

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
100年度工作計畫

台灣電力公司

中華民國九十九年十二月

100年度工作計畫

目錄

	頁次
目錄.....	i
表目錄.....	ii
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 花崗岩體深層地質特性調查.....	3-1
3.1.2 離島地質處置合適性研究.....	3-2
3.1.3 台灣東部花崗岩體長期穩定性之監測與分析研究.....	3-3
3.2 處置技術的研究發展.....	3-3
3.2.1 岩塊熱傳試驗.....	3-4
3.2.2 深層地化條件物種穩定性研究.....	3-5
3.2.3 地質實驗室特性調查技術發展規劃.....	3-5
3.2.4 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗.....	3-6
3.2.5 近場緩衝回填材料特性之研究.....	3-7
3.3 用過核子燃料處置的功能評估.....	3-8
3.3.1 最終處置概念模式與變異情節之研究.....	3-8
3.3.2 近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之研究.....	3-9
4. 預期成果分析.....	4-1

附件

附錄A：「用過核子燃料最終處置計畫-100年度工作計畫」審查意見及答覆表

表目錄

	頁次
表 4-1：預期成果及效益	4-2

1. 概述

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(龍門電廠)，最近的將來還會有二部機組加入運轉發電。其中，核一、二廠四座機組為沸水式，核三廠兩座機組為壓水式，龍門電廠兩部則為進步型沸水式反應器。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，若運轉至60年將會產生約10,186公噸鈾的用過核子燃料。由於用過核子燃料中所含的放射性核種，如 ^{99}Tc 、 ^{135}Cs 、 ^{129}I 等分裂產物及 ^{237}Np 、 ^{239}Pu 、 ^{243}Am 及 ^{247}Cm 等錒系核種，其半衰期長達數十萬年，且部分核種為阿伐發射體，對人體具長期潛在的輻射危害，因此審慎尋找共同認可的處置方式，一直是核能技術發展的重點之一。

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質，促進非核害環境的永續發展。海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置、及深層地質處置是幾種曾被各國考慮的處置方案。上述這些方案經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是較為可行的一種處置方式。而所謂的「深層地質處置」係採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層的隔離阻絕特性，將用過核子燃料埋存在深約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，讓用過核子燃料的輻射強度在影響人類目前生活環境之前已衰減至可忽略的程度。

目前，我國用過核子燃料處置之推動，係依「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年7月核定版)」之擬定時程，切實執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作。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，2005~2017年為「潛在處置母岩特性與調查評估」階段。此階段任務的兩個重要里程碑為於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」(簡稱SNFD2009報告)，以及於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(簡稱SNFD2017報告)」。

目前已完成近程工作主要目標——彙整過去長程計畫研發成果與蒐集國內外相關資料，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(簡稱SNFD2009報告)」，該報告內容涵蓋「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評估」等技術發展成果，於2010年7月獲原能會同意核備，並上網公告。台電公司依核備之SNFD2009報告內容，據以修訂「用過核子燃料最終處置計畫書2010年修訂版」，目前送主管機關審查中。

根據SNFD2009報告的研究結果顯示：台灣地區雖處於地質不穩定帶，但活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性；除了離島花崗岩體具備長期地質穩定特性外，過去認為位於板塊邊界之本島花崗岩體，根據最新研究顯示可能近百萬年來已邁入穩定地塊條件。因此，在後續的潛在處置母岩調查工作中，將加強本島花崗岩體穩定性的研究，並取得其岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊。

在過去幾年中，台灣電力公司將潛在母岩特性調查技術之發展重點，集中於離島花崗岩體測試區之處置技術發展，期能透過各項技術的整合性驗證，取得關鍵技術的能力與成果，以及測試區的地質特性參數、構造及建構初步地質概念模式，供功能安全評估技術發展應用，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程。總計在離島測試區完成約500點地表重/磁力探測、16 km地電組剖面探測、3000 m(6孔)地質鑽探、及地物/水文/地化/岩力等各式孔內探測作業，並透過整合性的地質、地物、水文、水化學及環境資料解析，建構出離島測試區初步地質概念模式。

本計畫後續工作規劃係以SNFD2009報告為基礎，持續進行本島花崗岩處置母岩特性調查，同時進行處置工程技術及變異情節之功能安全評估技術的初步發展工作，以期達成潛在處置母岩特性調查與評估階段目標，準時於2017年底提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，此報告中將確認(1)我國是否有合適處置母岩，(2)我國是否已齊備關鍵處置技術。為達成此任務，本計畫需逐步完成我國花崗岩潛在母岩特性的調查與評估、建置深層花崗岩地質概念模式，以及本土化變異情節之功能安全評估技術的研發，作為撰寫SNFD2017報告的重要參考依據。

2. 計畫規劃

目前「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005~2017)中，本計畫後續目標是於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」；該技術可行性評估報告，將依據未來數年內調查評估成果試圖提出國內適合最終處置場候選場址建議調查區域，並依據調查成果評估處置關鍵技術發展之可行性，作為最終處置計畫下階段工作規劃之基礎。

為達成2017年目標，本計畫短期整體工作規劃(~2013)為：完成地質實驗室建置及坑道周遭岩體構造測繪工作，以作為後續地質實驗室各項技術研發及配置的基本底圖，以及進行近場系統整合研究之熱水力耦合模擬技術之發展。中期整體工作規劃(~2015)為：進行花崗岩長期穩定性調查研究；並進行花崗岩深層特性調查與技術驗證、洪水/地震情節評估技術之發展。於長期整體工作規劃(~2017)為：進行花崗岩體長期穩定性之驗證與變異情節功能安全評估技術發展工作；並完成國內處置技術可行性評估報告。

針對短期整體工作規劃目標，擬訂99~101年度之工作項目及內容包括：

- (1) 處置環境條件的調查研究：
 - (A) 花崗岩體深層地質特性調查
 - (B) 地質處置合適性研究
 - (C) 台灣東部花崗岩體長期穩定性之監測與分析研究
- (2) 處置技術的研究發展：
 - (A) 岩塊熱傳試驗
 - (B) 深層地化條件物種穩定性研究
 - (C) 地質實驗室特性調查技術發展規劃
 - (D) 實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗
 - (E) 近場緩衝回填材料特性之研究

(3) 用過核子燃料最終處置的功能評估：

(A) 最終處置概念模式與變異情節之研究

(B) 近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之研究

綜上所述，在民國106年提出「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」之長期目標下，本計畫將配合短期、中期及長期整體工作規劃來執行。而自100年度起，本計畫將依據短期整體工作規劃目標，逐漸進行上揭各項工作，其執行方式擬依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最終處置的功能評估等三項說明於第3章。

3. 規劃工作事項

依據第2章99~101年規劃之工作項目，配合本計畫2017年目標需要，就處置環境條件調查研究、處置技術的研究發展及用過核子燃料處置之功能評估短期所需之技術發展，分別規劃本年度(100年)需展開之研究工作，說明於后。

3.1 處置環境條件的調查研究

處置環境條件的調查乃針對我國地質環境條件，基於長期安定性的考量所進行最終處置技術可行性的調查與研究。根據「用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告(SNFD2009報告)」對我國地質環境累積資料回顧及針對處置技術發展的建議，最終處置計畫推動潛在處置母岩特性調查與研究工作，將聚焦於符合處置概念深度的深層花崗岩質環境特性調查工作，以提供長期安全性評估之用。

3.1.1 花崗岩體深層地質特性調查

本計畫應用過去於離島花崗岩測試區，建立整合性深層地質環境的調查評估技術的作業流程。本年度起將於本島東部花崗岩體進行深層岩體地質特性調查工作。擬整合地表地質、地球物理調查大地電磁及鑽探井測調查等資料，初步解析出東部花崗岩體之分布與構造特性。

計畫將依據空中磁測解析結果，就花崗岩可能邊界擇適當地點，規劃一口500公尺深鑽井取得深層岩芯，進行必要之深層岩體特性分析工作。工作進程包括用地取得、鑽機安裝與施作等工作後，依地質與構造條件進行鑽探與取岩芯工作，此項工作之完成因地形、地勢及用地、用電申請等程序，耗時可能超過一年。鑽井完成後，隨即進行岩芯井錄，並展開井下地球物理井測、井下攝影及裂隙位態判識等工作，以提供後續水文地質及地球化學特性調查、監測規劃之基礎資訊。

由於本計畫已於96~99年度完成本島花崗岩分布區域之空中磁力探測資料的解析工作，取得大範圍岩體與構造之分布資訊。故本年度將參考空中磁測調查成果資料，並參考地形、航照等圖資，於所研判之地下花崗岩體分布範圍與構造線形等處，規劃可行之探測位置與點數進行現地之大地電磁測勘。相關工作規劃主要配合取得地質實驗室之地下三度空間的地質與含水層構造分布資訊。

3.1.2 離島地質處置合適性研究

過去本計畫已在離島花崗岩測試區建立了地表地質與深層地質環境的調查評估技術，並蒐集國內離島及本島活動構造、火山活動及環境變遷等現有資料，提供影響處置環境因子的評估。

依照SNFD2009報告審查委員建議發展本土裂隙網路之水文地質傳輸分析，模擬技術由現有井下資料解析，進展至花崗岩體坑道實驗之裂隙網路解析，除供驗證與精進前期所發展的調查技術，亦滿足下階段候選場址調查所需的調查與解析技術。

有鑑於此，前一年度本計畫利用離島小規模試驗場水力試驗、裂隙水力傳導係數之地質統計分析所得資料，模擬二維裂隙之裂隙滲透係數分布、裂隙連通性及溶質傳輸參數。本年度將持續利用現場裂隙量測資料驗證裂隙網路模擬結果，於離島花崗岩測試區量測坑道裂隙，取得裂隙中心分布數據，用以發展整合離散裂隙網路之三維裂隙結構模擬(例如DFN_NET模式)，作為未來地質實驗室分析現場裂隙資料之數值模擬應用工具。

同時本年度將持續於離島花崗岩體測試區，進行區域性井下裂隙帶壓力的長期監測，利用多裂隙段封塞設備於測試區相距數公里的三口鑽井，同時量測其主要裂隙壓力隨時間之變化，以研析其變化趨勢及用於計算各深度裂隙壓力之梯度，以利後續區域性地下水流速之計算，以提供地質概念模式深層地下水特性之長期監測資訊。

3.1.3 台灣東部花崗岩體長期穩定性之監測與分析研究

針對本島東部花崗岩體之地震影響及抬升或沉陷關係，規劃為長期穩定性調查最優先進行的項目。本計畫擬於鄰近地質實驗室地區設置三部地震儀，進行高精度震源定位、震波速度及震波參數分析。並蒐集國內強震網觀測資料，對本島東部花崗岩體附近區域，進行地震活動性分析，包括區域地震分布及活動型態與區域構造之關係，提供長期穩定性評估之用。

國內目前針對本島東部花崗岩體的位移監測資料缺乏，針對花崗岩體長期穩定性議題之研究更是闕如，本計畫規劃在適當地點建立花崗岩體GPS連續觀測站，進行GPS長期觀測工作，藉以取得岩體抬升或沉陷之位移變化量等資訊，以分析其長期變動趨勢。

本年度主要的工作內容包含國內現有GPS調查與研究資料之蒐集、GPS固定監測站與定期觀測樁之規劃與建置、定期觀測樁測量作業，以及長時間的GPS連續觀測與記錄。其中，定期觀測樁測量與GPS觀測作業將持續數年，取得連續而長期具代表意義的觀測量，作為區域性地質穩定分析參考佐證使用。

3.2 處置技術的研究發展

深層地質處置技術主要利用多重障壁概念，以層層的障壁來阻延用過核子燃料中放射性核種的遷移，使核種到達人類生活環境時，其放射性已衰減至安全限值以下。多重障壁可分成天然障壁(處置母岩)及工程障壁(包封容器及緩衝回填材料)，其對隔離/遲滯核種遷移所扮演的角色，在近場環境功能/安全評估上益形重要。因此，在進行處置前，有必要針對上述之障壁材料，進行材料特性對隔離/遲滯核種遷移效果之各項研究，並取得重要的特性參數。另外，考量未來地質實驗室相關研究之需求，本計畫亦將規劃坑道內各項調查/試驗技術之發展，以利後續工作之進展。

3.2.1 岩塊熱傳試驗

為了瞭解用過核子燃料之核種衰變釋放出熱能對周圍岩體產生熱效應，技術上可藉由實驗室試驗或現地試驗取得相關的參數，以作為未來潛在處置母岩安全性評估之依據。有鑑於現地試驗尺度規模較大，欲取得代表性試驗數據，人力及物力耗費甚巨，故初期擬以室內實驗之方式，取得初步各項反應機制交互作用結果。本年度此項工作之目的即在實驗室中進行岩塊試驗，針對不同的影響因子進行量化的控制試驗，以研究不同因子對參數之影響，進而評估影響因子對參數之敏感性。

過去兩年計畫中本計畫已利用暫態平面熱源法以及熱探針法，針對離島花崗岩之岩芯與岩塊，進行熱傳導係數的量測工作，測得熱傳導係數，並進行小比例尺溫度場之數值模擬，據以建立相關試驗與數值模擬之能力。在此基礎上，後續將針對處置設施工程障壁系統所需模擬技術進行岩塊試驗設計。

由於未經外力擾動之自然深層岩體其溫度場、應力場及地下水流場原本為一穩定狀態，且其中溫度、應力與流體等因素具有相互影響之關係，若此自然深層岩體進行處置設施之地下工程施工，勢必影響且改變原有之平衡狀態，加上核種衰變釋放出熱能引致熱應力，導致岩體之應力重新分配。

為此，本計畫展開小比例緩衝材料與岩塊熱效應之試驗與模擬工作，本年度先進行試驗設計與儀器安裝，工作重點包括：

- (1) 檢視SNFD2009報告蒐集與彙整之離島花崗岩及緩衝材料相關的物理與力學性質相關參數，是否符合試驗及模擬參數之需求，不足部分將進行量測。
- (2) 設計小比例緩衝回填材料與岩塊之熱效應模型試驗，包括緩衝回填材料配合實驗尺寸壓鑄成型、加熱器安裝作模擬熱源、岩塊鑽孔模擬處置孔等配置，並完成儀器組裝工作。

後續年度展開試驗工作，取得參數，並據以進行熱效應數值模擬，以評估障壁系統的熱力穩定性。

3.2.2 深層地化條件物種穩定性研究

在用過核子燃料地質處置系統中，地下水是影響核種外釋、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條件，長期影響核種傳輸的化學反應與穩定性。

為了探討核種與廢棄物罐材質在特定地下水水質條件下的穩定性，本計畫在過去已陸續完成Eh(pe)-pH穩定相圖繪製與溶解度模擬計算技術之建立，以及相關核種在W區平均地下水水質條件下的穩定相圖繪製與溶解度模擬計算。由於本計畫至2008年，已取得離島花崗岩測試區較完整的深層地下水水質資料，因此，在本年度計畫中，將利用過去所建立的穩定相圖繪製技術，來繪製U、Cu和Fe元素在此測試區深層地下水之水質條件下的Eh(pe)-pH穩定相圖，藉以瞭解上述元素之穩定性及穩定型態，提供評估處置環境地球化學條件必要資訊，並可作為後續核種溶解度模擬計算的參考依據。

3.2.3 地質實驗室特性調查技術發展規劃

過去國內發展深層地質特性調查技術，完整建立鑽井內地質、構造、地球物理、地球化學、水文地質及岩石力學等試驗、調查與資料解析之能力，有鑑於國際間處置環境特性調查技術包括地表與地下的調查，以及處置工程技術發展。其中地下的調查與處置工程技術的發展，需仰賴地下地質實驗室的建立。在處置技術發展方面，善用地質實驗室進行跨孔試驗，可驗證過去深井試驗建立的流程及技術可行性，盡早取得與處置環境最近似的地下地質特性參數，進行不同地區花崗岩特性的處置技術可行性評估。另一方面，地質實驗室可提供工程開挖對地下岩體影響的初步研究所需之平台，取得地下岩體工程地

質特性、建置三維裂隙構造模式、並整合深層地質現地試驗成果，提供技術驗證、合作、訓練等多功能技術發展平台。

本計畫為完備國內處置環境調查、處置工程技術及功能安全評估等技術，以期達成2017年階段目標，於本年度擬建置地質實驗室，尋求與規劃於國內已知且鄰近道路的花崗岩體，建置水平深入岩體百公尺以上、直徑約6公尺之試驗坑道；目前台電公司規劃委託國內隧道工程專業團隊施工，若在地方無異議且相關單位均能配合進行，預計民國101年底可以完工。

除安全考量外，原則上，坑道面不噴漿，並採自然排水、強制通風等方式建置，以利後續地質實驗室相關試驗之進行。地質實驗室建置過程中，擬安裝監測儀器以評估建置期間工程對地下岩體的影響性；地質實驗室建置完成後，將先進行坑道面之主要岩脈/裂隙/斷層分布及位態的量測與資料建置，以及岩體應力分布、地下水分布之量測與測繪工作，做為後續相關試驗規畫的重要參考依據。此外，針對地質實驗室深層地質特性調查工作擬定一規劃書，提送原能會審查，作為國內首座地質實驗室於「潛在處置母岩特性調查與評估」階段後續技術發展之依據。

3.2.4 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吸附特性的研究，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，本項工作後續天然障壁吸附特性研究，將暫時鎖定在花崗岩的相關研究上，以進行處置功能安全評估。針對本土花崗岩類相關水力傳導、吸附、擴散、延散等參數，需要靠實驗室長期進行核種遷移相關試驗來取得。

過去本計畫在實驗室內進行平行類比實驗，求取核種吸附的相關參數，以提供功能安全評估所需之本土數據。迄今已進行好氧及厭氧環境下，花崗岩與泥岩質母岩及緩衝回填材料(膨潤土混合石英砂及粉碎花崗岩)的Cs與Se核種之吸附動力學試驗、以及不同溫度下核種吸附之影響探討，並持續核種分配吸附參數Kd值資料庫之更新。

本年度主要針對離島花崗岩鑽井取得之不同深度岩芯，進行核種吸附特性的研究及模擬分析，並同時以離島花崗岩之岩樣薄片進行擴散實驗，試驗核種包括Cs、Se，實驗所用液相為測試區合成地下水。此外，針對未來地質實驗室的實驗規劃所需，擬蒐集傳流相關實驗技術資訊，先以室內的類比環境發展核種傳流相關實驗技術與方法，以期未來可以在地質實驗室重複此系列實驗方法，獲取現地實驗結果數據。

3.2.5 近場緩衝回填材料特性之研究

由於緩衝材料介於廢棄物罐與處置母岩之間，主要功能為遲滯放射性物質外釋及阻絕與延遲地下水及其它地下環境影響因子造成廢棄物罐的破壞。緩衝材料為深地層處置場重要安全障壁設計之一，為確保放射性廢棄物與生物圈長久隔離，亦需確保緩衝材料之工程耐久性與長期穩定性。緩衝材料因環繞廢棄物罐外圍，將受廢棄物體之輻射與衰變熱作用影響，當處置場封閉後亦將受到地下水入侵之影響，故緩衝材料初期會受長期的熱效應作用，需具備適當之熱傳導特性，使其有效地降低近場之熱負荷所造成之緩衝材料劣化之影響，且受熱時具備最小之乾燥收縮量，避免因乾燥收縮造成裂隙成為核種外釋或地下水入侵之途徑；當地下水入侵時近場將成為水-熱環境作用，加上處置場位於地下數百公尺處，亦受到地壓力及受水份入侵後緩衝材料回脹力等影響，故緩衝材料需具備受長期地壓荷載下不造成潛變與變形之特性，其適當之回脹特性可使緩衝材料發揮自我癒合之功能，將處置坑周圍之裂縫或空隙填滿，受水份入侵濕潤後造成之回脹壓力不可過大而破壞廢棄物罐周圍母岩為佳。故本年度將依深地層處置場緩衝材料特性與設計為主軸，瞭解國際間以深地層處置之國家其處置場緩衝材料之選擇與材料特性，以做為我國緩衝材料之選擇與設計之參考。

3.3 用過核子燃料處置的功能評估

由於用過核子燃料的最終處置作業特性有別於一般土木工程與大地工程的主要原因源自處置源項所含的長半化期核種與長時間對處置設施產生的衰變熱。因此最終處置計畫的進行有必要詳細評估整個處置系統經長期演化(evolution)可能引起的交互影響。用過核子燃料最終處置場近場環境(包括廢棄物本體、廢棄物罐、處置坑道緩衝區與回填區、坑道旁開挖擾動帶及周圍所接觸母岩等)的效應演化程序，主要是受熱量(thermal, T, 簡稱熱)、水力(hydraulic, H, 簡稱水)、機械(mechanical, M, 簡稱力)與化學(chemical, C, 簡稱化)等四項較為重要的因素所影響。上述影響因素對處置場的演化會依其涉及之時間與空間尺度特性持續產生效應，且各因素間的耦合效應(coupled process)使得處置系統演化更形複雜，其效應的相關參數與影響程度也隨場址狀況而改變。目前國際間針對用過核子燃料最終處置熱、水、力、化特性與其耦合行為模式之評估研究始於1970年代，目前已具有中長期研究發展規劃、不斷發展與驗證的數學模式、試驗技術與大型地下實驗室的建置。國際間除致力於相關研究外，自1991起，已分別進行CHEMVAL與DECOVALEX等大型國際合作計畫。因此本年度用過核子燃料處置的功能評估工作擬依據國際相關文獻，對熱水力與其耦合行為等重要影響特性，及其於用過核子燃料最終處置場近場環境的演化效應與程度等進行分析，俾利後續近場緩衝回填材料達飽和後行為模擬之研究。

3.3.1 最終處置概念模式與變異情節之研究

基於台灣本島位於歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊聚合交界處，一般從板塊聚合之本島上的特殊山嶺地形的研究中可以反映造山運動、侵蝕率以及氣候環境等相互間之特殊關係。因此最終處置場址受到地體抬昇率與地表侵蝕率作用，大約在10萬年後處置區上方覆蓋厚度逐漸減小，再加上氣候變遷海水面可能上升的環境因素，使得處置場上方地面可能接近僅稍高於海水面或為海水淹沒，此時廢棄物體所

含放射性核種可能容易外釋到生物圈海洋環境之中。所以本年度計畫將針對前述本島地表上升速率與地表侵蝕速率及周圍海平面的變化趨勢等環境影響因素，進行探討與綜合分析，研究分析處置場址受到海水淹沒所產生的影響及海洋外釋的評估技術。此外，地震對放射性廢棄物最終處置系統之長期安全性影響為重要研究議題之一，強震可能造成周圍母岩破壞或透過母岩震動與變形，導致地下設施發生不同程度之損害。處置場隧道周圍母岩的破壞如受斷層錯動，其破壞性甚強，有可能地下設施結構因無法承受此衝擊而遭受損害，因此有關處置設施受地震影響的損害研究，為相當重要的議題，故本年度亦擬參考國際間地震對地下設施危害之案例分析，以及相關地震研究發展，探討地震活動對地下設施之重要影響因子，做為未來地震危害分析及情節分析研究基礎。

工作執行方法於100年度為分析探討地表侵蝕速率、地表上升速率及海平面變化等環境因素對於處置場址之影響、分析洪水情節之特徵、事件與過程(FEPs)、曝露途徑與系統分析；探討地震活動對地下設施影響及處置場設施之相關研究等。而執行流程則可分為資料歸納與分析、情節系統分析，以及探討地震活動對地下設施影響及處置場設施等之相關研究。

3.3.2 近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之研究

有關用過核子燃料處置的功能/安全評估，歷年來依據技術發展所得的現地調查資料與解析結果、處置設施概念，先後建立虛擬處置場與基本情節下核種外釋概念模式，並分別就近場、遠場之核種外釋率與生物圈之人體劑量率，建立評估分析模組，及處置場全系統安全分析模組(含不確定性與參數敏感度分析)，已具備用過核子燃料深層地質處置之處置設施功能/安全整合性評估所需的相關基礎技術。並於2009年達成並完成我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告之重要里程碑。

由於用過核子燃料的最終處置作業特性有別於一般土木工程與大地工程的主要原因源自處置源項所含的長半化期核種與長時間對處置設施產生的衰變熱。因此最終處置計畫的進行有必要詳細評估整個處置系統經長期演化(evolution)可能引起的交互影響。用過核子燃料最終處置場近場環境(包括廢棄物本體、廢棄物罐、處置坑道緩衝區與回填區、坑道旁開挖擾動帶及周圍所接觸母岩等)的效應演化程序，主要是受熱量(thermal, T, 簡稱熱)、水力(hydraulic, H, 簡稱水)、力學(mechanical, M, 簡稱力)與化學(chemical, C, 簡稱化)等四項較為重要的因素所影響。上述影響因素對處置場的演化會依其涉及之時間與空間尺度特性持續產生效應，且各因素間的耦合效應(coupled process)使得處置系統演化更形複雜，其效應的相關參數與影響程度也隨場址狀況而改變。目前國際間針對用過核子燃料最終處置熱、水、力、化特性與其耦合行為模式之評估研究始於1970年代，目前已具有中長期研究發展規劃、不斷發展與驗證的數學模式、試驗技術與大型地下實驗室的建置。國際間除致力於相關研究外，自1991起，已分別進行CHEMVAL與DECOVALEX等大型國際合作計畫。依據用過核子燃料最終處置計畫書2010年版中，技術發展與應用需求期程規劃明訂功能/安全評估技術發展需進行近場分析模擬技術與模式建構。為符合潛在處置母岩特性調查與評估階段及未來候選場址評選與核定階段對處置場熱-水力-力學-化學耦合效應研究之技術需求，宜先釐清熱、水、力、化個別或可能耦合行為對近場環境與核種遷移之影響，並進行用過核子燃料最終處置場近場環境的演化效應與程度分析。因此本年度用過核子燃料處置的功能評估工作擬依據國際相關文獻，對熱水力與其可能耦合行為等重要影響特性，擬透過模式模擬來了解熱、水、力(THM)的耦合作用及其對最終處置場近場環境的演化影響，俾利後續近場熱水力耦合與配合未來近場地下水化學特性/反應研究(化學因素)等現地試驗相關研究成果而完成緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之研究。

4. 預期成果分析

本計畫目前執行「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005~2017)，預定於2017年達成提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017報告)」之階段使命。該技術可行性評估報告，將確立國內離島及本島是否均有花崗岩潛在處置母岩，並依據特性調查成果評估處置技術發展之可行性，作為最終處置計畫後續工作規劃之基礎。

為達成上述之目標，本計畫工作針對處置環境條件的調查研究、處置技術的研究發展、以及用過核子燃料處置的功能評估，提報本年度之計畫工作，其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	
完成本島東部花崗岩第一口500公尺深取岩芯地質探查井之設置	提供鄰近地質實驗室之深層地質特性調查所需地質、構造、地物、水文地質、地球化學及岩石學試驗岩芯及井下量測作業平台，以取得鄰近地質實驗室之深層地質特性調查數據。
完成離島測試區三口大區域深井(均達500公尺深)之裂隙封塞壓力監測系統安裝，展開壓力監測作業。	取得深層裂隙之長期壓力監測紀錄，用以計算大區域深層地下水流速特性，提供建構地質概念模式所需之水文地質長期監測資訊。
完成離島花崗岩坑道裂隙量測，並發展整合離散裂隙網路之三維裂隙結構模擬(例如DFN_NET模式)及自動驗證模組(DFN_OPT)。	提供未來地質實驗室裂隙分析之用。
完成東部花崗岩體首度建置之地震監測站及GPS連續觀測站，取得地震定位、地震危害度評估、岩體長期抬升或沉陷高精度數據。	提供本島東部花崗岩長期穩定分析之用。
處置技術的研究發展	
完成緩衝回填材料實驗尺寸壓鑄成型、加熱棒安裝、岩塊鑽孔，以及試驗儀器之組裝。	提供功能與安全評估之用，以及未來現地試驗規劃之依據。
完成U、Cu和Fe元素在離島測試區深層地下水之水質條件下的Eh(pe)-pH穩定相圖繪製工作。	建立本土花崗岩地下水質條件下U、Cu和Fe元素之穩定性及穩定型態資訊，提供處置環境地球化學條件必要資訊，作為後續核種溶解度模擬計算參考依據。
完成地質實驗室特性調查技術發展規劃	作為後續地質實驗室特性調查工作推動之依據。
展開離島測試區花崗岩樣之實驗室核種遷移與緩衝回填材料試驗，獲致放射性或非放射性Cs及Se好厭氧條件下之吸附動力學參數。	取得本土花崗岩類核種遷移基本數據，提供功能安全評估之用。
國際間處置場近場環境緩衝材料特性之探討	提供後續緩衝材料長時間尺度力學機制穩定性研究及緩衝材料參數試驗之研究基礎，並可做為未來安全評估之參考。
洪水與地震活動對處置場或地下設施之影響分析	提供我國未來處置場變異情節功能/安全評估技術發展之參考與相關技術發展之基礎。
用過核子燃料處置的功能評估	
洪水與地震活動對處置場或地下設施之	提供我國未來處置場變異情節功能/安

影響分析	全評估技術發展之參考與相關技術發展之基礎。
近場核種遷移行為模擬所需考量之影響因素與模擬特性概念	提供未來發展近場緩衝回填材料達飽和後核種遷移行為模擬之評估依據，並可作為2017年「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」之技術基礎。