

用過核子燃料最終處置計畫
潛在處置母岩特性調查與評估階段一
97年度工作計畫

(修訂一版)

台灣電力公司

中華民國九十七年一月

97年度工作計畫

目錄

	頁次
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
3.2 處置技術的研究發展	3-4
3.3 用過核子燃料處置的功能評估	3-7
3.4 計畫知識管理	3-9
4. 預期成果分析.....	1
4.1 處置環境條件的調查研究之預期成果	1
4.2 處置技術的研究發展之預期成果	1
4.3 用過核子燃料處置的功能評估之預期成果	2
附錄 A：GNEP計畫	
附錄 B：過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表	
附錄 C：各國高放處置計畫資訊分析	

圖目錄

	頁次
圖 2-1：近程工作規劃流程示意圖	2-5
圖 2-2：計畫資訊管理系統應用示意圖	2-5

表目錄

	頁次
表 4-1：預期成果及效益彙整表	4

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。

國際間對用過核子燃料最終處置技術之發展，曾考慮海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置及深層地質處置等方案，迄今國際間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)」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)。近來能源價格提高，加上全球氣候變遷加劇，能源相關資源的再循環利用(Fuel Recycle)成為科技發展重要的趨勢；此一趨勢使用過核子燃料再處理 (Reprocessing)重獲重視，特別是美國擬推動全球核能夥伴計畫(Global Nuclear Energy Partnership，簡稱GNEP計畫)計畫，改變美國原本用過核子燃料不經再處理而直接深層地質最終處置的策略，台電公司也密切注意此一發展趨勢及蒐集相關資訊(參見附件A)，並對「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」原規劃內容做部分修訂，以保留未來因應GNEP發展趨勢之彈性，惟對時程之控管則暫不做變動，仍照原規劃時程持續推動境內最終處置之技術發展。

依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」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，簡稱SNFD2009報告)，以作為後續最終處置計畫工作推動之基礎。

為達成處置計畫書原規劃之近程目標，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，俾依「放射性物料管理法施行細則」第37條第一項規定，於2009年底提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」。

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。

近來因美國GNEP計畫的推動，我國未來用過核子燃料最終處置策略，可能轉向高放射性廢棄物最終處置之技術發展，需密切蒐集GNEP計畫進展之相關資訊，並針對高放射性廢棄物與用過核子燃料在處置環境調查技術及長期穩定性評估之差異進行研析，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「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」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，「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」，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分布，及瞭解主要地質構造特徵，以篩選出較適合的潛在處置母岩區域，95年度開始透過國際合作進行潛在母岩空中磁測。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深層地質調查之重磁力逆推的線形構造解析、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。

高放射性廢棄物最終處置相關研發專案種類繁多且內容龐雜，為使計畫管理者對計畫整體之進度及成果有效掌握，有必要針對相關技術之整合，運用適當管理機制及發展使用介面，以進行計畫管理工作。經由確認各專案產出結果的正確性及可用性，來確保執行方向之正確性及整合應用的一致性。另外，因最終處置計畫歷時甚久，為期在人員有所更迭時仍能保有必要的技術經驗傳承，亦需建立一個有利於技術經驗之累積和傳承的知識環境。

為有效達成計畫管理目標，本計畫94~96年度計畫執行期間開發出一入口網站，供納入本計畫所產出之各式調查數據、影像與圖表等資料。後續在此基礎上逐步擴展其功能，初期因計畫執行期間所產出的資料、影像與圖表格式不一，故入口網站目前尚無擷取應用之功能。本計畫將自97年度起，針對資料或資料庫的統一格式進行規劃與建置，同時擴大網站其他功能，以勾劃出計畫管理資訊系統雛形的基本功能。

本計畫知識管理目標主要係透過計畫管理資訊系統雛型之建置，97年度將以既有之入口網站的型式來實作「計畫管理」和「技術

傳承」功能，使計畫管理者對計畫整體之進度及具體成效有所瞭解與掌握，而使計畫後續參與者因有技術傳承的機制，能很快上手融入技術團隊。

知識管理之近程目標為計畫管理e化及研究報告搜尋/應用，而發展計畫管理資訊系統雛型的主要目的，是希望在系統開發過程，可以用具關鍵功能的雛型系統供使用者測試並進行必要的修正，隨時保持良好互動，以求未來實作的系統可真正切合需求。

在現有成果累積的基礎下，97年度計畫擬訂之工作主軸為：

- (1) 完成潛在處置母岩現有深層地質及特性資料的蒐集與調查、空間資料庫整合與應用系統的建立，並進行空中磁測解析，取得潛在處置母岩岩體可能分布及主要地質構造等資訊，據以撰寫SNFD2009報告之「處置環境條件的調查研究」相關內容。
- (2) 持續進行小規模試驗場之跨孔追蹤稀釋試驗、自然梯度追蹤稀釋試驗數據分析、區域性地下水量估算技術資料蒐集，以期建立此試驗場更完整的地質概念模式(Geological Conceptual Model)，作為SNFD2009報告「處置技術的研究發展」撰寫依據，並提供「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及參數值。
- (3) 根據94~96年度計畫所更新之水文地質與現地參數資料，進行情節案例之更新分析及機率式不確定性分析與近、遠場評估參數之敏感度分析，據以撰寫SNFD 2009報告中有關初步安全評估之相關內容。
- (4) 參考國際間之再處理方法，評估再處理後高放射性廢棄物之物理與化學特性、數量等源項特性，以提供未來處置場之概念規劃。
- (5) 進行花崗岩質潛在處置母岩功能/安全評估案例分析，以完成SNFD 2009報告中有關初步安全評估技術可行性分析。
- (6) 建置計畫管理資訊系統雛型，將以入口網站(Portal Site)之形式來模擬計畫管理相關功能，未來實際運作之示意圖如圖 2-2所示，

使用者擁有各自的授權範圍，以存取相關的資料和進行必要的管理行為，決策者有權閱覽整合技術的重點摘要資料和具體成效，以取得必要的決策輔助資訊，而計畫管理者則可進入系統進行相關的資料檢核和系統功能設定等行為，至於計畫執行者則由系統主動通知，以進行進度及階段目標報備事宜等。

綜上所述，考量階段性目標與年度工作內容及時程需要，規劃97年度一年之工作期程，擬完成潛在處置母岩特性調查與評估階段功能安全評估相關工作，預定執行項目包括：

- (1) 處置環境條件的調查研究：
 - (A) 花崗岩深層地質調查
 - (B) 空間資料庫整合與應用服務系統開發
 - (C) 潛在處置母岩空中磁測解析
 - (D) 潛在處置母岩特性調查
- (2) 處置技術的研究發展：
 - (A) 地質概念模式評估
 - (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) 用過核子燃料再處理所產生高放射性廢棄物源項特性分析
- (3) 用過核子燃料處置的功能評估：
 - (A) 全系統整合模式評估
 - (B) 案例分析
- (4) 計畫知識管理：
 - (A) 資料數據的調查和管理規劃與建置
 - (B) 建置資料數據搜尋應用功能
 - (C) 系統功能調查和存取權限規劃與建置

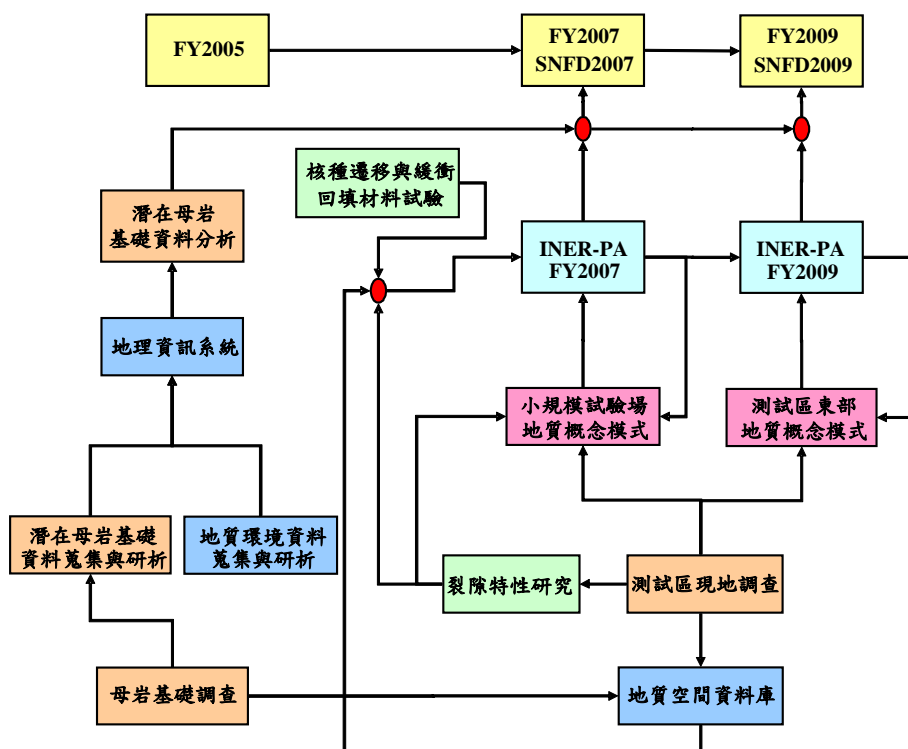


圖 2-1：近程工作規劃流程示意圖

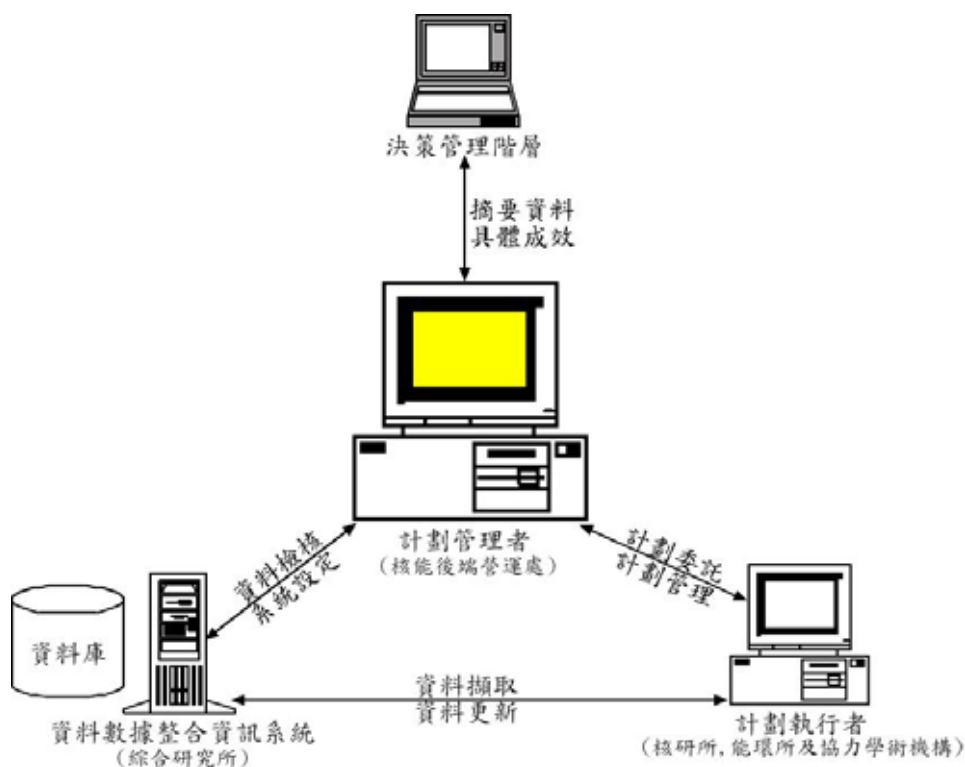


圖 2-2：計畫資訊管理系統應用示意圖

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」—97年計畫，規劃之工作事項分成三部份：(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)計畫知識管理，說明如下列各節。

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。97年度規劃之「處置環境條件的調查研究」相關工作，分成花崗岩深層地質特性調查、空間資料庫整合與應用系統開發、潛在處置母岩空中磁測解析及潛在處置母岩特性調查等四大部分：

3.1.1 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。此項工作將針對96年計畫所完成花崗岩體南側構造交界處附近的地質探查孔，進行孔內地球物理、地球化學及水文地質等井下調查工作。

(1) 地球物理孔內調查

針對地質探查孔井孔周圍之岩石物理特性如速度、電阻值、自然放射能等進行井下地球物理調查，提供地質岩性、岩石完整性及岩石強度等判斷之參考。此外，裂隙位態探測資料可提供井孔中之影像、裂隙之大小、深度及裂隙方位等資訊，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。

(2) 地球化學孔內調查

為瞭解花崗岩體區域之深層地下水的水質特性，本分項擬獲取花崗岩體南側邊界構造帶的深層地下水基本水質資料；此外，亦可結合岩體其他孔內水質資料，藉此瞭解花崗岩體邊界環境的地下水特性，提供建構地球化學地質概念模式之參考。

(3) 水文地質孔內調查

岩體裂隙介質(Fracture Media)地下水流動與核種傳輸概念或數學模式，是用過核子燃料最終處置計畫各階段工作中極為重要的一環，而水文地質相關試驗，則可提供架構此種模式所需要之重要參數。自91年計畫開始，在測試區的地質探查孔內進行了一系列的現場水力試驗(Hydraulic Test)，試驗結果對於兩鑽孔間裂隙的連通(Connection)及水力傳導係數分布範圍已有初步的成果。因此97年計畫針對96年計畫完成的一口地質探查孔進行相關的水力試驗，以期建立測試區之岩體裂隙的水文地質特性

3.1.2 空間資料庫整合與應用系統開發

為使計畫長期的研究與調查資料成果得以妥善保存，各技術領域之知識能夠永續發展、累積與傳承，希望透過妥適之資訊技術呈現過去計畫的成果，更能完整且系統化的保存寶貴之資料與技術知識。本項工作是一長期累積性的工作，在相關研究調查成果與寶貴資料保存的工作前提下，同時研究開發可行的資料展示技術，與資料增值服務之應用，藉此建立計畫專屬的資訊平台，以延續資料的生命週期與鞏固專門領域之技術與研發能力。97年計畫持續進行地下地質資料維護與更新及進行三維視覺化展示平台的建置，藉由視覺化空間資料的展現，增加資料整合與橫向溝通的能力。

3.1.3 潛在處置母岩空中磁測解析

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96年經由中興航空及Furgro公司的技術合作，取得對花崗岩、泥岩、及中生代基盤岩等潛在處置母岩部份地區的高精度空中磁力探測及初步資料解析，97年計畫將針對96年計畫在花崗岩質、泥岩質及中生代基盤岩質等潛在處置母岩，獲致全磁力網格(TMI Grid)初步成果，進行詳細的資料處理(濾波、歸極換算、向上/下延伸、微分處理、最小二乘法趨勢面移除等)與圖幅輸出、三維構造解析技術建立及區域岩層磁力性分析(97年版)等。

3.1.4 潛在處置母岩特性調查

94-96年計畫已在花崗岩體展開現地調查工作(包括區域性岩體分布、產狀、岩性及構造帶分布等勘查工作)，及深層岩層分布與穩定性之調查。97年計畫工作包括持續蒐集國內地質環境的相關文獻與調查報告等資料及針對地質環境(地質構造、主要構成岩體、水文地質、蝕變作用產物、地下資源種類與分布，以及調查技術之發展)的各項要素，分別進行定性或量化的處理分析；持續國內潛在處置母岩花崗岩/泥岩/其他(中生代基盤岩)的深層地質、水文、地球化學、岩石力學等特性資料的蒐集，並結合空中磁測調查成果，綜合討論岩體規模、主要構造分布、深層地質特性及長期穩定性等研究現況。

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GNEP計畫之發展趨勢(參見附件A)，探討與核能先進技術國家合作，進行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「用過核子燃料最終處置計畫書」(2006年7月核定版)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，在有限經費下，97年度本計畫處置技術的研究發展工作，包括地質概念模式評估(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)，重點在花崗岩質潛在處置母岩相關處置技術上；此外，因應GNEP未來發展需求，進行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(3.2.4 節)。

3.2.1 地質概念模式評估

建立地質概念模式之目的在於整合、展示及驗證現地調查資料，並有助於建立初步功能/安全評估技術所需參數之流程。本計畫於花崗岩質潛在處置母岩的三口深井組成的小規模試驗場，進行井下的地質、構造、地物、地化、水文地質、岩石力學等試驗，取得深層地質參數，在FY94-96間已完成單一裂隙及主要裂隙帶跨孔追蹤稀釋試驗等基礎下，97年度主要是進行小規模試驗場斷層帶之跨孔追蹤釋試

驗與分析，以及水力自然梯度試驗的數據分析，用以建構初步功能/安全評估技術發展案例分析所需之地質概念模式。

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項目。97年度擬進行區域性地下水量估算技術資料蒐集與研析，內容將包含：(1)區域性地下水量估算技術資料蒐集分類；(2)多裂隙段壓力長期觀測及聯通關係分析；(3)區域性地下水位變化分析；(4)區域性地下水量估算技術評估與建立；及(5)隧道開挖湧水量評估技術。前述建立之評估技術將於小規模試驗場及其涵蓋之區域範圍進行長期觀測與驗證，以協助後續安全評估在溶質傳輸機制模擬預測的技術驗證。

3.2.3 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，是用過核子燃料最終處置計畫之重要工作，在目前潛在處置母岩特性調查與評估階段，相關研究大多在實驗室內進行模擬實驗。本項研究工作將以國內潛在母岩的岩樣及緩衝回填材料，進行核種在花崗岩/石英砂/膨潤土之化學穩定性及傳輸特性研究，其成果將可提供功能安全評估所需的核種傳輸特性資訊。97年計畫要在手套箱內厭氧環境下，探討膨潤土對核種的吸附特性。考慮的核種包括Cs、Se，實驗所用的液相為人工合成地下水與人工合成海水。使用的緩衝回填材料為膨潤土。此外，為了配合SNFD2009報告的需求，將彙整並解析本階段計畫所獲得的花崗岩及緩衝回填材料核種傳輸參數Kd值(97年版)。

3.2.4 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

為達成潛在處置母岩特性調查與評估階段之主要目標，完成我國潛在處置母岩特性調查與評估並建議候選場址調查區域，與建立潛在處置母岩功能/安全評估技術，除依據功能與安全評估技術發展之需

要性與潛在母岩特性現地調查相關工作，進行逐年成果之更新及技術持續發展外，並因應全球核能夥伴計畫(GNEP)的推動，將評估廢棄物型態範圍由「用過核子燃料」(Spent Nuclear Fuel, 簡稱SNF)調整為包括再處理所產生之之「高放射性廢棄物」(High Level Waste, 簡稱HLW)，主要工作內容包含下列四項：

(1) 國際上再處理技術比較研究

蒐集與分析國際間已經發展的再處理技術，如美國發展中的UREX+技術或法國、英國與日本現行使用的PUREX技術，以及了解目前發展中的Pyroprocessing技術（針對Advanced Burner Reactor, ABR反應器用過核子燃料的再處理方法）。藉由對不同再處理技術的比較研究，探討其差異與優缺點，提供未來再處理方法的選擇。

(2) 高放射性廢棄物特性研究

不同再處理方法會產生不同成分與特性的高放射性廢棄物玻璃固化體，玻璃固化體的物理特性(如密度、孔隙率、滲濾率等)與化學特性(如成分、核種活度等)會對處置場的近場環境造成直接的衝擊與影響，而處置場近場功能設計與安全評估亦須了解高放射性廢棄物玻璃固化體的物化特性，故本項研究將蒐集與研究不同再處理方法產生之高放射性廢棄物特性差異。

(3) 高放射性廢棄物數量分析

根據以上國際間再處理方法研究與高放射性廢棄物特性差異研究成果，參照「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-發展初步功能／安全評估技術(94-96年度計畫)」中系統功能/安全評估整合技術分項中有關用過核子燃料數量的分析成果，評估用過核子燃料經過再處理後，所產生高放射性廢棄物之數量，作為未來研擬處置概念與處置場功能安全評估之基礎。

(4) 用過核子燃料與高放射性廢棄物處置概念差異比較

彙整與分析國外高放射性廢棄物處置相關資料，參考用過核子燃

料特性資料，比較處置概念與方式之差異，以做為98年度計畫工作內容之高放射性廢棄物處置設計概念研擬的先期作業。

3.3 用過核子燃料處置的功能評估

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

為完成SNFD 2009報告中有關初步可行性安全評估分析，以達成「我國用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」近期里程碑之要求，故將在90~93年度計畫所建立之全系統評估模式架構下，根據94~96年度計畫所發展之水文地質模式、源項資料及評估程式所需之更新現地參數資料，進行情節案例之初步分析，及機率式不確定性分析與近、遠場評估參數之敏感度分析，以完成SNFD 2009報告中有關初步安全評估技術可行性分析。依研究工作方向及目標，深層地質處置的概念設計來看，97年度功能/安全評估工作主要為全系統整合模式評估與案例分析，工作內容說明如下。

3.3.1 全系統整合模式評估

「核種傳輸模擬技術」係「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」—97年計畫中之近場、遠場及生物圈之技術研發工作，主要為發展各子系統之評估模式，同時透過源項特性評估模式、工程障壁評估模式、地質圈評估模式、生物圈輻射劑量評估模式、機率式評估模式之不確定性分析技術、及參數敏感度分析技術等模式之發展、模擬、串連與整合，完成建立國內初期之全系統功能評估模式。

由於90~93年計畫中，各子系統主要著重於技術建立與模式發展，故諸多評估模式參數僅以假設值進程式測試與評估，94~96年計畫已獲得更新水文地質模式、源項資料及評估程式所需之合理現地參數，為使SNFD 2009報告中有關初步可行性安全評估具有一致性、合理性及完整性的分析成果，將以90~93年度計畫所建立之全系統安全評估模式架構為基礎，進行近場、遠場(含主、次裂隙通道)及生物圈之定率式基本情節案例運跑及結果評析。完成虛擬處置場址之不確定性分析，分別就近場與遠場之子系統進行機率式之參數取樣與評估程式之多重運跑計算，以量化之機率函數來表示分析結果。接續進行近、遠場評估參數之敏感度分析與影響程度探討，評選出顯著影響近場及遠場評估模式的重要參數，作為日後選址、試驗或功能評估分析時，重要參數挑選、評析及施作之重要參考依據，達成SNFD 2009報告中有關初步安全評估技術可行性分析之階段性目標。為完成上述研究，預計進行工作如下：

(1) 全系統安全評估模式之機率式評估與模擬分析

利用全系統安全評估模式與分析技術，根據彙整之各評估模式參數的分佈型態及區間範圍，採用拉丁超立體取樣技術，隨機挑選分析所需之參數數值，進行模式之多重運跑程序，獲得多組核種外釋之評估結果，再利用機率式方式為不確定性計算結果進行量化描述。

(2) 近、遠場評估參數之敏感度分析與影響程度探討

接續(1)工作之評估結果，利用全系統安全評估模式架構，將分析結果以適當的迴歸分析方法，配合排序及對數篩選的分析技術，評選出顯著影響近場及遠場評估模式的重要參數，探討近、遠場評估參數之影響程度。

3.3.2 案例分析

為使SNFD 2009報告中有關初步可行性安全評估建立在本土案例分析，將依據94~96年度計畫PA4分項所更新之水文地質模式、源

項數據及評估程式所需參數，以90~93年度計畫所建構之全系統安全評估系統，進行近場、遠場(含主、次裂隙通道)及生物圈之定率式基本情節案例更新運跑，並評析各子系統的運跑結果。

3.4 計畫知識管理

計畫管理資訊系統之建置，除作為計畫管理及技術傳承應用雛型系統之測試平台外，亦規畫作為未來資料數據整合應用之平台，本年度進行下列工作：

(1) 資料數據的調查和管理規劃與建置：

配合合約及計畫書的擬訂和製作，要求受委託單位須定期交付研發過程所得的資料數據，同時規劃資料數據的更新和管理機制。工作內容包含現有資料庫格式調查及收集、資料庫整合應用之架構及格式分析以及根據資訊科技之發展，提出應用系統規範。

(2) 建置資料數據搜尋應用功能：

系統將以數據、文獻與報告搜尋為整合應用目標，後續隨著計畫執行階段成果逐步更新，以利技術傳承和計畫成果之展現。研究過程將先實作研究報告的搜尋功能，以關鍵字詞或分類來搜尋各年所完成報告，之後可利用網頁超連結來顯示其它詳細內容。

(3) 系統功能調查和存取權限規劃與建置：

系統將以入口網站(Portal Site)之形式來實作計畫管理相關功能，使用者擁有各自的授權範圍，以存取相關的資料和進行必要的管理行為，將依據不同功能需求、決策者、計畫管理者，以及計畫執行者等不同角色，規劃相關的存取權限選項。

4. 預期成果分析

依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」之近程工作規劃，本計畫工作主軸及執行目標，旨在取得與提陳SNFD2009報告所需的評估資料，並建立測試區「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。預計SNFD2009報告將包含「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」及「用過核子燃料處置的功能評估」等內容，97年度預計工作成果簡述如下，預期成果及效益彙整如表 4-1所示。

4.1 處置環境條件的調查研究之預期成果

- (1) 進行花崗岩質潛在處置母岩小規模試驗場的裂隙主要構造特性及裂隙構造模式發展工作。作為SNFD2009報告「用過核子燃料處置的功能評估」驗證案例所需之裂隙特性資料。
- (2) 進行地下地質調查參數與空間資料庫整合服務系統開發，建置三維視覺化展示平台，提升資料整合與橫向溝通的能力。
- (3) 利用國內部分地區之空中磁測資料進行後續之分析/整合作業，取得台灣部份地區之潛在處置母岩體可能範圍與存在深度及主表地質構造等，作為SNFD2009報告「處置環境條件的調查研究」所需的母岩分布範圍及其主要地質構造之判斷依據。
- (4) 彙整處置環境現有調查資訊，並蒐集地震活動、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資料，作為SNFD2009報告「處置環境條件的調查研究」所需評估資料。

4.2 處置技術的研究發展之預期成果

- (1) 建立測試區之地質概念模式，作為SNFD2009報告「處置技術的研究發展」所需的潛在處置母岩評估基礎，以及作為「用過核

子燃料處置的功能評估」驗證案例所需地下地質特性的基礎模式。

- (2) 透過資訊蒐集與資料庫系統的應用，初步針對估算技術的理論與對應之調查技術，進行處置區域地下水量估算技術研發，以應用於小規模試驗場之長期觀測與驗證，並提供後續安全評估在溶質傳輸機制模擬預測的技術驗證。
- (3) 進行花崗岩質母岩及緩衝回填材料試樣中之核種傳輸試驗，並對實驗結果探討其成因與機制，以及說明可能應用於最終處置作業之方式。
- (4) 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
 - (A) 蒐集與研究不同再處理方法產生之高放射性廢棄物特性差異，分析高放射性廢棄物物理化學特性，做為進行高放射性廢棄物處置之功能安全評估玻璃固化體之基本參數資料。
 - (B) 經由國際間再處理方法的比較研究，評估我國高放射性廢棄物數量，作為未來研擬處置概念與處置場功能安全評估之基礎。
 - (C) 彙評與分析國外高放射性廢棄物相關處置資料，參考用過核子燃料特性資料，比較二者處置概念與方式之差異。

4.3 用過核子燃料處置的功能評估之預期成果

- (1) 高放射性廢棄物處置之全系統整合模式評估
 - (A) 全系統安全評估模式之機率式評估與模擬分析，獲得機率式核種外釋評估結果，以量化之機率函數來詮釋分析結果。
 - (B) 近、遠場評估參數之敏感度分析與影響程度探討，獲得影響權重較大之安全評估影響因子。
- (2) 案例分析

根據更新之水文地質模式、源項數據及所需參數，進行近場、遠場(含主、次裂隙通道)及生物圈之定率式飲用水情節案例運跑及結果評析。

本計畫之工作成果除了可直接應用在達成本階段之目標外，也可被用來從事國內相關調查工作，必要時亦可被用來支援從事境外處置所需的各項技術工作。茲將我國用過核子燃料最終處置「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97年計畫書」之預期成果及效益彙整如表 4-1所示。

表 4-1：預期成果及效益彙整表

處置環境條件的調查研究	
子項工作名稱：花崗岩深層地質調查	
預期研究成果	效益
孔內地球物理特性及裂隙資訊	獲取花崗岩體邊界之地層物性、裂隙位態等資料，提供深層地質特性調查之基礎資料
孔內深層地下水化學特性資料	獲取花崗岩體邊界之裂隙地下水水質參數，作為核種溶解度模擬計算，以及評估化學條件的參考依據
孔內裂隙水力試驗及資料解析	獲取花崗岩體邊界之裂隙水力傳導係數及透水程度，提供建立初步功能與安全評估技術之參考依據
子項工作名稱：空間資料庫整合與應用服務系統開發	
預期研究成果	效益
地下地質空間資料庫資料更新	使專屬計畫資料庫保有最新年度的調查資料與文獻資料
三維視覺化展示平台建置	藉由視覺化空間資料的展現，增加資料整合與橫向溝通的能力
子項工作名稱：潛在處置母岩空中磁測解析	
預期研究成果	效益
完成花崗岩、泥岩及中生代基盤岩等潛在處置母岩之區域空中磁測各項磁力異常網格圖檔，並輸出全磁力異常圖、區域磁力異常圖及剩餘磁力異常等圖幅	建立空中磁測資料處理能力，完成磁力異常網格圖檔及圖幅，做為後續地質構造與岩性分佈解析之基本圖
完成花崗岩、泥岩及中生代基盤岩等潛在處置母岩空中磁測資料之構造分析，並以三維點狀構造展現成果	建立空中磁測三維構造解析能力，掌握探勘區斷層構造分佈與形貌
子項工作名稱：潛在處置母岩特性調查	
預期研究成果	效益
回顧國內地質環境資料，針對長期穩定性進行研析，並結合潛在處置母岩空中磁測成果，完成區域潛在處置母岩深層地質特性之現有資料整合	彙整花崗岩質、泥岩質及中生代基盤岩等潛在處置母岩之深層地質環境研究現況，提供SNFD2009報告所需深層特性評估之依據

表 4-1：預期成果及效益彙整表(續)

處置技術的研究發展	
子項工作名稱：地質概念模式評估	
預期研究成果	效益
完成小規模試驗場斷層帶跨孔追蹤稀釋試驗	提供溶質傳輸參數進行SNFD2009案例分析
完成小規模試驗場跨孔追蹤稀釋試驗數據分析	提供溶質傳輸參數進行SNFD2009案例分析及修正小規模試驗場之水文地質概念模式
整合小規模試驗場地質環境現有資料，完成測試區地下地質概念模式(97年版)	整合現地深層地質、構造、水文地質、地球化學等調查資料，提供功能安全評估所需之地質概念模式
子項工作名稱：區域性地下水量估算技術發展	
預期研究成果	效益
完成國內外區域性地下水量估算技術資料蒐集與研析	建立評估技術以應用於小規模試驗場之長期觀測與驗證，並提供後續安全評估在溶質傳輸機制模擬預測的技術驗證。
子項工作名稱：實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗	
預期研究成果	效益
完成Cs及Se核種之批次動力吸附實驗	獲得Cs及Se核種厭氧條件下之吸附動力學參數，並與好氧環境下做比較
完成不同的核種濃度厭氧環境下批次等溫吸附曲線實驗	獲得厭氧情形下，不同核種在各種材料的等溫吸附特性參數，並與好氧環境下做比較
完成不同溫度對核種吸附之影響探討	獲得90 與室溫下不同的核種吸附結果並進行探討。此外，也獲得吸附反應的相關熱力學參數
花崗岩及緩衝回填材料核種傳輸參數Kd值之彙整及解析(97年版)	彙整國內及國外核種傳輸參數的數值至SDB資料庫，探討各種條件下Kd值之變化並進行分析，結果可提供安全評估使用參數時之參考

表 4-1：預期成果及效益彙整表(續)

子項工作名稱：用過核子燃料再處理產生高放射性廢棄物源項特性分析	
預期研究成果	效益
國際間再處理方法差異與優缺點探討	藉由不同再處理方法的研究，提供未來再處理方法的選擇。
完成高放射性廢棄物物理化學特性分析	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資料。
評估高放射性廢棄物數量	提供未來進行高放射性廢棄物處置場規劃之高放射性廢棄物數量依據。
完成各國高放射性廢棄物處置現況資訊之蒐集與評析	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。
用過核子燃料處置的功能評估	
預期研究成果	效益
全系統評估模式架構下，根據更新之水文地質模型及參數資料，完成基本情節案例及不確定性與參數敏感度分析。	案例之更新運跑及案例結果剖析，以備於2009初步可行性安全評估分析中說明90~96年計畫研發成果之完整與一致性。
用過核子燃料處置知識管理平台	
預期研究成果	效益
完成資料庫架構與統一格式	藉由格式之統一，提供未來整合應用的基礎。
完成不同資料庫之擷取與搜尋應用功能	提供計畫執行者對相關資料的應用需求，以擴大其產出成果。
完成系統功能與存取權限的釐訂及建置	逐步建立計畫管理資訊系統，並強化資通安全功能。

附 錄

5. GNEP計畫

5.1 背景說明

美國布希總統於2006年第一次宣布GNEP計畫，以替代燃料和可回收燃料來增加能源量，並促進經濟及國際安全。美國能源部部長Sam Bodman表示，GNEP計畫可以為這個世界解決很多問題，我們需要它。替代性能源—風力、太陽能、地熱和生物燃料—這些都可以是解決方案。但是，就我們在美國國內的研究得知，這些都不足以應付目前的難題。

在GNEP計畫下，由「核子燃料再循環國」提供可靠的核子燃料供應服務給使用國，而這些使用國完成發電後，再把用過燃料送回原供應國，將用過燃料中的鈾和鈾經再處理後，使之能在先進核子反應器中進行再循環利用。這道處理程序可以讓廢棄物量大大減少，也可以不用擔心IAEA的核子物料管制問題。

5.2 GNEP近況

2007年5月在美國華盛頓特區召開GNEP第一次部長級會議，會議中有美國、法國、日本、中國及俄羅斯成為夥伴國，與會人員通過一項聯合聲明，將合作發展先進之用過核燃料循環利用技術，讓世界各國在無核武擴散顧慮下，擴大對核能之應用，以滿足持續增加之能源需求。

第二次部長級會議於2007年9月16日在奧地利維也納舉行，有38個國家參加。會中有澳洲、保加利亞、迦納、匈牙利、約旦、哈薩克、立陶宛、波蘭、羅馬尼亞、斯洛伐克和烏克蘭等11國加入此計畫。義大利於11月13日宣布加入GNEP，加拿大於11月30日宣布加入GNEP，韓國於12月11日宣布加入GNEP，使夥伴國數增加為19國。

第二次部長級會議主要針對「核子燃料服務」及「基礎建設發展工作」之議題進行討論，以期能促進全世界和平的核子燃料服務，共享核能利益。同時，為能有效處理燃料服務各項事務，與會官員同意於GNEP計畫下成立一「核子燃料服務工作小組」，專門負責核子燃料服務實際工作及全面性的利益問題，例如燃料租借以及用過燃料管理等。另外，討論如何提供基礎建設指導及技術支援之程序問題，同時亦請IAEA提供意見指導。各國官員也同意於GNEP計畫下，成立一「核能基礎建設工作小組」，來處理許多國家在核能使用上可能面臨到的經濟、技術以及人力問題。

經過二次部長級會議的舉行與會議結論，有關GNEP計畫的細節如：原則聲明、夥伴申請程序及組織架構也逐漸明朗，茲摘述於下：

5.2.1 GNEP原則聲明

GNEP計畫是對擴展全球核能和平及安全使用具共同願景之國家間的合作計畫，其目的在加速先進燃料循環技術之發展及配置，並降低核武擴散風險。

參與此合作計畫的國家保有應享之權利，並以義務性的承諾貢獻其心力，而從價格合理、安全的核子能源中受惠。上述義務性的承諾包括：遵守國際原子能總署安全防護要求，以及聯合國安全理事會1540決議案中之規範。

5.2.2 GNEP夥伴國申請程序

GNEP之成員是對擴展全球核能和平及安全使用具共同願景且願合作推動達成該願景之「主權國家」(Sovereign States)，加入成為GNEP夥伴國之程序如下：GNEP組織代表會員國送出邀請函，要求申請國認可簽訂GNEP原則聲明書，並遵守各項承諾與國際義務、核能業界訂定之國際標準，以及聯合國安全理事會1540決議案要求之安全

防護及規範。此申請案經GNEP夥伴國一致同意後，方可成為夥伴國。已受邀但仍在評估是否參與GNEP計畫的國家，屬於候選夥伴國(Candidate Partner)，而在夥伴國一致同意下，非候選夥伴國可應邀以觀察國(Observer)身份參與一段合理之期間(註：未定義該期間多久)，另，政府與政府間的國際性組織(例如國際原子能總署)，經夥伴國一致同意後，亦可參與GNEP計畫，但身分僅限於觀察員。

5.2.3 GNEP組織架構

依GNEP首次公布之組織架構說明如下：

- (1) 「執行委員會」：成員皆為GNEP夥伴國或是觀察員所指派的部長級官員，委員會每年召集一次，或是在委員會成員同意下增加召集次數，會議地點的會員國代表為當然主席。
- (2) 「指導小組」：成員由執行委員會指定，指導小組的任何活動都依執行委員會之決策或與執行委員會之營運宗旨進行，故係代表GNEP執行作業；指導小組設主席一人及副主席數人，任期2年，連選得連任。
- (3) 「工作小組」：在執行委員會或指導小組要求下，以執行特定工作目的而成立，工作小組設主席一人及副主席數人，需工作小組成員一致同意下產生，任期2年，連選得連任。

參考資料：

- 1.WNN(World Nuclear News) 2007/9/17 網站資料
- 2.美國能源部(DOE)網站資料
- 3.聯合國安全理事會網站資料

6. 過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
第1章 介紹		
1.1 用過核子燃料地質處置研究發展的背景	國內外研究發展背景資訊蒐整;用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	配合計畫進程與處置研究發展背景變革持續修訂,並配合潛在處置母岩調查與功能評估成果提出SNFD 2009報告
1.2 用過核子燃料特性化	初步特性評估方面,完成源項特性評估模式技術建立(90-92年計畫)	
1.3 處置需求	用過核子燃料深層地質處置場之場址一般性安全需求、設施功能需求、以及法規需求評估(90-94年計畫);用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
1.4 地質處置概念	處置容器垂直置放及水平置放參考處置概念之配置與運轉概念規劃(90-94年計畫);用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
1.5 地質處置研究發展的世界趨勢	完成彙整以花崗岩為處置母岩主要核能國家用過核子燃料的處置概念與處置工作未來發展趨勢(90-91年計畫);用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
1.6 我國地質處置概念與技術可行性評估方法	場址準則分項研究計畫總報告(75-77年計畫) 全程工作規劃書1991年版(77-79年計畫) 全程工作規劃書2000年版(88-90年計畫) 處置場安全需求與處置場概念研擬(90-91年計畫)用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
第2章 處置環境條件的調查研究	母岩特性綜合研究、調查區域評選(77-80年計畫)	
2.1 地質環境		
	2.1.1 地質概述	<p>台灣50萬分之一地質圖說明書(何春蓀, 1986); 台灣5萬分之一地質圖幅(地調所)</p> <p>進行航照地質判釋以研判各離島地質特性; 完成LY島、LT島、KST島等離島地質調查與評估(77-80年計畫)</p> <p>台灣的大地構造(地質學會)</p> <p>過去文獻對潛在處置母岩特性調查資料較缺乏, 特別是處置計畫地下地質調查累積的資料, 必須加上空中磁測(94-96年計畫2.4.1節)測勘成果補足過去困難調查的區域, 方可達成現有新資料的彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)與資料分析(97-98年計畫)。</p>
	2.1.2 主要構成岩體	<p>結晶岩、中生代基盤岩及泥岩等地區之地表初步驗證勘查(77-80年計畫)</p> <p>澎湖圖幅(地調所, 1995)</p> <p>完成南部泥岩鑽井(200公尺)的取樣工作(90-91年計畫)。</p> <p>台灣東部岩體調查(94-96年計畫2.1.1.1節)、空中磁測(94-96年計畫2.4.1節)、現有資料彙整(94-96年計畫2.1.2.2節)與資料分析(97-98年計畫)。</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	<p>完成K區1/25000地質圖；完成K區重力與磁力現場量測工作；完成K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；完成K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析(90-94年計畫)</p> <p>離島花崗岩類岩體與台灣泥岩成因與演化研究(90-91計畫)</p>	
2.1.3 水文地質	<p>臺灣地下水資源圖說明書(水利署)</p> <p>K區區域水文現況調查與氣象分析,繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)</p>	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。
2.1.4 蝕變作用產物	臺灣的變質岩(地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。
2.1.5 地下資源種類與分布	臺灣金屬、非金屬礦產、資源礦產(能資所、地調所)	現有資料彙整、更新(94-96年計畫2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫)。

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」 表5-1)	近程工作規劃
2.1.6 調查技術的發展	<p>完成我國可能處置母岩或地區之初步勘查，並提出K區花崗岩體、P區中生代基盤岩、台灣西南部泥岩為較具潛力之處置場母岩(77-80年計畫)</p> <p>建立起伏地形反射震測技術、三維反射震測、地球物理井測、岩層斷層掃描技術(82-88年計畫)、地球物理地下構造及岩層分布的地電阻剖面影像法、重力與磁力法、海上震測法測勘(90-94年計畫)</p> <p>進行日興土對核種吸附之研究(85-87年計畫)、進行花崗岩質母岩及泥岩質母岩核種遲滯特性(88-90年計畫)、近場環境長期模擬分析及長期化學穩定性試驗(90-94年計畫)</p> <p>井下單孔及多孔之雙封塞及多封塞水力試驗(82-90年計畫)、建立水文地質追蹤稀釋與擴散實驗技術(85-87年計畫)、建立深層地下水的取樣及分析、岩心礦物的組成分析、地化模式模擬技術(86-87年計畫)、完成深層地下水採樣器開發(88-90年計畫)、完成KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈(93-94年計畫)</p>	<p>目前已完成的項目有花崗岩質潛在母岩的岩性調查。95年度起透過空中磁測，調查過去欠缺的潛在處置母岩之規模及構造分布(94-96年計畫2.4.1節)；並進行與母岩相關之活動構造、地震、火山等長期穩定性評估，作為處置地質環境初步評估的基準(94-96年計畫2.1.2.2節)；94-96年計畫之具體工作項目為(1)進行空中磁測工作規劃與航測作業(2.4.1節)；(2)進行小規模試驗場之地質主要構造分布特性及裂隙特性參數調查(2.3.1節)；(3)進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探與孔內量測作業(2.1.1節)。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成花崗岩質地質概念模式，以及初步遠場概念模式，提供初步功能/安全分析所需之本土資料。</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」 表5-1)	近程工作規劃
	<p>建立井間地層對比與孔內攝影技術(88-90年計畫)、花崗岩地表及地下裂隙資料統計分析工作(90-94年計畫)、發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析程式與TOUGH2之使用介面開發,以利評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)</p> <p>完成KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔通井抽水試驗,研析三孔水力傳導係數之異向性;並進行KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔追蹤稀釋試驗,取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)</p> <p>完成岩石力學之數學分析模式與實施套鑽法之現地應力試驗(86-87年計畫)、熱特性參數之量測方法(88-90年計畫)、完成井下水力破裂技術HF法及HTPF法現地應力量測(90-94年計畫)</p>	
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	<p>台灣地震目錄(氣象局、中研院地科所、地調所)</p> <p>台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國科會)</p> <p>台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究(90-91年計畫)。</p>	<p>現有資料蒐集與更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)、地震危害度分析(94-96年計畫2.3.3節)</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
2.2.2 斷層活動	<p>台灣活動斷層分布圖說明書(地調所)</p> <p>台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國科會)</p> <p>台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究(90-91年計畫)。</p>	<p>現有資料彙整、更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫書)。</p>
2.2.3 地殼上升與剝蝕作用	<p>台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究(90-91年計畫)。</p> <p>台灣與鄰近地區的地殼活動與全球海水面變動的評估(90-92年計畫)。</p> <p>花崗岩體特性分析(91-94年計畫)</p>	<p>現有資料彙整、更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫書)。</p>
2.2.4 火成活動	<p>台灣的火成岩(地調所)</p> <p>大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究(91-92年計畫)。</p> <p>台灣地區第四紀新構造與地震火山活動研究(90-91年計畫)。</p>	<p>現有資料彙整、更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫書)。</p>
2.2.5 氣候變遷與海平面變化	<p>台灣與鄰近地區的地殼活動與全球海水面變動的評估(90-92年計畫)。</p> <p>完成台灣地區第四紀氣候變遷研究報告(90-91年計畫)。</p>	<p>現有資料彙整、更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫書)。</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
2.3 潛在處置母岩特性	<p>結晶岩、中生代基盤岩及泥岩等地區之地表初步驗證勘查、母岩特性綜合研究(77-80年計畫)。</p> <p>台灣50萬分之一地質圖說明書(何春蓀, 1986)；台灣5萬分之一地質圖幅(地調所)</p>	<p>過去文獻對潛在處置母岩特性調查資料較缺乏，特別是針對潛在處置母岩地下地質調查累積的資料，多為長程處置計畫之研究工作所產出。因此，近程計畫工作乃針對新近地下地質環境的調查成果，進行現有資料彙整、更新(94-96年計畫書2.1.2.2節)與完成本章節內容(97-98年計畫書)。</p>
	2.3.1 花崗岩	<p>台灣的片麻岩(地調所)</p> <p>離島花崗岩成因研究、大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究(90-92年計畫)。</p> <p>完成K區1/25000地質圖；完成K區重力與磁力現場量測工作；完成K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；完成K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析(90-94年計畫)。</p> <p>K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)。</p> <p>94-96年計畫進行花崗岩深層地質「小規模試驗場」之地質主要構造分布及裂隙特性參數調查(2.3.1節)；並進行測試區之地質鑽探與孔內量測作業(2.1.1節)。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查，完成花崗岩質地質概念模式，以及初步遠場概念模式，提供初步功能/安全分析所需之本土資料。</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」 表5-1)	近程工作規劃
	完成KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；進行跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)	
2.3.2 泥岩	<p>台灣地震地質研究—台灣西南部活斷層研究(國科會)</p> <p>臺灣地下水資源圖說明書(水利署)</p> <p>台灣西南部泥岩區地質驗證調查(77-80年計畫)</p> <p>台灣泥岩成因、特性與演化研究(90-91年計畫)</p> <p>完成南部泥岩鑽井(200公尺)的取樣、泥岩地質孔內量測與試驗(90-91年計畫)</p>	95-98年計畫將透過空中磁測所獲得之資料(2.4.1節)，分析過去欠缺的台灣南端泥岩質潛在處置母岩之規模及構造分布。蒐集現有地表及地下地質之泥岩特性資料彙整(94-96年計畫書2.1.2.2節)。
2.3.3 其他	<p>中生代基盤岩初步驗證勘查報告(77-80年計畫)</p> <p>中油海域鑽井資料(中油海探處)</p> <p>澎湖5萬分之一地質圖幅(地調所)</p>	95-98年計畫將透過空中磁測所獲得之資料(2.4.1節)，分析過去欠缺的西部離島中生代基盤岩潛在處置母岩之規模及構造分布。蒐集現有地表及地下地質之中生代基盤岩特性資料彙整(94-96年計畫書2.1.2.2節)。

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
第3章 處置技術的研究發展			
3.1 評估的假設			配合計畫進程持續修訂 (94-98年計畫)
	3.1.1 處置用過核子燃料的程序	初步規劃：用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
	3.1.2 處置技術評估的範圍	初步規劃：用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	
	3.1.3 工程障壁與處置設施技術評估的假設	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究(90-94年計畫)	
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	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究、工程障壁初步概念規劃(90-94年計畫)	根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
	3.2.2 我國處置設施的基本概念	處置場設施配置規劃與評估、我國用過核子燃料深層地質處置概念之初期研究、初步處置設施配置與運轉概念規劃(90-94年計畫)	根據功能評估之成果及國際發展之趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
3.3 工程障壁的相關技術			
	3.3.1 外包裝	完成銅質廢料罐地化特性評比與腐蝕模式分析，以及罐體力學行為分析(90-94年計畫)	近程研究計畫目標已達成，後續研究將於遠程目標中規劃與執行

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
3.3.2 緩衝材料		進行日興土對核種吸附之研究(85-87年計畫)。	近場環境長期模擬分析：持續進行合成地下水、合成海水與母岩或緩衝材料之長期平衡研究(94-96年計畫2.3.5節)；以及增加本土泥岩及回填材料之長期穩定性試驗(97-98年計畫)。
		核種含量分析、岩石與緩衝回填材料熱特性量測、潛在母岩核種遲滯特性(88-90年計畫)	
		近場環境長期模擬分析：進行本土花崗岩及回填材料對核種吸附與脫附、厭氧與好氧環境之長期化學穩定性試驗(90-94年計畫)	
3.3.3 摘要與未來任務		不同型式廢料罐腐蝕機制進行評估與探討、建置銅質廢料罐之腐蝕模式分析與腐蝕速率預估模式、BWR廢料罐受靜水及緩衝回填材料膨脹壓力狀況之彈塑性變形反應(90-94年計畫)	遠程計畫中，將就可能之現地地化條件進行腐蝕試驗與行為研究
3.4 處置設施的相關技術			
3.4.1 設計研究		我國用過核子燃料最終處置場設計方法研究與參考概念研擬(75-77年計畫、90-94年計畫)	根據功能評估之成果及國際發展之趨勢，配合場址調查之現地資料進行修訂(95-98年計畫)
3.4.2 興建		處置場地下、地表、連通設施之功能需求、設施配置、操作流程、與施工方法之研擬(90-94年計畫)	
3.4.3 運轉		處置場地下、地表、連通設施操作流程之研擬、與設施運轉模擬之動畫研製(90-94年計畫)	
3.4.4 封閉		待研發	分析國際處置場有關封閉之文獻資料(95-98年計畫)

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
第4章 用過核子燃料處置的功能評估		
4.1 評估障壁功能的方法	場址準則研究子項報告-場址地質(75-77年計畫)	根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂(94-98年計畫)
4.1.1 多重障壁系統的組成	工程障壁特性之研究(82-87年計畫)	
4.1.2 地下水外釋情節	場址調查研究子項報告-地層與地質構造(75-77年計畫)	
4.1.3 分析的模式鏈	功能/安全評估研究-建立深層處置場初期功能評估技術(88-90年計畫)	
4.2 地質環境模擬與工程障壁系統的條件定義	地下水追蹤稀釋擴散技術(82-87年計畫)	
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	雷達井測技術(82-87年計畫)	
4.2.2 地下水演化的地球化學模式	引進雙封塞(82-83年計畫)及多封塞系統(88-90年計畫)，調查地下水流向、流速、裂隙連通性、導水層滲漏等特性之執行深度可達地表下500-1000公尺(82-90年計畫)。	94-96年計畫書持續進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探、孔內量測作業、跨孔水文地質試驗、地球物理深層岩性及構造解析(2.1.1節；2.3.1節)、井下裂隙水文地質參數模擬，及建立跨孔的小規模試驗場地質概念模式(2.1.2節；2.3.1節)，獲取水文地質特性及地質構造分佈資料(2.3.1節)，提供初步功能評估所需之本土資料。97-98年計畫將持續進行
	引進地下水現場水質敏感性參數量測設備，於88年度之量測深度達200公尺水深，90年度之量測深度達1000公尺水深(88-90年計畫)。	
	引進並建立EQ3/6、PHREEQCI及MINEQL+等地化模式的模擬技術(88-90年計畫)。	

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	<p>W區岩-水反應模擬、岩石熱容量估算、鐵(Fe)、銅(Cu)、鈾(U)、錒(Am)、鈾(Pu)、釷(Th)及鏷(Np)穩定相圖計算與繪製(91-94年計畫)。</p>	<p>深層花崗岩特性的現地調查，完成初步花崗岩質地質構造及水文地質概念模式，提供初步功能評估所需之本土資料。</p>
	<p>W區地表地質、鑽井分布走向、岩心特性分布、裂隙分布FRACMAN模擬、TOUGH2傳輸模擬及MODFLOW地下水流模擬，以及地下水電導度分布等三度空間視覺化分布圖計算與繪製。</p>	
	<p>低放射性廢棄物最終處置計畫W區第一階段場址調查、HTL測試場、及PSH測試場(86-87年計畫)。</p>	
	<p>K區區域水文現況調查與氣象分析，繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫)；K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、K區1/25000地質圖；K區重力與磁力現場量測工作、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析；K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)。</p>	

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	<p>KMBH01-02-04跨孔試驗：以跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；進行跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)。</p> <p>母岩特性綜合研究、用過核子燃料深層地質處置功能評估模式(PHREEQE, LISA3, AT123D)研究(77-80年計畫)、分層地下水測試、地下水模擬及環境風險評估(82-87年計畫)、工程障壁評估模式(82-87年計畫、90-94年計畫)、建立情節發展分析技術(90-91年計畫)</p>	<p>針對水井抽水飲用情節，根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂。</p>
4.3 近場環境		
4.3.1 工程障壁系統	<p>緩衝回填材料特性評估(82-87年計畫)及核種相關試驗(82-90年計畫)、緩衝材料壓實技術與其特性初步探討(91-92年計畫)</p>	<p>根據功能評估成果及國際發展趨勢，配合計畫需求進行修訂。</p>
4.3.2 熱狀況	<p>深層地質處置概念效應與處置坑道配置之分析(90年計畫)、岩石熱特性量測方法開發、有限元素法模擬熱傳導行為之技術開發(88-90年計畫)、廢棄物罐裝置容量、熱衰變關係、處置孔及處置隧道間距之研究(91-93年計畫)</p>	<p>94-96年度進行近場岩體熱與力耦合行為特性研究</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題		過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
4.3.3	水文地質條件	建立水文地質單孔封塞試驗技術、建立分層地下水測試技術(82-87年計畫)、地質構造分布、岩心特性、裂隙分布 FRACMAN 模擬、TOUGH2 傳輸模擬及 MODFLOW 地下水流模擬，發展裂隙資料空間裂隙參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性(90-94年計畫)	依新增之現地調查結果進行資料更新
4.3.4	工程障壁系統的孔隙水化學	建立水化學現場取樣及分析技術(82-87年計畫)、建立地球化學反應在高/低濃度鹽水之活性係數模式及 Eh(pe)-pH 穩定相圖應用技術之建立(90-91年計畫)	依新增之現地調查結果進行資料更新
4.3.5	包裝容器材料的腐蝕	完成廢料罐及其材料之腐蝕率與應力分布初步評估(90-94年計畫)	依據國際文獻進行資料更新與判釋後進行歸納分析
4.3.6	結構力學條件	完成開挖擾動帶特性中水力特性與應力對開挖方式影響之評估模式技術(91-94年計畫)	參考各階段國際分析案例方式進行說明
4.3.7	輻射效應		參考各階段國際分析案例方式進行說明
4.4	工程障壁系統核種傳輸模擬	工程障壁評估模式技術：建立核種自工程障壁（直式）釋出之一維評估模式(90-94年計畫)	94-96年度進行近場功能安全評估技術開發，發展核種自工程障壁（直式）之二維釋出與（橫式替代方式）之二維釋出評估模式。
	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		

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
4.5 地質圈核種傳輸模擬	潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估技術(90-91年計畫)	根據系統功能安全評估所提供外釋情節之重要核種分析，和近場功能安全評估提供之近場核種傳輸外釋率，及遠場地質圈核種可能傳輸途徑，進行核種傳輸分析，並提供生物圈劑量評估所需之輸入項。
4.5.1 介紹	地質圈評估模式技術(90-91年計畫)	遠場概念模式與分析技術之簡介，包涵單一裂隙模式、多孔隙及裂隙模式之介紹。
4.5.2 地質圈核種傳輸介質分類	母岩特性綜合研究(77-79年計畫)、水文地質技術、追蹤稀釋與擴散實驗技術及操作測試(85-87年計畫)	根據潛在母岩地質與構造種類，判別可能適用之傳輸模式。
4.5.3 核種在多孔性介質的傳輸模擬	功能/安全評估研究—岩石圈傳輸模式SWIFT程式研究(82-85年計畫)，雙孔隙率模式應用於地下水流動之研究(90-91年計畫)	運用連體概念模式，進行多孔介質的傳輸模擬。
4.5.4 核種在裂隙介質的傳輸模擬	水文地質單孔封塞試驗技術(82-83年計畫)、裂隙岩體透水係數空間分布之分析技術、地表及地下裂隙資料統計解釋(90-91年計畫)、裂隙參數異質性對岩體流動特性之影響(91-94年計畫)	運用二維裂隙模式初步分析岩體滲透性，據此提供簡化為最主要方向或最大流速方向，作為飲用水情節下單一裂隙模式發展之用。

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
4.5.5 敏感度分析	機率式評估模式技術(90-91年計畫)	針對單一裂隙模式中最敏感的因子,例如遲滯係數及地下水流速,做相關敏感度分析。
4.5.6 分析假設與參數變動的範圍	參數敏感度與不確定性分析技術(90-91年計畫)	匯入系統分析模式中,據此分析參數範圍對核種傳輸距離或劑量之影響。
4.5.7 核種遲滯效應的分析	放射性核種遷移(75-77年計畫)、核種吸附與脫附、厭氧與好氧環境之長期化學穩定性試驗(90-94年計畫)、地下水追蹤稀釋擴散技術(84-85年計畫、93-94年計畫)	考慮遲滯效應對核種傳輸之影響。
4.6 案例說明		依據持續修訂之處置概念與現地母岩特性,逐年更新分析結果
4.6.1 案例背景說明	遠場地質環境調查方面:進行離島花崗岩成因研究、大陸東南地區岩漿活動與大地構造演化之研究(90-92年計畫);K區區域水文現況調查與氣象分析,繪製地下水流向分析圖及土壤入滲率分布圖(91-92年計畫);K區東部主要岩體岩性、構造與岩層分佈調查、K區1/25000地質圖;K區重力與磁力現場量測工作、14800公尺地電阻影像剖面探測、井下大地應力量測及長期穩定性分析;K區500公尺深井鑽探及地物、地化、水文、岩力井下量測(90-94年計畫);發展裂隙資料空間裂隙	遠場地質環境調查方面:94-96年計畫持續進行花崗岩質潛在處置母岩測試區之地質鑽探、孔內量測作業(2.1.1節)、跨孔水文地質試驗、地球物理深層岩性及構造解析(2.1.1節;2.3.1節),及建立跨孔尺度的小規模試驗場地質概念模式(2.1.2.4節),獲取初步水文地質特性及地質構造分佈資料。97-98年計畫將持續進行深層花崗岩特性的現地調查,完成花崗岩質地質概念模式,以及初步遠場

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」 表5-1)	近程工作規劃
	<p>參數空間異質性分析，以評估低透水性岩體流動特性；</p> <p>KMBH01-KMBH02-KMBH04三口井跨孔地電阻探測，解析孔間導水的連通裂隙的分佈；跨孔通井抽水試驗，研析三孔水力傳導係數之異向性；進行跨孔追蹤稀釋試驗，取得深層裂隙帶水文地質參數(93-94年計畫)。</p>	<p>概念模式，提供初步功能評估所需之本土資料，依據花崗岩地區特性、調查資料、分析流程進行功能安全評估研究。</p>
4.6.2 情節分析	<p>完成初步情節發展分析技術之建立(90-94年計畫)</p>	<p>配合花崗岩水文地質模型之建立，研擬並重新調整核種釋出的可能情節，做為案例分析的依據。</p>
4.6.3 計算與分析	<p>建立源項特性評估模式之技術(90-92年計畫)</p>	<p>依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。</p>
	<p>建立核種自工程障壁(直式)釋出之一維評估模式(90-94年計畫)</p>	<p>發展核種自工程障壁(直式、橫式)之2D釋出評估模式，並配合資料的更新，進行案例分析。</p>
	<p>建立在核種地質圈傳輸之一維評估模式技術(90-94年計畫)</p>	<p>發展核種在多裂隙地質圈傳輸之評估模式，並配合資料的更新，進行案例分析。</p>
	<p>進行發展生物圈輻射劑量之初期(水井釋出)評估模式技術(90-94年計畫)</p>	<p>評析現階段花崗岩質地區之分析參數，並建立生物圈輻射劑量評估模式。</p>
	<p>發展開挖擾動帶特性之初期評估模式技術(91-94年計畫)</p>	<p>依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。</p>

過去長程處置計畫成果與近程工作規劃比較表(續)

SNFD 2009主題	過去相關研究成果 (主要摘錄自「用過核子燃料最終處置計畫書」表5-1)	近程工作規劃
	完成發展機率式評估模式技術之建立(90-94年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行案例分析。
4.6.4 功能評估	系統評估及整合技術建立(90-94年計畫)	依據前(4.6.3)項與左項建立分析技術，配合花崗岩特性資料的更新，進行案例分析。
4.6.5 重要參數之不確定性分析	不準度與敏感度分析技術之研究、建立階步式迴歸分析技術(82-87年計畫)、參數敏感度與不確定性分析技術研究建立第一階可靠度分析技術(88-90年計畫)、完成參數不確定性與敏感度分析技術之建立(90-91年計畫)	依據建立分析技術，配合資料的更新，進行參數的不確定性分析。
第5章結論與建議		
5.1 地質環境研究	綜合上述地質環境現有資料說明我國處置環境研究現況及後續調查規劃之基準。	完成處置環境現有資料研究成果的彙整與說明，並綜合近期工作成果，提出結論與後續工作規劃之建議(94-98年計畫)。
5.2 處置技術的研究發展	已有詳實規劃如用過核子燃料最終處置計畫書2004年版(93-94年計畫)	配合計畫進程持續修訂(94-98年計畫)
5.3 多重障壁系統的功能評估	系統評估及整合技術建立(90-93年計畫)；綜合上述現有資料說明多重障壁的功能評估研究現況及後續調查規劃之基準。	依據前述4.6.3、4.6.4、4.6.5節成果，配合花崗岩特性資料的更新，進行綜合分析與評估(94-98年計畫)

7. 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年代以來各核能使用國陸續推行高放處置計畫累積的經驗與發展的技術，向為我國推行高放計畫所取法借鏡的依據。下列就日本、瑞典、芬蘭及美國等核能先進國家之用過核子燃料處置概況進行介紹。

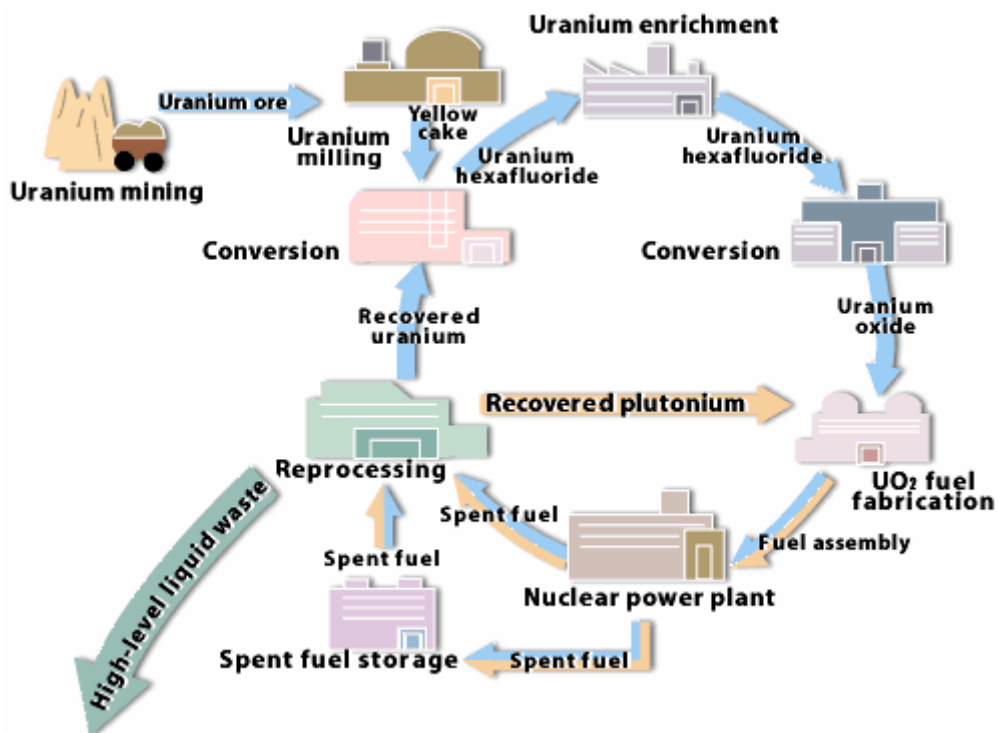
7.1 日本高放射性廢棄物處置發展概況

在日本處置高放射性廢棄物之專責機構稱為原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan -NUMO)，所負責的事項有高放射性廢棄物處置場之選址、建造、執照申請、運轉與封閉等工作；而高放射性廢棄物地層處置技術研發工作原來由日本原子能研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)及日本核子燃料循環與開發機構(JNC)所負責，此兩機構已於2005年10月1日統合成日本原子力研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)。不同於我國的核能組織，NUMO及JAEA皆是屬於民間經營的核能單位。

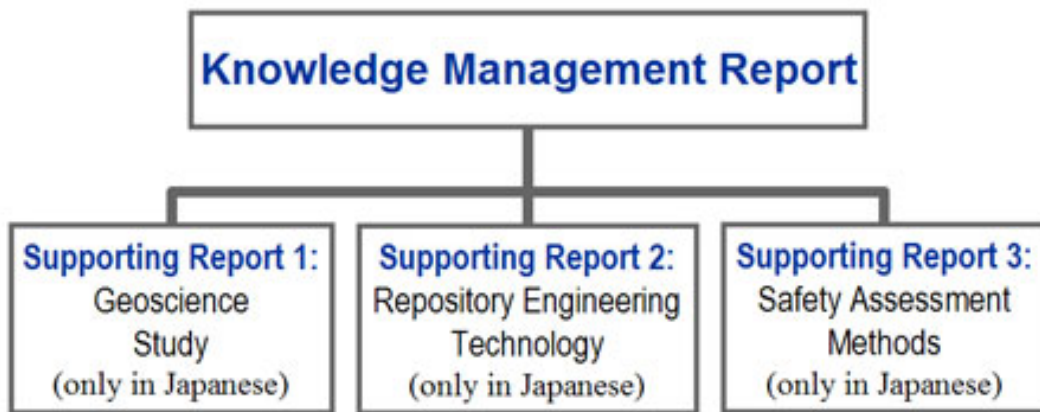
對於高放射性廢棄物之處理，日本方面是主張以深地層的方式進行。最主要的原因是在地底的深處，不會遭受到地震、海嘯及颱風的天然災害；至於人為的戰爭與恐怖活動也都可以避免。此外，在較深處的地底，核種之遷移是由地下水決定，然而此處的地下水流動是相當緩慢的，所以可以延長核種到達生物圈的時間。另一方面，對於處

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，可以有效控制處置容器發生銹蝕等化學作用，進而延長其壽命。也由於有如此的特性，日本的政府部門才決定採用此種深層處置的方式。日本對於高放射性廢棄物的處置流程如圖C-1所示。

自2000年6月，日本的國會終於制定了「特定放射性廢棄物最終處置法」，並且加盟國際原子能總署(IAEA)，一起努力制定國際條約中的「關於用過核子燃料管理以及放射性廢棄物的安全管理」聯合條約。在2001年6月，NUMO更在國內進行了第一屆的國際技術諮詢會議(ITAC)，此會議的目的在於認識國際間關於處置的技術，並保證NUMO對於處置技術之工作能符合國際水準。2005年9月日本核子燃料循環與開發機構(JNC)發表年度報告H17，針對HLW計畫於H12之後(即2001~2005年間)的研究成果，主要包括三部支持報告(Supporting Report，如圖C-2所示)。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)。



圖C-1 日本NUMO之用過核子燃料處置流程



圖C-2 H17 Report架構
(JNC, 2005)

截至目前為止，2006年1月17~19日的國際技術諮詢會議已經在東京進行了第九屆的會議，本次會議的內容均與H12報告息息相關，另外，有談論到公共溝通的議題與處置場址初步調查的討論，以及分析PA所用的工具程式。其中最令人感興趣的議題是針對PA的分析程式，這些程式大多於H12報告內有記載。例如，近場方面是用MESHNOTE，遠場地質圈方面是用MATRICS，生物圈方面則是用AMBER等程式。

NUMO更於近期訂定了高放射性廢棄物之規劃時程，在2008年之前，準備選定預訂調查之場址；2008-2012會對候選場址進行詳細調查；2012-2023則是以測試程式在地下所規劃之處置場進行探測；2023-2027會在選定場址開始進行建造，此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。圖C-3則是NUMO所提出的高放射性廢棄物之規劃時程圖。以下說明JAEA所屬單位、CRIEPI及JAIF的發展近況：

(A) 日本原子力研究開發機構之東濃地球科學研究中心(Tono Geoscience Center/JAEA)

瑞浪超深地層研究所預計分別於地下500公尺及1000公尺處建立實驗設施。目前正進行深井的探測工作與豎井開挖。鑽探深井則已達1000公尺處，鑽探特別選擇以穿越斷層帶的方式進行，並採取傾斜水平面 $5\sim 7^\circ$ 的角度進行鑽挖，同時於特定深度後，鑽頭更能於特定位置轉變其方向，此機具之研發成果類似電力中央研究所之鑽探設備，顯示日本對於深井鑽探之技術有其獨到之處。豎井直徑6.5公尺，通氣井直徑4.5公尺，目前已開挖至地下200公尺深的位置，平均進深約每0.5公尺/日。

瑞浪超深地層研究所現階段(第二階段)工作預計於今年9月中旬完成地面下200m的水平坑道。預計之研究內容則包含：

(a)解決Phase I待確認的議題，(b)確認在Phase I預測的地質模型並在開挖過程將相關資料進行回饋分析，(c)在Phase II中持續推估並確認綜合地工流程(Geosynthesis Work Flow)(圖C-4)。

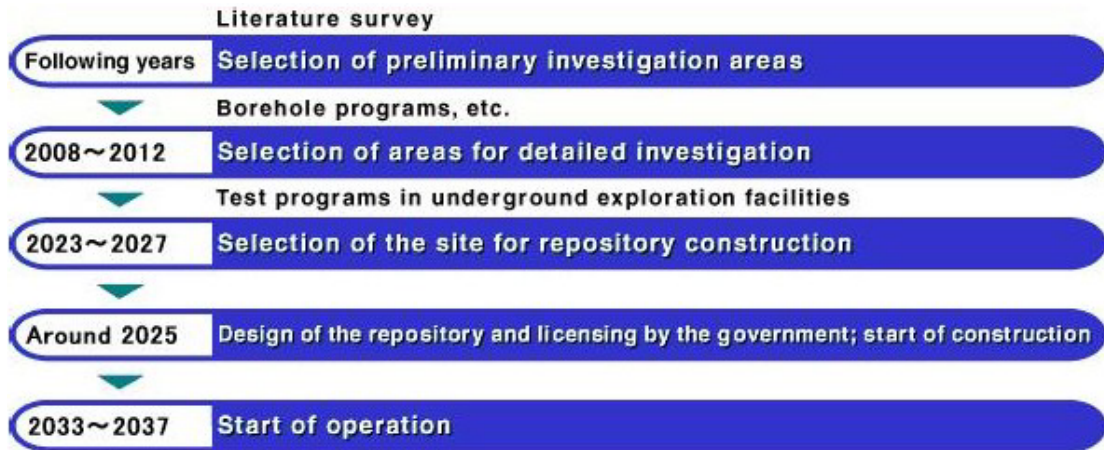
(B) 日本原子力研究開發機構之地層處分研究開發部門/東海事業所(Tokai Works/JAEA)

JAEA目前以H12之核種傳輸分析及數值模擬研究成果做為基礎，配合正在進行之相關試驗，修訂H12中之數值模型及提供更為可靠的假設參數，目前正式發表之研究已進展至H17(2005)報告，平成19年之研究成果發表會已於2007/9/18於東京完成。日本東海事業所之地層處分基盤研究設施在驗證功能安全評估情節模擬的試驗有膠體傳輸、氣體傳輸及緩衝材料侵入岩體裂隙及受水流侵蝕的行為。

(C) 日本原子力發電環境整備機構(NUMO)

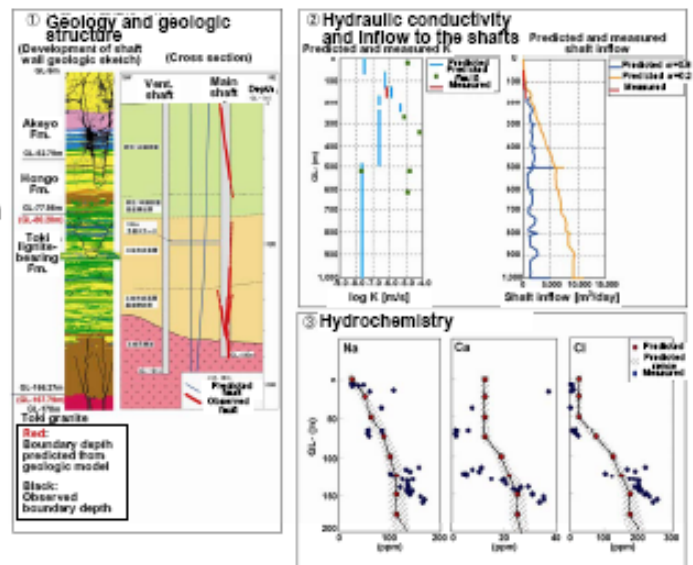
目前NUMO考慮之高放射性廢棄物處置場選址因子主要針對地震、斷層活動、火成作用、抬升與侵蝕、第四紀地層、天然資源、水文與地質、天然災害等。

Toyo Town可能做為日本高放射性廢棄物最終處置場址，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。在討論過程中，針對本計畫所提出之處置研究之可能合作方式，NUMO認為在無任何協議下，可依案例情況逐次尋求處置資訊之取得，



圖C-3 日本高放射性廢棄物之規劃時程圖 (NUMO, 2006)

- Resolve remaining issues identified in Phase I
- Confirm prediction in Phase I of geosphere model and responses to shaft construction
- Continue iterative approach during Phase II and confirm "geosynthesis work flow"



Confirmation of Phase I prediction by Phase II investigations
- Examples -

圖C-4 第二階段預計之研究內容

或許是可行的合作方式。對NUMO所屬計畫中正進行安全評估模式的平行驗證，是一項未來可再確認的合作項目。

(D) 電力中央研究所(CRIEPI)

日本電力中央研究所對高放廢棄物管理計畫之目標在建立高放廢棄物管理的量測與評估方法，其技術則支援NUMO，近程之計畫期程設定在2004至2008年(圖C-5)。目前重要研究項目，如地震對處置場危害分析及自行研發之可轉向式鑽探機具與地下水分析與模擬。以20倍重力加速之離心機進行緩衝材料長期沈陷評估實驗，歷經多次試驗及測試而趨於成熟，日後將可對緩衝材料中之水流行為進行離心加速分析。日本在最終處置設計中對於緩衝材料的選用，係採用日本國內自產的膨潤土，而非其他國家通用的美國MX-80膨潤土。目前可能採用的膨潤土出產地有兩處且膨潤石含量並不相同，故日本相關研究單位，目前正努力進行相關試驗及評估中。電力中央研究所目前正進行中的膨潤土試驗，將目標專注於膨潤土的長期行為評估，因此為模擬加速長期特性及行為，故採用離心機進行膨潤土的長期沈陷試驗。

(E) 日本原子力產業協會JAIF

JAIF與IAEA合作，現已成為IAEA的諮詢顧問一員。JAIF亦與其他超過20個國家與組織密切聯繫，如美國與法國，進行實質之資訊交換並參與相關會議。另外，JAIF在最近幾年亦積極、有效地與亞洲國家合作發展核能相關技術。JAIF將於2008年4月15-16日於日本東京Prince Hotel舉行年度會議。相關程序與註冊細節將另行公佈，相關會議諮詢可參考JAIF網頁<http://www.jaif.or.jp/english/index.html>。

JAIF成立於1956年3月1日，為致力於核能工業發展之非政府組織與非營利機構，在日本工業局的援助下，協助核能產業界和平使用核能。JAIF扮演核能相關研究與相關資訊交換

	2004	2005	2006	2007	2008
Master schedule of HLW disposal management	Selection of preliminary investigation areas (1st stage)				
Site Characterization & Performance Assessment	Estimation on uncertainty of underground		Survey and estimation method of solute migration		
	International cooperation research on crystalline rock (Phase 2) :ASPO				
	Development of technologies for evaluating transport properties of rocks				
Facility Design & Safety Assessment	Long term behavior of bentonite & cementaceous materials		Long term durability of cementaceous material		
	Long term behavior of deep underground rock cavern		Long term behavior of bentonite under HLW disposal condition		
			Survey and estimation method of deep underground rock cavern stability		
Support of Disposal Project	Systematization of survey and estimation method for Preliminary				
	CRIEPI's Fund	METI's Fund	NUMO's Fund		

	2004	2005	2006	2007	2008
Master schedule of HLW disposal management	Selection of preliminary investigation areas (1st stage)				
Site Selection Technology of 2nd Stage Long term stability of geological condition	Study on demonstraion for long term stability of geological condition		Quantitative prediction of earth's crust movement		
	Basic study on assessment and quantitative estimation of volcanic				
	Upgrade of survey and estimation technology for volcanism, uplift/subsidence and				
Characteristics of geological condition	Study on survey and estimation methods for characteristics of deep seated		Survey and estimation methods for characterization of geological environment		
	Study on estimation method for hydrology of fractured zone				
	In-situ co-operation research on sedimentary formation (Phase 1) : Mt. Terri, JAEA Horonobe				
	Demonstration of PI technology CRIEPI/NUMO collaboration				
	Development of controlled drilling technology (Drilling and Measurement in the hole)				
	Study on survey method for underground seepage from sea floor				
	Development of dating method for underground water (Phase 1)			Development of dating method for underground water(Phase 2)	
Upgrade of survey and estimation technology for underground water flow and rock					
	CRIEPI's Fund	METI's Fund	NUMO's Fund		

圖C-5 日本電力中央研究所用過核子燃料管理研發期程

的重要角色，並支持國家核能建設之發展與相關法規、規範之建立。

為達此目標，JAIF主要有以下幾項工作主題：

- ◆ 蒐集國際間核能發展相關輿論意見
- ◆ 就核能法規對政府主管機關或國會提出建言
- ◆ 規劃與審閱核能發展與運用計畫
- ◆ 與國際組織合作並促進國際合作
- ◆ 在日本國內外對核子事件的實地研究與調查
- ◆ 相關資訊服務
- ◆ 核能相關訓練
- ◆ 舉行會議或論壇
- ◆ 宣傳關於核能使用安全的知識
- ◆ JAIF會員的聯繫

目前JAIF約有500位來自不同專家領域之會員，未來有關放射性廢棄物最終處置相關資訊仍可接洽或透過JAIF瞭解。

C.2 瑞典高放射性廢棄物處置發展概況

目前瑞典的高放射性廢棄物管理計劃是由1972年成立的SKB(瑞典核燃料供應公司)負責，管理和處置來自瑞典核電廠用過核子燃料和放射性廢物設施，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報告採用處置概念特性如表C-1所示。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，

表C-1 瑞典用過核子燃料/高放射性廢棄物處置窖、處置容器、時間尺度概念表

處置窖	地質環境與熱荷載策略	廢棄物型態	廢棄物冷卻時間	深度(m)	處置窖設計	處置容器安置方式
特性	花崗岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料	30-40年	500	一條主隧道連接多條平行的處置隧道	垂直放置於鑽孔內
容器	處置容器		緩衝材料		回填材料	地下研究設施運轉
特性	銅製外殼(50mm)、內層鋼(50mm)承裝1.5tU；年限：100萬年		夯實膨潤土磚		壓碎岩石與膨潤土混合物	Äspö硬岩實驗室
時間尺度	安全標準		評估時間尺度		安全標準法規	選址法規
	個人劑量限值(mSv/yr)	個人風險限值(yr ⁻¹)	1000年，及1000年以後		SSI FS(1998:1)	1984年核能活動法(SFS 1984:3)及1998年環境法典(SFS 1998:808)
特性	0.1	10 ⁻⁶				

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（如圖C-6所示），對核廢棄物從產生、包裝、運輸、中間站，至最終處置的路徑進行討論，以釐清現階段應完成目標與主要研究方向。

C.3 芬蘭高放射性廢棄物處置發展概況

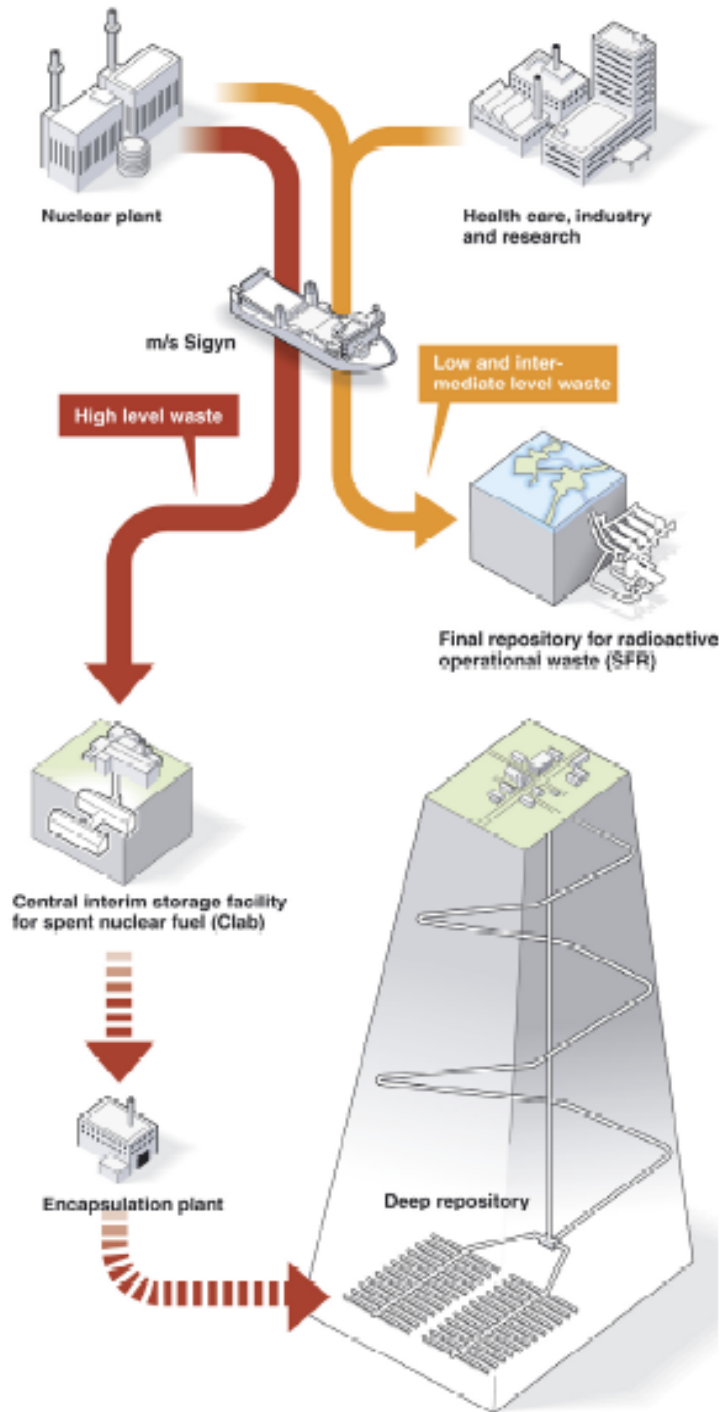
目前芬蘭國內共有兩座核能電廠，各擁有兩部機組，投資金額約8億4100萬歐元。位於赫爾辛基市東方一百公里處的Loviisa電廠屬Imatran Voima Oy公司（IVO），擁有兩部前蘇聯所設計的反應爐，反應爐所使用的核燃料也來自俄羅斯。另外，位於赫爾辛基市西方約兩百公里處的Olkiluoto電廠Teollisuuden Voima Oy公司（TVO），擁有瑞典設計的兩部反應爐，核子燃料則來自加拿大、澳洲、俄羅斯等地。目前四部機組的運作效能相當良好，提供全國超過12%的電力。但隨著用電量每年增加，開發新電力成為當務之急。

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

表C-2 芬蘭用過核子燃料/高放射性廢棄物處置窖、處置容器、時間尺度概念表

處置窖	地質環境與熱荷載策略	廢棄物型態	廢棄物冷卻時間	深度(m)	處置窖設計	處置容器安置方式
特性	花崗岩/飽和帶；低於水沸點	用過核子燃料	40年	500	一條主隧道連接多條處置隧道	垂直放置於鑽孔內
容器	處置容器		緩衝材料		回填材料	地下研究設施運轉
特性	銅製外殼(60mm)、內層鋼(55mm)承裝1.6tU；年限：100萬年		夯實膨潤土		砂與膨潤土混合物	無，但ILW處置場有地下研究隧道
時間尺度	安全標準		評估時間尺度		安全標準法規	選址法規
	個人劑量限值 (mSv/yr)	個人風險限值(yr-1)	1萬年		1999年政府決定 (1999/478) 及 STUK-YVL 8.4(2001)	1987年原子能法及1999年政府決定 (1999/478)
特性	0.1	10-6				

The Swedish system



Source: SKB

圖 C-6 SKB 最終處置系統圖

芬蘭早期高放射性廢棄物處置問題，乃是採取境外處置方式，將用過核子燃料運往俄羅斯處置，然而1994年國會通過的核能法修正案通過後，芬蘭的核電廠不得再將核廢棄物輸往俄羅斯，必須直接在國內處置。IVO及TVO兩家公司於是共同成立Posiva公司專門處理核廢料問題，Posiva在1996年一月正式運作。目前兩座核電廠中均設有低放射性廢棄物處置場，位於地下70至110公尺深的岩層內，其大小足以容納核電廠運作期限內所產生的所有低放射性廢棄物，分別於1992年及1998年運作。另外，Posiva公司在1999年5月申請在Olkiluoto廠址附近地下五百公尺深的岩層內興建高放射性廢棄物處置場，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。處置場基本特性如表A-2所示。

C.4 美國高放射性廢棄物處置發展概況

美國為世界上最早使用核能做為動力之國家，但早期對於高放射性廢棄物處理並未詳細規劃。核能發展日益普及後，高放射性廢棄物處置即成了重要的課題，1982年美國國會制定「放射性廢棄物政策法(Nuclear Waste Policy Act- NWPA)」，以解決高放射性廢棄物的處置問題。該法案明訂美國能源部(DOE)應依據法律程序，擬定處置計畫的預算，並負責規劃推動深層地質處置場與中期貯存場之研究發展計畫。1987年美國國會通過NWPA修正案(即NWPA/AA)，總統並核准以Yucca Mountain進行場址特性調查，稱為雅卡山計畫(YMP)。1998年YMP完成了適合性評估報告(Viability Assessment Report)，1999年7月YMP提出環境影響說明書，2001年DOE向NRC提交興建許可申請

書。在歷經二十餘年、四十億美金的科技研究經費後，美國參議院於2002年7月9日以60對39票通過內華達州雅卡山為民用高放射性廢棄物最終處置場，DOE原本預計於2004年提出建造許可，且預訂處置設施可於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。惟在安全基準上，美國環保署(EPA)制定的40 CFR Part 197，對輻射防護基準為1萬年遠低於國家研究院(NRC)建議的1百萬年，2004年7月聯邦法院對此裁決該EPA法規無效，因此EPA在2005年8月公告將輻射防護基準設為1百萬年。另外，在2005年3月中旬，美國能源部(DOE)的律師發現美國地質調查所(USGS)進行雅卡山計畫的水文地質模擬工作人員，在1998年至2000年間的約20封電子郵件有疑義，討論到可能有對事實作錯誤表達之處，故影響到處置場執照審核。由於前述事件之影響，DOE於2006年6月18日發佈通告，雅卡山接收放射性廢棄物時程修訂為2017年3月。由於上述時程修改，DOE將申請建造日期由2004年12月修改為2008年6月30日，NRC預計以三年時間詳細審閱相關文件以決定是否同意核發建造與營運執照，預計於2011年完成請照程序。處置場預計於2016年3月完成建造，並進行先期運轉測試完整流程，於2017年3月開始接受放射性廢棄物。

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運次的美國國防計畫產生的放射性廢棄物，其總體積約16萬5千立方公尺。至2006年9月為止，WIPP總計接收廢棄物共達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。