</sub>	mole/canister
C_14	1.18E+15	5.73E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.06E-01
Cl_36	9.11E+12	3.01E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	8.33E-02
Ni_59	1.85E+15	7.60E+04	6.02E+23	6.93E-01	2486	4.29E+00
Ni_63	2.08E+17	1.00E+02	6.02E+23	6.93E-01	2486	6.34E-01
Se_79	3.88E+14	1.13E+06	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.33E+01
Rb_87	1.97E+10	4.75E+10	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.85E+01
Sr_90	1.83E+19	2.88E+01	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.60E+01
Mo_93	1.21E+15	4.00E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.47E-01
Zr_93	1.48E+15	1.53E+06	6.02E+23	6.93E-01	2486	6.89E+01
Nb_94	4.85E+13	2.03E+04	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.99E-02
Tc_99	1.17E+16	2.11E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	7.51E+01
Pd_107	1.18E+14	6.50E+06	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.33E+01
Sn_126	7.69E+14	1.00E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.34E+00
I_129	3.01E+13	1.57E+07	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.44E+01
Cs_135	5.03E+14	2.30E+06	6.02E+23	6.93E-01	2486	3.52E+01
Cs_137	2.83E+19	3.01E+01	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.59E+01
Sm_147	3.15E+09	1.06E+11	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.02E+01
Th_232	6.22E+05	1.41E+10	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.66E-04
U_236	2.14E+14	2.34E+07	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.53E+02
Pu_240	4.88E+17	6.56E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	9.74E+01
Th_229	9.25E+08	7.34E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.07E-07
U_233	1.21E+11	1.59E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	5.85E-04
Np_237	4.73E+14	2.14E+06	6.02E+23	6.93E-01	2486	3.08E+01
Pu_241	8.23E+18	1.44E+01	6.02E+23	6.93E-01	2486	3.59E+00
Am_241	3.09E+18	4.32E+02	6.02E+23	6.93E-01	2486	4.07E+01
Cm_245	8.88E+14	8.50E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.29E-01
Ra_226	6.53E+09	1.60E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	3.18E-07
Th_230	5.29E+11	7.54E+04	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.21E-03
U_234	1.30E+15	2.46E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	9.71E+00
U_238	1.87E+14	4.47E+09	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.54E+04
Pu_238	3.57E+18	8.77E+01	6.02E+23	6.93E-01	2486	9.52E+00
Pu_242	1.83E+15	3.73E+05	6.02E+23	6.93E-01	2486	2.08E+01
Cm_246	2.79E+14	4.73E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	4.01E-02
Pa_231	3.16E+10	3.28E+04	6.02E+23	6.93E-01	2486	3.15E-05
U_235	7.48E+12	7.04E+08	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.60E+02
Pu_239	2.58E+17	2.41E+04	6.02E+23	6.93E-01	2486	1.89E+02
Am_243	3.09E+16	7.37E+03	6.02E+23	6.93E-01	2486	6.92E+00

表 3-7：分裂活化產物核種之瞬釋分率(IRF)列表

核種	IRF(%)
C-14	2.0
Cl-36	5.0
Ni-59	0.5
Ni-63	0.5
Se-79	1.0
Sr-90	1.0
Zr-93	5.0
Nb-94	0.5
Mo-93	0.5
Tc-99	2.0
Pd-107	2.0
Sn-126	2.0
I-129	5.0
Cs-135	5.0
Cs-137	5.0
Sm-147	1.0

表 3-8：核種溶解度與吸附係數特性表

Element		溶解度 mol/m <sup>3</sup>	緩衝材料 吸附係數 m <sup>3</sup> /kg	開挖擾動帶 吸附係數 m <sup>3</sup> /kg
C	C_14	1.0E+06	0	1×10 <sup>-3</sup>
Cl	Cl_36	1.0E+06	0	1×10 <sup>-4</sup>
Ni	Ni_59 Ni_63	1.0E-01	5.0E-01	2.0E-01
Se	Se_79	1.0E-03	5.0E-03	5.0E-04
Rb	Rb_87	1.0E+06	3.0E+00	2.0E+00
Sr	SR_90	1.0E-02	2.0E-01	1.0E-02
Zr	Zr_93	5.0E-05	1.0E+00	4.0E-01
Nb	Nb_94	1.0E+00	1.0E+00	1.0E-01
Mo	Mo_93	1.0E+06	3.0E+00	2.0E+00
Tc	Tc_99	5.0E-05	1.0E-01	2.0E-01
Pd	Pd_107	1.0E-05	1.0E-01	1.0E-01
Sn	Sn_126	5.0E-03	2.0E-01	2.0E-01
I	I_129	1.0E+06	1.0E-03	5.0E-04
Cs	Cs_135 Cs_137	1.0E+06	1.0E+00	1.0E-01
Sm	Sm_147	1.0E-02	1.0E+00	4.0E-02
Pu	Pu_238 Pu_239 Pu_240 Pu_241 Pu_242	5.0E-04	3.0E+00	2.0E+00
U	U_233 U_234 U_235 U_236 U_238	3.0E-04	5.0E-01	1.0E+00
Th	Th_229 Th_230 Th_232	5.0E-04	3.0E+00	5.0E-01
Cm	Cm_245 Cm_246	5.0E-05	3.0E+00	5.0E-01
Am	Am_241 Am_243	5.0E-04	3.0E+00	5.0E-01
Np	Np_237	5.0E-05	1.0E+00	5.0E-01
Ra	Ra_226	1.0E-04	5.0E-01	5.0E-01
Pa	Pa_231	1.0E-05	2.0E-01	2.0E-01

(TILA-99: Vieno and Nordman, 1999)

表 3-9：INPAG-NH工程障壁系統參數與引用來源

名稱	數 值	備 註	資料來源
廢料體	存量起算時間	40 yr	INER <sup>1</sup>
	完全溶解時間	3.6E+05 yr	SITE94
廢棄物罐	假設壽命	1.0E+05 yr	INER <sup>2</sup>
	內半徑	0.475 m	INER <sup>3</sup>
	外半徑	0.525 m	INER <sup>3</sup>
	高	4.91 m	INER <sup>3</sup>
	單一處置孔之廢棄物罐數量	1	
	蝕物孔隙率	1.0	完全腐蝕
	密度	0	為完全消失情節
蝕物擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數	
緩衝材料	外半徑	1 m	INER <sup>3</sup>
	廢棄物罐間距	1.2 m	INER <sup>3</sup>
	密度	2,780 kg/m <sup>3</sup>	INER <sup>1</sup>
	孔隙率	0.43	TILA99
	擴散係數 De	3.1536E-03 m <sup>2</sup> /yr	TILA99
開挖擾動帶	外半徑	1.055 m	INER <sup>1</sup>
	密度	2,650 kg/m <sup>3</sup>	EEL <sup>1</sup>
	孔隙率	1.23E-02	INER <sup>1</sup>
	擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數
	運轉隧道開挖擾動帶厚度	0.1 m	INER <sup>3</sup>
母岩	地下水流速	1.14E-05 m/yr	EEL <sup>2</sup>
	近場母岩厚度	1.99	計算至隧道邊界
	母岩密度	2,650 kg/m <sup>3</sup>	EEL <sup>1</sup>
	母岩孔隙率	5.8E-03	EEL <sup>1</sup>
	母岩擴散係數 De	3.1536E-06 m <sup>2</sup> /yr	TILA99
	裂隙間距	0.185 m	
	裂隙開口	4.73E-03 m	

	裂隙擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	水中分子擴散係數	
	主導水裂隙通過廢棄物罐之位置	0		
邊界條件	零濃度邊界距離	0 m	保守假設	

註：TILA-99: Vieno and Nordman, 1999

SITE94: SKI, 1996

INER<sup>1</sup>: 陳智隆，2006

INER<sup>2</sup>: 李瑞益、吳晃昭，2005

INER<sup>3</sup>: 許秀真等，2003

EEL<sup>1</sup>: 楊明宗等，2003

EEL<sup>2</sup>: 吳建宏等，2005

#### 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。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。本項工作並接續95年度工作，進行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(如圖 3-30及圖 3-31)，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與比對工作(如圖 3-31)。由圖 3-30及圖 3-31之比對結果可知，近場輸出結果與遠場匯入結果一致。

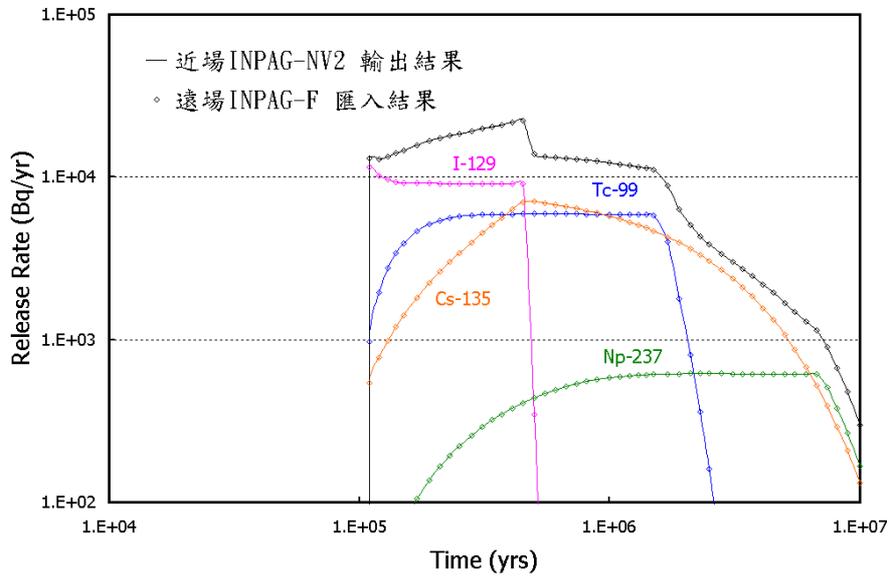


圖 3-30：近場垂直置放評估程式輸出結果與遠場匯入結果

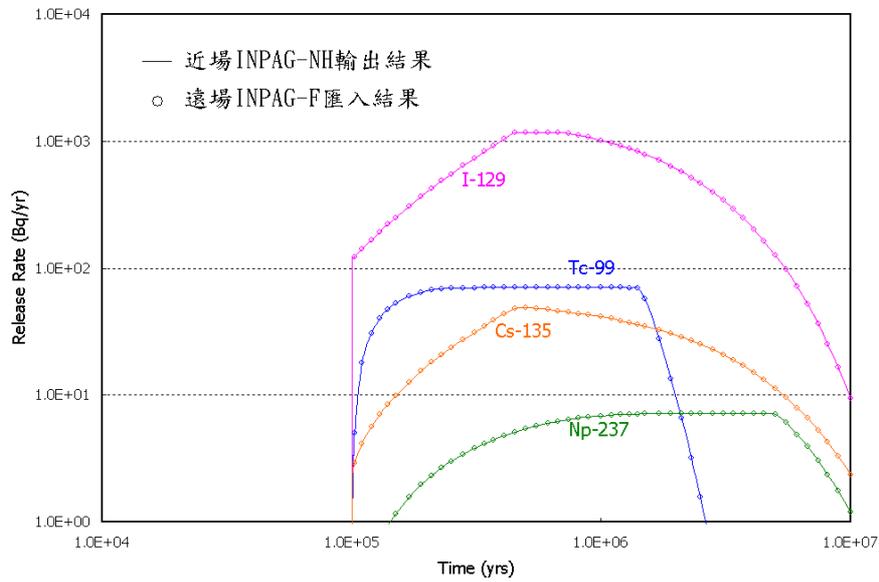


圖 3-31：近場水平置放評估程式輸出結果與遠場匯入結果

### 3.2.2 遠場

遠場功能/安全評估分項工作內容係以現階段測試區水文地質資料，以單一均勻裂隙平板模式(Zhou, 2001)進行核種傳輸模擬，除進行次、主導水通道及延散度對核種外釋之敏感度分析，並在以測試區水文地質資料作為基本案例，進而探討地下水流速，近場緩衝材料孔隙率及擴散係數等變異案例下，評估37個核種外釋率與時間。本年度有關遠場分析工作摘述如下：

#### 3.2.2.1 延散度對四個特性核種尖峰外釋率分析

核種於遠場裂隙岩體傳輸過程中，其藉地下水流於裂隙岩體空間的流動而遷徙運移，故地下水流的相關物理行為，將可能會影響核種傳輸。參考日本H3(PNC, 1992)與H12(JNC, 2000)文獻之延散度假設外(取模擬長度的1/10)，並進行不同模擬長度組合下之不同延散度，對特性核種尖峰外釋率的探討，將有助於在考量不同的模擬範圍下(界定遠場範圍下)，不同延散度對其核種外釋率的影響情況。

延散度由國外的相關研究(PNC, 1992; JNC, 2000)顯示其具尺度效應(scale effect)，乃探討不同傳輸距離的延散度對特性核種的影響。首先，固定其它地下水流與岩體幾何參數，假設I-129核種於裂隙岩體中的傳輸距離為600m，採用的延散度參數為60m，所得的外釋率曲線，如圖3-32中test\*1(實線)所示，在約 $8.0E+05$ 年時，有一明顯的下降趨勢；當考慮不同傳輸距離時(如圖3-32所示，考慮分段為300m、200m、100m與50m；其相對延散度各為30m、20m、10m與5m)，此四條外釋率曲線明顯在 $8.0E+05$ 年時，與test\*1(實線)一樣具有明顯的下降趨勢，但當延散度越大時，其曲線平移後再下降的趨勢更為明顯，且下降的程度依延散度大小而有所區

別，顯示延散度將影響核種外釋率曲線於遠場後半段傳輸時間，也就是所選擇的延散度將會影響核種於後續生物圈外釋時間。而以核種 Cs-135 為例，如圖 3-33 所示，外釋率曲線的分佈與 I-129 明顯不同，由於 Cs-135 具吸附性質，其外釋率曲線將會在初期外釋時依延散度大小，而有所差異。另外，在不同的觀測位置，如圖 3-34 所示，0 m 處代表近場外釋率，而每隔 50 m 觀察其外釋率變化，可發現每隔 50m 其外釋率明顯下降，且時間明顯遞延，比對圖 3-33 與圖 3-34 可發現，其在 100 m (圖 3-34) 後之核種外釋率行為，已無如圖 3-33 曲線 (600m 案例) 延伸後下降之趨勢，顯示較短傳輸長度的組合 (5m 延散度)，卻有外釋率明顯下降之趨勢 (如圖 3-34 所示)，故在日後用以評估延散度的方法上，應將傳輸長度考慮進去，做整體上的規劃與調整。在圖 3-35 上，可發現四個不同特性核種之尖峰外釋率對延散度的關係，其尖峰外釋率隨延散度增加而增加的情況，對吸附性核種 (Np-237 與 Cs-135) 尤其明顯，但對非吸附性核種 (I-129 和 Tc-99) 則效應較不明顯。

### 3.2.2.2 測試區裂隙間距與延散度對特性核種外釋之影響

針對能環所於測試區進行鑽孔調查 (鑽孔編號 BH01、02、04) 所提供之裂隙參數資料 (系統整合分項 (PA4) 彙整)，遠場所須計算核種外釋率的地方分成兩個部份，分別為次導水通道與主導水通道進行數值運算，圖 3-36 所示為次導水通道四個特性核種外釋率情況，所進行考量的參數為裂隙間距與延散度，可發現圖 3-36 (c)(d) 其曲線的趨勢一致且差異不大，顯示此兩參數的共同組合下，對其核種外釋率影響程度有限；而圖 3-36 (a)，為 I-129 的外釋率曲線，由前人研究 (陳元章等，2005) 發現固定傳輸長度，延散度敏感度分析下，對核種的外釋率敏感程度不明顯，故裂隙間距應是其主要影

響外釋率的原因，可發現其間距較小的組合情況時(較粗線者)，裂隙流速較慢，故造成外釋時間較久，而間距較大時則情況相反；而圖 3-36(b)也有如此現象，但因 Cs-135 核種具吸附特性，故會些許影響外釋率的程度，故在裂隙間距較大的情況下，裂隙流速越快，故外釋的時間較快，致使其曲線回復的時間較早，反之，則情況相反。

圖 3-37 為考慮次導水通道裂隙間距為 0.185 m 時，延散度為 5 m 之主導水通道核種外釋率圖，由此四個特性核種的外釋率，可發現間距較大時，裂隙流速越快，整體外釋率變快，致使其釋出時間較早，消逝時間相對也較早；而由圖 3-38 所示，其尖峰外釋率也隨裂隙間距越大，而有越大的趨勢。

### 3.2.2.3 測試區遠場基本案例建立與分析

在 96 年度遠場安全/評估的重點研究項目，乃是希望能夠針對測試區(花崗岩質母岩地區)進行核種外釋率於遠場傳輸模擬與外釋率評估，用以評估的遠場工具為單一均勻裂隙模式；測試區核種傳輸參數的使用，由系統整合分項(PA4)彙整而來，相關所使用的參數如表 3-10 所示，而將遠場所須計算核種外釋率的地方分成兩個部份，分別為次導水通道與主導水通道進行數值運算。

圖 3-39 與圖 3-40 各為考慮近場為垂直與水平概念下之遠場外釋基本情節，圖 3-39 (a) 為經近場後，經次導水通道傳輸 100 m 後之分裂/活化產物外釋率曲線，可發現其總外釋率的量值，將主要由 Cl-36、Se-79、I-129、C-14、Cs-135、Sm-147、Zr-93 及 Tc-99 所提供，而再經主導水通道傳輸 518 m 後，如圖 3-39 (c)，其總外釋率的量值，僅主要由 Cl-36、Se-79、I-129、C-14、Cs-135 及 Sm-147 所提供，剩餘核種外釋率，由於經過約 600 m 的傳輸後，量值已低於  $1.0E-30$  Bq/yr

以下，對總外釋率影響程度不大，相對地，在圖 3-39 (b)次導水通道銅系核種外釋率僅剩 Np-237 及 Th-232，而在圖 3-39 (d)主導水通道銅系核種外釋率，其外釋率已低於  $1.0E-30$  Bq/yr 以下；另外，當考慮水平概念下(圖 3-40)，因為由近場後到遠場，其物理機制為近場擴散主控轉換為遠場水流延散主控，故在遠場的觀點下，其核種各別外釋率與總外釋率的量值，幾乎一致，顯示在近場垂直或水平的概念下，遠場的核種外釋率影響程度有限。

#### 3.2.2.4 測試區遠場變異案例分析

接續近場變異案例分析之成果，續而進行遠場部分地下水流速、近場緩衝材料孔隙率與擴散係數變異案例之分析。圖 3-41 為考慮地下水流速變異情節，因為在遠場的傳輸機制上，地下水水流仍是最主要的控制機制，故在此探討若地下水流速變化的情況下，對總外釋率的影響程度，當流速的數量級為  $1.0E-03$  m/yr 可明顯看出外釋率較高，且曲線約在  $5.0E+06$  yr 時，有一明顯的轉折，顯示出核種的衰變，再到時間約為  $6.0E+06$  yr 可發現核種滋生，而曲線有明顯的回復，而在流速的數量級為  $1.0E-04$  m/yr 與  $1.0E-05$  m/yr 時，其曲線呈現明顯的延遲，而不能表示出如曲線 ( $1.0E-03$  m/yr) 明顯的轉折。圖 3-42 與圖 3-43 各為考慮近場為垂直與水平概念下之遠場外釋變異情節，所考慮的參數為緩衝材料孔隙率與緩衝材料的擴散係數，由圖 3-42 所示，當改變近場緩衝材料的孔隙率時，在遠場的次導水通道(圖 3-42(a)(c))與主導水通道(圖 3-42(b)(d))，可發現其外釋曲線於圖 3-42(a)(c) 幾乎重疊，僅約  $5E+5$  yr 間有較些微的差別，顯示其孔隙率效應在此時間階段，應有較明顯的影響，但因參數數值差異不大且隨著時間演進，外釋率將會逐漸增加進而稀釋了此效應的影響，而在圖 3-42(b)(d) 時，可發現此三條曲

線已近乎重疊，顯示經過約600 m後的傳輸，其參數值的影響不大。另外由圖 3-43所示，當改變近場緩衝材料的擴散係數時，其在遠場的次導水通道(圖 3-43(a)(c))與主導水通道(圖 3-43(b)(d))，也發現如圖 3-42之行為，由於參數數值變化程度不大，且核種持續釋出，即稀釋了擴散係數效應的影響，進而導致遠場外釋率曲線幾乎一致，這也說明了只要核種傳輸到遠場時，天然的障壁系統(如裂隙岩體或地下水流方向與流徑)才是遠場外釋率的主控角色。

表 3-10：測試區遠場使用之參數

遠場參數		數值 / 單位	資料來源及說明
母岩	密度	2650 kg/m <sup>3</sup>	陳智隆等，2007，p.13
	孔隙率	5.8E-03	陳智隆等，2007，p.13
	擴散係數	3.1536E-06 m <sup>2</sup> /yr	TILA99 P.120
	地下水流速	1.14E-05 m/yr	陳智隆等，2007，p.14
次導水通道	傳輸距離	100 m	陳智隆等，2007，p.17
	裂隙間距	BH04_50-75_(43,82)： 0.185 m	2/19技術討論會(CCU提供) 陳智隆等，2007，p.15
	裂隙內寬	4.73E-03 m	張傳聖等， SNFD-ERL-90-220 陳智隆等，2007，p.15
	擴散係數	6.3072E-02 m <sup>2</sup> /yr	Philip B.et al., 1994, p.122
	延散度	5 m	EEL建議值
主導水通道	傳輸距離	518 m 【=500 / sin(74°)】	陳智隆等，2007，p.17
	裂隙間距	BH02_107-132_(N,N)： 12.05m	陳智隆等，2007，p.17
	裂隙內寬	E3：2.45E-02m (4.73E-03m × 518m / 100m)	等比例擴大 陳智隆等，2007，p.18
	擴散係數	6.3072E-2 m <sup>2</sup> /yr	Philip B.etc., 1994, p.122
	延散度	75 m	EEL建議值

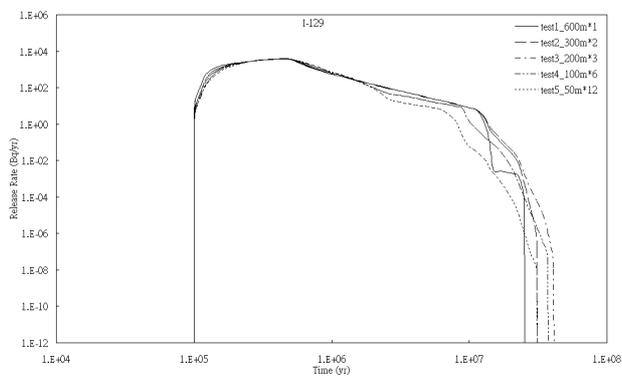


圖 3-32：不同延散度組合對I-129核種外釋率之影響研究

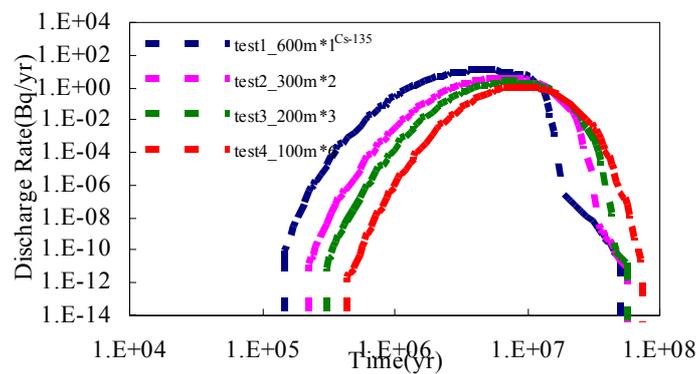


圖 3-33：不同延散度組合對Cs-135核種外釋率之影響研究

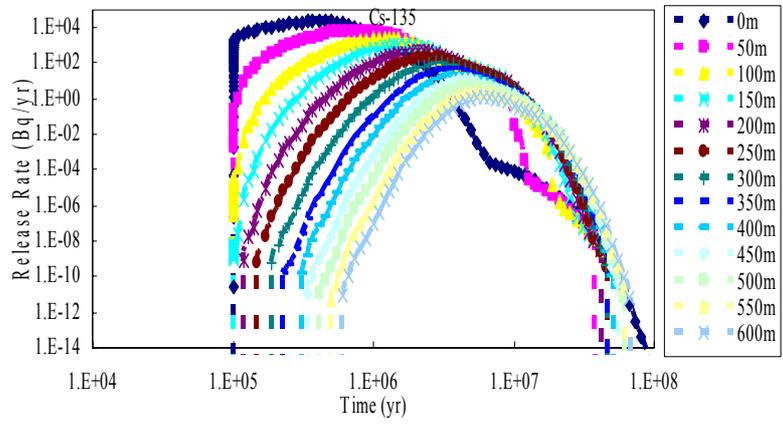


圖 3-34：不同觀測點之Cs-135核種外釋率  
(0m代表近場外釋率)

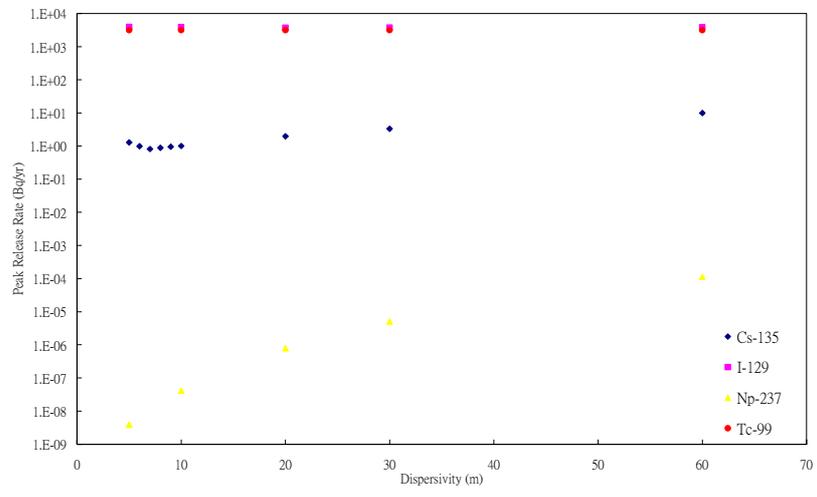
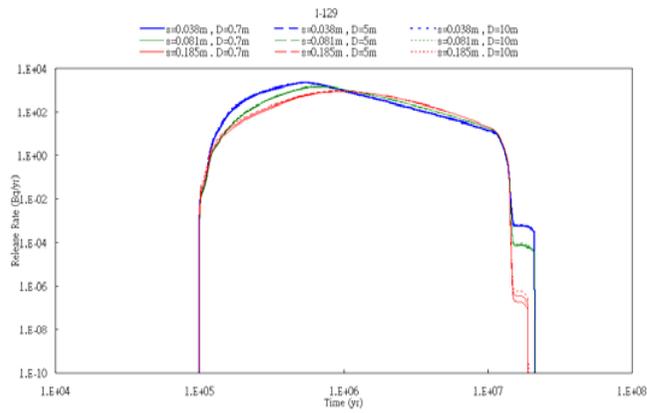
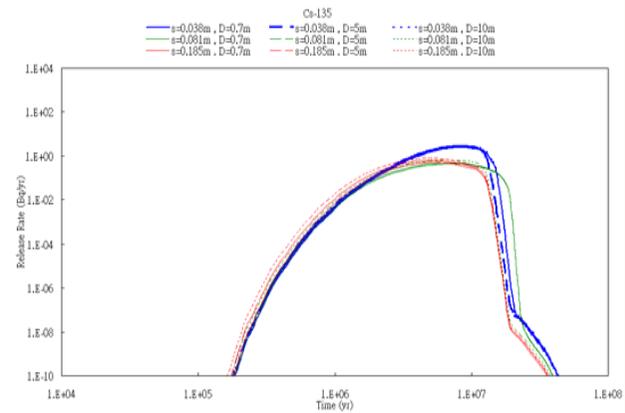


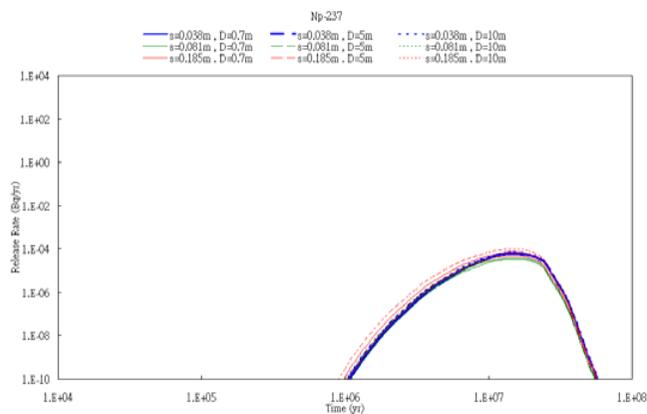
圖 3-35：四個特性核種之不同延散度對尖峰外釋率之比較



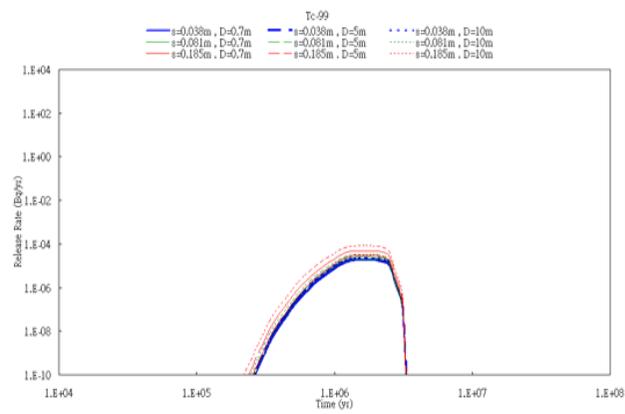
(a)I-129



(b)Cs-135



(c)Np-237



(d)Tc-99

圖中粗線為裂隙間距最小之情況

圖 3-36：次導水通道組合參數(間距與延散度)對特性核種傳輸之影響

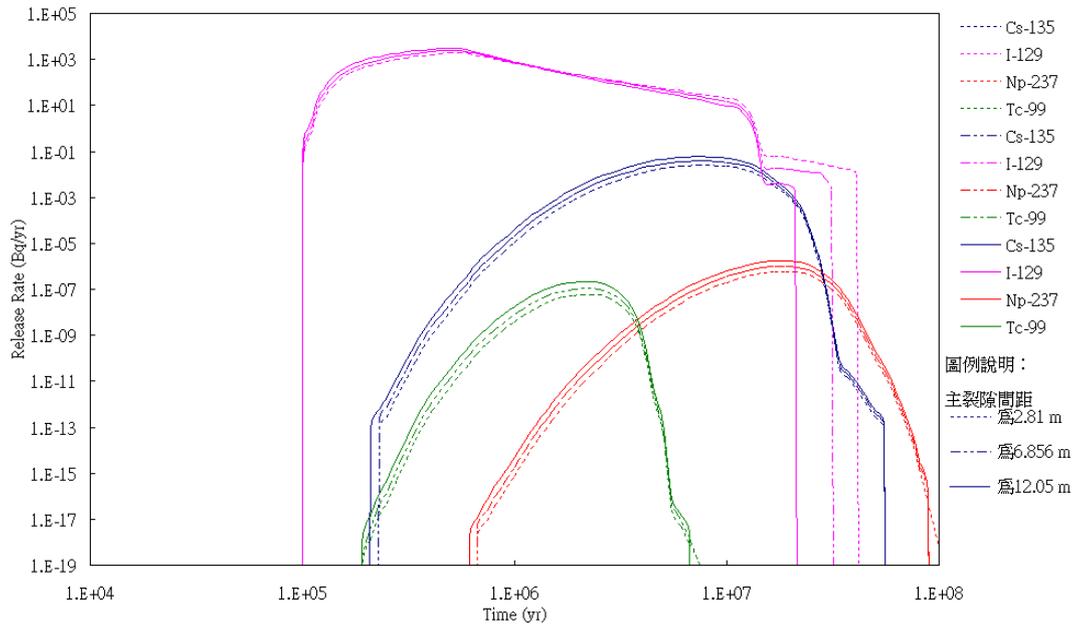


圖 3-37：主裂隙區特性核種外釋之情況  
(次裂隙區間距為0.185m，延散度為5m)

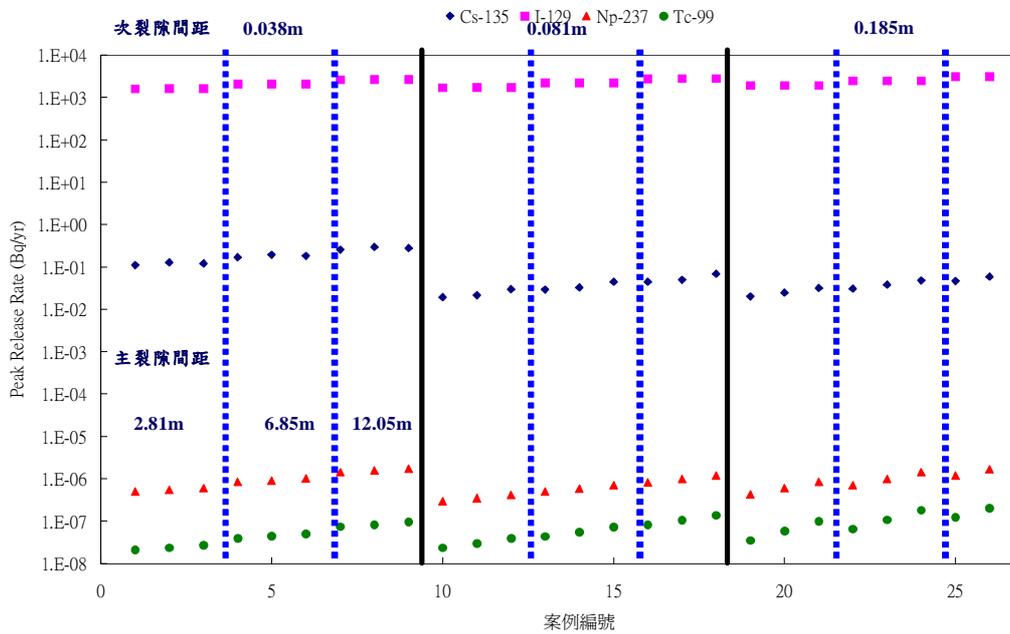
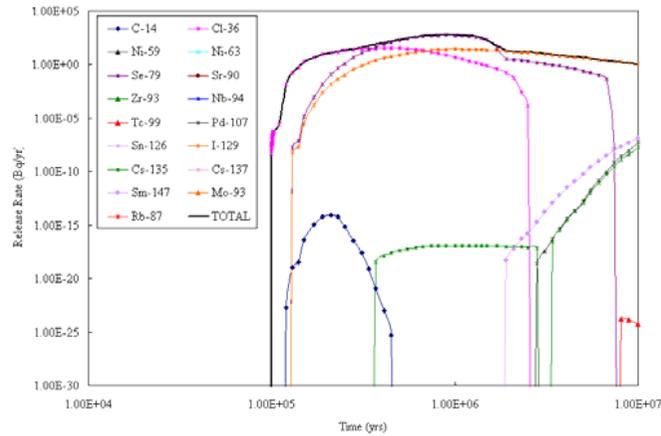
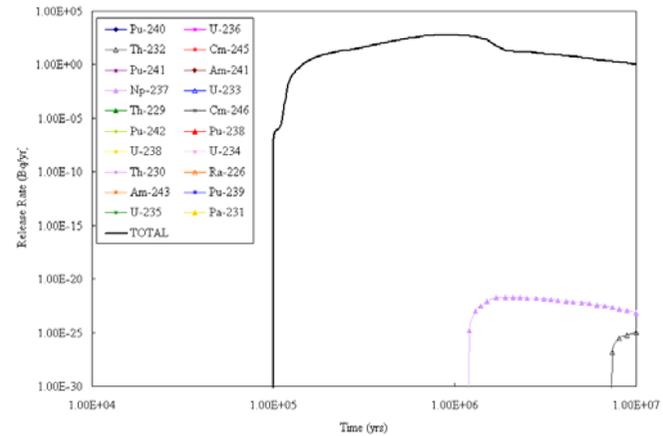


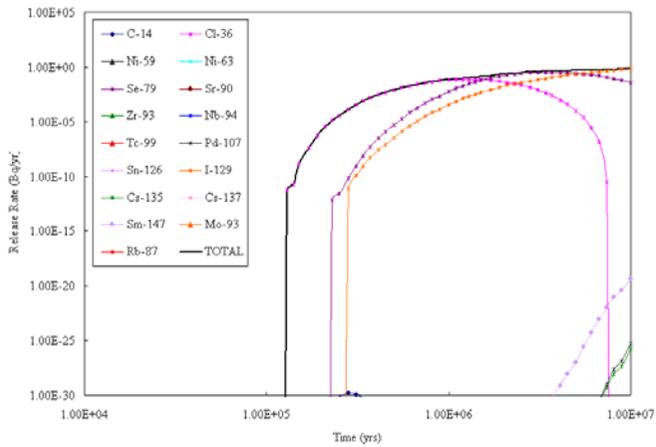
圖 3-38：裂隙間距對特性核種尖峰率之影響



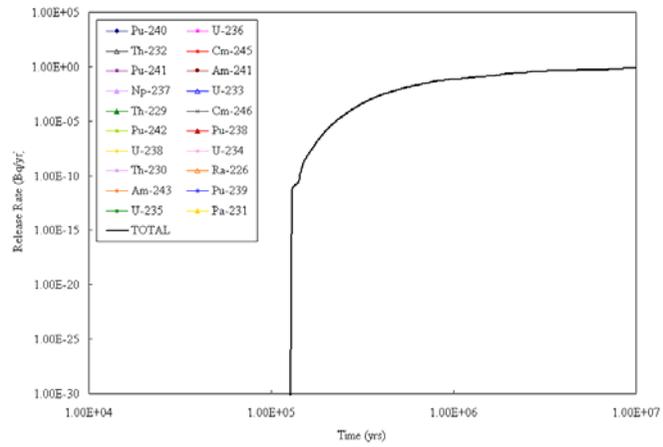
(a)次導水通道分裂/活化產物之外釋情況



(b)次導水通道錒系核種之外釋情況

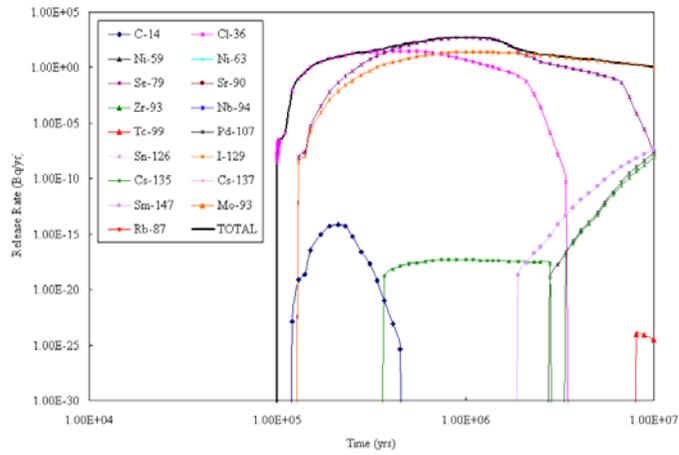


(c)主導水通道分裂/活化產物之外釋情況

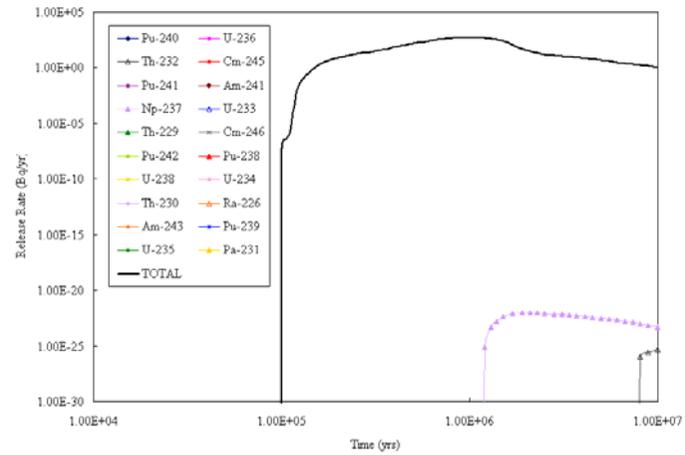


(d)主導水通道錒系核種之外釋情況

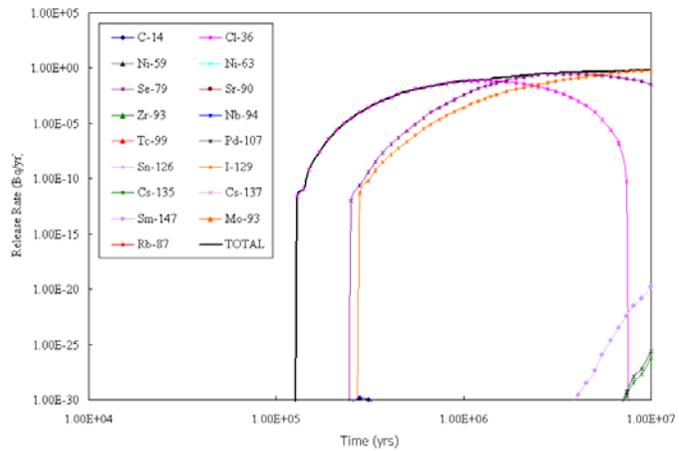
圖 3-39：測試區遠場基本案例外釋率情況(考慮近場為垂直置放概念)



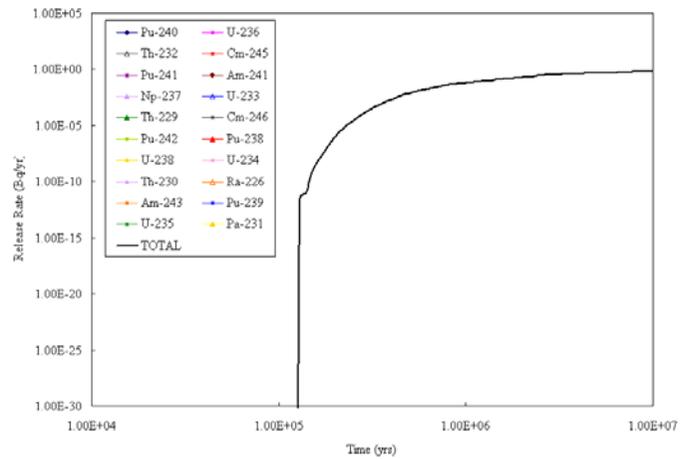
(a)次導水通道分裂/活化產物之外釋情況



(b)次導水通道鈾系核種之外釋情況

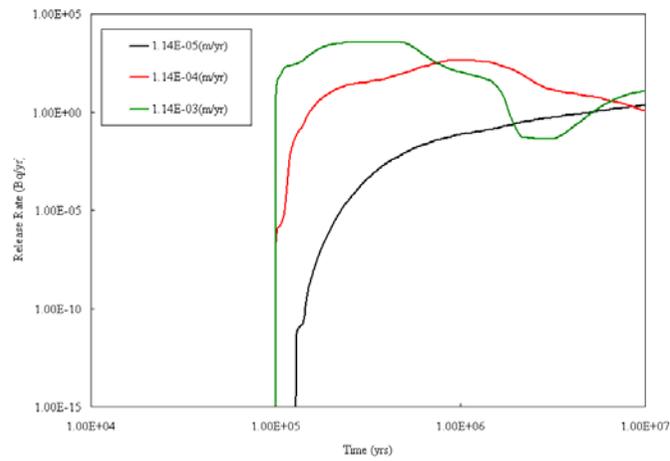


(c)主導水通道分裂/活化產物之外釋情況

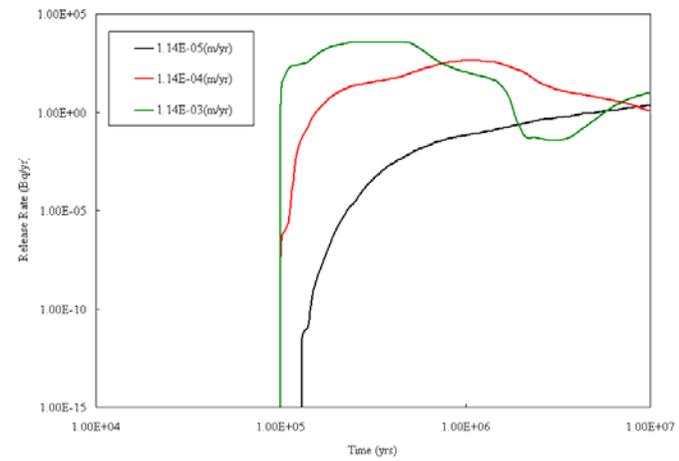


(d)主導水通道鈾系核種之外釋情況

圖 3-40：測試區遠場基本案例外釋率情況(考慮近場為水平置放概念)

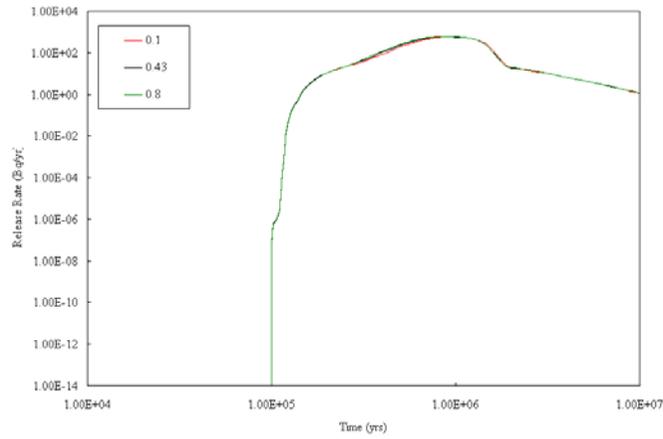


(a)考慮近場為垂直置放概念

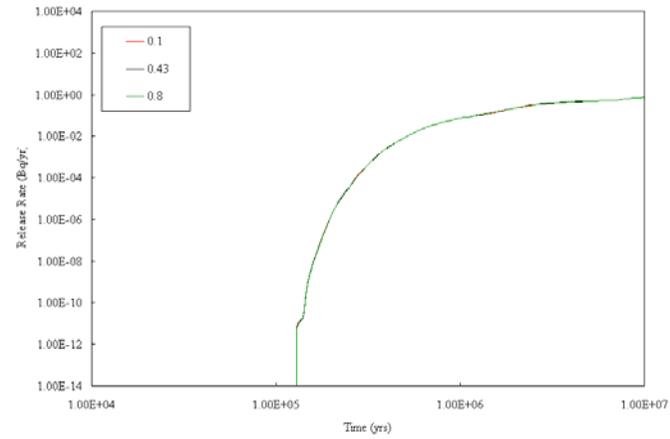


(b)考慮近場為水平置放概念

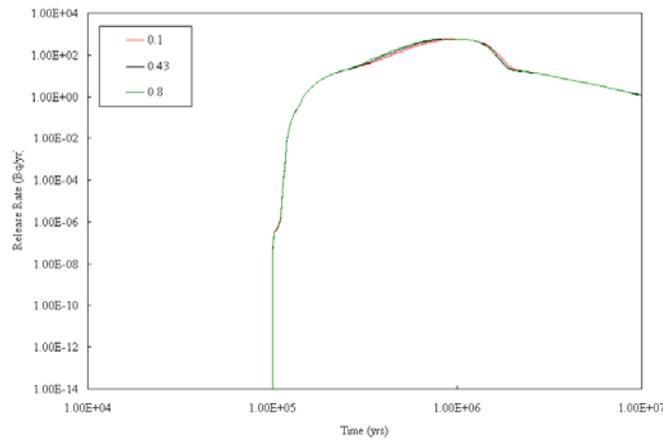
圖 3-41：不同地下水流速情況之測試區遠場外釋率情況



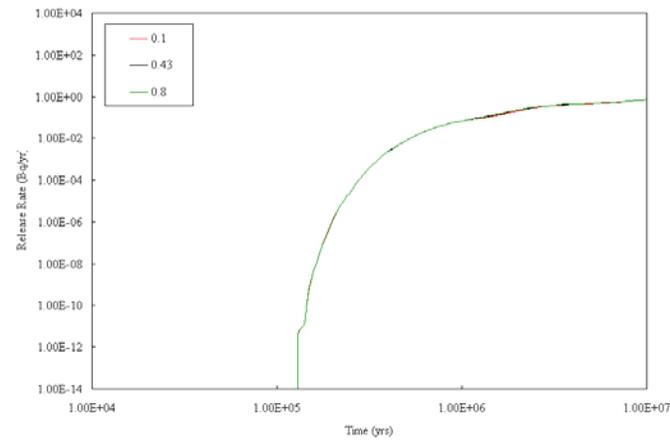
(a)近場垂直概念次導水通道遠場外釋率



(b)近場垂直概念主導水通道遠場外釋率

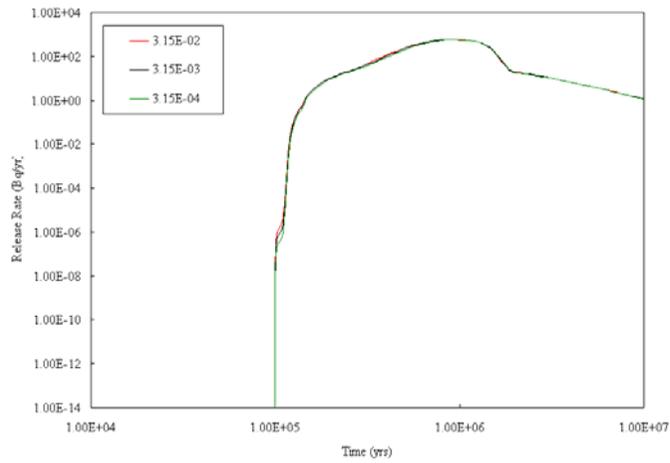


(c)近場水平概念次導水通道遠場外釋率

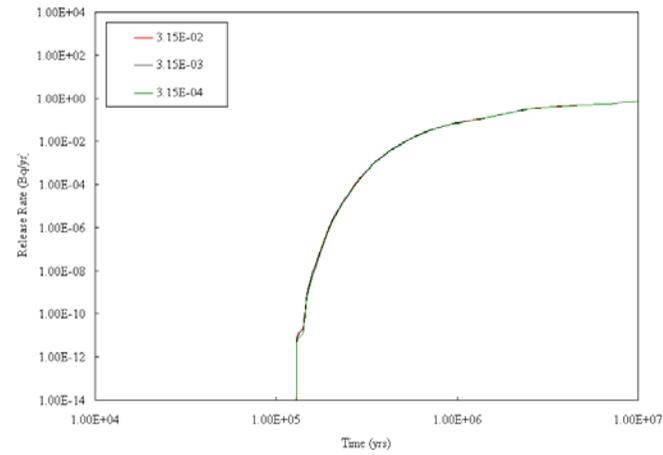


(d)近場水平概念主導水通道遠場外釋率

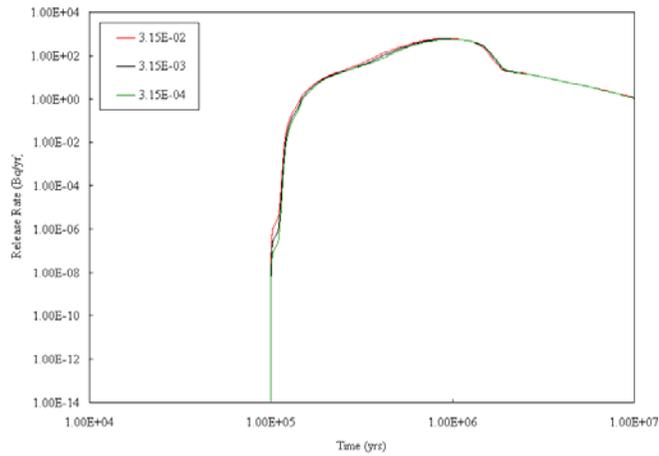
圖 3-42：近場變異孔隙率變異之遠場外釋情況



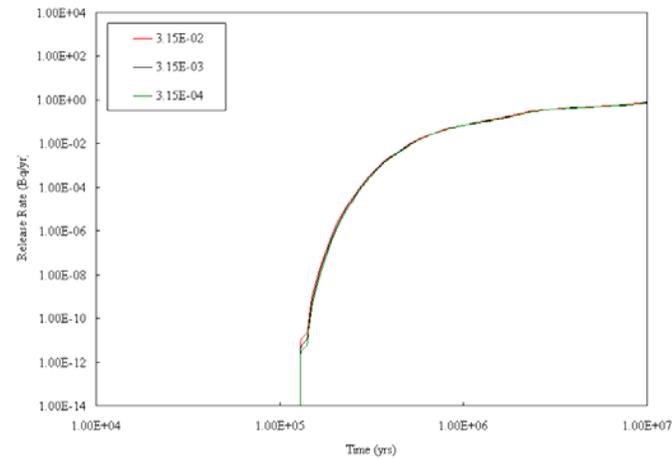
(a)近場垂直概念次導水通道遠場外釋率



(b)近場垂直概念主導水通道遠場外釋率



(a)近場水平概念次導水通道遠場外釋率



(b)近場水平概念主導水通道遠場外釋率

圖 3-43：近場變異擴散係數變異之遠場外釋情況

### 3.2.3 生物圈

本計畫之生物圈輻射劑量評估技術的工作，是應用95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，配合測試區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，以及運用分析輻射劑量轉換因數，輔以重要參數之敏感度分析，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，此一技術做為SNFD2009報告安全評估技術發展之依據。

#### 3.2.3.1 95年度重要成果回顧

在先前95年度成果方面，生物圈分項工作主要完成了幾項工作，包括1.國內外生物圈資料歸納分析及比較；2.建立固定外釋率之核種劑量評估模式；3.整合生物圈應用於測試區之水井情節模式；4.運用分析輻射劑量轉換因數。以下針對此四點完成之工作略為說明。

在國內外生物圈資料歸納分析及比較方面，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。

在建立固定外釋率之核種劑量評估模式方面，此項工作內容，主要研究引入國際原子能總署(IAEA)發展之生物圈劑量評估程式(IAEA, 2003)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。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。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。

在整合生物圈應用於測試區之水井情節模式方面，此項工作內容，主要針對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。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。

在運用分析輻射劑量轉換因數方面，此項工作內容，主要目的不單獨是將公式套入ICRP 72(ICRP, 1996)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。

### 3.2.3.2 測試區生態環境參數分析與建置

為進行生物圈飲用水情節評估模式之計算，必須進行參數的分析與建立。過去生物圈模式之計算，其參數均以國外數據為主，無法達到本土化之目的。故本年度特別針對測試區生態環境參數進行蒐集，雖然未能將全部參數應用於現階段模式分析，但期許為後續的不同情節計算時，先進一步完成參數之蒐集。

測試區的水資源主要包括了地表水與地下水，此兩種水資源均來自降雨，因此欲了解整體測試區的水資源結構細節，就必須從降雨後的水量分配進行探討(台大生工系，2004)。利用水平衡分析法所求得

水文數值，並將其繪製成樹狀圖的方式，更能顯示出測試區的水資源結構(圖 3-44)。

在主要的地下水研究方面，測試區12口研究水井的相關位置名稱、地下水位、含水層厚度、抽水量及滲透係數，如表 3-11所示。透過抽水試驗所求得之滲透係數與水力梯度，利用達西公式算得各水井之地下水流速。整體而言測試區地下水流速緩慢，介於 $9.1\text{E-}03$  cm/day $\sim$  $3.7\text{E-}01$  cm/day之間。

進一步針對地下流速與含水層分析，在測試區西部的中央地區，其沉積層的厚度可以達到100~150 m左右，而平均的厚度約60 m左右，其中含有透水性佳之砂礫層數層，導水係數介於144至 $14.4$  m<sup>2</sup>/day之間，對於水井的開發而言，由於地下水甚豐，適合開發深井。

至於測試區的東部地區，多數的沉積岩厚度均在數公尺至20 m之間。透水性而言，大部份東部測試區都相當的差，導水係數約只有 $1.4$  m<sup>2</sup>/day，所以多數的地區之含水層甚薄，僅能以淺井的方式開發水井；更甚者會幾乎無任何的含水層，使得其完全無開發的價值。

考慮水井#006與#010之地下水流速，兩口水井均屬於淺井開發之水井，其地下水流速經過單位換算後，#006的地下水流速為 $0.042$  m/yr，#010的地下水流速為 $0.726$  m/yr。

表 3-11：測試區12口研究水井的之水文參數

水井編號	地下水位 (地表下, m)	含水層厚 度(m)	抽水量 (m <sup>3</sup> /day)	K值(cm/sec)
KM-MW001	9.0	41.0	65	7.0E-03
KM-MW002	6.0	50.0	144	2.3E-03
KM-MW003	19.0	81.0	121	1.1E-03
KM-MW004	18.0	48.0	108	6.2E-03
KM-MW005	15.0	43.0	58	1.3E-02
KM-MW006	3.0	29.0	27	2.6E-04
KM-MW007	1.5	31.0	29	1.0E-04
KM-MW008	0.5	21.5	107	1.5E-02
KM-MW009	22.0	26.0	79	5.2E-03
KM-MW010	6.0	30.0	92	3.2E-03
KM-MW011	2.0	9.5	7	1.2E-04
KM-MW012	1.0	24.0	14	1.2E-04

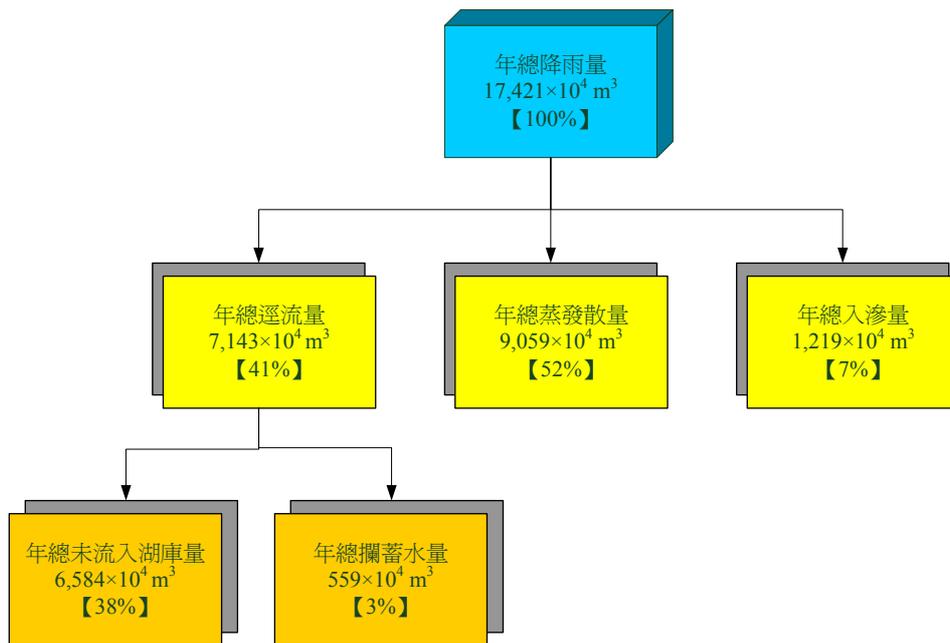


圖 3-44：測試區水資源結構

### 3.2.3.3 運用分析輻射劑量轉換因數

94年12月30日行政院原子能委員會會輻字第○九四○○四一○八○號令修正發佈之游離輻射防護安全標準，於97年1月1日起正式適用。該游離輻射防護安全標準是依據游離輻射防護法第二章第五條所訂定，其目的為規範輻射防護作業基準及人員劑量限度等游離輻射防護事項。針對不同攝入行為之生物圈計算輻射劑量所需要之轉換因數可參考表 3-12；對於人體各個器官或組織的生物圈輻射劑量轉換因數(BDCF)，請詳見表 3-13。

本報告基於未來將研究生物圈多種途徑情節之需要，考慮生物圈輻射劑量轉換因數(BDCF)，其定義為每單位體積濃度之年劑量因數(BSC, 2005)，單位為  $\frac{Sv/yr}{Bq/m^3}$  或是  $\frac{rem/yr}{pCi/L}$ ，其中的單位換算為後者是前者的3.7E+03倍。在美國雅卡山計畫(YMP)中曾對於BDCF值在三種不同氣候及15種曝露途徑的情況下做出統計數據，這三種氣候分別為(1)當今的氣候；(2)季風氣候以及(3)冰河氣候等，而因為我們分析上是假設未來的氣候和現今是相同的，所以在資料數據的引用上，直接以第(1)類型的氣候做為統計數據的依據，圖 3-45之箱形圖即為分析後的數據，此處以四個特性核種做為代表。結果顯示低吸附性的核種(I-129, Tc-99)其信心區間較小(圖中紅色箱形範圍)，這意謂低吸附性的核種其BDCF值多數集中於5%到95%，由此計算劑量值時所產生的誤差較小。

表 3-12：37個核種攝入行為劑量轉換因數

核種	食入(Ingestion)	吸入(Inhalation)
	DCF值(Sv/Bq)	DCF值(Sv/Bq)
C-14	5.8E-10	5.8E-09
Cl-36	9.3E-10	2.3E-10
Ni-63	1.5E-10	4.4E-10
Ni-59	6.3E-11	1.8E-10
Se-79	2.9E-09	1.1E-09
Sr-90	2.8E-08	2.4E-08
Zr-93	1.1E-09	2.5E-08
Nb-94	1.7E-09	5.8E-09
Tc-99	6.4E-10	2.9E-10
Pd-107	3.7E-11	2.5E-11
Sn-126	4.7E-09	1.1E-08
I-129	1.1E-07	3.6E-08
Cs-135	2.0E-09	6.9E-10
Cs-137	1.3E-08	4.6E-09
Sm-147	4.9E-08	9.6E-06
Pu-240	2.5E-07	1.2E-04
U-236	4.7E-08	5.3E-07
Th-232	2.3E-07	1.1E-04
Cm-245	2.1E-07	9.9E-05
Am-241	2.0E-07	9.6E-05
Pu-241	4.8E-09	2.3E-06
Np-237	1.1E-07	5.0E-05
U-233	5.1E-08	5.8E-07
Th-229	4.9E-07	2.4E-04
Cm-246	2.1E-07	9.8E-05
Pu-242	2.4E-07	1.1E-04
Pu-238	2.3E-07	1.1E-04
U-238	4.5E-08	5.0E-07
U-234	4.9E-08	5.6E-07
Th-230	2.1E-07	1.0E-04
Ra-226	2.8E-07	3.6E-07
AM-243	2.0E-07	9.6E-05
Pu-239	2.5E-07	1.2E-04
U-235	4.7E-08	5.2E-07
Pa-231	7.1E-07	1.4E-04
Mo-93	3.1E-09	1.0E-09
Rb-87	1.5E-09	5.0E-10

(行政院原子能委員會，2005)

表 3-13：四個特性核種對各器官組織之生物圈輻射劑量轉換因數

器官組織	Tc-99	I-129	Cs-135	Np-237
膀胱	1.60E-10	4.30E-10	2.20E-09	7.10E-09
骨表面	3.90E-11	4.00E-10	1.90E-09	5.40E-06
食道	3.90E-11	1.10E-10	1.90E-09	7.10E-09
胃	3.90E-11	1.70E-10	1.90E-09	8.30E-09
結腸	2.50E-09	3.10E-10	2.40E-09	4.00E-08
肝	5.20E-11	1.20E-10	1.90E-09	8.70E-08
紅骨髓	3.90E-11	1.40E-10	1.90E-09	2.10E-07
肺	3.90E-11	1.50E-10	1.90E-09	7.10E-09
皮膚	3.90E-11	1.40E-10	1.90E-09	7.10E-09
性腺	3.90E-11	1.20E-10	1.90E-09	7.40E-08
乳腺	3.90E-11	1.70E-10	1.90E-09	7.10E-09
甲狀腺	1.00E-09	2.10E-06	1.90E-09	7.10E-09

(行政院原子能委員會，2005)

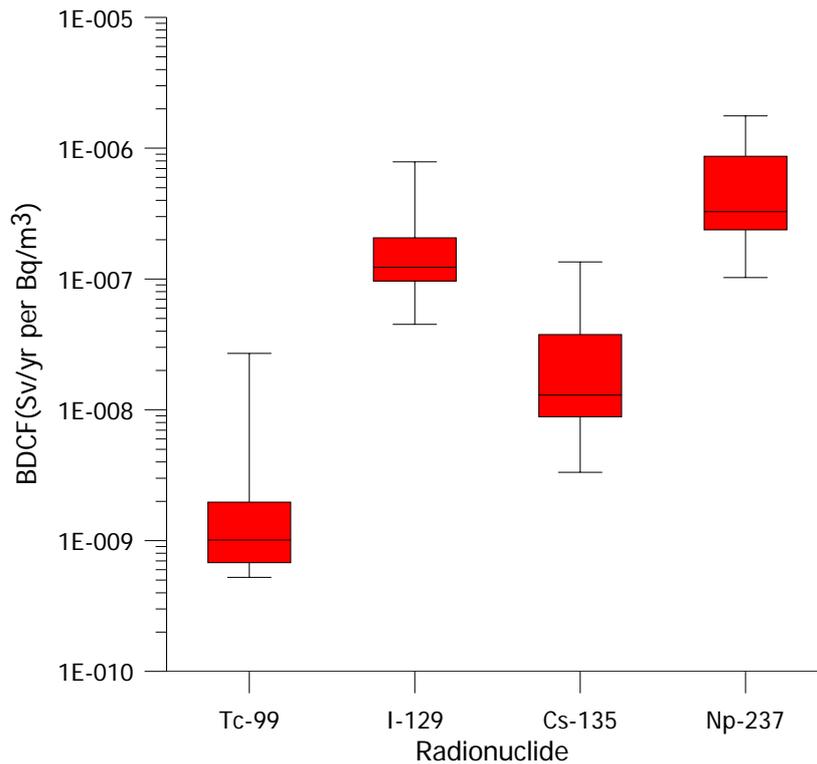


圖 3-45：四個特性核種之BDCF值信心區間統計分析

#### 3.2.3.4 建立生物圈水井飲水情節評估技術

在本年度最重要成果之一，即是建立生物圈水井飲水情節評估技術。此一技術之建立可以分為幾個要項進行說明，包括1.ERB1A情節模式分析技術；2.參數敏感度之分析；3.ERB1B情節模式分析技術。此三點要項即是建構本計畫96年度生物圈輻射劑量水井飲水情節花崗岩質地形評估模式之主體。

##### 3.2.3.4.1 ERB1A情節模式分析技術

在ERB1A情節模式分析技術方面，僅限於單純考慮含水層中核種濃度，含水層內核種濃度值參照BIOMASS 6報告內容，假設每一核種之濃度以 $1\text{Bq}/\text{m}^3$ 單位濃度先行計算。針對測試區地區場址附近居民，假設其飲用水均源自水井，根據輻防協會統計數據，台灣地區個人飲水量為 $1.095\text{m}^3$ 。本參數以游離輻射防護安全標準為依據，內容針對每個核種所述之劑量轉換因子作為參考值。AMBER計算出所有核種的有效劑量總和為 $4.63\text{E}-03\text{ mSv}$ ，遠小於法規訂定之標準值 $0.25\text{ mSv}$ (放射性物料管理法施行細則)，顯示出本ERB1A技術方法已能解決基礎水井情節之生物圈劑量評估。AMBER是一英國公司發展的評估模式 (<http://www.enviros.com/amber>)，主要採用區塊理論 (Compartment model)及圖形使用界面，進行生物圈輻射劑量的評估。

##### 3.2.3.4.2 參數敏感度之分析

在參數敏感度之分析方面，針對較具影響的參數進行敏感度分析，包括地下水流速、抽水量(非飲水用途)與孔隙率等三項參數，含水層地下水流速除原先採用 $0.042\text{ m}/\text{yr}$ ，另外選擇上下1個數量級的 $0.0042\text{ m}/\text{yr}$ 與 $0.42\text{ m}/\text{yr}$ 。地下水流速明顯影響劑量率曲線，流速越快劑量率大幅升高，劑量維持時間較短，但流速對於低溶解低吸附特性的核種較無影響。

採用抽水量(非飲水用途)  $3E+05 \text{ m}^3/\text{yr}$ 、 $3E+06 \text{ m}^3/\text{yr}$ 及 $3E+07 \text{ m}^3/\text{yr}$ 對四個特性核種而言，年抽水量越高，則劑量率越低，成反比關係，相差一數量級，顯示抽取行為對於水井區塊的濃度有一定影響，抽出之水量將由其他區塊鏈之外的地下水補足，因此在區塊體積維持一定量的狀況下，核種隨著抽出之水離開水井區塊而造成水井區塊核種濃度的降低，所以因此處地下水對人體造成之劑量率隨即下降。

孔隙率依不同地質介質而定，測試區含水層材質為砂，最大與最小值介於0.1~0.4間，因此，以此區間數據選作三組孔隙率參數敏感度分析，分別為0.1、0.25與0.4，結果顯示含水層孔隙率在合理的範圍內，對劑量率曲線影響不大。

### 3.2.3.4.3 ERB1B情節模式分析技術

生物圈ERB1B情節假設之計算依據為(IAEA, 2003)：

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

式中

$H_{E,i}$ ：放射性核種i的年輻射劑量(Sv/yr)。

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

$I$ ：飲用水的消耗速率(m<sup>3</sup>/yr)。

$dcf_i$ ：放射性核種i的攝入劑量係數(Sv/Bq)。

$D_f$ ：稀釋因子。

假設其飲用水均源自水井，故考慮核種濃度( $C_{well,i}$ )及個人飲水量(I)。根據輻防協會之統計數據(翁寶山，2004)，台灣地區個人飲水量為 $1.095(\text{m}^3/\text{yr})$ 。劑量轉換因子(Dose Coefficient Factor, DCF)以游離輻射防護安全標準為依據，內容針對每個核種所敘之劑量轉換因子作為參考值。依照ERB1B情節概念，因核種釋出傳輸路徑包括湖泊、河川等地表水多樣途徑，故應考慮稀釋因子( $D_f$ )，假設大部份濃度均位

於含水層以自然形態稀釋，國際間大部份採用 $1.0E-04\sim 1.0E-05$ ，本研究採用較保守值 $1.0E-04$ 。

生物圈輻射劑量評估模式之ERB1B情節基本案例分析，是配合近場的垂直與水平置放方式，及核種自遠場裂隙到達含水層之生物圈評估範圍運跑所得之結果。生物圈模式分析之主要目的，即在評估總劑量值，以判斷是否超過法規值的限制。

基本案例(圖 3-46及圖 3-47)顯示，多數的核種在經過近場、遠場，最後到達生物圈並經過飲水情節的計算後，Cl-36、Se-79、I-129、Mo-93與Rb-87共5個核種之劑量值是足以影響總劑量值之變化。在垂直置放的案例(圖 3-46)，生物圈所計算之最大總劑量值為 $3.86E-12$  Sv/yr；而水平置放的案例(圖 3-47)，最大總劑量值則為 $3.78E-12$  Sv/yr，均低於法規值 $2.5E-4$  Sv/yr。

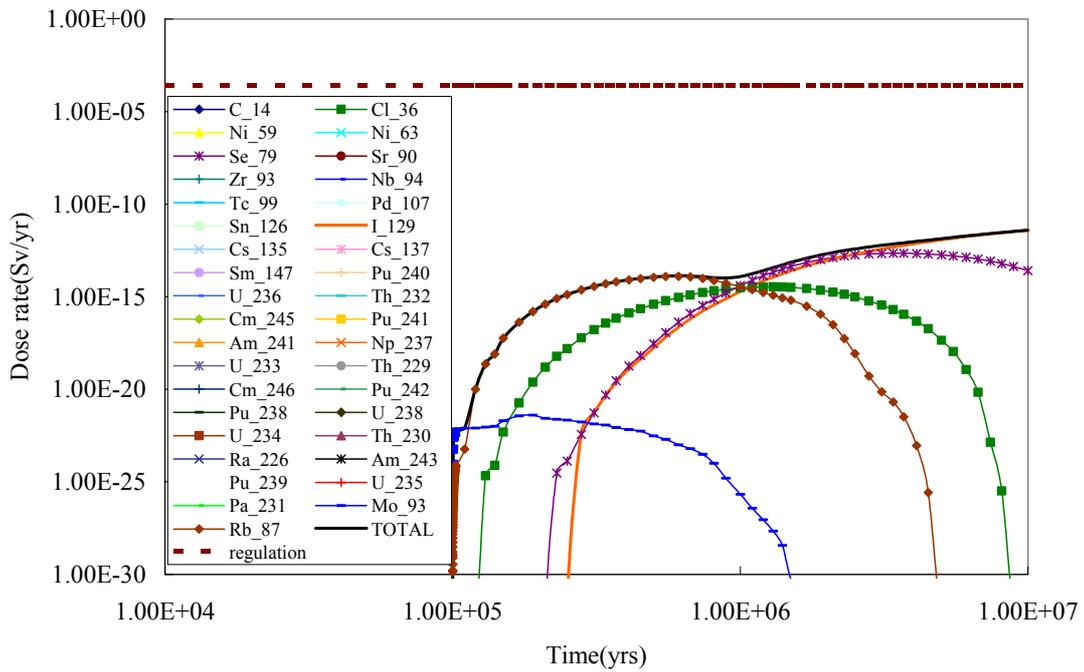


圖 3-46：生物圈基本案例劑量值(單一廢料罐垂直置放)

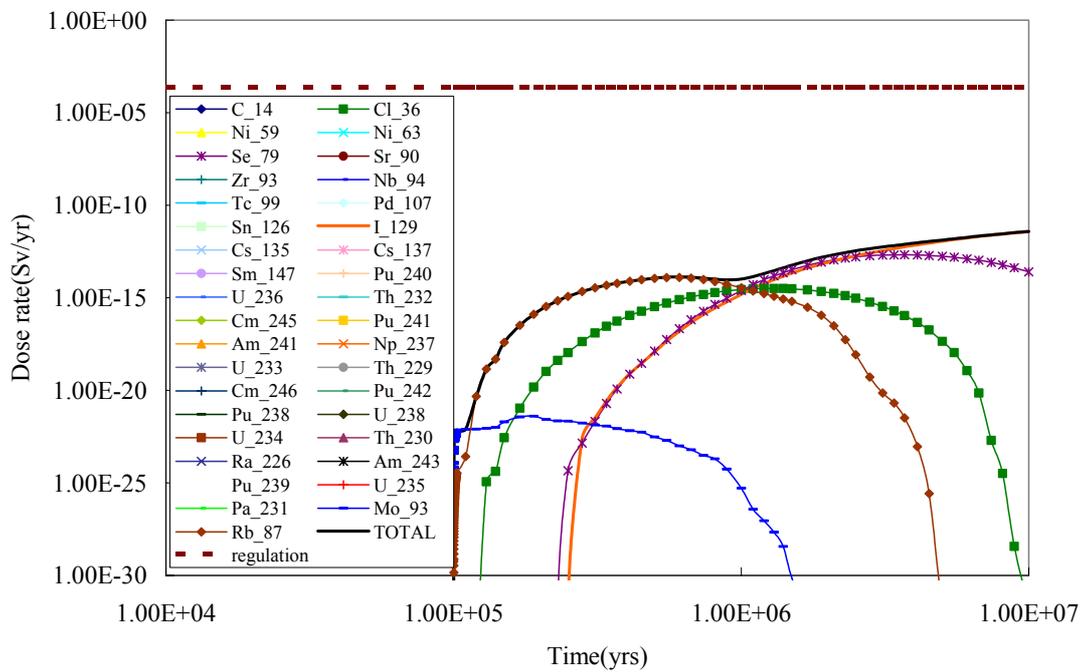


圖 3-47：生物圈基本案例劑量值(單一廢料罐水平置放)

### 3.2.4 結論

#### (1) 近場功能／安全評估技術

本研究建立垂直置放及水平替代置放方式為基礎之核種外釋概念模型；評析國外近場評估垂直處置與水平處置多途徑核種釋出時之考量因素與機制，據以發展近場垂直處置與水平替代處置之評估分析程式。近場垂直及水平置放基本及變異情節安全評估研究發現處置前期較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，處置後期則為鈾系核種具有較大的釋出率比重，地下水流速變異對高吸附特性核種之外釋影響較顯著。

#### (2) 遠場功能安全評估技術

遠場地下水流速相關因子，如母岩地下水流速、裂隙間距與裂隙內寬等為影響核種外釋的關鍵，其影響的程度為母岩地下水流速大於裂隙間距，裂隙間距大於裂隙內寬。地下水流速明顯影響其核種總外釋率，而考慮近場緩衝材料孔隙率與擴散係數之變異時，發現其對遠場之外釋影響程度並不明顯。

#### (3) 生物圈功能安全評估技術

依據IAEA BIOMASS水井飲水情節(ERB1A & ERB1B)運用我國行政院原子能委員會頒布之游離輻射防護安全標準，分析輻射劑量轉換因數與透過參數敏感度分析與評估模式之測試，建立生物圈水井飲水情節輻射劑量評估技術，結果有助於評估關鍵群體自飲用水井抽出地下水後所產生之劑量值。

### 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，在建立與驗證花崗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。96年度計畫工作項目包含跨孔追蹤稀釋試驗、孔內裂隙壓力長期監測、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

裂隙水力參數是地下水溶質傳輸模擬工作，相當重要的參數。本計畫於95年度計畫中，已透過水力掃瞄試驗，初步得知小規模試驗場地下存在四個可能連通的裂隙段，即20~80 m、140~200 m、320~380 m及440~470 m等深度。在96年計畫工作中，選擇在測試區小規模試驗場的1號及4號鑽井間之地表下深度170~200 m (屬於單一裂隙)及深度320~380 m (屬於主要裂隙帶)兩處裂隙段進行跨孔追蹤稀釋試驗，來驗證裂隙之連通性，並計算其傳輸參數；試驗結果如表 3-14所示。

表 3-14：裂隙跨孔追蹤稀釋試驗結果

傳輸參數	單位	範圍
移動距離(travel length)	m	10~630
有效孔隙率 (effective porosity)	%	0.7~5
有效流速 (effective velocity)	m/day m/sec	11.5~24.7 1.33E-04~2.86E-04
延散度(dispersivity)	m	0.1~75
水力擴散係數 (hydraulic dispersion coefficient)	m <sup>2</sup> /day m <sup>2</sup> /sec	2.5~863 2.89E-05~1.0E-02

### 3.3.1.2 孔內裂隙壓力長期監測

為瞭解測試區小規模試驗場鑽井中不同裂隙段壓力隨時間及季節的變化狀況，本項工作藉由多裂隙段封塞壓力之長期監測，研判此試驗場裂隙網絡間水體之流動及壓力變化情況，據此提供後續架構水文地質概念模式所需之資訊。

圖 3-48為小規模試驗場1號鑽井之孔內多裂隙段封塞壓力之長期監測成果分布圖，圖中橫座標為監測筆數；縱座標左邊為封塞段水頭壓力值，以公尺(m)表示，縱座標右邊為測試區之逐日降雨總量(Precipitation)，以公釐(mm)表示。圖中各裂隙段壓力值以不同顏色代表，如黃色為第一封塞段(深度121~221m)、綠色代表第二封塞段(深度221~321m)、黑色代表第三封塞段(深度321~421m)、紅色代表第四封塞段(深度421~500m)。其中，第二封塞段因受到降雨之影響，自監測期間中段以後至今，有明顯的壓力上升變化，約有95m水頭壓力差距；至於其他封塞段則是在監測期間後段以後，受到梅雨季節連續降雨效應影響，才有些微上揚的情形；相較之下，以第四封塞段壓力反應最大，約有2m水頭壓力差距。但可能是降雨強度(Intensity)或聯通路徑較遠，因此，尚不足造成這些封塞段裂隙壓力有較明顯的變化。由以上現象，可初步研判第二封塞段裂隙應與淺層地下含水層有連通的關係。

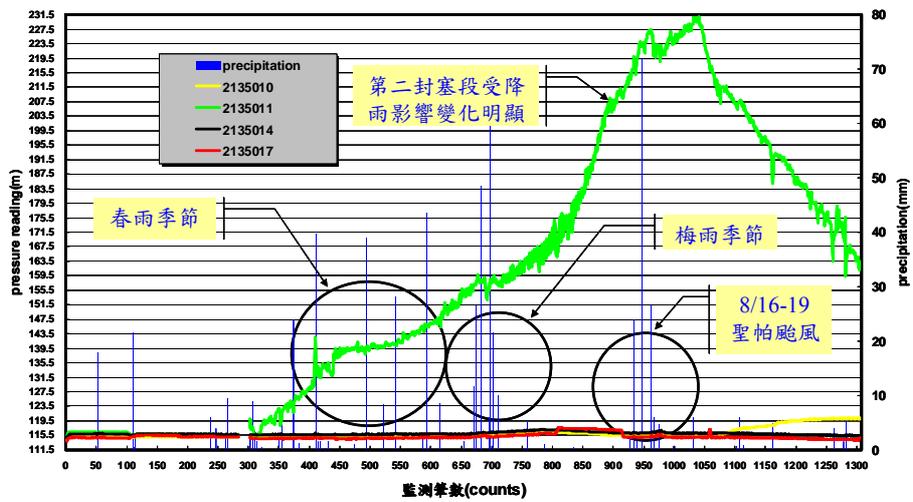


圖 3-48：1號鑽井孔內多裂隙段封塞壓力長期監測圖

### 3.3.1.3 小規模試驗場裂隙特性研究

本項工作係利用測試區小規模試驗場井群區之地表及孔內裂隙量測資料，運用地質統計技術，分析其花崗岩體之裂隙參數(如裂隙長度、裂隙間距、裂隙內寬、裂隙透水係數等)，以瞭解小規模試驗場花崗岩體之水文地質特性。另外，針對跨孔示蹤劑試驗數據，則藉由假設不同的裂隙構造，以解析解及數值模擬方法，分析示蹤劑試驗結果，來探討區域裂隙之連通特性。而上述之結果將可用來建構裂隙岩體之水文地質概念模式，作為處置場址初步功能安全評估之參考依據。其研究成果分述如下：

- (1) 根據測試區小規模試驗場井群之孔內裂隙量測資料的分析結果(圖 3-49)顯示，小規模試驗場從地表到深度500 m之裂隙大部分為高角度裂隙。其中，低角度(傾角小於 $30^\circ$ )裂隙集中於地表下深度80 m內；而中高角度裂隙(傾角大於等於 $30^\circ$ )則集中在深度330~360 m及450 m以下。就裂隙的形成機制而言，低角度裂隙多半與花崗岩體的解壓節理有關；而在深度330~360 m及450 m以下的高角度裂隙，經由地質調查及水力試驗結果顯示，深度330~360 m之裂隙可能為測試區主斷層的分支，而深度450 m以下的裂隙則主要為該斷層直接通過小規模試驗場鑽井所致。
- (2) 解析解及數值模擬結果均能得到與現場示蹤劑試驗接近的模擬結果(圖 3-50)，此結果說明，1號及4號鑽井間的裂隙連通性，可能接近單一連通裂隙模式，且圍岩擴散明顯影響1號及4號鑽井間之溶質傳輸。故綜合現場資料可建立1號及4號鑽井間在示蹤劑試驗深度段的連通裂隙概念模式，而此模式可提供功能安全評估工作團隊，進一步建立適合核種傳輸數值模擬之概念模式。

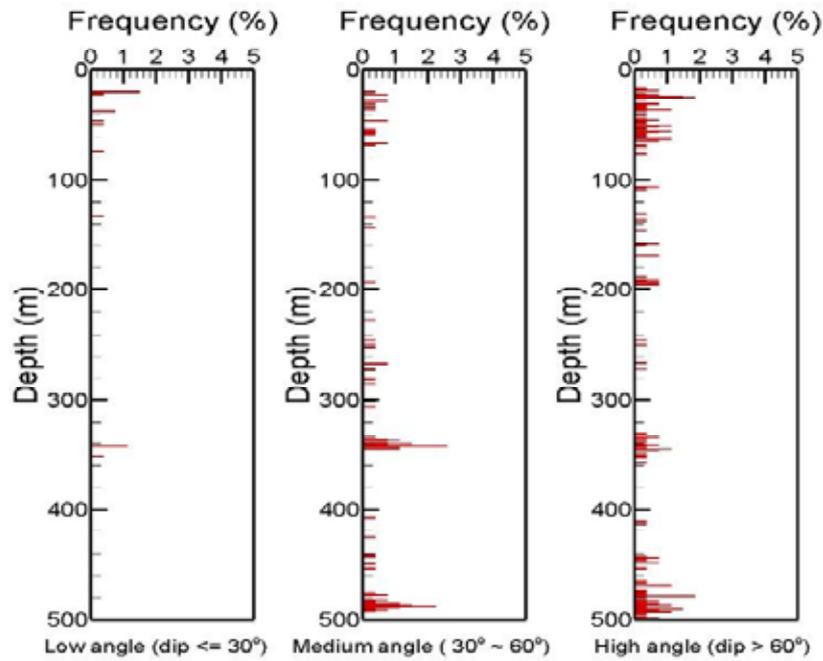


圖 3-49：測試區小規模試驗場井群裂隙叢集位態分析

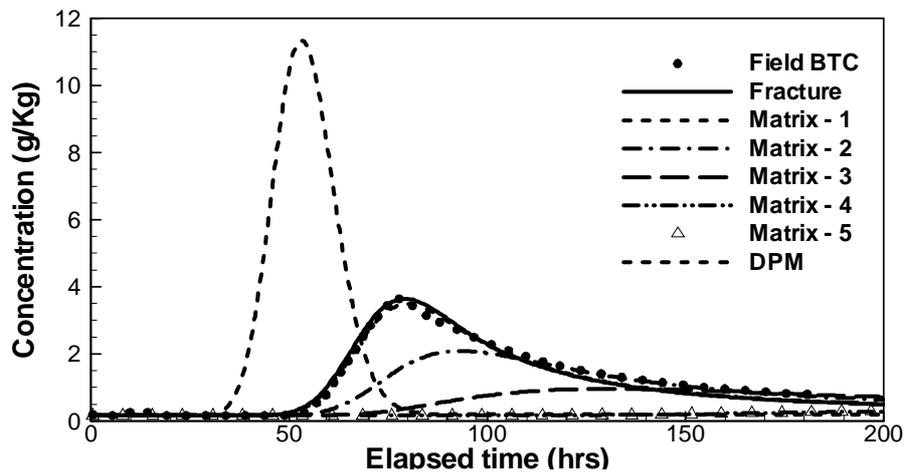


圖 3-50：MINC數值模式模擬結果

#### 3.3.1.4 小規模試驗場地下地質概念模式

測試區小規模試驗場之地下地質概念模式，係整合試驗場之地表地質、井下地質構造、井下地球物理等資料，以剖面圖乃至裂隙空間分布等方式，呈現岩層與構造等特性，作為後續建立水文、地化等概念模式與初步功能/安全評估所需之虛擬場址特性的展示或溝通平台。

96年度根據三口鑽井井錄之岩性、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Jaakko Pöyry集團JP-Fintact公司所開發的RockCad軟體，完成小規模試驗場地下地質概念模型的製作與展示。同時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) 綜合地下空間裂隙分布與地物之跨孔地電阻影像資料，初步獲得的小規模試驗場初步地下地質概念模式如圖 3-51所示。由空間裂隙分布(藍色平面標示)與小規模試驗場之跨孔地電阻影像(紅藍色縱剖面)的結合，可以發現裂隙帶分布與代表導水通道的低電阻帶(縱剖面上藍、綠色標示)非常一致，顯示小規模試驗場裂隙含水層與地下水導水通道，可用裂隙空間網路來代表；此外，深度450 m以下的斷層帶(紅色平面標示)則為小規模試驗場深部另一系統的地下含水層。
- (2) 綜合空間裂隙分布與孔內裂隙壓力長期監測的資料顯示，岩體冷卻過程形成許多與輝綠岩脈共生的高角度裂隙帶，其中，部份高角度裂隙帶可延伸較遠的距離，甚至達淺層含水層，因而反映降雨的變化；而部份高角度裂隙帶因尖滅於深度290 m附近之輝綠岩脈處，因此受降雨影響的程度較小(圖 3-48)。由此可知，在深度290 m附近之輝綠岩脈構造為此區地下水文之重要不連續面。

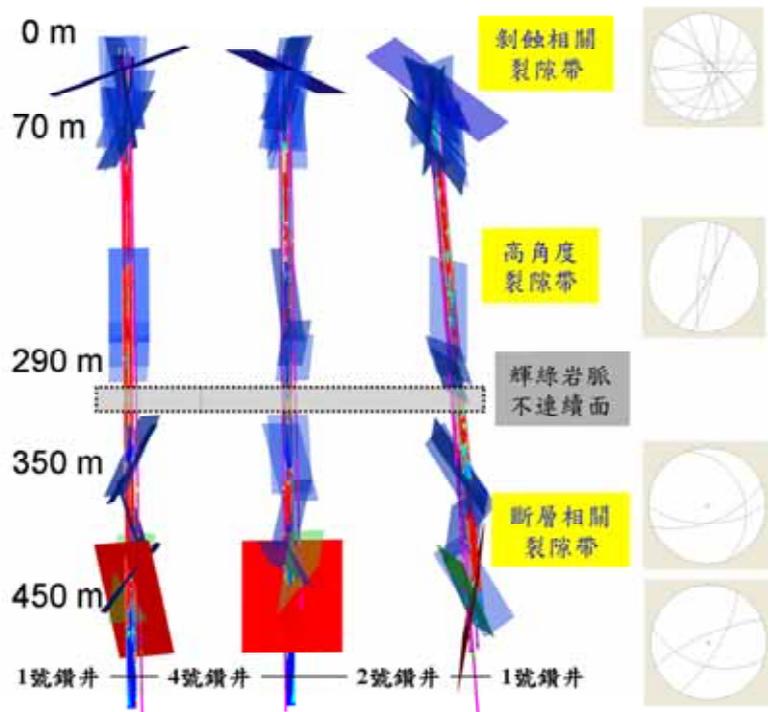


圖 3-51：測試區小規模試驗場初步地下地質概念模式

### 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花崗岩質岩塊，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。

本計畫於95年度中，完成完整岩塊之不同注水壓力的水力脈衝試驗。96年度工作主要進行單一裂隙岩塊之水力試驗及追蹤試驗。實驗結果顯示：單一裂隙岩塊水力試驗所得到的裂隙導水係數(T)介於 $1.47 \times 10^{-4} \sim 1.75 \times 10^{-4}$  m<sup>2</sup>/sec。另外，單一裂隙岩塊追蹤試驗結果則顯示，在不同水力梯度下，裂隙之縱向延散度( $\alpha_L$ )約為0.020~0.045 m；而當水力梯度大於0.27後(流率(Q)大於 $6.63 \times 10^{-2}$  L/sec)，分析所得之平均水力擴散係數(D)約為 $10^{-4}$  m<sup>2</sup>/sec，如表 3-15所示。

表 3-15：裂隙岩塊追蹤試驗結果表

Q(L/sec)	水力梯度i	t <sub>0</sub> (sec)	縱向延散度 $\alpha_L$ (m)	平均流速 V(m/sec)	水力擴散係 數D(m <sup>2</sup> /sec)
0.0498	0.20	320	0.028	7.03×10 <sup>-4</sup>	1.98×10 <sup>-5</sup>
0.0493	0.20	370	0.028	6.08×10 <sup>-4</sup>	1.71×10 <sup>-5</sup>
0.0496	0.20	290	0.028	7.76×10 <sup>-4</sup>	2.18×10 <sup>-5</sup>
0.0492	0.20	300	0.020	7.50×10 <sup>-4</sup>	1.53×10 <sup>-5</sup>
0.0666	0.27	45	0.032	5.00×10 <sup>-3</sup>	1.61×10 <sup>-4</sup>
0.0664	0.27	46	0.032	4.89×10 <sup>-3</sup>	1.57×10 <sup>-4</sup>
0.0661	0.27	51	0.032	4.41×10 <sup>-3</sup>	1.42×10 <sup>-4</sup>
0.0662	0.27	47	0.032	4.79×10 <sup>-3</sup>	1.54×10 <sup>-4</sup>
0.0847	0.34	38	0.032	5.92×10 <sup>-3</sup>	1.90×10 <sup>-4</sup>
0.0848	0.34	40	0.045	5.63×10 <sup>-3</sup>	2.53×10 <sup>-4</sup>
0.0848	0.34	36	0.032	6.25×10 <sup>-3</sup>	2.01×10 <sup>-4</sup>
0.0841	0.34	37	0.038	6.08×10 <sup>-3</sup>	2.28×10 <sup>-4</sup>
0.120	0.49	25	0.028	9.00×10 <sup>-3</sup>	2.53×10 <sup>-4</sup>
0.120	0.49	22	0.028	1.02×10 <sup>-2</sup>	2.88×10 <sup>-4</sup>
0.119	0.48	24	0.023	9.38×10 <sup>-3</sup>	2.11×10 <sup>-4</sup>
0.120	0.49	23	0.023	9.78×10 <sup>-3</sup>	2.20×10 <sup>-4</sup>

### 3.3.3 潛在處置母岩地震危害度評估研究

對於處於環太平洋地震帶的台灣而言，地震活動性對最終處置場的長期穩定性影響亦不容忽視。96年度規劃工作為蒐集國內現有的地震資料，並進行地震目錄資料庫的建置，以研析各震源分區的地震參數(如地震規模機率分布、上下限地震規模、震源深度機率分布等)，作為後續進行機率式地震危害度分析之參考依據。96年度工作執行成果分述如下：

- (1) 完成國內1900~2006年地震目錄資料庫之建置，並針對地震目錄資料庫內容進行地震活動性分析。地震活動性分析(圖 3-52)是以鄭錦桐(2002)之震源分區作為基礎，擴大其分區範圍，以震源深度35公里分界將區域震源劃分為淺層震源(0~35公里)及深層震源(35~200公里)；淺層震源分為21區，深層震源共分為7區，在隱沒帶內部震源方面，主要分為東北部隱沒帶(9區)及南部隱沒帶(3區)。而所得的結果，將可提供後續進行機率式地震危害度分析工作之參考。
- (2) 由於日本與台灣均位於環太平洋地震帶，對於用過核子燃料處置場的選址工作，同樣必須考慮地震活動所帶來的潛在威脅。針對此問題，日本已於東濃及細倉的地下坑道中設置地震儀陣列，根據其分析結果顯示，地下坑道受到地震引起之振動影響幅度普遍較小。由上述研究成果可知地下坑道與地表強地動特性之差異，故建議後續應針對可能的潛在處置母岩地區，進行井下或坑道的地震儀陣列觀測，以瞭解該區域深地層環境受地震之影響程度。

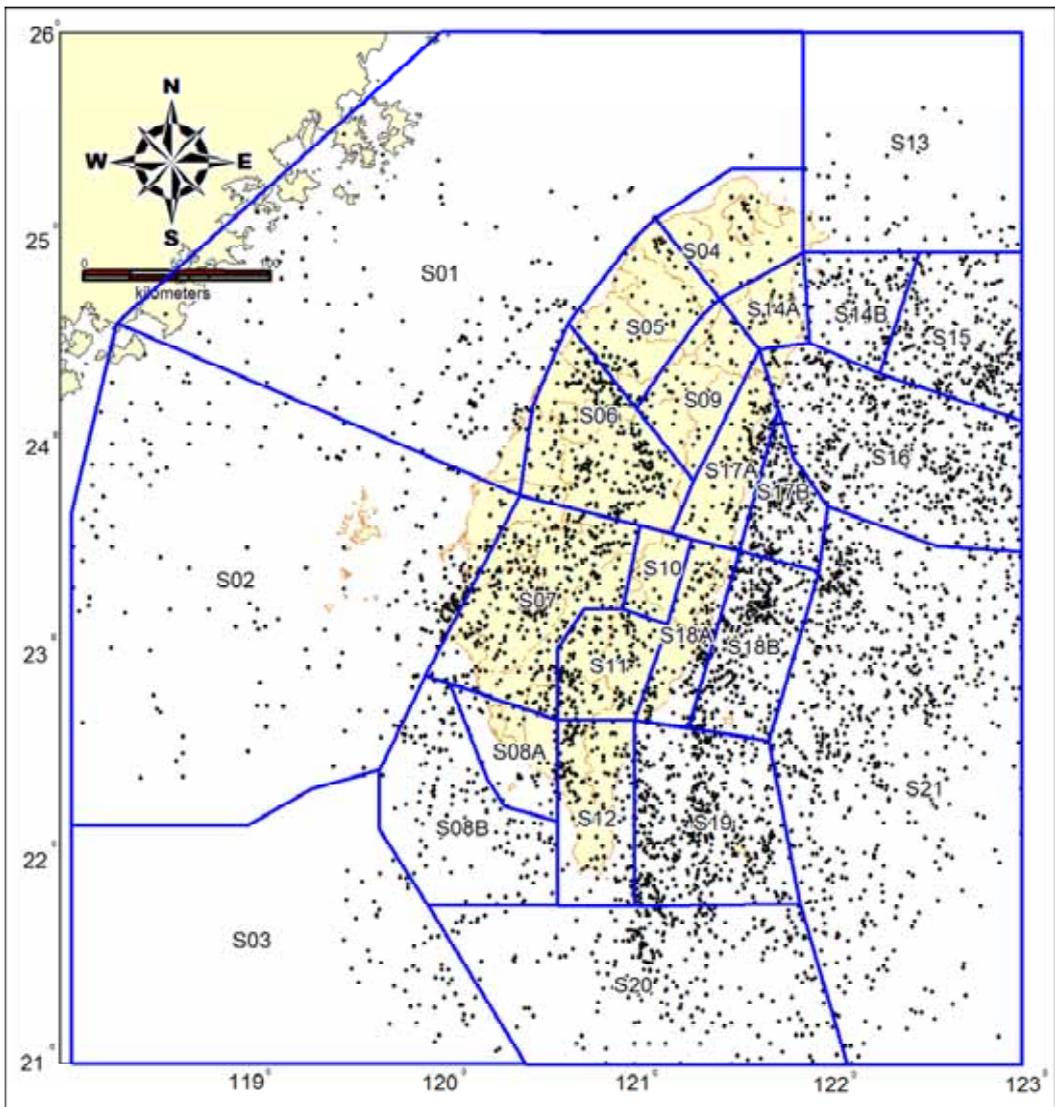


圖 3-52：台灣地區規模3以上淺源地震套疊淺層震源分區

### 3.3.4 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，更可將瀝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。

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。於95年度中，已獲得：”於合成地下水中對Cs吸附作用大於Se”、”花崗岩吸附Cs的能力深受離子強度影響”等重要結果。96年度持續進行相關試驗工作，96年度成果分述如下：

- (1) 批次等溫吸附實驗與模擬分析結果顯示，銫(Cs)的吸附並不會因為離子強度與氧化還原條件的改變，而影響其吸附模式。對硒(Se)而言，好氧及厭氧的條件下，其吸附趨勢並無顯著差異，顯示物種的變化在實驗進行的14天內並不顯著。
- (2) 鈾(Th)沈澱實驗及模擬分析顯示，當水樣pH>4，鈾(Th)幾乎都已沈澱。
- (3) 由長期穩定性的液、固相多元素分析結果可知，在第二個月時各元素皆已達平衡。
- (4) 至於管柱擴散實驗結果則顯示，在好氧及厭氧條件下，銫(Cs)和硒(Se)在花崗岩的傳輸行為，並不會有太大的改變；在厭氧條件下，花崗岩對銫(Cs)及硒(Se)的遲滯因數略高於好氧環境，此趨勢與批次實驗結果一致。

### 3.3.5 系統功能/安全評估整合技術

本分項研究根據去年度現地調查結果，配合近場、遠場與生物圈安全評估模式之需要，調整修訂現階段安全評估分析的水文地質模型與相關安全評估用水文地質參數；並基於已完成之遠場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，利用全系統安全評估平台 GoldSim 的 dashboard 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) 調整分析現階段花崗岩質母岩初步功能／安全分析模型：根據工研院能環所、清華大學以及中正大學於測試區進行之相關現地調查的精進成果與現階段花崗岩質母岩特性之精進資料，用以評析現階段花崗岩質母岩初步功能／安全整合系統之分析運用參數，並隨同調整分析現階段花崗岩質母岩等同合適模型，建構調整分析現階段花崗岩質母岩初步功能／安全分析模型。
- (2) 建構遠場與生物圈初步功能／安全評估整合系統：本分項工作基於去年度已完成之遠場安全評估模式的輸出格式與輸出分佈，配合生物圈劑量評估模式的輸入格式與相關輸入結果之研究成果，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，利用全系統安全評估平台 GoldSim 的 dashboard，建構遠場與生物圈初步功能／安全評估整合系統

#### 3.3.5.1 功能/安全整合系統之分析模型

依據93年度計畫建立之安全評估用水文地質概念雛型，並參考本年度最新之現地調查資料調整分析，修訂安全評估用之水文地質模型(圖 3-12)，配合此模型就近場、遠場使用之安全評估模式及生物圈使用之劑量分析模式(ERB1A/1B)，進行功能/安全系統之整合分析。

#### 3.3.5.2 遠場(INPAG-F)與生物圈(AMBER)評估程式整合

- (1) 國際間安全評估整合系統

彙評用過核子燃料長程處置技術上之先進國家(包括：美國、日本、西班牙、瑞典、芬蘭)所使用的功能評估程式(表 3-16)或安全評估程式及整合介面(表 3-17)。以 GoldSim Dashboard 作為我國遠場與生物圈整合介面。

## (2) 遠場與生物圈整合介面

遠場評估程式(INPAG-F)與生物圈評估程式(AMBER)在 GoldSim 的整合介面程式關聯如圖 3-53 所示。在 GoldSim-Dashboard 中利用動態連結檔呼叫功能驅動 DashboardAMBER.dll (陳智隆等, 2005)。在 DashboardAMBER.dll 中分別呼叫 FF\_AMBER.exe、Batch\_Run.ctf 與 GET\_WELL.exe 三個執行檔。FF\_AMBER.exe 將 INPAG-F 的輸出檔案轉換成 AMBER 可直接載入的輸入檔案。Batch\_Run.ctf 呼叫 AMBER 並執行已經建立的 AMBER 模式, 藉由 AMBER 模式中輸入檔案的技術(陳智隆與張經昌, 2006), 再經由 GET\_WELL.exe 擷取運跑成果並將此運跑成果傳給 DashboardAMBER.dll, 最後回傳至 GoldSim-Dashboard。建立完成之 GoldSim-Dashboard 整合介面如圖 3-54 所示, 其中按鈕【Show Nuclides 4N】、按鈕【Show Nuclides 4N+1】、按鈕【Show Nuclides 4N+2】、按鈕【Show Nuclides 4N+3】與、按鈕【Show Others Nuclides】可分別在 Dashboard 運跑時直接顯示 4N、4N+1、4N+2、4N+3 系列與其他核種之活度隨時間動態變化的成果。將 GoldSim-Dashboard 整合介面運跑結果與載入相同遠場輸出結果的 AMBER 模式之運跑結果進行比較(圖 3-55)結果相當一致, 顯示 GoldSim-Dashboard 整合介面確實有效發揮其功能。

表 3-16：國際間使用之功能評估程式

		美國	瑞典	日本	西班牙	芬蘭
Host rock		Tuff	Granite	Granite	Granite	Gneiss
Source			Scale 4 ORIGEN-S CASMO 4	ORIGEN-2		ORIGEN-2 .1 CASMO
Surface infiltration		INFIL				
Transport	Near-Field	TOUGH2	DarcyTools ConnectFlow	FracMan	MAFIC/PA Works	FEFTRA
	Far-Field	FEHM				
Heat		LS-DYNA ANSYS	ANSYS	FINAS	ANSYS	
Mechanics		UDEC、3DEC	ABAQUS CodeBright 3DEC			3DEC
Geochemical	Near-Field	EQ 3/6	PHAST PhreeqC	PhreeQC PhreeQE	PHREEQE	PHREEQC
	Far-Field			PHREEQE		
Coupling	T-H	NUFT				FEFTRA
	T-H-M		ABAQUS			
	T-H-C	TOUGHREACT				TOUGHR EACT
Biosphere		ERMYN			TOUGH	

表 3-17：國際間使用之安全評估程式

	美國	瑞典	日本	西班牙	芬蘭
Source	WAPDEG.dll				REPCOM(2D)
Near field	FEHM.dll	COMP23 Compulink	MESHNOTE		REPCOM(2D) PORFLOW(3D)
Far field	SZ_Convolute.dl 1	FARF31	Multi-MATRICES MATRICES		FTRANS
Biosphere	DCF	EIKOS MIKE SHE PANDORA STATISTICA	AMBER		GIS UNTAMO PANDORA EIKOS
Interface	GoldSim			RIP (GoldSim)	

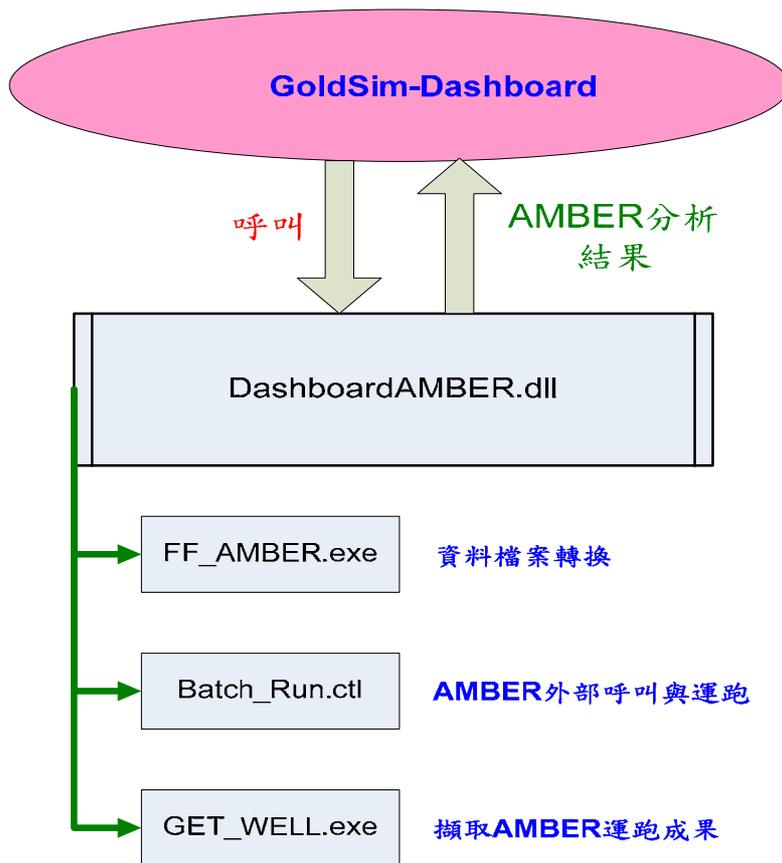


圖 3-53：INPAG-F與AMBER在GoldSim的整合介面程式關聯圖

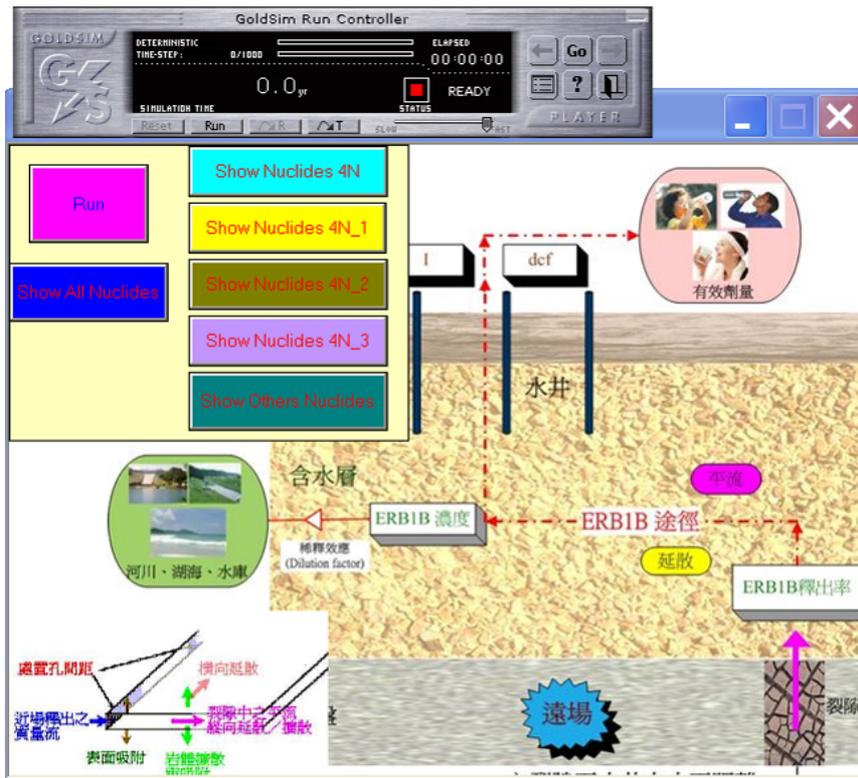


圖 3-54：GoldSim-Dashboard 整合介面

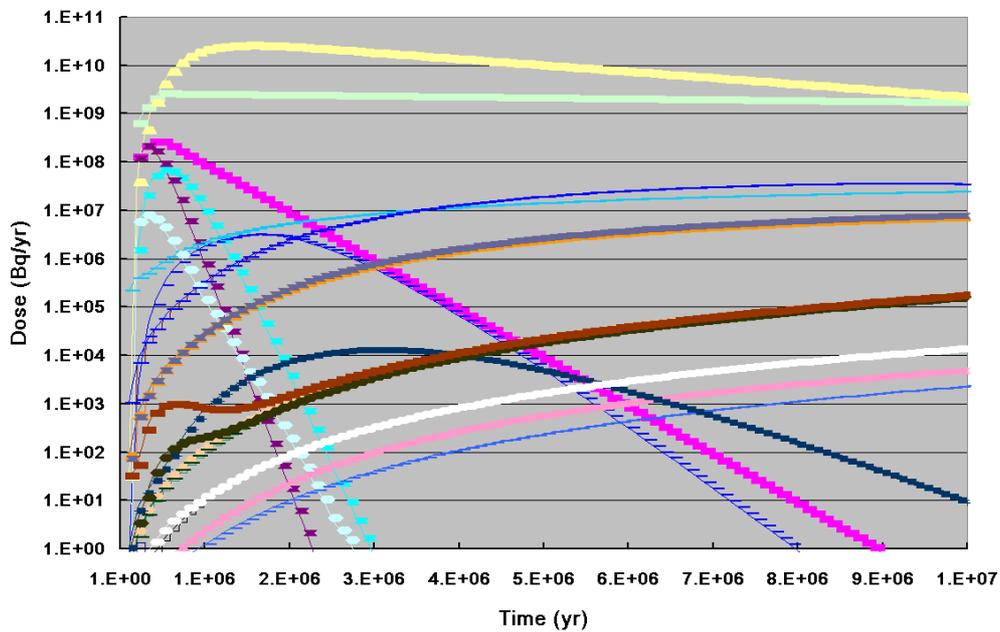


圖 3-55：GoldSim-Dashboard 整合介面運跑結果與 AMBER 運跑結果比較 (實線為整合介面運跑結果，符號線為 AMBER 運跑結果)

### 3.3.6 功能/安全評估資訊系統

本年度延續95年度資訊系統開發前置作業之需求分析與規格的擬定及部分系統分析工作成果，96年度持續完成的工作項目分別為「資訊系統之系統分析」、「資訊系統開發與設計」及「資訊系統資料之建置」。有關本年度所完成之各項工作成果分別說明如下：

#### 3.3.6.1 資訊系統之系統分析

##### (1) 資料庫分析：

##### (a) 運用E-R Model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Entity-Relation Data Model(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，圖 3-56為參數數值等相關資料實體關係，可清楚瞭解本資料庫系統之概念性架構。

##### (b) 資料表關聯圖：

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(Relation Table)，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。

本資訊系統資料庫分析結果，圖 3-57為透過前項資料實體

關係圖所轉換之參數數值等資料表關聯圖。

(c) 資料庫欄位分析定義：

基於資訊系統建置的需求，以及相關單位間之資料交換，有需要建立資料庫中各資料表之標準格式。資訊系統資料標準格式建立的優點：(a)俾利相關單位間之資料整合；(b)資訊系統建置期間，需參考此標準進行資料庫建置；(c)內容包括資料欄位項目及資料欄位格式，以符合資訊系統相關查詢資料建置時之實際需求。

本資訊系統資料庫欄位分析結果，計完成了參數(Parameter)等15項資料表(表 3-18)的設計。

(2) 系統功能：

本工作內容延續95年度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，前述成果做為資訊系統設計與開發之依據。

「功能/安全評估資訊系統」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。

(3) 系統流程：

本工作係說明本系統的各個功能模組的運作/設計流程，並以流程圖表示各個功能的系統運作邏輯，提供系統開發人員做為系統各功能模組程式設計與測試的依據。以下就各功能模組分別說明系統運作邏輯流程。

(a) 資料檢索功能流程：

本小節說明本系統資料檢索功能之運作流程，以功能流程圖方式分析其運作流程，作為程式設計者之參考依據。以系統

進入為例(圖 3-58)，使用者由首頁進入本系統後，可依其需求由任一主功能及其次功能選單查詢相關資訊，部份功能如參數查詢、文獻查詢及情節特徵等，需依使用者所選擇或輸入之查詢條件，執行查詢動作後，以顯示其結果。各項流程圖可分別呈現資料檢索各項功能之運作流程(陳誠一、吳禮浩、施清芳，2007)。

(b) 資料維護功能流程：

本小節說明本系統資料維護功能之運作流程，以功能流程圖方式分析其運作流程，作為程式設計者之參考依據。以系統進入為例(圖 3-59)，使用者由首頁進入本系統，需先輸入帳號及密碼，系統會依該帳號所設定的權限，提供可使用之資料項維護功能，以進行資料新增、修改及刪除等管理維護作業。各項流程圖分別呈現資料維護各項功能之運作流程(陳誠一、吳禮浩、施清芳，2007)。

(4) 網頁介面：

(a) 網頁架構：

本系統依據使用者的工作需求區別，分為檢索系統與管理維護系統兩部份，並由前述系統需求分析結果進行網頁架構規劃設計，第一層之網頁項目計有評估技術等13項，各項目依據內容所需，再增加第二、三層之網頁項目及其內容。管理維護系統之網頁架構，第一層之網頁項目計有帳號權限等4項，各項目亦依據內容所需，再增加第二、三層之網頁項目及其內容。

(b) 網頁規劃：

依據前述有關系統需求及網頁架構分析規劃結果，在進行本資訊系統網頁規劃時，考量本資訊系統網頁內容包含文字、圖、表等編排之規劃，因此畫面寬幅尺寸採固定式設計。考慮使用者能有效快速查詢網站資訊，相關資訊均予以階層式分類，以動態分層選單方式提供各項查詢，選單均置於顯眼

處並具規則性，考量整體網站均衡感與一致性，具第二層功能之選單統一配置於右側頁框，網頁內容之文字均有固定之編排格式，圖片亦配置於固定位置。

本系統資料檢索系統使用者介面設計，以網頁設計圖方式分析其配置方式，作為程式設計者之參考依據。資料檢索系統可分為一般網頁查詢及資料庫查詢兩大部份，一般網頁查詢以分層架構及動態選單方式，提供使用者各項圖文資訊之查詢瀏覽。資料庫查詢須由使用者於檢索條件區輸入檢索條件後進行查詢，其結果以表單方式呈現。各項網頁設計圖分別說明資料檢索各項功能使用者介面之配置方式(陳誠一、吳禮浩、陳智隆，2007)。

本系統資料維護系統使用者介面設計，以網頁設計圖方式分析其配置方式，作為程式設計者之參考依據。使用者需先由登入畫面輸入帳號及密碼，系統會依該帳號所設定的權限，提供可使用之資料項維護功能，以進行資料新增、修改及刪除等管理維護作業，資料內容主要以表單方式呈現。各項網頁設計圖分別說明資料維護各項功能使用者介面之配置方式(陳誠一、吳禮浩、陳智隆，2007)。

表 3-18：資料庫資料表列

資料庫：SNFDPA		
編號	資料表名稱	資料表說明
1	Parameter	參數
2	Parameter_Numeric	參數數值
3	Barrier	障壁
4	Medium	介質
5	Nuclide	核種
6	Reference	文獻
7	Disposal_Class	處置分類
8	Country	國家
9	Feps_Taiwan	台灣情節特徵
10	Feps_Abroad	國外情節特徵
11	Feps_Class01	情節第一分類
12	Feps_Class02	情節第二分類
13	Feps_Class03	情節第三分類
14	Feps_Class	情節分類
15	Agency	機構

圖示	說明
	實體(Entities)
	屬性(Attributes)
	關聯(Associations)

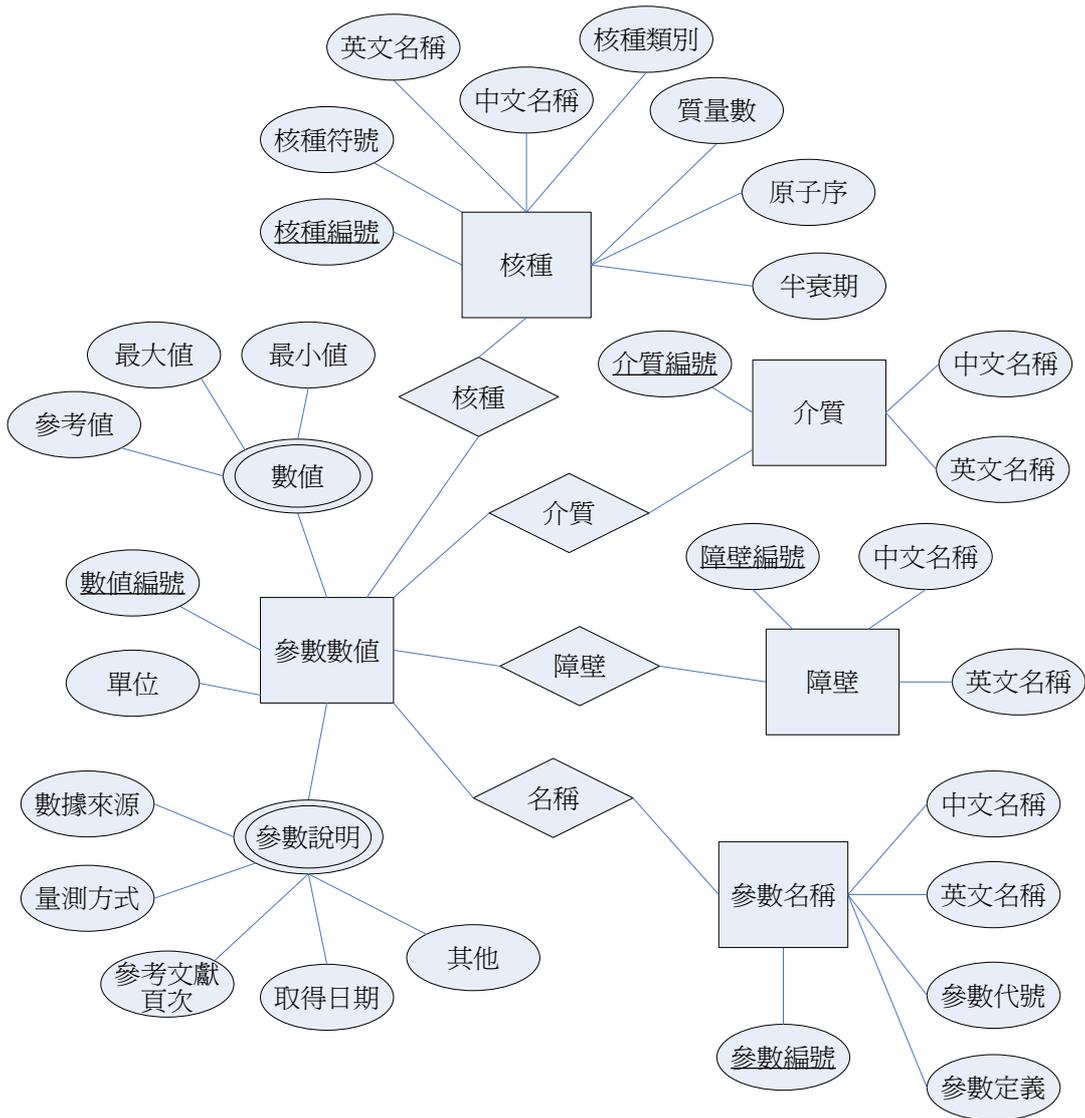


圖 3-56：參數數值等相關資料實體關係

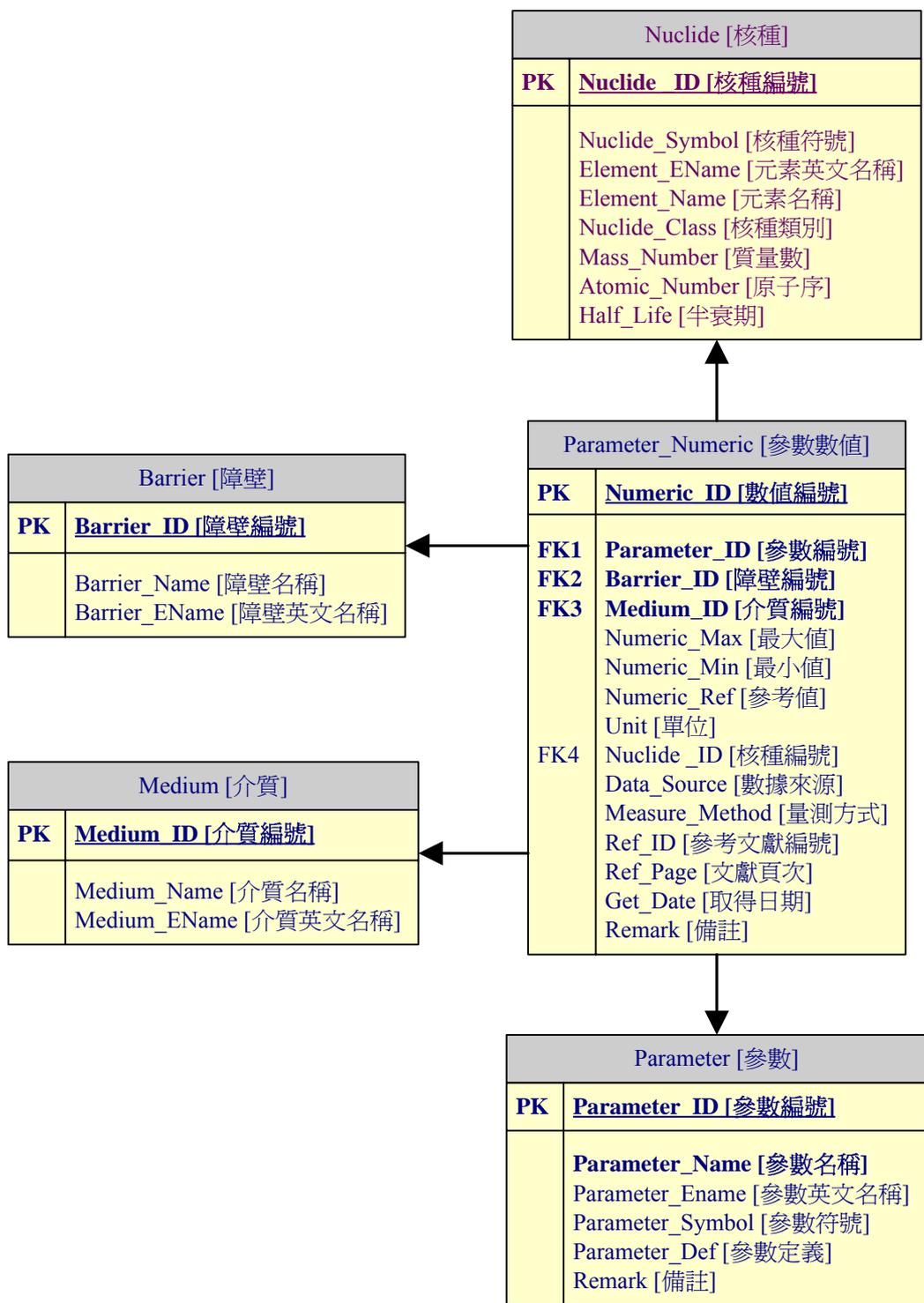


圖 3-57：參數數值等資料表關聯

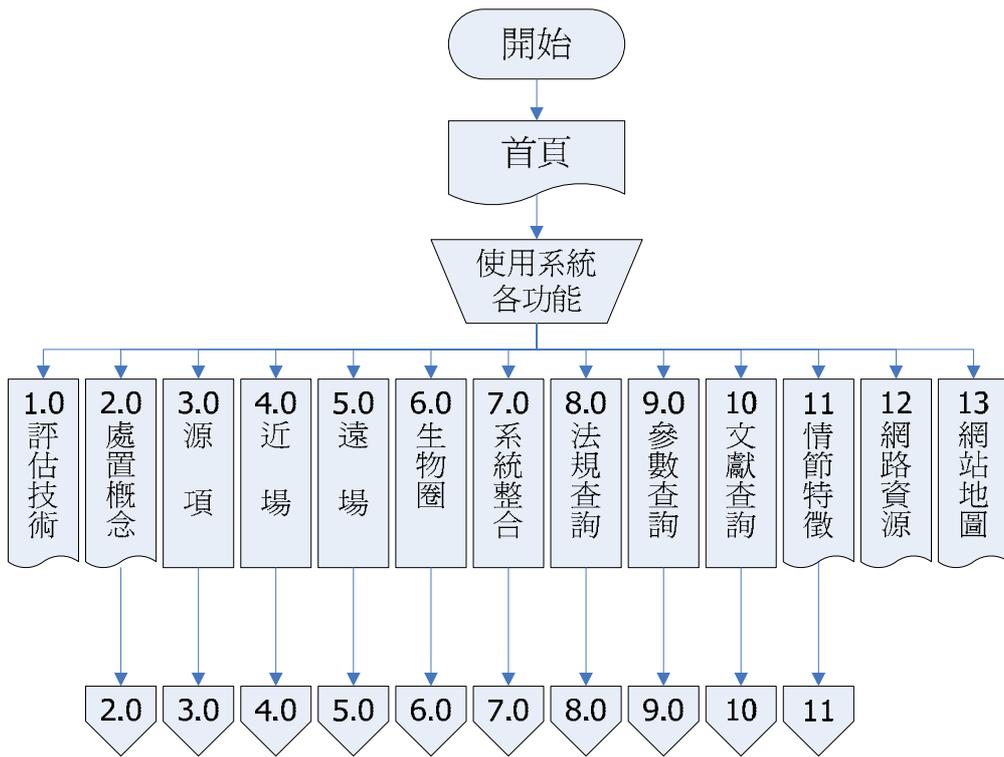


圖 3-58：資料檢索功能流程

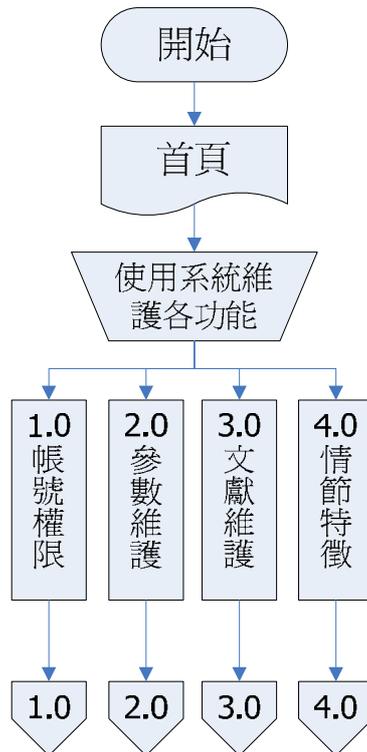


圖 3-59：資料維護功能流程

### 3.3.6.2 資訊系統開發與設計

本系統依功能主要可區分為三大部份，第一部份為「資料展示」，底下包含「評估技術」、「處置概念」、「源項」、「近場」、「遠場」、「生物圈」、「系統整合」等7項子功能；第二部份為「資料查詢」，底下包含「法規查詢」、「參數查詢」、「文獻查詢」、「情節特徵」等4項子功能；第三部份為「系統相關資源」，底下包含「首頁」、「網路資源」、「網站地圖」等3項子功能。

#### (1) 資料展示：

(a) 評估技術：說明功能/安全評估目的、流程及程序，證明處置技術可行且能確保安全。

#### (b) 處置概念：

##### (i)我國處置概念

發展沿革：提供我國處置發展沿革等說明文字查詢。處置系統概念：提供處置概念天然障壁系統之說明文字及圖表查詢。處置設施配置概念：提供地表設施、連通設施與地下設施等處置設施配置概念等說明文字及圖表查詢。處置場運作概念：提供施工、運轉、除役與封閉等處置場運作概念之說明文字及圖表查詢。

##### (ii)國際處置概念

母岩概念：提供處置母岩的考量概念。設施概念：提供地表設施與地下設施等說明文字及圖表查詢。

#### (c) 源項：

(i)用過核子燃料數量：提供核電廠各機組運轉週期用過核子燃料數量計算表之查詢。

(ii)主要核種活度：提供我國用過核子燃料重要核種總活度[Bq]隨時間變化表之查詢。

(iii)處置容器：提供核電廠用過核燃料數量計算彙整表及用過核燃料與參考銅質處置容器尺寸基本參數之查詢。

- (d) 近場：
- (i) 評估模式：提供近場評估模式之說明網頁，內容包含數學模式、概念模型等文字說明及圖表的展示。
  - (ii) 參數分析：提供近場評估模式所需參數之查詢，內容包含文字說明及參數名稱、數值、引用參考文獻等相關內容列表展示。
  - (iii) 近期工作：提供近場近期工作節之說明網頁，內容包含文字說明及圖表的展示。
- (e) 遠場：
- (i) 評估模式：提供遠場評估模式之說明網頁，內容包含數學模式、概念模型等文字說明及圖表的展示。
  - (ii) 參數分析：提供遠場模式評估所需參數之查詢，內容包含文字說明及參數名稱、數值、引用參考文獻等相關內容列表展示。
  - (iii) 近期工作：提供遠場近期工作節之說明網頁，內容包含文字說明及圖表的展示。
- (f) 生物圈：
- (i) 評估模式：提供生物圈評估模式之說明網頁，內容包含數學模式、概念模型等文字說明及圖表的展示。
  - (ii) 參數分析：提供生物圈模式評估所需參數之查詢，內容包含文字說明及參數名稱、數值、引用參考文獻等相關內容列表展示。
  - (iii) 近期工作：提供生物圈近期工作節之說明網頁，內容包含文字說明及圖表的展示。
- (g) 系統整合：系統功能/安全評估整合技術，係分析測試區花崗岩質母岩現地調查成果建構虛擬場址概念模型及功能與安全評估分析模型，整合近場、遠場及生物圈分析模式之程式介面以提供未來建立全系統安全評估之運用。
- (i) 概念模型：提供概念模型說明網頁，內容包含文字說明及

圖表的展示。

(ii)分析情節與核種釋出途徑：說明基本情節的定義及分析可能的核種外釋情況，提供文字說明及圖表的展示。

(iii)評估模式：說明進行近場、遠場或生物圈的功能/安全評估模式或電腦分析軟體。

(iv)近期工作：提供系統整合近期工作節之說明網頁，內容包含文字說明及圖表的展示。

圖 3-60為我國處置概念系統畫面，其他系統使用畫面詳見「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」操作手冊(陳誠一，2007)。

(2) 資料查詢：

(a) 法規查詢：提供我國處置相關法規查詢，包括法律/法規、行政規則、法規草案等，依分類方式進行查詢，查詢結果展示各分類法規列表，並可進一步查詢法規條文內容。

(b) 參數查詢：提供核種來源、傳參數名稱、障壁等資料展示，可依關鍵字、障壁類別及介質類別進行查詢，查詢結果提供查詢總筆數，並可進行頁數切換及參數詳細資料展示。

(c) 文獻查詢：

(i)簡易查詢：提供文獻關鍵字及文獻分類查詢，查詢結果展示相關文獻列表，並可進一步瀏覽文獻之摘要內容。

(ii)複合查詢：提供複合式條件輸入查詢功能，包括篇名、作者、刊名、出版者、分類及年份。查詢結果展示相關文獻列表，並可進一步瀏覽文獻之摘要內容。

(d) 情節特徵：

(i)國內情節特徵：提供編號及名稱關鍵字及分類方式進行查詢，查詢結果展示相關資料列表，並可進一步瀏覽FEPs詳細資訊。

(ii)國外情節特徵：提供名稱關鍵字及分類方式進行查詢，查詢結果展示相關資料列表，並可進一步瀏覽FEPs詳細資

訊。

圖 3-61為參數查詢畫面，其他系統使用畫面詳見「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」操作手冊(陳誠一，2007)。

(3) 系統相關資源：

- (a) 首頁：提供使用者快速連結首頁畫面，並於首頁上提供網站地圖、近場、遠場及生物圈等子功能查詢連結。
- (b) 網路資源：提供41項資料分類，包含相關入門網站、新聞及國家等用過核子燃料處置資訊之網站連結及資料說明。
- (c) 網站地圖：詳列本系統提供之功能，包含功能名稱及其快速連結查詢展示，讓使用者能清楚了解系統提供之功能架構。

圖 3-62為系統首頁畫面，其他系統使用畫面詳見「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」操作手冊(陳誠一，2007)。

用過核子燃料最終處置計畫

## 功能/安全評估資訊系統

首頁 | 網路資源 | 網站地圖

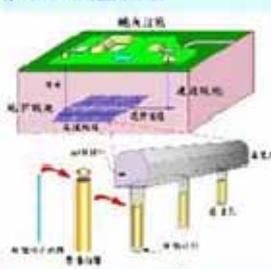
評估技術 | 處置概念 | 劑型 | 新場 | 後場 | 生物圈 | 系統整合 | 法規查詢 | 參數查詢 | 文獻查詢 | 情蒐特搜

目前位置：處置概念 > 我國處置概念

現階段國內之參閱國際處置概念

1. 處置概念為基本 (紀立屏、洪錫雄, 2002)，其概念之主要原則為深層處置，輔以多重障壁 (工程障壁與天然障壁) 設計達到最終處置之目的，極其是目前國際上一款公認最為可行、最為可靠的設計方式。該設計係將用過核燃料置於有鑽洞內襯之鋼罐中，該廢棄物罐垂直放入處置坑道 (deposition tunnels) 的地面處置孔 (deposition holes) 中，處置孔中以緩衝材料環繞廢棄物罐。當廢棄物罐處置完成後，處置坑道以緩衝材料與岩屑之混合物加以回填，此即為工程障壁系統，提供放射性核種與地質環境隔離的第一道障壁。整個工程障壁系統 (engineered barrier system) 由外圍之處置母岩所包圍，處置母岩即所謂之天然障壁 (natural barrier)，藉由母處置層極低的地下水流速，及核種與母岩的各種地化作用 (geochemical processes)，形成另一道障壁，達到延遲核種遷移的效果。目前國內即參考 KBS-3 之概念而研擬出如圖所示之參考處置概念圖 (紀立屏、洪錫雄, 2002)。

2. 我國處置概念



3. 歷年計畫成果報告：

- 2002-02. 我國用過核燃料深層地質處置概念之初期研究, SNFD-2/RR-90-526, 核能研究所
- 1988-05. 處置場設計概念總報告

重要工作報告：

- 2007-02. 用過核子燃料處置概念研發

功能位置：【處置概念】>【我國處置概念】

操作說明：

- 將游標移至標題列「處置概念」出現動態功能選單，再點選【我國處置概念】，或將游標移至右側網頁點選【我國處置概念】之動態選單後進入本網頁，提供我國處置概念之說明，內容包含文字說明及圖表的展示。
- 網頁右側圖片可經點選，另開視窗顯示原尺寸大小之圖片。
- 網頁中提及之重要參考文獻，可透過超連結方式開啓文獻檔。

圖 3-60：我國處置概念系統畫面

用過核子燃料最終處置計畫  
功能/安全評估資訊系統

評估技術 | 設置概念 | 廠址 | 近場 | 遠場 | 生物圈 | 系統整合 | 法規查詢 | 參數查詢 | 文獻查詢 | 情節特異

參數查詢

名稱查詢: 擴散係數 障壁: 緩衝材料 介質: 膨潤土 搜尋 刪除

**參數詳細資料**

參數名稱	擴散係數
參數英文名稱	Diffusion coefficient
障壁	緩衝材料
介質	膨潤土
級大值	
級小值	
參考值	0.0031536
單位	m <sup>2</sup> /yr
核種名稱	
數據來源	1
參考文獻	<a href="#">Safety assessment of spent fuel disposal in Hastholmen, Kivetty, Oikiluoto and Bormuvaara - TILA-99</a>
文獻頁次	
參數說明	台電高放計畫(94-95)近場(PA1)參數, MX-BD

1

2

上一頁

為獲得最佳瀏覽效果，建議使用 Internet Explorer 6.0 版本以上瀏覽器

功能位置：【參數查詢】>【參數詳細資料】

操作說明：

- 1.單筆參數數值詳細資料。
- 2.使用者可進一步透過超連結功能，於該參數數值參考文獻名稱上點選後，系統將另開視窗顯示參考文獻資料。

圖 3-61：參數查詢畫面

用過核子燃料最終處置計畫  
功能/安全評估資訊系統

1

評估技術 | 處置概念 | 選項 | 近場 | 遠場 | 生物圈 | 系統整合 | 法規查詢 | 參數查詢 | 文獻查詢 | 情節特徵

建議最佳瀏覽解析度 1024X768 像素  
為獲得最佳瀏覽效果，建議使用 Internet Explorer 6.0 版本以上瀏覽器

功能位置：[首頁]  
操作說明：  
1. 標題列選單具超連結功能，可點選連結至各項功能。  
2. 首頁中圖片具備超連結功能，可點選連結查詢各項資訊。

圖 3-62：系統首頁畫面

### 3.3.6.3 資訊系統資料之建置

本系統資料庫內容可分為兩個來源，第一個部份為彙整陳智隆等(2005)所整合之安全評估資料庫系統，包含了FEPs資料庫、文獻資料庫、核種遷移資料庫及花崗岩特性參數資料庫，該資料庫建立於ACCESS資料庫，並開發一整合性單機版資料庫查詢介面，此部份資料依據本計畫系統所規劃設計之資料庫，分別匯入至計畫SQL Server資料庫中。計參數資料420筆、文獻資料867筆、情節特徵資料2075筆。

第二個部份為本計畫執行過程中所新增建置之資料，計參數資料315筆、文獻資料120筆，更新情節特徵資料194筆。

### 3.3.7 結論

- (1) 針對功能安全評估技術建立所需之水文地質概念模式，本計畫進行花崗岩質潛在處置母岩的深層地質特性現地調查與試驗，於本年度完成涵蓋地下裂隙空間分布、不連續面屬性及其符合地球物理驗證之地質概念模式，綜合現場水文地質試驗資料可建立1號及4號鑽井間示蹤劑試驗深度段的連通裂隙概念模式。
- (2) 本計畫以國內潛在母岩的岩樣及緩衝材料，至今已完成代表性核種在回填材料(花崗岩/石英砂/膨潤土)之化學穩定性及傳輸特性研究，此一成果可提供功能安全評估所需本土花崗岩質母岩及緩衝回填材料的核種傳輸特性資訊。
- (3) 在系統功能/安全評估整合技術方面，完成近場、遠場與生物圈評估程式系統整合所需參數之彙評；分析與彙整美國、日本、西班牙、瑞典與芬蘭國家使用的功能或安全評估程式及整合介面；開發與建立遠場與生物圈評估程式之整合介面。藉由本計畫歷年研究成果，分析最終處置資料特性與關連性，完成「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」架構設計。為建立網路版資訊系統，轉換單機版ACCESS「安全評估資料庫系統」至微軟

SQL Server資料庫管理系統，並運用網際網路資訊技術，完成階段性「用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統」建置與開發。本系統透過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。

### 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、韓國、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

在日本高放射性廢棄物最終處置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置，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，可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，日本決定採用此種深層處置的方式。

自2000年6月，日本的國會制定了「特定放射性廢棄物最終處置法」，並且參與由國際原子能總署(IAEA)主導制定的「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，主要包括三項支持報告(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召開第九屆會議，本次會議的內容與H12報告息息相關，另外，也進行公共溝通議題與處置場址初步調查的討論，以及討論功能評估(PA)所用的分析程式，大部分之該等程式於平成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處置之規劃時程，在2008年之前，評選預定調查之場址；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候選處置場址進行探測；2023-2027會在選定場址開始進行建造，此期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。

依目前規劃，日本對於高放射性廢棄物處置場址選擇的構想，是以徵求自願者的方式，選擇合適的縣、市進行場址特性調查，並將場

址調查區分為初始調查區域(Preliminary Investigation Area, PIAs)、詳細調查區域(Detailed Investigation Area, DIAs)及處置場建造場址(Repository Construction Site, RCS)等三個階段。在初始場址調查階段，係先評選自願場址及蒐集分析周圍區域地質文獻，第二階段的詳細調查區域則於場址地表進行物理探測、鑽井等，以研判可能的地質構造，最後階段為處置場建造場址調查，從原先的地表調查工作，轉為地下設施的建造，同時利用建造的過程進行地下岩體相關試驗。目前日本尚未有自願者正式向政府申請作為候選場址或調查場址。

日本目前正處於初始調查區域(PIAs)階段，在全國性之初步篩選階段，位於火山中心向外15公里半徑圓內之區域，已予以排除，未來在場址特性階段，即使區域位在火山中心之半徑15公里外，仍會視其在數萬年內是否會有火成活動，其火山所屬範圍內之區域仍全數排除。在初始調查區域階段(PIAs)，由文獻、陸地航照或海上聲納判定之活動斷層，將予以排除，而在詳細調查區域階段(DIAs)，凡位於斷層發生區及周圍變形範圍內、斷層與斷層間之夾區及過去數十萬年發生之褶皺地層等區域亦將予以排除。無論是軟岩或硬岩場址，雖然預定目標深度有所不同，但其技術發展與調查費用之總經費大至相當，各約為日幣3,300億元左右。NUMO在日本最終處置中扮演著半官方的角色，屬於政策擬定及評估審核的機構，因此其提供之資訊較屬於概念性說明。目前Toyo town是日本可能做為高放射棄物最終處置場址，前地方政府首長支持原處置方案，並於2006年8月開始申請，經過約一年後，未獲地方議會通過與民眾的支持，而新任的地方首長目前的態度則傾向反對的立場，因此在2007年8月23日已撤銷該申請案。因此NUMO正繼續透過電視、雜誌、報紙等宣傳方式，尋求更多的支持力量。

### 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。

KAERI之高放射性廢棄物處置規劃時程至2040年。預估於2010~2012年間，政府將對是否興建高放射性棄物最終處置場有所決議，至2020年間為技術準備階段。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系統之高放射性廢棄物，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系統高放射性廢棄物之全系統功能評估(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年底，提出了KBS-1報告，

並於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。

#### 3.4.4 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，Olkiluoto電廠第三部機組將在2009年底開始運轉。

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。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。

### 3.4.5 美國

美國為世界上最早使用核能發電之國家，但早期對於高放射性廢棄物處置並未詳細規劃。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。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DOE發佈之通告，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，於2017年3月開始接受高放射性廢棄物。

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，建立初步功能/安全評估能力之案例說明。「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，進行下列幾項工作：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，並可提供近場環境初步功能/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，建構初步功能/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，將處置概念研擬、國際經驗吸收、引用參數之文獻資料蒐整、初步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	進行東部花崗岩體分布、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	完成花崗岩體產狀初勘調查、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	新鑽設6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5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5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、地質資訊離型系統建置	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	完成測試區重磁力資料逆推解析，並得知測試區地下岩性磁感率之分布，與主要的線形趨勢一致，主要為東北-西南走向
潛在處置母岩空中磁測	調查區域空中磁測飛航調查作業	完成各調查區域之空中磁測飛航作業

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、孔內裂隙壓力長期監測、小規模試驗場裂隙特性研究，及建構地下地質概念模式	完成小規模試驗場之跨孔追蹤稀釋與孔內裂隙壓力長期監測等工作；並完成小規模試驗場之地下地質概念模式建立
岩塊水力試驗	針對單一裂隙岩塊進行水力試驗及追蹤試驗，取得其水力傳輸特性參數	完成一裂隙岩塊之水力試驗及追蹤試驗，求得相關水力傳輸特性參數
潛在處置母岩地震危害度評估研究	蒐集國內現有的地震資料，建置地震目錄資料庫與震源分區之地震參數，提供後續進行機率式地震危害度分析	完成國內1900~2006年間地震目錄資料庫之建置，與初步地震活動性分析
調整分析現階段初步功能/安全整合系統分析模型	根據95年現地調查成果，配合近場、遠場與生物圈安全評估模式，調整分析安全評估用水文地質模型	根據能環所95年度相關現地試驗與實驗室研究成果，配合近場、遠場與生物圈安全評估模式，調整分析安全評估相關參數（如源項數量與活度等），更新建構現階段花崗岩質母岩安全分析之水文地質模型
建立遠場與生物圈安全評估模式整合介面	根據94年度對遠場與生物圈安全評估模式的輸出與輸入格式的成果，建立遠場與生物圈安全評估模式整合介面	根據94年度對遠場與生物圈安全評估模式的輸出與輸入格式的成果，研究國際間進行系統整合的相關資訊與介面程式，以GoldSim Dashboard建立我國遠場與生物圈安全評估模式整合介面
資訊系統之系統分析	依據可行性分析結果，進行系統分析。內容包括系統架構設計、介面規劃、資訊系統與安全評估模式規劃等。	(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 (4)完成資訊系統網頁架構與網頁介面規劃

資訊系統開發與設計	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)彙整系統查詢展示資料 (2)完成設計與撰寫系統查詢及維護程式 (3)完成系統網站架設與上線
資訊系統資料之建置	完成階段性資訊系統，提供最終處置資料查詢與資料分析，將過去累積資料及其他分項蒐集的資料或研究成果輸入資訊系統。	(1)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 (2)完成資料庫資料轉檔匯入與新增資料建置
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；核種傳輸特性的相關研究，研究成果將可提供初步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
水平替代置放方式評估技術之建立	利用所建立之評估模式進行評估與測試，以驗證其數值正確性，並研判物理、化學現象之合理性	完成水平置放方式之不同參數條件(隧道廢棄物罐數量、兩廢棄物罐間距、緩衝材料孔隙率及其擴散係數與厚度、開挖擾動帶孔隙率及其擴散係數等)的核種外釋評估，並評析評估結果之物理與化學現象合理性
評估程式之驗證與修正	以適當之解析解進行數值模式之正確性，以及引用國際上之案例進行比較來說明程式之適用性。	完成環狀溶質傳輸之解析解驗證 完成評估程式與芬蘭 REPCOM 程式之案例驗證與比較
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	完成近場輸出資料與遠場讀取資料程式之介面協調工作 進行輸出、入資料之結果比對，確認資料匯入遠場程式之正確性
進行核種在近場外釋安全評估分析	進行核種在近場外釋之案例評估分析，包括現階段處置概念之垂直置放多途徑釋出與替代方案之水平置放分析	完成近場垂直與水平置放方式之基本案例評估與分析 完成近場垂直與水平置放方式之變異案例(地下水流速、緩衝材料孔隙率及擴散係數)評估與分析
現有測試區水文地質歸納	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)
假設概念模式下核種傳輸情況	針對所使用的單一均勻裂隙模式與國外Crystal模式(SKI, 1996)進行比對	成果顯示本模式與國外模式比對情況良好，因此本模式將足以運用於核種傳輸模擬上
特性核種及傳輸路徑情節發展	延散度在不同分段傳輸路徑下對核種外釋之影響 針對現地次、主導水通道之裂隙間距及延散度，分析其對特性核種之外釋影響	(1)完成延散度對特性核種之敏感度分析 (2)完成次、主導水通道之不同裂隙間距及延散度交互影響下，對特性核種之尖峰外釋率之影響

情節發展下之核種模擬分析與討論	<p>(1)針對測試區水文地質參數，建立遠場核種外釋之基本案例，並延續近場外釋結果，分析37個核種在遠場環境下之外釋率與時間</p> <p>(2)在既有基本案例中，變異地下水流速、近場緩衝材料孔隙率與擴散係數之案例，分析37個核種在遠場環境下之外釋率與時間</p>	<p>(1)近場垂直與水平置放時，遠場基本案例之核種外釋率曲線圖</p> <p>(2)近場垂直與水平置放時，遠場變異案例之核種總外釋率曲線圖</p>
運用分析輻射劑量轉換因數	<p>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</p>	<p>(1)選用原能會游離輻射防護安全標準之DCF值進行分析</p> <p>(2)分別針對4個特性核之BDCF值進行信心區間分析</p> <p>(3)探討4個特性核在6大環境介質中，造成的人體各個器官或組織的生物圈輻射劑量轉換因數分配比例值</p>
測試區環境與生態參數分析與建立	<p>針對適用花崗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。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。</p>	<p>(1)利用水平衡分析法所求得水文數值，將其繪製成樹狀圖的方式，以顯示出測試區的水資源結構</p> <p>(2)彙整了測試區12口研究水井的相關位置名稱、地下水位、含水層厚度、抽水量及滲透係數</p> <p>(3)進一步針對地下流速與含水層分析，說明含水層分佈情形與主要研究水井之地下水流速</p>
建立生物圈水井飲水情節評估技術	<p>配合BIOMASS 6報告之ERB1A與ERB1B水井情節之建立，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</p>	<p>(1)說明ERB1A情節模式分析技術之成果</p> <p>(2)在參數敏感度之分析方面，針對較具影響的參數進行敏感度分析，包括地下水流速、抽水量與孔隙率等三項參數</p> <p>(3)配合近場的垂直與水平</p>

		置放方式，及核種自遠場裂隙到達含水層之生物圈評估範圍運跑所得之結果，說明ERB1B情節模式分析技術之成果
--	--	--

## 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96年計畫」，工作成果於未來之應用簡要說明如下：

- (1) 本計畫96年度展開東部花崗岩體的初步特性分析與長期穩定性研究，並完成測試區5號地質探查井(垂直井)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，透過測試區重磁力逆推處理結果，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」所需的花崗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) 96年度完成國內首次空中磁測現地飛航作業，及產出全磁力網格圖，其精細程度遠超過傳統地面區域探測所能獲得。97~98年後續計畫，將以該空中磁測成果為基礎資料，進行國內部份地區潛在處置母岩岩層及構造分布之逆推解析，作為SNFD2009報告所需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) 96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，取得跨孔裂隙之水力傳輸特性資料，並透過孔內裂隙壓力長期監測與裂隙特性研究等工作，完成小規模試驗場概念模式之建立，作為SNFD2009報告驗證案例所需裂隙參數及構造模式的重要參考依據。
- (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，本計畫持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) 完成水平替代置放方式評估技術建立與參數分析研究，由參數變異分析結果，可提供後續對於近場環境之定值型參數影響性評估及處置概念進行功能性配置設計之主要參考依據。
- (b) 完成評估程式之環狀溶質傳輸之解析解驗證與芬蘭REPCOM程式之國際案例比較，由比較結果可初步確認近場核種外釋評估程式之合理性，與應用於近場環境評估之適用性。
- (c) 完成近場垂直與水平處置評估程式與遠場評估程式之輸出、入結果比對，確認介面協調工作之正確性。可將近場核種外釋結果正確完整匯給遠場，供後續遠場及生物圈評估分析。
- (d) 完成近場基本案例與變異分析案例之程式評估，基本案例分析結果顯示處置前期較大釋出率的核種主要為分裂活化產物核種，處置後期則為鈾系核種具有較大的釋出率。所完成之案例評估結果可瞭解近場主要釋出核種及釋出時間，並可提供遠場及生物圈進行後續評估，以獲得最後處置場核種外釋之劑量率。

(6) 遠場功能/安全評估技術：

- (a) 完成不同傳輸長度下之延散度參數對特性核種之外釋影響，延散度參數在大範圍傳輸下具有尺度效應(scale effect)，而核種尖峰外釋率隨延散度增加而增加的情況，對吸附性的核種(Np-237與Cs-135)尤其明顯，但對非吸附性核種(I-129和Tc-99)則效應較不明顯，此成果說明當進行現地調查或評估岩體水力特性時，需分尺度並在不同範圍下量測合適的延散度，以作為提供2009年報告延散度之參考。

- (b) 依據現有測試區裂隙間距與延散度資料，完成此兩個參數對特性核種之外釋影響，由此四個特性核種的外釋率，可發現對吸附性核種而言，間距較大時，裂隙流速越快，整體外釋率變快，尖峰外釋率較高，致使其釋出時間較早，消逝時間相對也較早；對非吸附性核種而言，則影響較不明顯。本結果可提供後續2009年特性核種的裂隙間距及延散度對外釋率敏感範圍外，亦可提供此參數引用之依據。
- (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，再加上修正之參數值分析，建立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) 藉由分析多重參數敏感度運跑方式及計算飲用測試區地下水對人體造成之劑量值(Sv/yr)，建立屬於我國之劑量值分析技術，用以進行2009年初步可行性評估報告驗證案例所需之生物圈功能/安全評估。
- (8) 系統功能/安全評估整合技術：
- 調整分析現階段花崗岩質母岩安全分析水文地質模型，更新運用測試區之相關現地調查結果並整合近場、遠場等分項之安全評估參數，與建立作為遠場與生物圈安全評估程式之整合介面，以供2009年初步可行性評估報告驗證案例所需之水文地質模型、評估參數與生物圈評估之需求。
- (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報告近期目標之時程與品質，以及技術與知識的傳承。

## 5. 參考文獻

- BSC (2005), Nominal Performance Biosphere Dose Conversion Factor Analysis, U.S. Department of Energy, US.
- Chou, H. C., Kuo, B. Y., Hung, S. H., Chiao, L. Y., Zhao, D., and Wu, Y. M. (2006), The Taiwan-Ryukyu Subduction Collision Complex: Folding of a Viscoelastic Slab and the Double Seismic Zone, *Journal of Geophysical Research*, Vol. 111, B04410, pp. 1-14
- 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.
- Johnson, K. M., P. Segall, and S. B. Yu (2005), A viscoelastic earthquake cycle model for Taiwan, *Journal of Geophysical Research*, Vol. 110, B10404, doi:10.1029/2004JB003516, pp.1-15.
- Lin, C. H. (2000), Active Continental Subduction and Exhumation: The Taiwan Orogeny, *Terra Nova*, Vol. 14, No. 4, pp. 281-287.
- Nordman, H., and T. Vieno (2003), Modelling of Near-field Transport in KBS-3V/H Type Repositories with PORFLOW and REPCOM Codes, POSIVA repost 2003-07.
- Philip B.B., Hanadi S.R. and Charles J.N. (1994), Groundwater Water Contamination—transport and remediation, P.122.

PNC (1992), H3: First Progress Report of Research and Development on Geological Disposal of High Level Radioactive Waste, PNC-TN 1410-93-059.

SKI, 1996, SKI SITE-94: Deep Repository Performance Assessment Project, Swedish, SKI Report 96:36, Vol. III.

Vieno, T., and H. Nordman (1999), Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in Hastholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99, POSIVA 99-07.

Zhou, W. (2001), Development of INPAG-N: the Near-Field Code for Total System Performance Assessment Disposal of Taiwanese Geological Disposal of Nuclear Spent Fuel. Monitor Scientific LLC, Denver CO., USA.

行政院原子能委員會(2005)，游離輻射防護安全標準附錄四，行政院，台北。

吳建宏、蔣立為與楊明宗，2005，岩塊水力試驗，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-90-223，工研院能資所。

李瑞益、吳晃昭，2005，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估模式(93年計畫)，SNFD-INER-93-553，核能研究所。

林鎮國、張育德(2002)，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-調查資料展示技術建立，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-ERL-90-171，工業技術研究院。

紀立民，2002，我國用過核燃料深層地質處置概念之初期研究，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(90年計畫)，SNFD-INER-90-526，核能研究所。

翁寶山(2004)，輻射防護手冊，中華民國輻射防護協會，新竹。

許秀真、楊尊忠、紀立民、繆延武、王中虛、洪錦雄，2003，處置場設施配置規劃與設計，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(91年計畫)，SNFD-INER-90-528，核能研究所。

陳元章、張福麟、涂倉維(2005)，地質圈評估模式技術，我國用過核子燃料長程處置-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(93年計畫)，SNFD-INER-93-557，核能研究所。

陳正宏(1990)，台灣之火成岩，經濟部中央地質調查所，137頁。

陳智隆(2007)，花崗岩質母岩測試區的安全評估分析模型說明，核能研究所說明文件。

陳智隆，2006，系統功能／安全評估整合技術，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/安全評估模式(94-96年計畫)-第二次期中報告，核能研究所。

陳智隆、孔祥嵐、蘇碩懿(2005)，GoldSim程式中動態連結資料庫(DLL)的製作技術研究，INER-3217，核能研究所所內報告。

陳智隆、張經昌(2006)，遠場(INPAG-F)與生物圈(AMBER)評估程式整合技術研究，INER-4433，核能研究所所內報告。

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

陳誠一(2007)，用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統操作手冊，INER-OM-1137，核能研究所。

陳誠一、吳禮浩、施清芳(2007)，功能/安全評估資訊系統之建立與發展，核能研究所。

陳誠一、吳禮浩、陳智隆(2007)，用過核子燃料最終處置功能/安全評估資訊系統分析報告書，INER-OM-1081，核能研究所。

楊明宗、柳志錫、沈振南、林棋財、楊敏順、呂金玉，2003，K區(BH1及BH2)岩石力學報告，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(91年計畫)，  
SNFD-ERL-90-199，工研院能資所。

鄭錦桐(2002)台灣地區地震危害度的不確定性分析與參數拆解，國立  
中央大學地球物理研究所博士論文。