

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
98年度工作計畫

修訂一版

台灣電力公司

中華民國九十七年十一月

98年度工作計畫

目錄

頁次

目錄.....	i
圖目錄.....	ii
表目錄.....	iii
1、 概述.....	1-1
2、 計畫規劃.....	2-1
3、 規劃工作事項.....	3-1
3.1. 處置環境條件的調查研究.....	3-1
3.1.1. 花崗岩地質穩定性分析.....	3-1
3.1.2. 花崗岩深層地質調查.....	3-2
3.1.3. 花崗岩體分布特性分析.....	3-2
3.2. 處置技術的研究發展.....	3-2
3.2.1. 岩塊熱傳導試驗.....	3-3
3.2.2. 區域性地下水量估算技術發展.....	3-3
3.2.3. 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗.....	3-4
3.2.4. 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析.....	3-4
3.3. 用過核子燃料處置的功能評估.....	3-4
3.3.1. 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估.....	3-5
3.3.2. 案例分析.....	3-5
3.4. SNFD2009報告.....	3-6
4、 預期成果分析.....	4-1

圖目錄

頁次

圖 2-1：近程工作規劃流程示意圖	2-4
-------------------------	-----

表目錄

	頁次
表 3-1：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告	3-7
表 4-1：預期成果及效益	4-2

1、概述

用過核子燃料最終處置計畫工作推動之目的，是永久安全隔離與阻絕放射性的核種，防止其隨地下水流遷移而影響人類生活圈，以確保民眾安全及環境品質，促進非核害環境的永續發展。

目前國際間對用過核子燃料最終處置技術之發展公認以深層地質處置較為可行。深層地質處置採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層的隔離阻絕特性，將用過核子燃料埋在深約300至1000公尺的地下岩層中，再配合包封容器、緩衝回填材料等工程設施——藉由人工與天然障壁所形成的多重屏障系統，可以有效使外釋而遷移的核種受到隔離與阻絕的效果，以換取足夠的時間，讓放射性核種在進入生物圈之前已衰減至可忽略的程度。目前推動高放射性廢棄物地質處置計畫之國家，均就其所處的地質條件，選擇合適的處置母岩，來進行其最終處置計畫。由於最終處置設施的設置，從最初發展階段至處置場運轉階段，一般長達數十年，具體可行的長程計畫的確是有其需求與必要性。

我國自1978年(民國67年)開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的六部核能機組，加上目前正在進行的龍門計畫(核四廠)，將來還會有二部機組加入運轉發電，預估此四座核能電廠的八部機組運轉40年將會產生約7,350公噸鈾的用過核子燃料。為了因應我國用過核子燃料的安全處置問題，依「放射性物料管理法」第29條之規定，台電公司持續尋求國外具有放射性廢棄物最終處置技術能力或設施進行處置；在境外處置未達具體可行之前，則依「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」(以下簡稱最終處置計畫書)擬定時程，切實推動境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作。

台灣電力公司長期進行地質調查與評估技術之發展，尋找與評估適合的地質條件，妥善進行我國用過核子燃料之最終處置(深層地質處置)。在我國用過核子燃料目前管理政策下，本計畫仍按「最終處置計畫書」擬定時程，持續推動境內最終處置之技術發展。

依據「最終處置計畫書」之規劃，自2005年開始進入「潛在處置母岩特性與調查評估階段(2005~2017年)」，其近程工作主要目標乃預定於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(Spent nuclear fuel disposal project—2009 Progress report，以下簡稱SNFD2009報告)，以作為後續長程計畫工作推動之基礎。

為達成2009年提出SNFD2009報告之近程目標，持續針對「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能安全評估」等研究內容累積成果，依「放射性物料管理法施行細則」第37條第一項規定，提報98年度計畫，簡要說明「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能安全評估」及「SNFD2009報告」之規劃內容及預期成果。

2、計畫規劃

我國用過核子燃料最終處置計畫的管理策略，係先採乾式貯存並尋求國際合作(境外)處置機會，在境外處置未具體可行前，將依「放射性物料管理法」第49條規定，規劃國內放射性廢棄物最終處置設施之籌建，同時積極持續進行境內最終處置所需之潛在處置母岩調查技術發展，以及處置概念初步功能安全評估技術發展。

有鑑於美國可能重啟再處理之機制，故先蒐集國際現有資訊，以評估用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物之數量特性、活度與衰變熱等特性，以作為建立本土高放射性廢棄物處置概念發展之基礎——評估用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物之數量與特性，未來提供分析處置設施需求、處置孔與處置隧道之尺寸與配置等之處置設計之基礎，以因應未來可能之變化。

目前，在我國用過核子燃料現有管理政策下，本計畫仍按「最終處置計畫書」擬定時程，持續推動境內最終處置之技術發展。因考量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；故有必要先行對國內潛在處置地質環境進行相關調查與技術研發的工作。為確保處置場功能，須在進行實際選址與建造前，根據處置場處置概念，配合用過核子燃料之物理、化學特性及處置場之水文地質、熱傳、地下水化學及情節發展等，進行核種外釋模擬分析。由於處置系統的長期安全性無法以實際實驗直接驗證，故須以工程及科學的數據為基礎進行預測性的分析，再將分析結果與法規標準比較，以確認處置場長期功能與安全評估結果之適合性。

對國內潛在處置環境調查與處置技術研發上，「最終處置計畫書」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「SNFD2009報告」，其內容涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能安全評估」等技術

發展成果。為達成此一目標，「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」規劃工作流程的關係圖如圖 2-1所示。

本計畫為掌握大範圍地下潛在處置母岩可能的分布，及瞭解主要地質構造特徵，以篩選出較適合的潛在處置母岩區域，95年度開始透過國際合作進行空中磁測調查工作，是掌握潛在處置母岩分布區域的關鍵。依本計畫過去已蒐集得的潛在處置母岩相關調查資料顯示，國內西南部人口密集度高，活動構造多、災害性地震頻率高，其泥岩分布區域之砂泥質組成不均、又有泥火山噴發。相較之下，國內花崗岩特性方面，現有花崗岩技術發展測試區已具備千萬年來的長期地質穩定特性；此外，對過去認為位於板塊邊界較不穩定之本島花崗岩體，本計畫也進行初步的地表踏勘與資料分析，而根據最新文獻資料顯示，本島花崗岩體可能近百萬年來亦已邁入較為穩定的地塊條件。綜上所述，本計畫初步推論國內花崗岩質潛在處置母岩具有比泥岩較高的安全性，故有必要進一步調查花崗岩質的岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊，同時透過功能安全評估之案例分析後，其安全性可進一步獲得驗證。

為取得深層地質特性與參數，已進行花崗岩質潛在處置母岩技術發展測試區深層地質調查的重磁力逆推線形構造解析、六孔深達500公尺的地質探查孔、超過一萬四千公尺大地電磁法探測、以及一系列有系統的井下地質、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；上述所獲得地下地質之特性資訊，將作為SNFD2009報告驗證案例中裂隙構造模式所需的重要數據，並整合成初步地質概念模式，以提供建立初步功能/安全評估之核種傳輸模擬的重要資訊。由於國外這類花崗岩已有進行最終處置功能與安全評估之案例，故國內花崗岩類作為潛在處置母岩的選擇，其安全性無論就岩體特性或是岩體穩定性方面均值得期待，並進一步加以深入調查。

因此，本計畫近期將以過去所累積的花崗岩質潛在處置母岩特性資料為基礎，並參考國際經驗，進行初步案例分析後，做為初步評估本土花崗岩質潛在處置母岩安全性之依據，以達成於2009年提報SNFD2009報告之重要目標。

在現有成果累積的基礎下，考量階段性目標與年度工作內容及時程需要，98年度預定執行項目包括：

- (1) 處置環境條件的調查研究：
 - (A) 花崗岩地質穩定性分析
 - (B) 花崗岩深層地質調查
 - (C) 花崗岩體分布特性分析
- (2) 處置技術的研究發展：
 - (A) 岩塊熱傳導試驗
 - (B) 區域性地下水量估算技術發展
 - (C) 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗
 - (D) 高放射性廢棄物特性對處置概念的影響評估
- (3) 用過核子燃料處置的功能評估：
 - (A) 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估
 - (B) 案例分析
- (4) SNFD2009報告：

綜合「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能安全評估」研究成果，完成「SNFD2009報告」。

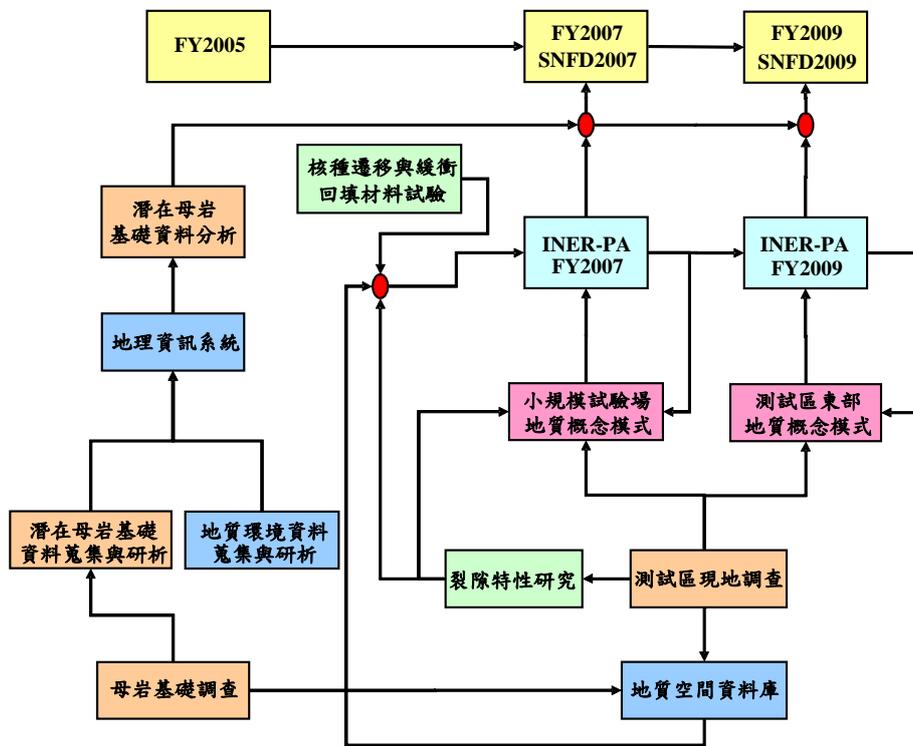


圖 2-1：近程工作規劃流程示意圖

3、規劃工作事項

「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」—98年計畫，規劃之工作事項分成四部份：(1)「處置環境條件的調查研究」，(2)「處置技術的研究發展」，(3)「用過核子燃料處置的功能評估」，(4)「SNFD2009報告」等，詳見下列各節。

3.1. 處置環境條件的調查研究

目前我國用過核子燃料最終處置計畫，對於潛在處置母岩特性的調查，以花崗岩為優先評估對象，進行區域分布、深層地質特性等調查工作。為了解花崗岩體分布、岩性、主要構造帶分布、圍岩接觸關係與地質演化史等特性，擬展開資料蒐集與現地勘查，以建構初步基礎地質特性資料，作為後續岩體特性之地質、構造、水文地質、地球物理、地球化學及岩石力學等調查工作規劃參考，並作為花崗岩質潛在處置母岩評估的依據。98年度規劃之「處置環境條件的調查研究」相關工作，分成花崗岩地質穩定性分析、花崗岩深層地質調查、花崗岩體分布特性分析等三大部分：

3.1.1. 花崗岩地質穩定性分析

彙整花崗岩體現有調查資訊，並針對地震活動、斷層活動、地殼上升與剝蝕作用、火成活動、氣候變遷及海平面變化等地質災害與環境變遷資料進行穩定性分析，作為SNFD2009報告「處置環境條件的調查研究」所需評估資料。

此外，在用過核子燃料地質處置系統中，地下水是影響核種釋放、遷移最主要的媒介。核種在地下水中的遷移行為，不僅取決於地下水的流動狀態，也深受地下水化學特性的影響和控制。其中氧化還原電位(Eh)、酸鹼值(pH)與主要離子濃度等水質參數，在影響核種傳輸的化學反應/作用中，更是扮演著重要的支配角色。因此，本項目規劃針對深層花崗岩的導水裂隙段，進行裂隙地下水水質之長期監

測，以瞭解該裂隙段地下水水質的變化趨勢與可能影響因素，作為後續探討SNFD2009報告案例分析之參考依據。

3.1.2. 花崗岩深層地質調查

深層地質調查之目的在獲取深層地質相關參數，用以判讀岩層地質、構造、岩性、水文、地化等特性，供地質概念模式建立之用。本項目針對小規模試驗場斷層帶進行跨孔追蹤稀釋試驗，並進行自然梯度追蹤稀釋試驗數據分析，提供建立地下水傳輸模式、裂隙統計分析及地質概念模式等工作之參考。

3.1.3. 花崗岩體分布特性分析

進行潛在處置母岩調查工作，必需掌握較大尺度地下潛在處置母岩分布，及主要地質構造特徵，篩選出較適合的潛在處置母岩區域之後，再依據岩體特徵及地形、地物等資訊，研擬後續之精密調查。為掌握國內幾個潛在處置母岩的大尺度分布情形，及其鄰近區域地質構造資訊。本分項計畫於96年已經由中興航空及Fugro公司的技術合作完成飛航作業，並於97年取得對花崗岩、泥岩、及中生代基盤岩等潛在處置母岩部份地區的高精度空中磁力探測全磁力網格(TMI Grid)初步成果，98年度計畫擬進行磁力資料解釋與逆推處理，建置調查區內構造之點狀分布圖。預期將可據以掌握調查區花崗岩質潛在處置母岩分布及其鄰近主要地質構造等重要資訊，作為SNFD2009報告的主要內容之一。

3.2. 處置技術的研究發展

近來國際能源發展趨勢上，為減少對於化石燃料的依賴，對抑制全球暖化做出貢獻，並且擴大全球對安全、潔淨和經濟的核能之利用，所以美國政府於2006年2月提出「全球核能夥伴(GNEP)」計畫，將與具備先進核能技術的國家合作，促進核能更具安全、更有保障與更經濟有效的擴大應用，顯示美國的用過核子燃料政策，從以往的用

過核子燃料直接進行最終處置，轉變到使用新技術將用過核子燃料做再循環利用。

台電公司持續追蹤國際間核能再處理之發展趨勢，探討與核能先進技術國家合作用過核子燃料再循環利用的可行性；在境外再處理用過核子燃料未具體可行之前，依據「最終處置計畫書」之規劃內容的修訂而調整經費，以保留因應未來再處理之彈性，同時兼顧持續推動國內用過核子燃料/高放射性廢棄物最終處置技術發展之需求。

綜上所述，98年度本計畫處置技術的研究發展工作，包括岩塊熱傳導試驗(3.2.1節)、區域性地下水量估算技術發展(3.2.2節)、實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗(3.2.3節)；此外，為因應用過核子燃料再處理未來發展可能之需求，進行用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析(3.2.4節)。

3.2.1. 岩塊熱傳導試驗

在我國的處置概念中用過核子燃料衰變熱的傳遞，主要由金屬密封容器、緩衝回填材料及周圍母岩，將熱量由設施往外傳遞。此核種衰變所釋放出之熱能，將對深層處置場周圍岩體產生熱效應之溫度場改變。本分項工作將進行岩塊的熱傳導係數量測，並建立熱能對岩塊溫度場變化量測所需試驗設施，擬探討小比例之花崗岩塊在受單一固定熱源狀況下的溫度傳導性質與溫度場分布情形，以提供未來近場環境溫度分布模擬參考。

3.2.2. 區域性地下水量估算技術發展

區域性地下水量主要研究議題可包含區域地下補注量及蘊藏量兩個水文地質重要內容，本項目利用97年度蒐集分析之區域性地下水量評估技術，擬以花崗岩技術發展測試區之地質鑽孔所涵蓋之範圍為例，提供地下水量估計值，以供功能安全評估之用。

3.2.3. 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗

核種遷移及工程障壁緩衝回填材料的研究，是用過核子燃料或高放射性廢棄物最終處置計畫中不容漠視的工作，而未來處置計畫將潛在母岩鎖定為花崗岩，以進行處置功能安全評估，則這些研究大多在實驗室內進行模擬實驗。本年度工作乃接續過去實驗工作，擬獲得Cs及Se核種在厭氧環境下之吸附動力學參數、完成90°C恆溫對核種吸附之影響探討，以及持續資料庫核種傳輸參數Kd值之更新。

3.2.4. 用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析

用過核子燃料經再處理後產生之高放射性廢棄物特性受再處理技術影響甚鉅，故本項目研究目標為：

- (1) 評估我國用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物之數量與特性。
- (2) 分析國際高放射性廢棄物最終處置現況，作為建立我國高放射性廢棄物處置概念基礎。

3.3. 用過核子燃料處置的功能評估

為因應國際趨勢，擬針對用過核子燃料經再處理後產生之高放射性廢棄物源項特性進行了解，以提供未來我國對高放射性廢棄物處置的基礎。主要工作在評估用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物之數量特性、活度與衰變熱，分析國際高放射性廢棄物最終處置現況，釐清高放射性廢棄物之關鍵課題，以作為建立高放射性廢棄物處置概念之基礎。依據評估之用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物之數量與特性，分析處置設施需求、處置孔與處置隧道之尺寸與配置等之處置設計。用過核子燃料再處理所產生高放射性廢棄物源項之特性分析，97年度工作主要為收集國際上再處理技術、高放射性廢棄物特性等基本資訊。98年度則進行國際間再處理方法、高放射性廢棄物特性、高放射性廢棄物數量分析與國際高放射性廢棄物處置發展等分析與差異比較。

為完成用過核子燃料最終處置2009初步可行性安全評估分析，以達成用過核子燃料最終處置計畫書近期里程碑之要求，98年度本分項工作擬針對初步技術可行性評估報告之安全評估案例分析，以90~93年度計畫所發展之一維模式的全系統安全評估模式架構(涵蓋定率式與機率式分析)，及94~96年度計畫所發展以徑軸向模式為基礎之近場、遠場、生物圈定率式分析技術加以呈現。同時為使SNFD2009報告中案例分析所引用數據能呈現計畫各階段成果，並具一致性且完整性，故本分項將在近場徑向傳輸模式全系統安全評估模式架構下，以94~96年度計畫所更新源項資料、水文地質概念模型及適用的現地調查數據進行案例更新分析，及機率式之近、遠場評估參數敏感度分析。

3.3.1. 用過核子燃料最終處置系統整合模式評估

90~93年度計畫發展之技術涵蓋近場、遠場評估介面程式、數據取樣、不確定性及參數敏感度分析程式，可提供由工程障壁、地質圈進行核種的外釋與傳輸，再運用各核種之劑量轉換因子計算釋出至生物圈的劑量率。94~96年度計畫考慮我國已有之三座核電廠運轉40年並貯存40年之源項資料，配合花崗岩技術發展測試區現階段更新之調查數據與核種外釋模型與國內外評估程式適用參數及現階段近場、遠場與生物圈之全安全評估模式，擬完成SNFD2009報告之安全評估案例分析。成果將能呈現本計畫歷年各階段成效，並說明我國用過核子燃料最終處置之初步技術可行性。

3.3.2. 案例分析

處置場評估分析案例考慮現有之現地調查結果與國際研究經驗，近場考慮軸徑向之多途徑外釋模式，遠場則簡化為一維裂隙之傳輸模式，生物圈採非固結岩層之飲用水基本情節是目前保守的評估策略，且是國際間考慮相同參數下較能比較的方式之一，未來仍會考慮其他之可能途徑，評估生物圈外釋的影響。處理方式說明如下：

(1) SNFD2009報告之飲用水基本情節案例

依據現有水文地質模式、源項數據及更新之評估程式所需參數，以系統安全評估模式架構為基礎，進行近場、遠場及生物圈之定率式基本情節案例分析。

(2) 安全評估模式之機率式評估與模擬分析

運用所建立之安全評估模式分析技術，進行不確定性分析。分別就近場徑向傳輸與遠場之子系統進行機率式參數取樣與分析，以量化機率函數探討核種外釋之評估結果。

(3) 近、遠場評估參數之敏感度分析與影響程度探討

系統安全評估模式架構，以數學模式或經驗方法，經由組合、迴歸或比較等，得到系統功能之可信度量化的結果。分析探討近、遠場評估參數之影響權重關係，獲得影響權重較大之安全評估影響因子。

3.4. SNFD2009報告

本項工作綜合「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能安全評估」研究成果，編撰「SNFD2009報告」，此報告架構分為五章(表 3-1)：第一章為前言，第二章說明台灣的地質概況、地質作用、潛在母岩特性等；第三章說明處置設施的概念與設計成果；第四章針對近場環境與地質圈中核種傳輸行為進行說明，並配合第二章之花崗岩母岩特性與第三章之設施設計，進行飲用水基本情節之案例分析；第五章總結報告成果，並評估用過核子燃料最終處置之初步技術可行性。

2009年初步技術可行性評估報告主要目的在回顧與說明現階段已完成之成果；屆時，台電公司將會就重點項目評析最終處置之初步技術可行性，於該報告「結論與建議」章節中說明國內具有處置用過核子燃料初步技術可行性之評估結果與理由。

表 3-1：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告

章節	標題
第一章	介紹
1.1	用過核子燃料地質處置研究發展的背景
1.2	用過核子燃料特性化
1.3	處置需求
1.4	地質處置概念
1.5	地質處置研究發展的世界趨勢
1.6	我國地質處置概念與技術可行性評估方法
第二章	處置環境條件的調查研究
2.1	地質環境
2.1.1	地質概述
2.1.2	主要構成岩體
2.1.3	水文地質
2.1.4	蝕變作用產物
2.1.5	地下資源種類與分布
2.1.6	調查技術的發展
2.2	與地質環境穩定性相關的天然事件特性化
2.2.1	地震活動
2.2.2	斷層活動
2.2.3	地殼上升與剝蝕作用
2.2.4	火成活動
2.2.5	氣候變遷與海平面變化
2.3	潛在處置母岩特性
2.3.1	花崗岩
2.3.2	泥岩
2.3.3	其他
第三章	處置技術的研究發展
3.1	評估的假設
3.1.1	處置用過核子燃料的程序
3.1.2	處置技術評估的範圍
3.1.3	工程障壁與處置設施技術評估的假設
3.2	工程障壁與處置設施的基本概念
3.2.1	工程障壁的基本概念
3.2.2	我國處置設施的基本概念
3.3	工程障壁的相關技術
3.3.1	外包裝
3.3.2	緩衝材料
3.3.3	摘要與未來任務
3.4	處置設施的相關技術
3.4.1	設計研究

表 3-1：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告（續）

章節	標題
第四章	3.4.2 興建
	3.4.3 運轉
	3.4.4 封閉
	用過核子燃料處置的功能評估
	4.1 評估障壁功能的方法
	4.1.1 多重障壁系統的組成
	4.1.2 地下水外釋情節
	4.1.3 分析的模式鏈
	4.2 地質環境模擬與工程障壁系統的條件定義
	4.2.1 區域水文模式與工程障壁系統周圍水力梯度的變異性
	4.2.2 地下水演化的地球化學模式
	4.3 近場環境
	4.3.1 工程障壁系統
	4.3.2 熱狀況
	4.3.3 水文地質條件
	4.3.4 工程障壁系統的孔隙水化學
	4.3.5 包裝容器材料的腐蝕
	4.3.6 結構力學條件
	4.3.7 輻射效應
	4.4 工程障壁系統核種傳輸模擬
	4.4.1 介紹
	4.4.2 傳輸模式
	4.4.3 分析的假設
	4.4.4 分析的輸入資料
	4.4.5 分析的結果
	4.5 地質圈核種傳輸模擬
	4.5.1 介紹
4.5.2 地質圈核種傳輸介質分類	
4.5.3 核種在多孔性介質的傳輸模擬	
4.5.4 核種在裂隙介質的傳輸模擬	
4.5.5 敏感度分析	
4.5.6 分析假設與參數變動的範圍	
4.5.7 核種遲滯效應的分析	
4.6 案例說明	
4.6.1 案例背景說明	
4.6.2 情節分析	
4.6.3 計算與分析	
4.6.4 功能評估	
4.6.5 重要參數之不確定性分析	

表 3-1：我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告（續）

章節	標題
第五章	結論與建議
5.1	地質環境研究
5.2	處置技術的研究發展
5.3	多重障壁系統的功能評估
參考文獻	

4、預期成果分析

依據「最終處置計畫書」之工作規劃，近程主要目標旨在取得 SNFD2009報告所需的評估資料，並建立花崗岩技術發展測試區之「用過核子燃料處置的功能評估」驗證案例所需之裂隙特性的基礎模式，作為SNFD2009報告本土初步技術發展之階段成果。完成SNFD2009報告提報為98年度重要成果之一，該年度工作預期成果及效益彙整如表 4-1所示。

表 4-1：預期成果及效益

預期研究成果	效益
處置環境條件的調查研究	
獲取花崗岩地質長期水質穩定性資料	調查特定裂隙段地下水水質長期監測的變化趨勢，作為建構花崗岩質潛在處置母岩水文地質概念模式之用。
完成小規模試驗場花崗岩深層地質之斷層帶連通性分析	裂隙連通性及溶質傳輸參數可提供花崗岩質潛在處置母岩水文地質概念模式分析之用。
完成花崗岩體分布特性分析	建立空中磁測三維構造解析能力，掌握探勘區花崗岩體分布與形貌，做為後續構造驗證規劃的重要依據。
處置技術的研究發展	
完成岩塊熱傳導係數量測	提供岩塊熱效應數值模擬計算之依據，並作為後續岩塊熱效應(溫度)試驗基礎。
完成花崗岩質潛在處置母岩測試區區域性地下水量估算技術之建立	估計花崗岩質潛在處置母岩技術發展測試區之地下水量。
核種吸附動力學參數與影響探討，並持續資料庫核種傳輸參數Kd值之更新	提供厭氧環境下Cs及Se核種在功能安全評估的依據，藉由各種條件下Kd值之變化與分析結果，提供安全評估時參數的應用
國際間高放射性廢棄物處置現況資訊評析	瞭解國際高放射性廢棄物處置技術發展現況，奠定後續用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物最終處置計畫發展之基礎。
用過核子燃料處置的功能評估	
高放射性廢棄物物理與化學特性	提供未來進行高放射性廢棄物處置之功能安全評估玻璃固化體基本參數
國際間 HLW 處置現況資訊評析	瞭解國際HLW處置技術發展現況，奠定後續用過核子燃料經再處理產生高放射性廢棄物最終處置計畫發展之基礎
安全評估案例分析及不確定性與參數敏感度特性	提供作為SNFD 2009報告評估分析所需之案例，完成論述用過核子燃料最終處置初步之技術可行性。