

用過核子燃料最終處置計畫  
候選場址評選與核定階段  
112 年度工作計畫  
(修訂二版)

台灣電力公司

中華民國 112 年 1 月



# 112 年度工作計畫目錄

頁次

1. 前言 .....	1-1
2. 計畫目標 .....	2-1
3. 場址合適性調查與調查技術 .....	3-1
3.1. 臺灣海域中生代基盤岩特性調查 .....	3-1
3.1.1. 長支距多頻道反射震測探勘 .....	3-2
3.1.2. 火花放電反射震測 .....	3-3
3.1.3. 地球物理調查資料綜合判釋 .....	3-4
3.2. 長期監測與樣本分析技術 .....	3-10
3.2.1. 全球衛星定位連續監測與時序分析 .....	3-10
3.2.2. 微震監測及資料解析 .....	3-11
3.3. 地質描述模型與資料視覺化技術 .....	3-13
3.3.1. 地表系統描述模型 .....	3-13
3.3.2. 地球化學描述模型 .....	3-14
3.3.3. 岩石力學描述模型 .....	3-16
3.3.4. 傳輸特性描述模型 .....	3-17
4. 工程設計 .....	4-1
4.1. 緩衝回填材料特性 .....	4-1
4.1.1. 緩衝材料與回填材料飽和行為分析 .....	4-2
4.1.2. 緩衝材料與回填材料受侵蝕影響分析 .....	4-3
4.2. 地下設施設計 .....	4-6
4.2.1. 地下設施設計需求規範 .....	4-6
4.2.2. 處置孔、處置隧道與周邊隧道的規劃 .....	4-8
4.2.3. 地下處置設施之深度設置規劃 .....	4-9
5. 安全評估技術 .....	5-1
5.1. FEPS檢核與分析 .....	5-1
5.1.1. 臺灣本島結晶岩環境之FEPS資料清單檢核 .....	5-2
5.2. 輻射源項 .....	5-3
5.2.1. 核臨界分析技術 .....	5-3
5.2.2. 廢棄物罐表面劑量率評估 .....	5-4
5.3. 不確定性分析 .....	5-5
5.3.1. 參數之不確定性管理 .....	5-5
6. 整合性技術 .....	6-1

6.1. 資料庫建置.....	6-1
6.1.1. 資料庫精進.....	6-1
6.2. THMC耦合分析技術.....	6-3
6.2.1. 耦合分析技術與驗證.....	6-3
<b>7. 參考文獻.....</b>	<b>7-1</b>

## 圖目錄

頁次

圖 1-1	：用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃 .....	1-3
圖 3-1	：長支距多頻道反射震測探勘原理示意圖 .....	3-6
圖 3-2	：長支距多頻道反射震測資料收集示意圖 .....	3-6
圖 3-3	：海域（長支距）多頻道反射震測資料處理流程圖 .....	3-7
圖 3-4	：火花放電反射震測的資料收集流程圖 .....	3-8
圖 3-5	：火花放電反射震測資料處理流程 .....	3-9
圖 3-6	：土壤持水特性曲線圖 .....	3-19
圖 3-7	：兩種不同試驗密度及其符合水力傳導係數分布示意圖 .....	3-19
圖 4-1	：攝水試驗配置 .....	4-5
圖 4-2	：裂隙水流侵蝕試驗模具設計示意圖 .....	4-5
圖 4-3	：隧道形狀與規模設定之分析流程 .....	4-11

## 表目錄

表 4-1：隧道力學穩定性相關判斷指標、基準(參考) .....	4-12
表 4-2：隧道支撐的應力強度相關判斷指標、基準(參考).....	4-12

## 1. 前言

我國自 67 年開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的 6 部核能機組，其中，核一、二廠 4 座機組為沸水式反應器(Boiling Water Reactors, BWR)，核三廠 2 座機組為壓水式反應器(Pressurized Water Reactors, PWR)。預估此 3 座核能電廠的 6 部機組運轉 40 年，所產生的用過核子燃料組件(assemblies)預估數量合計約為 BWR 17,890 束組件，PWR 4,320 束組件，約相當於 4,913 公噸鈾的用過核子燃料。

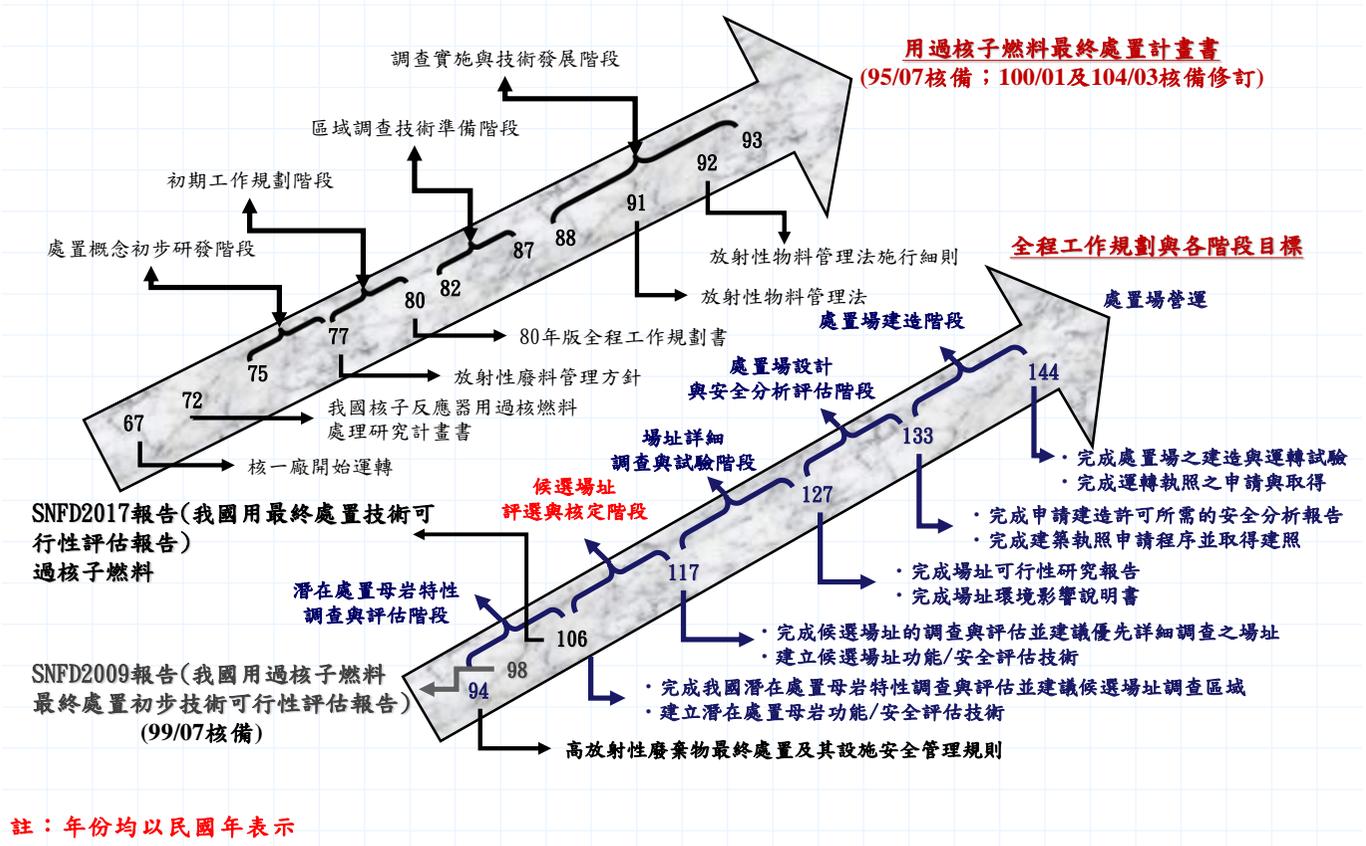
用過核子燃料是指在核子反應器燃燒到無法再有效地支持核分裂反應且被移出反應器的核子燃料；依據國內法規定義，高放射性廢棄物指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物。高放射性廢棄物具有相當高之放射性，會釋放大量的衰變熱，所含之放射性核種中，如  $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{135}\text{Cs}$ 、 $^{129}\text{I}$  等分裂產物及  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{243}\text{Am}$  與  $^{247}\text{Cm}$  等錒系(Actinide)核種，其半化期長達數十萬年，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，確保高放射性廢棄物可以長期摒除在可能影響人類目前生活環境之外，一直是核能技術發展的重點之一。

經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是高放射性廢棄物較為可行的最終處置方式。所謂「深層地質處置」是利用深部岩層的隔離阻絕特性，採用「多重障壁」的概念，將用過核子燃料埋在深約 300 m 至 1,000 m 的地下岩層中，再配合廢棄物罐、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障壁系統，有效阻絕或遲滯核種的釋出與遷移，以換取足夠的時間使用過核子燃料的輻射強度在影響生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

我國用過核子燃料處置之推動，係依台電公司 95 年提報行政院原子能委員會(簡稱原能會)核定之「用過核子燃料最終處置計畫書」擬定時程及規劃，執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作，處置計畫書每 4 年檢討修訂，以確保處置計畫符合國際現況發展。處置計畫全程工作共分為「潛在處置母岩特性調查與評估(94 年~106

年)」階段、「候選場址評選與核定(107年~117年)」階段、「場址詳細調查與試驗(118年~127年)」階段、「處置場設計與安全分析評估」階段(128年~133年)及「處置場建造(134年~144年)」階段等5個階段(如圖 1-1)。「潛在處置母岩特性調查與評估階段」已於106年結束，台電公司分別於98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(SNFD 2009報告，台電公司，2009)」及106年底提報「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD 2017報告，台電公司，2017)」，達成第1階段重要里程碑，報告結論包括：「(1)確認我國具有結晶岩深層地質處置之可行性；(2)排除西南部泥岩的處置可行性；及(3)需持續關注中生代基盤岩的研究以探討其處置可行性。」確認國內具有合適之處置母岩、最終處置設施工程設計及長期安全評估能力與技術。

另，依原能會109年1月14日以會物字第1090000642號函核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」，目前為「候選場址評選與核定(107年~117年)」階段，本階段工作在運用「潛在處置母岩特性調查與評估」階段所建立之技術及獲致的成果，包括初步取得的岩體可能範圍、大小尺寸、構造的可能位置及基本地質特性等資料，從國土範圍中挑選合適的潛在處置母岩並建議列為未來處置設施設置的數個地區，進行候選場址的特性與安全評估等相關研究，提供區域性環境與候選場址地質條件的基礎資料，進而評選出處置設施設置的建議地點，以進行詳細場址調查與確認，各項結果亦反覆回饋於本階段之安全評估技術建立，同時亦從候選場址處置設施功能與安全觀點，提供作為評選場址之參考。



註：年份均以民國年表示

圖 1-1：用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃

## 2. 計畫目標

依據最新核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」，本階段(107年至117年)整體計畫發展策略規劃分為2期進行，分別為前4年「調查準備期(107年~110年)」與後7年「區域調查期(111年~117年)」；另，依放射性物料管理局於109年3月24日以物三字第1090000825號函同意備查之「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，規劃工作依照「場址合適性」、「工程設計」與「安全評估」等架構進行技術工作規劃與發展路徑圖，以達成本階段主要目標：「完成候選場址的調查與評估並建議優先詳細調查之場址」及「建立候選場址安全評估之技術」。

就「場址合適性調查技術」工作規劃，「區域調查期」承續第一階段發展之潛在處置母岩特性調查技術，持續精進通用型之區域特性調查技術，並視國內高放選址法規立法進度，於「區域調查期」開始進行候選場址區域調查及技術發展。本階段工作將依：「現地調查試驗程序與整備」、「地質單元及地球物理調查」、「水文地質及地球化學調查」、「地質構造及大地應力調查」、「長期監測與樣本分析技術」與「地質描述模型與資料視覺化建構技術」等6大技術面向分項進行，以期於115年完成「候選場址之特性調查與評估」相關工作。

「處置設計與工程技術」工作規劃方面，因目前尚無明確場址，故工程設計相關工作，將著重於持續發展通用的工程設計相關技術與處置系統本土適用性驗證，技術發展主題包含概念設計與接續的設計分析工作，以及精進長期性能評估技術。本階段工作包括：「工程障壁性能評估」及「處置系統適用性驗證與設計調整」2部分進行，以期於114年完成「處置場概念設計」。

「安全評估技術」工作規劃方面，因目前尚無明確場址，故安全評估相關工作，將著重於發展用過核子燃料最終處置設施特定需求的封閉後長期安全評估技術，涵蓋工程障壁及地質環境在不同情節下處置設施核種外釋的特徵、事件及作用(FEPs, Feature, Events, and

Process)。本階段工作包括：「安全評估方法與情節發展」、「生物圈劑量分析」、「不確定性分析」及「安全功能與量化分析」等，並配合調查期所取得之調查成果，以期於 116 年完成「候選場址功能/安全評估技術」。

除前述 3 項核心技術，本階段工作亦包括：(1)持續推動國際技術合作，確保處置技術發展符合國際水平，目前台電公司已與多國簽訂合作備忘錄，就技術發展與經驗回饋方面持續交流，並加入國際熱—水—力—化耦合研究計畫 DECOVALEX，持續與國際專家團隊進行技術精進與交流；(2)持續進行高放處置相關資料庫之更新與維護，參考國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)所發布之放射性廢棄物處置安全要求 SSR-5(IAEA, 2011)及放射性廢棄物最終處置安全論證導則 SSG-23(IAEA, 2012)對品質之要求，強化計畫相關文件及資訊之品保作業，以確保計畫成果的可檢視性及可回溯性；(3)依主管機關要求，須於 114 年提報安全論證報告，目前將參酌 SNFD2017 報告國際同儕審查結果與原能會審查結論，並持續蒐集國際間已發布之高放處置設施安全論證報告，作為 2025 安全論證報告內容規劃之參考，相關成果將逐年呈現於年度工作執行成果。

### 3. 場址合適性調查與調查技術

台電公司參考國際核能處置先進國家(如瑞典、芬蘭、日本等)之現地調查技術並盤點我國已執行及發展中之調查技術，提出「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，說明技術建置長期推動的方式，並依照各領域(場址合適性調查技術、工程設計技術、安全評估技術)的分項進行技術概述、發展現況與相關規劃的細部說明。

「場址合適性調查與調查技術」之相關工項，係依照「用過核子燃料最終處置計畫書」之第 6.4 節技術發展與規劃進行逐年工作項目之執行，以及納入「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，採任務導向進行規劃發展，以期達成本階段目標完成「候選場址之特性調查與評估」相關工作。

#### 3.1. 臺灣海域中生代基盤岩特性調查

本項工作依據「SNFD 2017 報告結論：(3)需持續關注中生代基盤岩的研究以探討其處置可行性」及 109 年度工作計畫 3.1.1 節之成果規劃進行。

地球物理調查方法包括震波測勘、地電阻測勘、重力及磁力測勘等方法，由於不同地球物理探勘方法其探測解析度、探測深度、探測對象等條件皆有所差異，探勘工作完成後必須綜合各項探勘成果才能對待釐清議題產出完整的地質環境解釋，為達成上述目標，需要考量各項地球物理探勘特性，以多種測勘方式輔以資料解析及成果判釋，進行綜合性之區域地質環境的評估。

為進一步了解臺灣海域中生代基盤岩之分布位置、距離地表深度、其地質穩定度、構造活動度等議題。本項工作規劃自 109 年起預計執行 5 年，109 年透過文獻整理與調查並建立初步地質概念模式，自 110 年起逐年進行地球物理調查作業，逐步強化與精進該地質概念模式。惟考量海域調查受天候、海況及船期安排等限制，各年度工作將依該年度實際執行現況動態調整成果內容。

本項工作調查規劃採震波測勘為主，重力及磁力測勘為輔進行。震波測勘是利用人工震源來產生震波，藉由震波穿透地層介面時的反射訊號，推估地下地層特性。一般而言，頻率越高的震源，解析能力越佳，但穿透地層深度較淺；而頻率越低的震源，穿透深度較佳，可以取得較深部的地層構造資訊，但相對解析度較差。本項工作規劃 3 種震波測勘方式，藉由不同頻率之震源配合取得符合計畫需求之探測深度與具高解析度之震測資料，配合重力與磁力測勘，取得不同深度下之地層密度與磁學特性，作為建構區域地質模型之基礎。

### **3.1.1. 長支距多頻道反射震測探勘**

#### **3.1.1.1. 執行目的**

為了解調查海域之中生代基盤岩地質特徵與地層分布特性，以陣列空氣鎗炸測方式，取得海床下 2,000 公尺以上地層之反射震波特性和，據以了解調查區域內之地層分布與地質構造特性，本項工作預計於 4 年內完成 1,000 公里長之測線探測。

#### **3.1.1.2. 工作內容**

本項工作原規劃於 4 年內完成 1,000 公里長之測線探勘(每年 250 公里)，截至 111 年底，已完成 632 公里長之測勘作業，進度大幅超前，故原規劃 112 年度測勘長度 250 公里將修訂為 368 公里，提早於 112 年度完成本項測勘工作。

長支距多頻道反射震測探勘原理如圖 3-1。海上震測測線作業方式如圖 3-2，當研究船航行至預定開炸的第一個炸點前約 3 海浬處 (RUN-IN 階段)，航速降至約 3 節，開始佈放受波器浮纜及震源。儀器佈放完成後，航速提升至 5 節，開始進行背景雜訊資料收集，收集約 5 分鐘後，再進行空氣鎗暖啟動 (soft start)，以及進行空氣鎗波形調校，此步驟將會按一組平行陣列式空氣鎗為最小單位進行，每組調校完成後，則是四組平行陣列一起開炸調校；調校完成後開始第

一個炸點(First Good Shot Point, FGSP)按測線規劃持續炸測(ON-LINE 階段)，炸測採等間距炸測直至完成最後一個炸點(LGSP)並進行資料收集；測線完成後駛離航線(RUN-OUT 階段)，至此完成單一航線資料收集，並往下一航線行進，資料收集流程將重複進行，直至所有測線收集完畢為止。

長支距多頻道反射震測的資料處理流程採標準處理流程 (conventional processing procedure, 圖 3-3)，資料處理軟體使用 Paradigm 公司發展之商業軟體 Echos 進行。

### 3.1.1.3. 預期成果

- (1) 完成 368 公里長測線之長支距多頻道反射震測。
- (2) 完成前述探測測線之資料處理與分析。

## 3.1.2. 火花放電反射震測

### 3.1.2.1. 執行目的

為調查中生代基盤岩上覆岩層的地質特徵與中生代基盤岩之頂部深度分布，以火花放電產生較高頻率之聲波，取得較高解析度(公尺等級)之淺地層(海床下 500 公尺以上)震波反射特性，本項工作預計於 4 年內完成 1,600 公里長之測線探測。

### 3.1.2.2. 工作內容

本項工作原規劃於 4 年內完成 1,600 公里長之測線探勘(每年 400 公里)，截至 111 年底，已完成 1,339 公里長之測勘作業，進度大幅超前，故原規劃 112 年度測勘長度 400 公里將修訂為 261 公里，提早於 112 年度完成本項測勘工作。

本項工作係以震源頻率約 0.1 至 1,000Hz 之火花放電系統間進行探測，預計探測解析深度為海床下 500 公尺以上，垂直解析度小於 1.5 公尺之高解析反射震測影像，以協助辨識中生代基盤岩與上覆沉積物之邊界。震測系統資料收集流程如圖 3-4，海上作業根據預先規

劃之測線及施測參數輸入至 EIVA 或 DELPH 震測資料收集系統進行同步運作，以同時驅動 L5 主機與接收浮纜訊號接收時間。將震測系統皆設定完畢後，再至甲板上進行火花放電震測系統海上施放作業。當船行駛至預先設定與規劃測線起始點的距離即施放震源與接收浮纜，而後再透過 A 架與絞盤施放浮桶以及火花放電系統震源鎗，在進入規劃之測線前會先進行接收浮纜的雜訊測試以及震源鎗試炸，以確保資料的品質達到計畫所需。

火花放電反射震測的資料處理流程如圖 3-5，其與反射震測資料標準處理流程相似。資料處理軟體亦使用 Paradigm 公司發展之商業軟體 Echos。

### **3.1.2.3. 預期成果**

- (1) 完成 261 公里長測線之火花放電反射震測。
- (2) 完成前述探測測線之資料處理與分析。

### **3.1.3. 地球物理調查資料綜合判釋**

#### **3.1.3.1. 執行目的**

依據地球物理調查結果，評估調查區域之地層地球物理特性，並透過多種調查結果之比對，進行調查區域之地質構造綜合判釋。

#### **3.1.3.2. 工作內容**

本項工作將分別以多項地球物理調查結果，進行調查區域之地質構造判釋，並據以建立調查區域之初步地質概念模型，以供後續評估地質處置之可行性。

112 年度將依已完成全調查區域之磁力與重力測勘結果，進行全測區調查結果解算與併合逆推作業，並將俟 112 年完成所有測線測勘作業後，於 113 年執行震測測勘、重力與磁力之綜合判釋。

### 3.1.3.3. 預期成果

完成調查區域之重力與磁力測勘逆推模式。

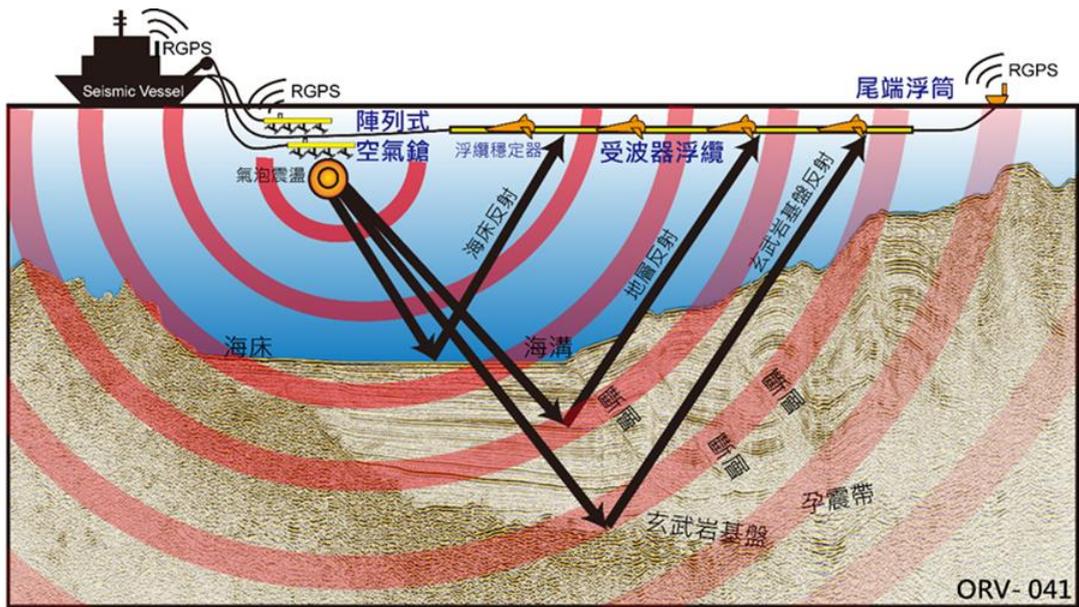


圖 3-1：長支距多頻道反射震測探勘原理示意圖

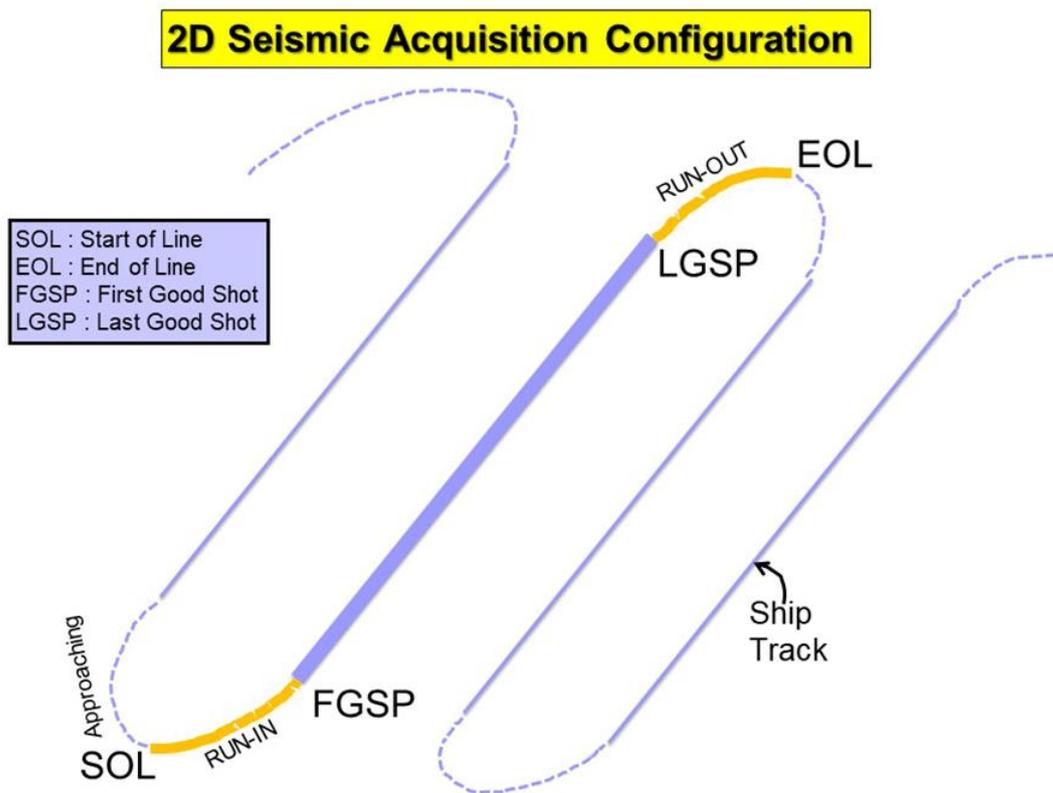


圖 3-2：長支距多頻道反射震測資料收集示意圖

註：震測施作可分為RUN-IN、ON-LINE(粗線段)及RUN-OUT三個階段。

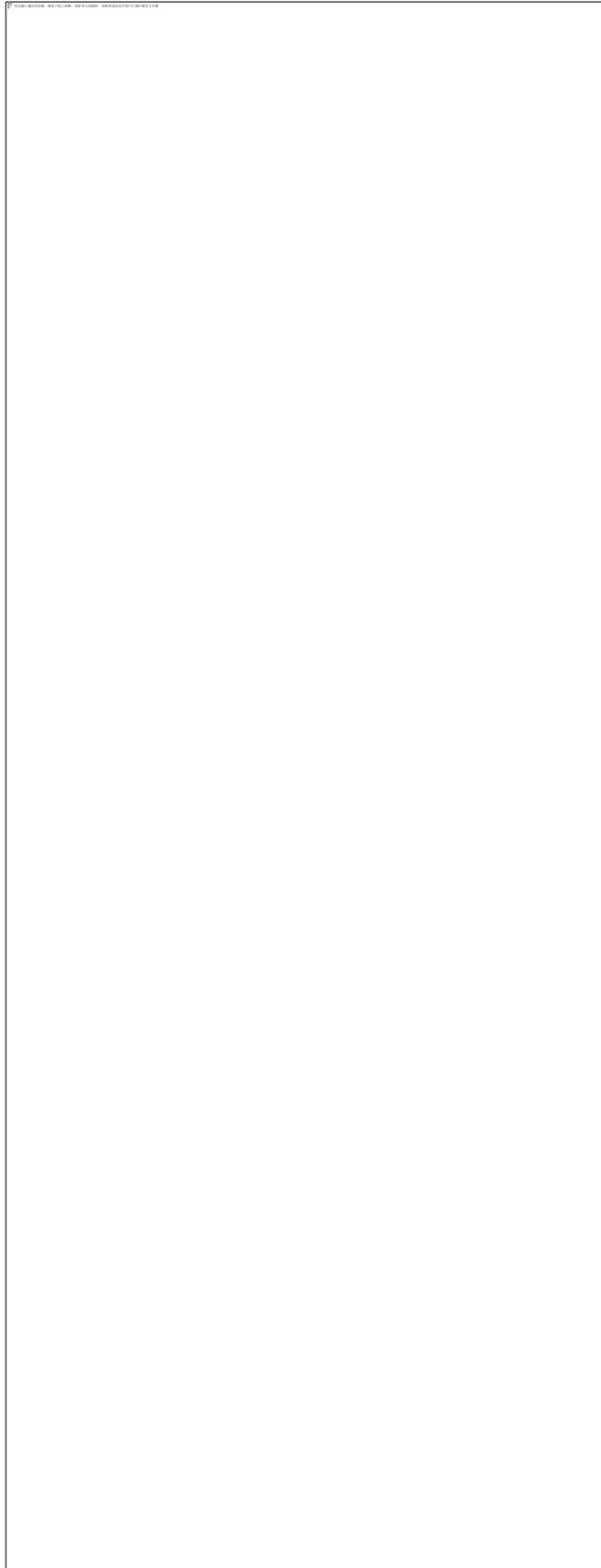


圖 3-3 : 海域 (長支距) 多頻道反射震測資料處理流程圖

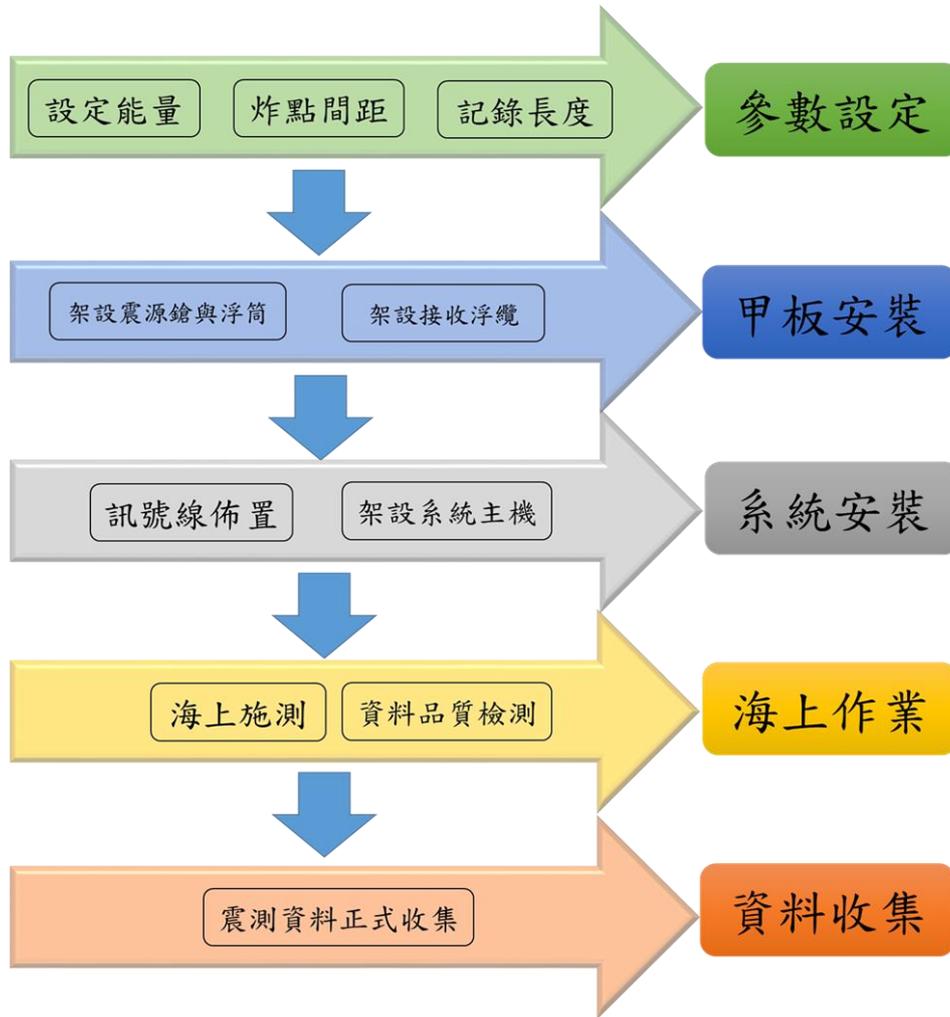


圖 3-4 : 火花放電反射震測的資料收集流程圖

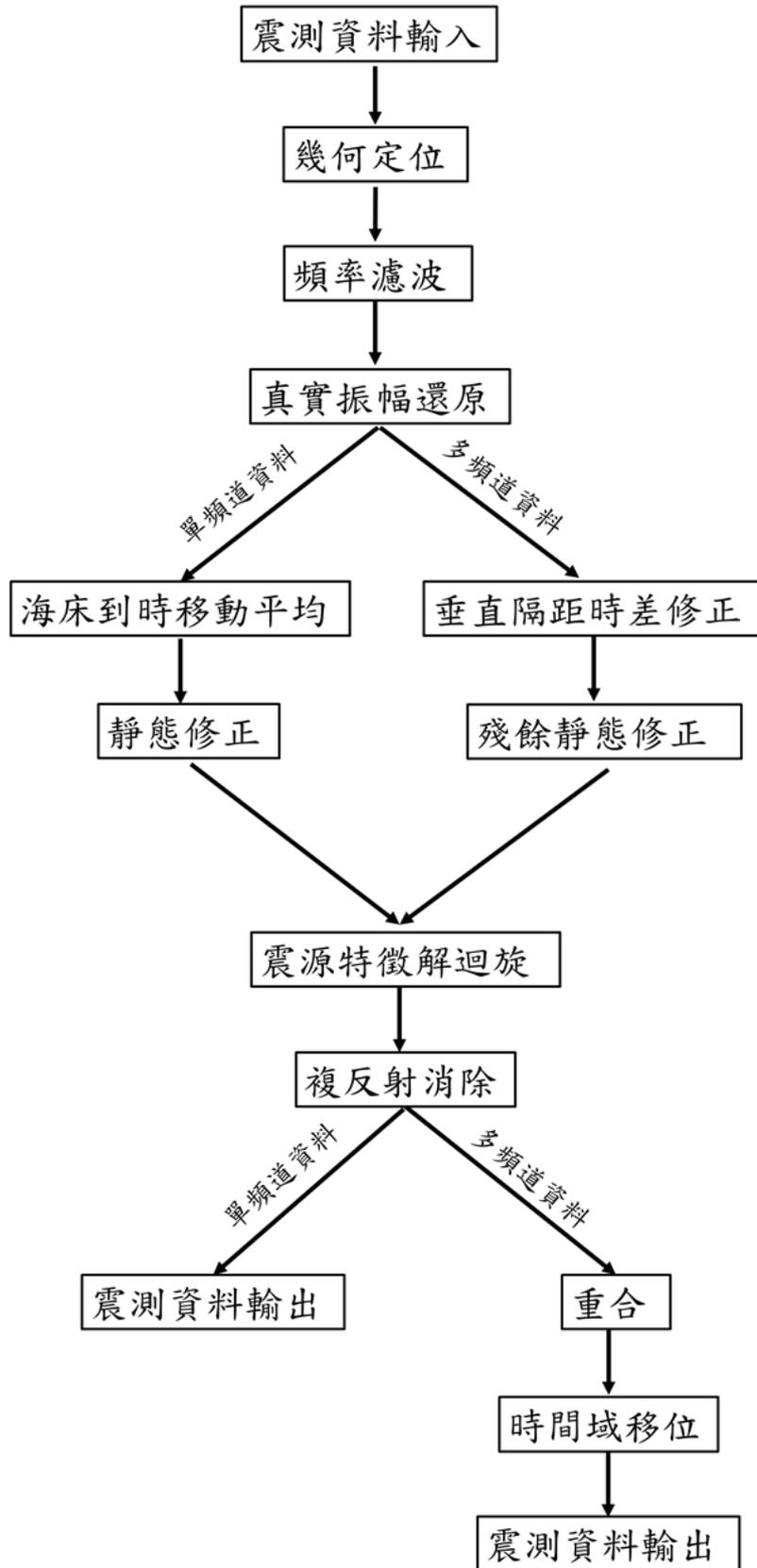


圖 3-5 : 火花放電反射震測資料處理流程

## 3.2. 長期監測與樣本分析技術

地質環境背景資料長期監測技術的發展，為處置場地表系統描述模型建構的基礎。藉由長期監測數據，對於區域性的地震與斷層活動、抬升、沉陷以及侵蝕等作用之調查，配合現有地形資訊與地質圖等進行綜合解析，考量監測技術的時間因素與長期監測數據之間的空間分布關係，將可實現對地表地形未來演化模型建立的概念化及數值化。

### 3.2.1. 全球衛星定位連續監測與時序分析

#### 3.2.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.5 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.5.2 節規劃執行。

本計畫自 101 年度起持續記錄 GPS 連續觀測站觀測數據，針對臺灣本島花崗岩體區域進行長期性觀測，以瞭解區域岩體的抬升或沉陷趨勢，逐步發展調查與解析技術，逐年累積並建立臺灣本島花崗岩體地區相關地質構造分析所需之基礎數據，作為建立臺灣本島花崗岩體區域地表變形趨勢評估之參考依據。

#### 3.2.1.2. 工作內容

本項目為長期監測工作，將持續蒐集 GPS 連續觀測站觀測數據，針對臺灣本島花崗岩體之地表變形趨勢，利用本計畫既有之 GPS 連續觀測站，持續進行連續觀測站之資料解析，逐年累積觀測資料與觀測數據分析，據以探討臺灣本島花崗岩體分布區域地表變形趨勢。

#### 3.2.1.3. 預期成果

- (1) 累積觀測區內既有 GPS 連續觀測站之觀測資料，並蒐集觀測區內其他單位所設置之連續觀測站資料。

- (2) 以時序分析方法與空間濾波技術處理前項觀測資料，改善資料精度，提升地表變形信號，獲得觀測區之水平速度場及垂直速度場，以探討區域地表之變形趨勢。

### **3.2.2. 微震監測及資料解析**

#### **3.2.2.1. 執行目的**

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.5 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.5.2 節規劃執行。

為了解處置母岩區域周圍岩性、斷層分布以及地震活動之受震影響，並分析既有斷層受震誘發滑移與震源距離、斷層幾何等關係，擬透過近場微震監測資料提供主要斷層、裂隙分布、震源位置及傳遞波速(Falsh and Hokmark, 2006)等參數資訊。本計畫自 99 年度起已陸續於本島花崗岩區架設高密度且包覆性佳的微震監測網，持續累積長期的地震觀測資料、進行地震活動度及地震特性分析等相關研究。為了提供更完整的岩體受震之影響性評估，須持續進行微震監測網的長期監測，納入氣象局及其它單位的地震網資料，並建置提高資料處理效率的自動化流程，解算地震資料及分析震源特性，以及彙整過往分析資料，進行系統化統計分析。

#### **3.2.2.2. 工作內容**

本項目為長期監測工作，將持續累積微震監測資料，進行地震資料前處理及解算，也針對地震叢集進行分析，並重新解算震源機制解分布狀況，評估斷層可能的衍生、分布資訊及活動潛勢，分析地下構造特性與地下岩體之地球物理參數分布。

#### **3.2.2.3. 預期成果**

- (1) 地震站維護及持續累積微震監測網觀測資料蒐集，並進行地震資料前處理與解算，獲致地震叢集分布。

- (2) 完成既有地震資料的系統化統計分析（含規模頻率分布圖、b-value 解釋與討論）。
- (3) 完成區域三維速度成像圖及潛在構造空間分布評估。

### 3.3. 地質描述模型與資料視覺化技術

參考國際經驗建立各類描述模型，以科學角度系統化描述場址區域環境，綜合評估地質圈與生物圈的現狀，並進一步論證可能影響環境長期演化與穩定的自然作用。地質描述模型提供地質與構造現地調查數據的時空分布關係，據以展示影響處置安全的現地特性，並能據以獲取各領域專業的不同解釋，因而可應用現地數據進行工程設計及安全評估。

此技術重要性在於鑒別與評估可以影響處置環境長期安全性的影響因子，因此分成多期次、反覆回饋的方式不斷更新區域地質描述模型，直到完成處置場安全案例。初步計畫可以既有資料蒐集彙整建構，並據以規劃現地特性調查工作，利用三維地質單元展示的方式，獲得不同地質尺度的調查資訊，並整合各領域討論成果，彙整更新成新的地質概念模型，提供各領域數值模擬、工程設計及安全評估參考。

本階段將參考國際經驗，蒐集現地與實驗室調查或分析數據，將數據參數化並建置各項描述模型，作為本階段調查區域地質合適性評估之論證基礎。並配合三維地質單元展示軟體，有效提供水文地質、地球化學及岩石力學模擬技術所需的邊界條件，進而模擬地質特性對地下水流場、地質構造位移及長期氣候變遷對處置環境安全條件帶來的影響。

#### 3.3.1. 地表系統描述模型

##### 3.3.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.6 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.6.5 節規劃執行。

為建立本土地表系統空間分布特性，本工作將進行土壤樣本採集，並進行各項土壤力學試驗參數分析，據以取得建置地表系統所需之數據，提供未來進行各項三維數值分析使用。

### 3.3.1.2. 工作內容

本工作將利用取得之土壤樣本進行土壤試驗分析，分析項目包括含水量、單位重、孔隙率、粒徑分布、比重、液性限度、塑性限度與土壤持水特性曲線(soil water characteristic curve，圖 3-6)等參數。

### 3.3.1.3. 預期成果

完成含水量、單位重、孔隙率、粒徑分布、比重、液性限度、塑性限度與土壤持水特性曲線各 10 組。

## 3.3.2. 地球化學描述模型

### 3.3.2.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.6 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.6.3 節規劃執行。

處置環境的地下水地球化學特性，直接影響著緩衝回填材料與廢棄物罐材質的化學穩定性與長期完整性，而地下水的地球化學特性是地下水來源、圍岩種類、岩-水反應、所處深度、水流路徑等複雜反應的綜合結果。若是近場一旦發生核種外釋現象，處置環境中的地下水地球化學特性，必然控制了外釋核種的溶解度與遷移性；除此之外，地下水的酸鹼度及氧化還原條件，亦對工程障壁(如緩衝回填材料)的材料功能有著重要的影響性；換言之，處置環境的地球化學特性是整個處置系統長期安全性的關鍵控制因子。

### 3.3.2.2. 工作內容

岩石礦物之組成成分為地球化學描述模型建置時之重要參數資料，母岩之岩石礦物組成為影響地下水成分的主要因素，然而，除了母岩之外，因裂隙為地下水流動之主要路徑，因此裂隙填充物亦對地下水成分與核種吸附特性具有顯著的影響，另一方面，裂隙填充物多

由古地下水沉積與沉澱所生成，其亦可反映出地下水的成分演化，因此本工作將透過岩石礦物分析工作掌握母岩及裂隙填充物之特性，提供後續地史演化歷程相關分析使用。

本項工作參考瑞典 SKB 與芬蘭 Posiva 相關報告，針對岩石礦物組成進行分析，蒐集之數據將應用於處置環境之地球化學條件演化，後續亦規劃將地表水與地下水相關特性納入地球化學描述模型中，使完善模型所需各項參數。

本年度工作將取得我國潛在處置母岩之岩石樣本，分別進行下列實驗室分析作業，分析項目如下：

- (1) 以 X 光螢光分析法 (X-Ray Fluorescence, XRF) 進行岩石樣本之主要元素成分分析，據以分析岩石中主要元素之重量百分比分布；
- (2) 以 X 光繞射法 (X-Ray Diffraction, XRD) 進行岩石樣本之礦物組成分析，必要時配合能量分散光譜儀 (Energy Dispersive Spectrometer, EDS) 或電子微探針分析儀 (Electron Probe Micro-Analyzer, EPMA)，進行岩石樣本中礦物半定量分析；
- (3) 以感應耦合電漿質譜儀 (Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry, ICP-MS) 分析技術，量測岩石樣本之微量元素含量，據以推估岩石之原岩來源與可能演化途徑；
- (4) 視岩石樣本之礦物分離結果，依分礦特性決定定年分析模式，並據以進行礦物定年分析。

### 3.3.2.3. 預期成果

- (1) 完成 25 組岩石樣本主要元素成份分析。
- (2) 完成 25 組岩石樣本主要礦物半定量分析。
- (3) 完成 5 組岩石樣本微量元素分析。
- (4) 完成 5 組岩石樣本定年分析。

### 3.3.3. 岩石力學描述模型

#### 3.3.3.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.6 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.6.4 節規劃執行。

處置場址的設計中，母岩材料的岩石力學特性，是直接影響處置坑道開挖與工程設計的重要參考依據。因此，岩石力學描述模型係針對現地調查資料進行數據整合分析，從而獲取岩石力學概念模式所需之關鍵參數。

#### 3.3.3.2. 工作內容

蒐集過去在臺灣山區之岩石力學相關報告與試驗數據，以及本計畫自 109 年度起完成之臺灣本島結晶岩類岩石力學試驗數據，探討岩石力學參數分布特性，並進行岩石力學參數關聯性分析，建立適用於臺灣本島之參數轉換經驗公式。

本項工作彙整處置母岩分布區域之現地調查資料進行數據整合分析，從而獲取岩石力學概念模式所需之關鍵參數。岩石力學概念模式包含基本的力學變形行為以及岩石之熱傳性質，變形行為係利用岩石的彈性參數(楊氏模數、體積模數、剪力模數與彈性模數)描述岩體受力後之變形行為，以及利用其強度參數檢核及受力後之破壞機制。而岩石在受熱過程中所產生的熱應力也會影響其破壞機制，因此熱性質也將一併考慮在本項工作中。

#### 3.3.3.3. 預期成果

- (1) 針對高放處置技術所需，彙整自 109 年起臺灣本島結晶岩類之岩石力學試驗數據。
- (2) 完成臺灣本土化不同岩性之岩石力學參數轉換經驗公式。

### 3.3.4. 傳輸特性描述模型

#### 3.3.4.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.1.6 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.6.6 節規劃執行。

在國際高放射性廢棄物處置安全評估中，核種外釋的過程，將經由岩體中的裂隙域(Hydraulic Conductor Domain, HCD)和岩石域(Hydraulic Rock Domain, HRD)，最終經由近地表之土壤域(Hydraulic Soil Domain, HSD)傳輸至生物圈，而天然障壁(地質圈)之遲滯能力主控於岩層與土壤傳輸特性，對應將影響傳輸至生物圈的時間與放射性核種的活度。地質圈之遲滯能力是選址過程中所需考慮的要素之一，受到裂隙之通道水流效應、岩體之擴散與延散特性、岩體對於核種的吸附特性、遲滯特性等影響，均是性能評估與安全評估的關鍵影響因子。因此，如何有效獲得研究區域天然障壁之傳輸特性與遲滯能力，對於後續傳輸特性描述模型之建立具有關鍵影響。

過去常用封塞水力試驗來求取地下岩層之水力傳導係數，然因經費限制往往僅能挑選部分代表性區段進行量測，無法獲得隨鑽孔深度之連續水力傳導係數資訊，導致水力傳導係數在空間上垂直分布的掌握較不足，且此非連續式的資訊對於後續相關之岩體透水特性評估工作應用產生限制。圖 3-7 是兩種不同試驗密度所獲得之水力傳導係數分布示意圖，其中圖 3-7(b)顯示較分散之水力傳導係數分布。

#### 3.3.4.2. 工作內容

本工作將收集彙整國內既有之封塞水力試驗資料，針對裂隙岩體地層建置不同整合因子之岩體水力傳導係數推估模式，目前初步篩選的因子包含岩石品質指標(RQD)、大地應力、剪裂泥含量、母岩岩性、流速與裂隙寬度、裂隙頻率與孔隙率。

此外，本工作亦將蒐集國內既有鑽孔地質紀錄、井下地球物理探測資料、室內試驗等與水力參數特性具關聯性的資料，搭配雙封塞水

力試驗資料，發展鑽孔中無施測雙封塞水力試驗區段之水力參數資料補遺模式。此部分需先決定裂隙岩體透水性指標之組成因子，本工作初步選出之關聯因子為岩石品質(RQD)、大地應力、剪裂泥含量、母岩岩性、滲透率、孔隙率、地下水垂直流速、裂隙寬度、裂隙頻率等。後續將藉由蒐集歷年室內及室外與裂隙岩體水力傳導係數相關資料，透過統計相關性與迴歸分析技術，建立裂隙岩體滲透性指標的關係式。

#### **3.3.4.3. 預期成果**

- (1) 完成臺灣山區既有 20 個鑽孔地質紀錄、井下地球物理探測、室內試驗、封塞試驗等與水力參數特性相關資料之蒐集與檢核，並初步篩選與岩層透水特性有關之因子，進行統計分析與檢定。
- (2) 建構初步之臺灣山區裂隙岩體水力傳導係數推估模式。

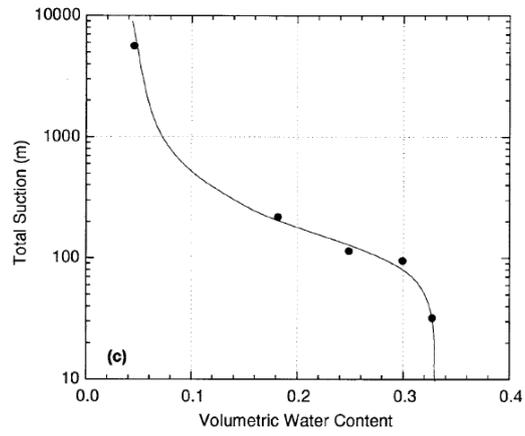
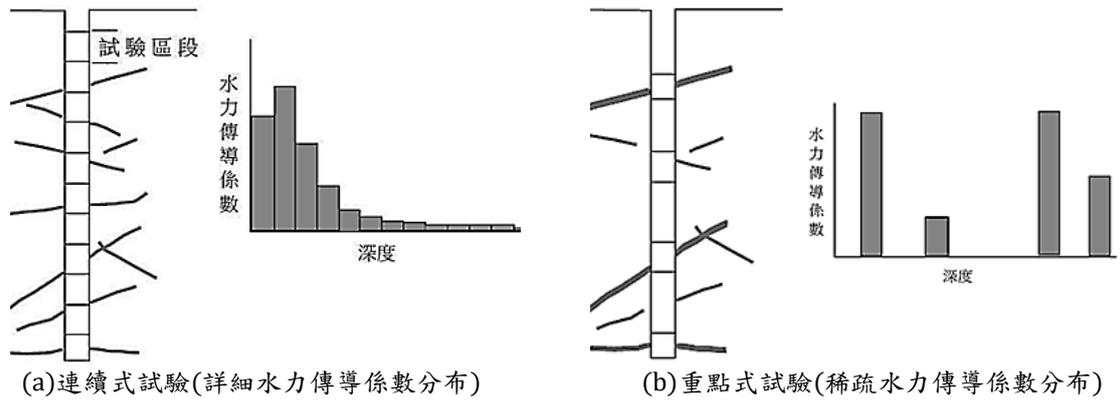


圖 3-6：土壤持水特性曲線圖



(a)連續式試驗(詳細水力傳導係數分布)

(b)重點式試驗(稀疏水力傳導係數分布)

圖 3-7：兩種不同試驗密度及其符合水力傳導係數分布示意圖

## 4. 工程設計

台電公司參考國際核能處置先進國家(如瑞典、芬蘭、日本等)之現地調查技術並盤點我國已執行及發展中之調查技術，提出「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，說明技術建置長期推動的方式，並依照各領域(場址合適性調查技術、工程設計技術、安全評估技術)的分項進行技術概述、發展現況與相關規劃的細部說明。

「工程設計」之相關工項，係依照「用過核子燃料最終處置計畫書」之第 6.4 節技術發展與規劃進行逐年工作項目之執行，以及納入「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，採任務導向進行規劃發展，以期達成本階段里程碑完成「處置場概念設計」與「候選場址功能/安全評估技術之建立」相關工作。

### 4.1. 緩衝回填材料特性

緩衝材料與回填材料是隔離用過核子燃料與地質處置環境的重要工程障壁，可防止地下水接觸廢棄物罐，維持廢棄物罐之定位，並遲滯用過核子燃料之放射性核種向周圍環境之傳輸，為支持工程設計技術建立，將須針對概念設計方案進行性能評估，以使緩衝材料與回填材料能提供近場環境具備穩定的熱-水-力-化之條件，且基於經濟性考量，緩衝材料與回填材料須易於取得與施工。

緩衝材料與回填材料飽和行為分析將探討處置設施環境影響條件，如處置母岩之水力傳導特性、裂隙條件、緩衝材料與回填材料性質等，建立數值模擬技術進行緩衝材料及回填材料飽和時間分析，以確認影響飽和時間之條件，作為處置設施工程障壁性能評估及安全評估論證之參考。

#### 4.1.1. 緩衝材料與回填材料飽和行為分析

##### 4.1.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.2.1 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.1.2 節規劃執行。

為有效模擬膨潤土孔隙內水分受溫度影響後之傳輸行為，以提供後續相關的性能評估分析，本研究將考量膨潤土熱-水耦合作用之行為，建置具溫度梯度條件之膨潤土攝水試驗，並依據試驗條件建立相應之數值模型進行分析，並與試驗取得之試驗數據進行比對，以有效提升熱-水耦合作用數值模擬之正確性與分析技術。

##### 4.1.1.2. 工作內容

本項工作在試驗研究部份為建置具溫度梯度之攝水試驗及取得試驗數據，試驗設備配置示意如圖 4-1，攝水試驗共分 2 階段執行，並以各項感測器取得隨時間變化之數據：

- (1) 第一階段為加熱階段，以模擬處置環境中緩衝材料因廢棄物罐產生之衰變熱及周圍環境溫度產生的溫度梯度的影響，將膨潤土塊體置於模具中，以溫度控制系統設定下端溫度 90 °C，以模擬廢棄物罐產生之衰變熱影響，上端溫度 34.5 °C (參考 109 年度成果報告之本島地溫梯度條件計算地下 500 m 之溫度)，以模擬處置環境之溫度。
- (2) 第二階段為注水階段，當試體溫度於加熱後達到穩定，透過壓力體積控制系統從上端開始注水，以模擬處置環境中地下水入侵處置孔的水分傳輸現象。

另依據上述攝水試驗與材料條件建立數值模型，模擬攝水試驗過程，並與試驗感測器所取得之數據進行比對及驗證。

#### 4.1.1.3. 預期成果

- (1) 完成攝水試驗建置，取得膨潤土材料之溫度、相對濕度、孔隙水壓、壓力等數據。
- (2) 完成攝水試驗之熱-水耦合數值模式建立與試驗驗證。

#### 4.1.2. 緩衝材料與回填材料受侵蝕影響分析

##### 4.1.2.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.2.1 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.1.4 節規劃執行。

考量近場裂隙水流及水質對膨潤土侵蝕之影響，發展膨潤土質量損失評估技術，使用 111 年度工作項目所發展的雙區域模型(two-region model)與裂隙水流侵蝕試驗結果比較，以進一步驗證模型應用於本土地下水質條件對膨潤土侵蝕行為之適用性；另外為探討緩衝材料受裂隙水流侵蝕的分布，發展單一裂隙截切處置孔數值模型，探討各參數對處置孔內部緩衝材料質量損失之影響與分布。

##### 4.1.2.2. 工作內容

本研究承 111 年度所建立且經過文獻驗證之雙區域模型與裂隙水流侵蝕試驗結果進行比較。試驗部份為參考 107 年度成果報告之本島結晶岩測試區地下水質調製合成地下水，以不同水流率進行裂隙水流侵蝕試驗，試驗模型如圖 4-2，試驗量測不同水流率造成膨潤土擠出至裂隙的範圍，及分析出流水於不同水流率條件下，隨時間的膨潤土流失量變化。數值模型驗證部份透過雙區域模型模擬相同的裂隙水流侵蝕試驗條件，並將分析結果與試驗結果比較，透過此方式進一步確認數值模型之適應性以及評估結果之合理性。

另外，建置受裂隙截切處置孔數值模型，考量裂隙水流速、裂隙傾角以及裂隙開口寬條件之參數進行運跑，並對分析結果進行探討，藉此進一步了解處置孔內部緩衝材料受侵蝕過程中之損失比分布。

#### **4.1.2.3. 預期成果**

- (1) 完成裂隙水流侵蝕試驗，並取得膨潤土材料之擠出距離與隨時間變化之流失率。
- (2) 完成緩衝材料侵蝕模式與裂隙水流侵蝕試驗結果比對。

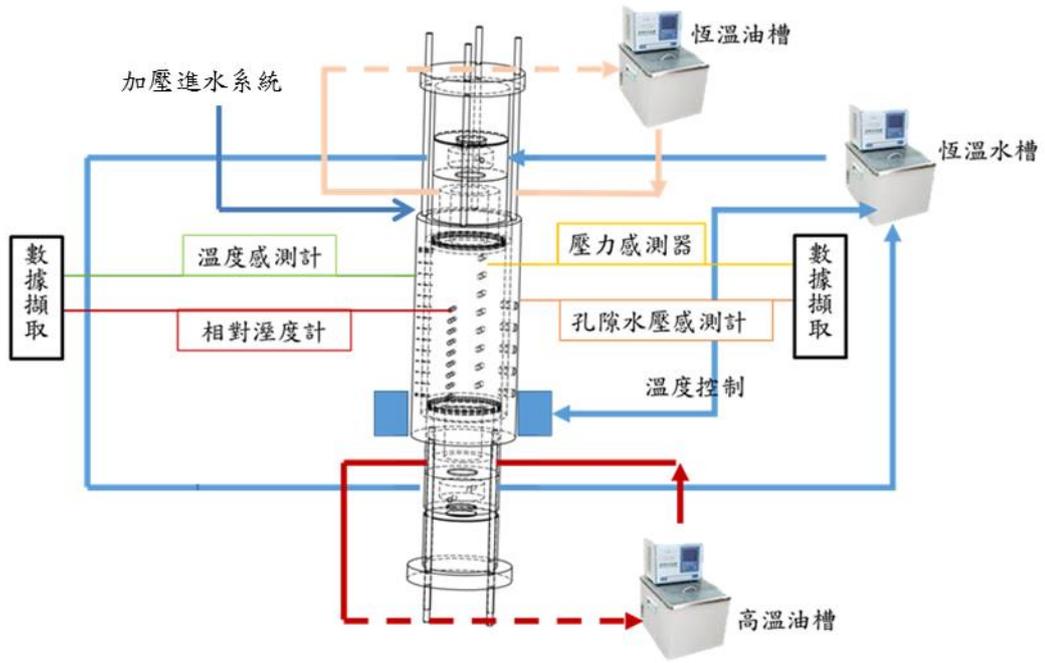


圖 4-1：攝水試驗配置

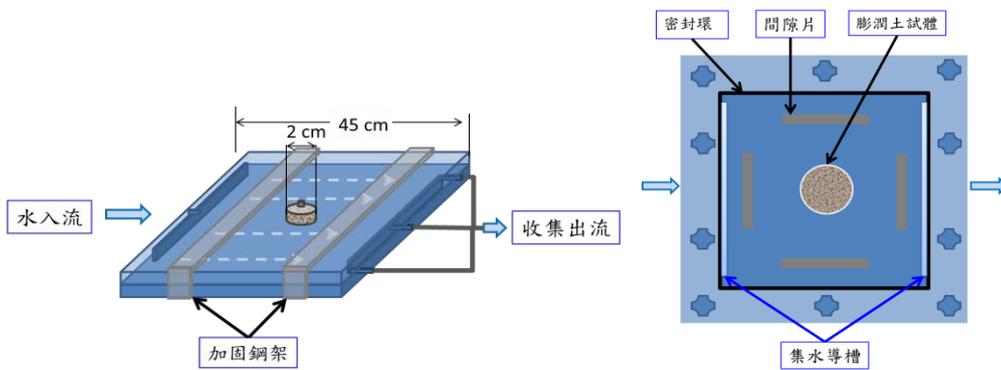


圖 4-2：裂隙水流侵蝕試驗模具設計示意圖

## 4.2. 地下設施設計

地下設施除主要的處置設施外，亦包括由地表設施連接至處置設施之連通設施，主要可包括：處置孔、處置隧道、主隧道、豎井或是斜坡道、通風豎井及相關之連通隧道等。地下設施須具備工程障壁系統安裝之功能，將基於場址地質特徵條件進行規劃設計，決定適宜的深層處置深度、分析應力條件設計主隧道與處置隧道、分析用過核子燃料衰變熱設計處置隧道與處置孔間距，以及建立各型隧道斷面設計方案並進行力學分析以證明隧道穩定性。對於隧道開挖影響，則評估開挖與監測技術、分析處置隧道與處置孔地下水入流量，並以灌漿作為控制地下水與維持隧道穩定的補強技術，研究深層地質處置之灌漿材料特性與設計前提，以避免影響工程障壁長期穩定性，對灌漿長期穩定能力亦進行研究；對於隧道封閉流程與技術，在技術可行性階段已建立處置隧道封塞設計技術，本階段則持續進行主隧道、連通隧道的封閉概念設計，使地下設施概念設計能夠完整。

地下設施設計需求規範係為建置地下設施及處置系統的重要依據，其須考慮各種可能影響長期安全的條件，配合概念設計階段發展設計需求規範做為工程設計之準則。地下設施配置設計必須綜整熱學、力學、水力、化學、設計、法規、模擬、運轉、連通設施位置、特定地質構造與長期安全評估等因素，是剪力失效評估與處置設施長期安全性評估的關鍵輸入條件之一，故將進行全盤性的考量，評估可行的最佳配置方案。

### 4.2.1. 地下設施設計需求規範

#### 4.2.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 6.3.2.4 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.2.3 節規劃執行。

有鑒於現行高放射性廢棄物處置設施相關法規，以民國 102 年修正之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其中條文內容近似於選址條例，尚缺乏地下處置設施設計規範與施工規範，因此本工項將蒐集國內現有之公路、坑道與隧道相關設計規範與施工規範，整合國際上地下處置設施之相關規範，訂定地下處置設施概念規劃適用之設計規範初稿。

#### 4.2.1.2. 工作內容

蒐集國內公路、地下設施與隧道工程等相關工程設計規範，目前和地下結構物較為相關之工程設計規範有：「建築技術規則建築設計施工編」及「建築技術規則建築構造編」(內政部，2021)、「公路隧道設計規範」(交通部，2018)(適用於以鑿挖方式建造之公路隧道)、「建築物耐震設計規範及解說」(內政部，2022)。上述規範為涵蓋地下結構物及隧道相關之設計法規及規範，且較為符合地下處置設施之需求。

蒐集美國、日本、瑞典與芬蘭等核能先進國家之相關法規，以隧道穩定性的評估指標與基準為例，針對隧道穩定性數值解析結果，進行的處置隧道安全性評估時，通常使用局部安全係數、最大剪應變和支撐構造應力作為相關的指標。表 4-1 說明日本山岳隧道設計施工標準與日本用過核子燃料相關報告書中針對隧道力學穩定性相關判斷指標與基準。表 4-2 則為隧道支撐應力的相關指標與基準值。

基於前述兩項工作基礎，瞭解並統整國內外地下設施及相關工程設計法規之要求與監管標準，並根據我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之處置深度為地下 300 m 到 1,000 m 之間等條件，參考國內現有核電廠施工營運相關安全規範與工程條件進行探討，綜整適用於我國地下處置設施之相關遵循基礎。

#### 4.2.1.3. 預期成果

- (1) 完成國內與道路工程或隧道工程相關之工程規範蒐集及比較探討，並彙整符合地下處置設施建置之相關遵循準則。

- (2) 參考國際處置技術發展相對成熟且已具備處置設施相關工程規劃經驗的先進國家法規，彙整高放最終處置計畫地下設施相關法規要求與監管標準。
- (3) 完成國內外有關地下工程或隧道工程之相關規範之比較，並就深層地質處置設施的深度與相關地下施工標準進行探討，找出符合用過核子燃料最終處置設施之相關遵循基礎。

## 4.2.2. 處置孔、處置隧道與周邊隧道的規劃

### 4.2.2.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 6.3.2.4 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.2.3 節規劃執行。

除處置孔之熱效應外，規劃處置隧道與周邊隧道的形狀與規模時，須考量施工機具之規格，並且須考慮在深地層環境施工建造之可行性，以及是否具備足夠的作業空間，以確保實際營運時，廢棄物罐運輸至處置孔之處置作業流程能順利進行。此外，基於結構安全之考量，其隧道的形狀須確保足夠之力學穩定性，以確保建造與營運階段之作業安全。此外，地下處置設施除置放廢棄物罐的處置隧道外，必須設計將作業人員、施工機具、材料以及廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等處置元件載運至地下設施之聯絡隧道(Access Tunnel)、運轉隧道(Operating Tunnel)與豎井(Shaft)等周邊隧道，以確保開挖、建造、施工與處置作業順利進行。本項工作的目的在於設計周邊隧道的形狀與規模，在確保足夠力學穩定性時，亦可滿足實際施工與營運階段時所需求的機能。

### 4.2.2.2. 工作內容

蒐集國際核能先進國家之處置設施規劃經驗，並參照瑞典 SKB 之 KBS-3 處置系統，彙整隧道形狀與規模相關資料，並盤點建造與營運階段中施工機具、運輸車輛等作業與通行的需求，探討適用於我國

最終處置設施之處置隧道型式。並假設建造與營運階段的作業內容，考量廢棄物處置、坑道運輸、排水、排氣、安全疏散等相關設施，進行處置隧道及相關周邊隧道(含豎井)相關設計。

隧道斷面的設計流程如圖 4-3 所示，首先考慮人工障壁的規格、尺寸、緩衝材料設置機具與廢棄物罐設置機具等，在建造與運轉期間中所需的必要機具尺寸大小來設定隧道建築邊界。並且確保換氣、排水設備或安全通道等設備與坑道壁面及建築邊界間的距離，以此暫定隧道斷面形狀與尺寸。其次、針對暫定的隧道斷面形狀與尺寸進行隧道開挖數值解析，評估隧道穩定性，在確保隧道穩定性的前提下，進行隧道的斷面形狀與尺寸的設計。

#### 4.2.2.3. 預期成果

完成處置隧道與周邊隧道的標準斷面設計。

### 4.2.3. 地下處置設施之深度設置規劃

#### 4.2.3.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 6.3.2.4 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.2.3 節規劃執行。

為確保用過核子燃料在處置期間不會對生物圈造成影響，目前國際共識為將用過核子燃料放置於深層地層中進行最終處置。在地下處置概念上，地下設施的深度位置宜設置於深層岩體中，遠離人類生活圈，然隨著深度增加、岩覆壓力、大地應力分布與地溫梯度，皆可能影響隧道穩定性與緩衝材料的安全功能。此外，由於地溫梯度的影響，於深地層中將導致難以維持合適的作業環境，此時必須利用換氣系統的送氣與排氣，以控制及管理坑道內的氣溫與風速。因此，本項工作將針對隧道穩定性、熱效應以及施工可行性等三個重要條件，進行地下設施設置深度限制的評估。

#### 4.2.3.2. 工作內容

本工作項目將蒐集我國與日本坑道或隧道之穩定性與深度關聯性相關文獻，就深層地質處置的條件，彙整適用之隧道穩定性判斷指標、工程障壁的餘裕溫度規定以及隧道、礦坑等作業相關規範，針對規範與基準上的必要條件進行分析。依據處置設施規劃條件與參數彙整及前項之成果，利用理論解或是數值解析的方法，在確保處置隧道之力學穩定性的前提下，以力學穩定性的觀點討論處置隧道開挖之限制深度。

考慮處置隧道的形狀規模，以一般的經驗基準或以理論解的方式，進行處置深度與所需的換氣量的分析，以探討建設階段時於處置隧道中可行的換氣設備，並且進行極限深度的分析。

綜合上述分析結果，選擇滿足隧道穩定性、緩衝材料餘裕溫度以及施工可行性的條件下的合適深度範圍，並參照安全功能指標的要求，決定處置設施之設置深度。

#### 4.2.3.3. 預期成果

- (1) 完成我國與日本坑道或隧道之穩定性與深度相關文獻資料蒐集，分析各文獻所提出之隧道穩定性以及隧道內工作環境判斷指標以及基準。
- (2) 提出建議使用的換氣設備。
- (3) 完成符合隧道穩定性、緩衝材料餘裕溫度以及施工可行性條件的限制深度設定值。
- (4) 完成處置設施設置深度與設置範圍的規劃。

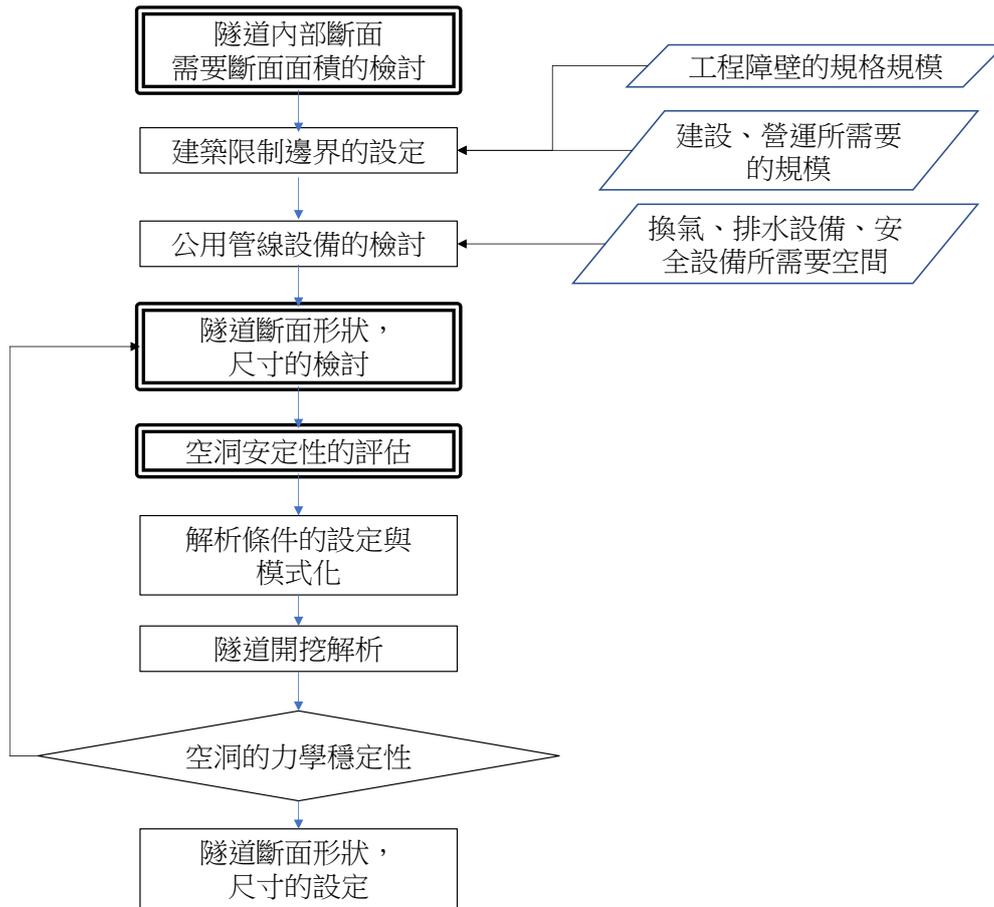


圖 4-3：隧道形狀與規模設定之分析流程

表 4-1：隧道力學穩定性相關判斷指標、基準(參考)

評估指標	評估基準	參考資料
處置隧道 周邊岩體	隧道周邊岩體的局部安全係數在 FS=1.2 以下的區域，其範圍為坑道開挖直徑的 20% 以下	山岳隧道設計施工標準 <sup>1</sup>
	隧道周邊岩體的最大剪應變超過極限剪應變的區域為坑道開挖直徑的 20% 以下	第 2 次 TRU 彙整報告 <sup>2</sup>
相鄰處置 隧道之間	相鄰處置隧道間的局部安全係數在 FS=1.5 以下的區域不得相互連結	第 2 次 TRU 彙整報告 <sup>2</sup>

表 4-2：隧道支撐的應力強度相關判斷指標、基準(參考)

隧道支撐 (噴漿混凝土)的應力強度	無二次襯砌	有二次襯砌
針對支撐處理方式	本體構造	暫時構造
部分安全係數 <sup>3</sup>	$\gamma_c=1.3, \gamma_b=1.3, \gamma_i=1.1(*2)$	$\gamma_c=1.3, \gamma_b=1.0, \gamma_i=1.0$
設計基準強度 <sup>34</sup>	36 MPa(高強度混凝土)	36 MPa(高強度混凝土)
評估基準	17 MPa	23 MPa

$\gamma_c$ ：噴漿混凝土的材料係數 (將原材料強度折扣的係數)

$\gamma_b$ ：噴漿混凝土的元件係數 (將算出的斷面耐力結果折扣的係數)

$\gamma_i$ ：噴漿混凝土的構造物係數 (針對設計斷面力顯示設計斷面餘裕度的係數)

<sup>1</sup> 評估基準：參考山岳隧道設計施工標準・同解說(鐵道建設，運輸設施整備支援機構，2008)

<sup>2</sup> 參考第2次TRU彙整報告(JNC, 2005)

<sup>3</sup> 部分安全係數：混凝土標準指示書 設計編(日本土木學會，2007)

<sup>4</sup> 設計基準強度：噴漿混凝土使用方針(案)(隧道編)(日本土木學會，2005)

## 5. 安全評估技術

台電公司參考國際核能處置先進國家(如瑞典、芬蘭、日本等)之現地調查技術並盤點我國已執行及發展中之調查技術，提出「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，說明技術建置長期推動的方式，並依照各領域(場址合適性調查技術、工程設計技術、安全評估技術)的分項進行技術概述、發展現況與相關規劃的細部說明。

「安全評估技術」之相關工項，係依照「用過核子燃料最終處置計畫書」之第 6.4 節技術發展與規劃進行逐年工作項目之執行，以及納入「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」，採任務導向進行規劃發展，以期達成本階段里程碑完成「候選場址功能/安全評估技術之建立」相關工作。

### 5.1. FEPs檢核與分析

因安全評估需考量之評估因子繁多，為有效管理各項評估因子，國際間高放處置相關機構透過發展特徵、事件及作用(FEPs, Feature, Events, and Process)資料管理，以系統性的方式處理管理與溝通相關資訊。透過 FEPs 資料庫檢核及分析，可了解安全評估的輪廓，進而發展處置設施演化與各項潛在情節；同時資料庫可用以評估技術發展的水平，以了解每個 FEP 項目應考量的層面與不同 FEPs 項目間綜效及交互影響的關聯性；除此之外，FEPs 資料庫亦可作為公眾溝通重要的平台，透過專家會議的召開，不斷與外界進行資訊、技術及安全概念的交流，審視安全評估需進行的面向，以達到安全論證的目標。

## 5.1.1. 臺灣本島結晶岩環境之FEPs資料清單檢核

### 5.1.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.3.1 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 7.1.2 節規劃執行。

透過專家討論方式，進行高放處置資訊、技術及安全概念的交流，確認臺灣本島結晶岩環境 FEPs 清單的合適性及完整性，相關成果將可提供予後續安全功能、參考演化與情節分析、安全評估量化技術發展等應用。

### 5.1.1.2. 工作內容

過去台電公司以離島結晶岩之 FEPs 資料清單建立參考案例，並據以完成 SNFD2017 報告及 SNFD2021 報告。為符合以國際最新處置發展國內處置技術相關工作之目標，台電公司參照 OECD/NEA 於 2019 年發布的 IFEP 3.0 清單及其分類方式，已於 111 年度完成臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 清單與分類之建立。本年度工作為確認該清單與分類合適性及完整性，除了探討各項因子定義，另同步參考國際作法，透過與各領域專家討論方式，進行高放處置資訊、技術及安全概念的交流，協助台電公司檢核臺灣本島結晶岩 FEPs 的發展，探討主題擬包含外部因子、廢棄物包件因子、處置場因子、地圈因子、生物圈因子等，惟實際討論議題仍需視出席專家領域及專業進行動態調整。相關討論結果將回饋本島結晶岩環境 FEPs 資料庫，並作為後續安全評估情節分析依據。

### 5.1.1.3. 預期成果

- (1) 完成臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 清單年度檢核成果。
- (2) 完成更新臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 資料庫。

## 5.2. 輻射源項

精確掌握用過核子燃料的特性是非常重要的課題，各式核燃料經歷不同運轉歷程，退出爐心燃料束殘留的核種存量，影響了衰變熱的大小、臨界餘裕的多寡以及輻射強度(輻射屏蔽)，這些數值皆為影響處置設施設計的重要參數。掌握核種存量後，即可啟動處置設施設計，其中廢棄物罐設計與衰變熱及臨界餘裕息息相關，開發廢棄物罐用過核子燃料裝載配置技術一方面可以增加安全餘裕，另一方面也可以改善經濟效益，可以讓用過核子燃料處置計畫進行得更順利。

### 5.2.1. 核臨界分析技術

#### 5.2.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.3.4 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 7.4.2 節規劃執行。

根據我國核一、二、三廠用過核子燃料特性與運轉歷程研究，進行用過核子燃料置於廢棄物罐及處置孔之核臨界安全分析，評估各項保守分析案例，並加入不確定性(Uncertainties)及燃耗額度之因子，確保處置期間皆可符合臨界安全要求。

#### 5.2.1.2. 工作內容

根據我國核一、二、三廠用過核子燃料特性，並參考 SKB、POSIVA、RWM 等國際先進核能國家之處置後臨界安全分析報告，建立燃耗額度分析模式。考量不同因子、假設處置環境、安全評估時間尺度等敏感度分析條件，計算各項參數對於有效中子增殖因子的影響。整體考量各項參數對於有效中子增殖因子的影響，完成廢棄物罐及處置孔裝填用過核子燃料後的臨界安全分析模式，計算將偏差與不確定性納入考慮後的最大有效中子增殖因子。

### 5.2.1.3. 預期成果

完成廢棄物罐及處置孔核臨界安全分析模式。

## 5.2.2. 廢棄物罐表面劑量率評估

### 5.2.2.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.3.4 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 7.4.2 節規劃執行。

本項工作將進行廢棄物罐之表面輻射劑量率評估，以作為後續處置場營運作業過程中工作人員劑量之評估依據。

### 5.2.2.2. 工作內容

廢棄物罐表面的輻射劑量來源為用過核子燃料中產生的加馬射線與中子，分析模型需要考慮廢棄物罐的幾何形狀、材質組成與內部裝載的燃料型式。本項工作將依據選定分析用的核一、二、三廠用過核子燃料特性廢棄物罐進行輻射源項強度及能譜計算，並建立廢棄物罐表面劑量率計算分析模式，計算離廢棄物罐底部、側邊和頂部表面不同距離處之劑量率分布及其統計誤差。

### 5.2.2.3. 預期成果

完成核一、二、三廠用過核子燃料特性廢棄物罐表面劑量率評估計算及參數敏感度分析。

### 5.3. 不確定性分析

參考 IAEA SSG-14 安全導則附錄 II 「封閉後安全評估」(IAEA, 2011)之內容架構，有關安全評估的可信度，可透過數據的不確定性、模式的校驗、驗證與確認、情節與案例發展以及參數敏感度等方面來強化提升不確定性分析。另外，由於安全評估時間尺度長達百萬年，透過系統性的推演處置設施在未來演化時可能發生的各種狀況及其不確定性，以及對應發展一系列的情節發展與案例建構，將可強化對處置設施的長期安全性之論證。

本項技術發展分為：(1)處置孔與廢棄物罐餘裕數量分析、(2)安全評估模式鏈之不確定性管理、(3)情節之不確定性管理及(4)參數之不確定性管理等 4 項主題；其中，項目(1)至項目(3)已於歷年完成階段性成果，本階段任務重點為項目(4)參數之不確定性管理，結果可透過於 108 成果報告中項目(2)成果之評估模式流程圖 (Assessment Modeling Flowchart, AMF)瞭解參數不確定性之來源。

#### 5.3.1. 參數之不確定性管理

##### 5.3.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.3.3 節及「用過核子燃料最終處置建置計畫」第 7.3.1 節規定執行。

用過核子燃料最終處置之安全評估涉及大量參數設定與模型使用，參數之正確性與代表性影響評估顯著結果。現階段，於全系統安全評估中，所使用的具不確定性的參數中，水流相關參數係根據本土水文地質條件評估而得，其餘參數中，如核種特性參數(瞬時釋出分率、腐蝕釋出分率、分配係數及有效擴散係數等)皆參考瑞典 SKB 報告；後續會將本土不確定性參數納入資料庫，並考慮至全系統安全評估中，本項工作將建立參數不確定性的管理方式，以確保後續量化評估工作結果的可信度。

#### **5.3.1.2. 工作內容**

依據歷年用過核子燃料最終處置計畫所發展之全系統安全評估案例，建立全域敏感度分析(global sensitivity analysis)方法論，進行參數敏感度分析。藉由改變案例中所有具不確定性的參數，並利用統計分析方法，評估各輸入參數與評估標的線性相關性，以分析各不確定性參數對評估標的的影響，藉以識別全系統安全評估案例中的關鍵參數。

#### **5.3.1.3. 預期成果**

提出全系統安全評估案例之關鍵影響參數。

## 6. 整合性技術

### 6.1. 資料庫建置

用過核子燃料最終處置計畫將歷經技術可行性評估、技術發展、選址程序，直到封閉申照等程序，所需的時間可能需要長達數十年或更長的時間，發展過程需滾動管理各項資料，且預期資料會隨各階段互異多變，故須為處置計畫建置專屬相關資料庫，進行蒐集、彙整、概述、分析，以及紀錄各個階段的處理、決策依據。同時，處置設施系統繁雜，需橫跨眾多學科領域，為利各項領域之技術整合，在發展資料庫過程中需引入系統化資料庫進行相關資訊管理；綜觀上述內容，資料庫的發展與應用規劃，除須提供計畫研究人員充分分享知識外，亦須達到經驗傳承，以使後繼執行研究人員可儘速瞭解研發歷程與成果，另亦可使資訊、參數與決策一致，確保用過核子燃料處置計畫推動之技術成果品質。

#### 6.1.1. 資料庫精進

##### 6.1.1.1. 執行目的

本項工作基於「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 8.3 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 8.1 節規劃執行。

參考 IAEA 安全標準 (IAEA, 2006) 中 SSR-5 與 SSG-23 對放射性廢棄物最終處置品質要求，以數位化方式蒐集執行中專案工作產生之報告、數據與相關品質文件並進行管理，確保資料可檢視性及可回溯性。

##### 6.1.1.2. 工作內容

建置精進版高放最終處置資料庫之計畫資料管理系統，擴充現有資料處理功能、強化資料可追溯性，包含以下主要功能：

(1) 儲存專案產出資料

持續收納執行中專案工作產生之報告、數據與相關品質文件電子檔案至系統，並鍵入詮釋資料，確保資料完整性。

(2) 資料瀏覽介面

於使用者資料瀏覽介面可切換不同展示形式，如檔案總管展示、階層展示及表格展示等；點選資料後彈出視窗顯示詳細詮釋資料，可於該頁面參考文獻列表連結至其資料來源，確保資料可回溯性。

(3) 資料查詢篩選功能

查詢資料時除了可以手動輸入關鍵字外，亦可依其資料分類、所屬計畫等條件篩選，查詢結果依其相關性排序，確保資料可檢視性及增加便利性。

**6.1.1.3. 預期成果**

將執行中專案工作產生之報告、數據與相關品質文件進行管理，提供查詢檢索，確保資料之可回溯性與可檢視性。

## 6.2. THMC耦合分析技術

為提升用過核子燃料最終處置安全分析之可靠度，國際上安全分析模式的核心架構皆朝向耦合熱力、水力、力學與化學反應(Thermal-Hydrological-Mechanical-Chemical, T-H-M-C)傳輸之整合模式系統架構而努力。

本項目為參與大型國際合作計畫 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation)，架構數值模式分析與模擬熱-水-力-化耦合作用(T-H-M-C)，並透過大型試驗場進行實體環境測試來驗證模式正確性。

### 6.2.1. 耦合分析技術與驗證

#### 6.2.1.1. 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2018年修訂版)」第 7.1.3 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 8.2 節規劃執行。

藉由國際已發展之大型試驗數據與模式分析案例來進行平行驗證，以瞭解處置設施及其組件於處置期間之耦合現象，並藉由試驗數據與數值模擬結果進行比對，達到耦合模擬技術建立的正確性。

#### 6.2.1.2. 工作內容

參考國際 DECOVALEX 2019 TASK-A 案例之材料參數與邊界條件進行數值模型之設定，建置氣體於膨潤土內傳輸擴散模型，計算膨潤土之回脹壓力以及氣壓，完成氣體對於膨潤土力學行為之影響評估。

參考國際案例 DECOVALEX 2023 TASK-F1 案例，建立包含確定性及隨機性裂隙的水文地質模型，並評估地下水中保守溶質(即不吸附於母岩及不會放射性衰變)於該模型中的傳輸，完成溶質傳輸模擬的校驗。

### 6.2.1.3. 預期成果

- (1) 完成建立二相流數值模型，並依據國際案例設定模型幾何與材料參數，模擬氣體於膨潤土內傳輸擴散之行為。
- (2) 完成與國際案例環向壓力、軸向壓力、孔隙水壓實驗數據與模擬結果之驗證與比對，期望誤差 30% 以內。
- (3) 完成地下水流及質量傳輸評估之國際案例平行驗證。

## 7. 參考文獻

- Adedokun, T.A. and Abubakar, A., (2016), Relationship between Hydraulic Conductivity of Rock and Rock Quality Designation of Itisi Multi-Purpose Dam. *International Journal on Recent and Innovation Trends in Computing and Communication*. 4(4), 126-135.
- ASTM (2001), Standard Test Method for Distribution Ratios by the Short-Term Batch Method. American Society for Testing and Materials, ASTM D4319-93.
- ASTM (2010), Standard Test Method for Distribution Coefficients of Inorganic Species by the Batch Method. American Society for Testing and Materials, ASTM C1733-10.
- Falth, B and Hokmark, Harald, (2006) Seismically induced slip on rock fractures. Results from dynamic discrete fracture modeling. SKB R-06-48, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- Grambow B., Fattahi M., Montavon G., Moisan C. and Giffaut E. (2006) Sorption of Cs, Ni, Pb, Eu(III), Am(III), Cm, Ac(III), Tc(IV), Th, Zr, and U(IV) on MX 80 bentonite: An experimental approach to assess model uncertainty. *Radiochimica Acta*, 94(9-11), 627-636.
- Hsu, S.K. (1995). XCORR: a cross-over technique to adjust track data. *Comput. Geosci.*, 21(2), 259-271.
- Hsu, S.K. (2002). Imaging magnetic sources using Euler's equation. *Geophys. Prospect.*, 50(1), 15-25.
- Hsu, S.M., Lo, H.C., Chi, S.Y., Ku, C.Y., (2011), Rock Mass Hydraulic Conductivity Estimated by Two Empirical Models, Published one chapter in the book of "Developments in Hydraulic Conductivity Research", Ed. Oagile Dikinya, INTECH Open Access Publisher.
- IAEA, (2006), Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna.

- IAEA. (2011), Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, IAEA, Vienna.
- IAEA, (2012), The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSG-23, IAEA, Vienna.
- Mayer, J.M., Allen, D.M., Gibson, H.D., Mackie, D.C., (2014), Application of statistical approaches to analyze geological, geotechnical and hydrogeological data at a fractured-rock mine site in Northern Canada. *Hydrogeol. J.* 22 (7), 1707–1723.
- NGI (2013) Using the Q-System—Rock Mass Classification and Support Design. NGI Publication, Oslo.
- Paolo Trincherò(2016), Modelling radionuclide transport in fractured media with a dynamic update of  $K_a$  values, *Computers & Geosciences*, 86(2016)55-63.
- Qureshi, M. U., Khan, K. M., Bessaih, N., Al-Mawali, K., Al-Sadrani, K., (2014), An Empirical Relationship between In-situ Permeability and RQD of Discontinuous Sedimentary Rocks. *Electronic Journal of Geotechnical Engineering*, Vol. 19, 4781-4790.
- SKB (2010), Data report for the safety assessment SR-Site, SKB Technical Report, TR 10-52.
- Tamayo-Mas, E., Harrington, J. F., Brüning, T., Kolditz, O., Shao, H., Dagher, E. E., ... & Olivella, S. (2020). Decovalex-2019 (Task A Final Report) (No. LBNL-2001262). Lawrence Berkeley National Lab.(LBNL), Berkeley, CA (United States).
- Tamayo-Mas, E., Harrington, J. F., Brüning, T., Shao, H., Dagher, E. E., Lee, J., ... & Olivella, S. (2021). Modelling advective gas flow in compact bentonite: Lessons learnt from different numerical approaches. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 139, 104580.
- van Genuchten, M.Th. (1980), A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils. *Soil Sci. Soc. Am. J.* 44, pp. 892-898.

Wei, Z. Q., Egger, P., & Descoeurdes, F., (1995), Permeability predictions for jointed rock masses, International journal of rock mechanics and mining sciences & geomechanics abstracts, 32(3), 251-261.

台電公司(2009),我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告,共 758 頁。

台電公司(2017),我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告,共 559 頁。

台電公司(2019),用過核子燃料最終處置計畫書(2018 年修訂版),共 258 頁。

內政部(2021),建築技術規則建築設計施工編,民國一百一十年十月七日修正。

內政部(2022),建築物耐震設計規範及解說,民國一百一十一年六月十四日修正。

交通部(2018),公路隧道設計規範,交通部部頒規範(民國一百零七年二月六日頒布)。

鐵道建設・運輸施設整備支援機構(2008):山岳トンネル設計施行標準・同解説.(中譯:鐵道建設、運輸設施整備支援機構,2008,山岳隧道設計施行標準與解說)

JNC(核燃料サイクル開発機構)(2005),TRU 廢棄物処分技術検討書(2005)―第 2 次 TRU 廢棄物処分研究開発取りまとめ:電氣事業連合会。(中譯:JNC(日本核燃料循環開發機構),廢棄物處置技術分析書-第 2 次 TRU 廢棄物處置研究開發彙整報告:電力事業者聯合會)