

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

台灣電力公司

中華民國 111 年 1 月

111 年度工作計畫目錄

頁次

1. 概述.....	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. 海域重力與磁力探勘.....	3-2
3.1.2. 長支距多頻道反射震測探勘.....	3-3
3.1.3. 火花放電反射震測.....	3-4
3.2. 長期監測與樣本分析技術.....	3-5
3.2.1. 全球衛星定位連續監測與時序分析.....	3-5
3.2.2. 微震監測及資料解析.....	3-6
3.3. 地質描述模型與資料視覺化技術.....	3-8
3.3.1. 岩石力學參數關聯性分析.....	3-8
3.3.2. 區域應力場與岩石變形特性評估模式.....	3-9
4. 工程設計.....	4-1
4.1. 工程障壁特性與性能評估.....	4-1
4.1.1. 廢棄物罐裝載熱傳特性分析.....	4-1
4.1.2. 廢棄物罐腐蝕速率數值分析.....	4-3
4.1.3. 廢棄物罐銅殼孔蝕電化學量測與分析.....	4-4
4.1.4. 緩衝材料未飽和階段之腐蝕劑濃度評估與擴散傳輸分析.....	4-5
4.1.5. 緩衝材料與回填材料飽和行為分析.....	4-6
4.1.6. 緩衝材料與回填材料受侵蝕影響分析.....	4-7
5. 安全評估技術.....	5-1
5.1. 安全評估方法與情節發展.....	5-1
5.1.1. 臺灣本島結晶岩環境之FEPs研析.....	5-2
5.2. 安全功能與量化分析.....	5-3
5.2.1. 用過核子燃料衰變熱關係曲線及分段擬合.....	5-3
5.2.2. 放射性核種於母岩及緩衝材料之地化反應分析.....	5-4
5.2.3. 放射性核種吸附實驗.....	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
7. 參考文獻.....	7-1

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 : SeaSpy表拖磁力儀	3-11
圖 3-2 : 交叉點誤差分析	3-11
圖 3-3 : 長支距多頻道反射震測探勘原理示意圖	3-12
圖 3-4 : 長支距多頻道反射震測資料收集示意圖	3-12
圖 3-5 : 海域(長支距)多頻道反射震測資料處理流程圖	3-13
圖 3-6 : 火花放電反射震測的資料收集流程圖	3-14
圖 3-7 : 火花放電反射震測資料處理流程	3-15
圖 4-1 : 廢棄物罐裝載熱傳特性分析示意圖	4-9
圖 4-2 : 銅殼廢棄物罐孔蝕電化學量測與分析流程圖	4-9
圖 4-3 : 土壤水份特性曲線試驗裝置	4-10
圖 4-4 : 化學侵蝕試驗模具設計示意圖	4-10
圖 5-1 : 核種分配係數與安全評估關係圖	5-6
圖 5-2 : 批次吸附實驗示意圖	5-6

表目錄

表 4-1 : 銅殼孔蝕電化學量測條件規劃表	4-11
------------------------------	------

1. 概述

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}Tc 、 ^{135}Cs 、 ^{129}I 等分裂產物及 ^{237}Np 、 ^{239}Pu 、 ^{243}Am 與 ^{247}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。

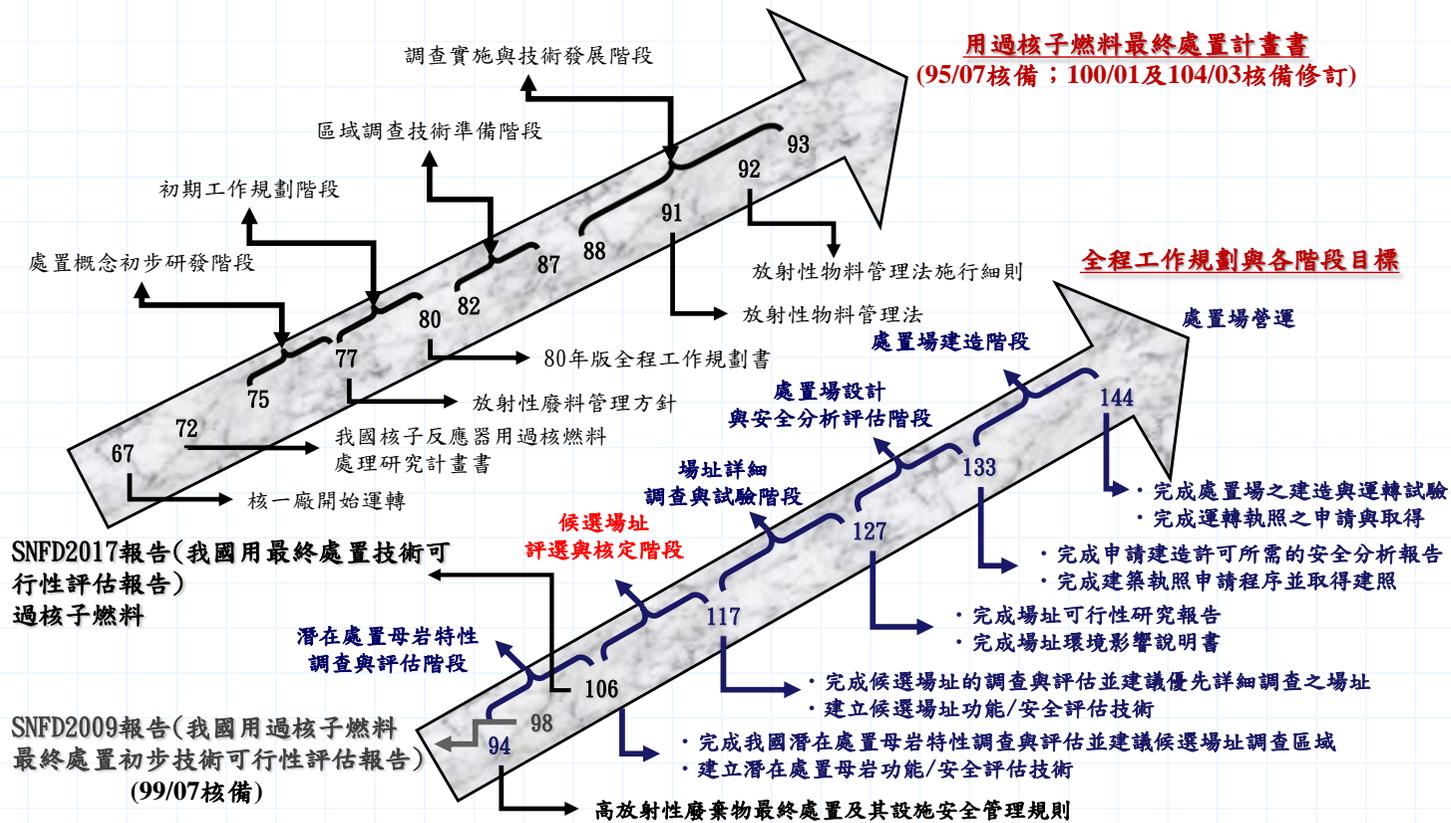


圖 1-1 : 用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃

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，依行政院原子能委員會於109年3月24日以物三字第1090000825號核定之「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：「處置系統適用性分析與設計調整」及「工程障壁特性與性能評估」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：「建立通用性封閉前安全評估技術」及「建立通用性且符合安全論證的封閉後安全評估技術」，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」、「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」及主管機關要求辦理，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佈位置、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. 海域重力與磁力探勘

3.1.1.1. 執行目的

本項工作為調查中生代基盤岩地下岩體密度與磁學性質之分布，預計於 4 年內完成 1,000 公里之探測。

3.1.1.2. 工作內容

本項工作 110 年度已超前完成 450 公里測線調查，111 年度原規劃探測測線 250 公里，因 110 年度天候及海象條件良好，調查作業進度超前，故調整提早於 111 年工作將剩餘 550 公里之探測作業(合計總測線長 1,000 公里)全數完成，探測解析深度至海床下 2,000 公尺，並完成測線之資料解析。

本項工作將分別以 Sea Spy 磁力儀及 Air-Sea System II Gravity Meter 重力儀(如圖 3-1)，進行全磁場(total field)與海域重力觀測。磁力與重力探測作業將配合震測調查作業，使各項探勘成果能在相同空間參考下進行相互對照，以得到更完善的地球物理探勘解釋成果。

磁力探測方面，將採用新的尤拉解迴旋法(Euler Deconvolution)(Hsu, 2002)結合解析訊號法來進行地下構造位置逆推，並繪製磁化強度圖。重力探測方面，因不同時間不同航次的重力測量可能會有不同的參考基準面，為了將不同航次所收集的資料整編在一起，預計採用交叉點誤差(cross-over error, XOE，如圖 3-2)分析的技術(Hsu,

1995) 調整各航次的基準面，將此誤差值降至最低，並繪製重力異常圖。

3.1.1.3. 預期成果

- (1) 完成 550 公里長測線之重力與磁力測勘。
- (2) 完成探測測線資料解析與全測區成果判釋。

3.1.2. 長支距多頻道反射震測探勘

3.1.2.1. 執行目的

本項工作為調查中生代基盤岩之地質特徵，預計於 4 年內完成 1,000 公里長之測線探測。

3.1.2.2. 工作內容

本項工作 111 年度規劃測線總長為 250 公里，預計採用 110 個頻道，探測解析深度至海床下 2,000 公尺，並完成測線之資料解析。

長支距多頻道反射震測探勘原理如圖 3-3。海上震測測線作業方式如圖 3-4，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 (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 3-5)，資料處理軟體使用 Paradigm 公司發展之商業軟體 Echos 進行。

3.1.2.3. 預期成果

- (1) 完成 250 公里長測線之長支距多頻道反射震測。
- (2) 完成前述探測資料解析與成果判釋。

3.1.3. 火花放電反射震測

3.1.3.1. 執行目的

本項工作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，預計於 4 年內完成 1,600 公里長之測線探測。

3.1.3.2. 工作內容

本項工作 111 年度規劃測線總長為 600 公里，預計以震源頻率約 0.1 至 1,000Hz 之火花放電系統間進行探測，探測解析深度至海床下 500 公尺，垂直解析度小於 1.5 公尺，並完成測線之資料解析。

火花放電反射震測系統資料收集流程如圖 3-6，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 3-7，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。

3.1.3.3. 預期成果

- (1) 完成 600 公里長測線之火花放電反射震測。
- (2) 完成前述探測資料解析與成果判釋。

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(至 111 年)，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、應力降及傳遞波速(Falgh 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，並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，並彙整過往分析資料，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及分布資訊及活動潛勢；今年度新增發展小區域噪訊震波成像技術分析，建立淺層地層震波特性的評估技術。

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(含規模頻率分佈圖、b-value 解釋與討論)。
- (3) 完成區域 3D 速度成像圖及潛在構造空間分布評估。
- (4) 完成小區域噪訊震波成像分析。

3.3. 地質描述模型與資料視覺化技術

區域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。建立場址區域環境的各類描述模型，可綜合評估目前地質圈與生物圈的現狀，進一步論證可能影響環境長期演化與穩定的自然作用。

3.3.1. 岩石力學參數關聯性分析

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 5.6.4 節規劃執行。

以既有及新增之岩石力學試驗數據進行整合分析，從而獲取岩石力學應用模式發展所需之關鍵參數，發展適用於臺灣本島特有的經驗公式，以提供後續分析使用。

3.3.1.2. 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。

透過統整各種岩性之岩石力學試驗結果，本工作將探討各種參數間之關聯性，預計包含：岩石單軸抗壓強度與抗張強度及楊氏模數之關聯性；岩石孔隙率與岩石體積模數之關聯性；岩體評分指標(NGI Q-System, NGI 2013)與岩體 P 波波速之關聯性；岩體評分指標與水力傳導係數間之關聯性；密度與孔隙率之關聯性；岩體 P 波波速與密度或孔隙率之關聯性；點荷重指數與岩體 P 波波速之關聯性等。

3.3.1.3. 預期成果

- (1) 彙整自 109 年起依高放處置技術所需之臺灣本島結晶岩類岩石力學試驗數據。
- (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。

3.3.2. 區域應力場與岩石變形特性評估模式

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 5.6.4 節規劃執行。

本項工作係延續 109 年度「岩石力學場址特徵化技術與模式發展」工作成果，基於現地應力、裂隙幾何特性資料，以及岩石力學試驗數據，以離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)建立初步之區域應力場與岩石變形特性評估模式。

3.3.2.2. 工作內容

本項工作利用井下裂隙資料建立裂隙組，並設置模擬區域範圍與網格，完成基礎模型建置後，分析裂隙的幾何特性與其叢集(Clusters)，並計算其與井孔之截切分布，以作為後續離散裂隙網路建模之基礎。完成上述分析後，將計算 P_{10} 參數，並以其產生裂隙組之定義檔，再以球極平面投影工具辨識裂隙組，將裂隙數據轉換成建置離散裂隙網路所需之定量化參數。本工作將採用機率類神經網路演算法來進行裂隙組數與位態分布擬合分析，而後透過升尺度(Upscaling)方法來產生三維空間地質特性的真實分布。在應力場設定方面，本工作將依據所蒐集之現地應力資料來給定特定區域範圍內之應力場，並匯入岩石力學材料特性參數，以進行岩石與裂隙受力後之變形特性模擬。

3.3.2.3. 預期成果

- (1) 完成不同深度之現地應力大小、方向性，以及裂隙之位態、內寬等幾何特性資料彙整分析。
- (2) 完成初步之區域應力場與岩石變形特性評估模式。



圖 3-1 : SeaSpy表拖磁力儀

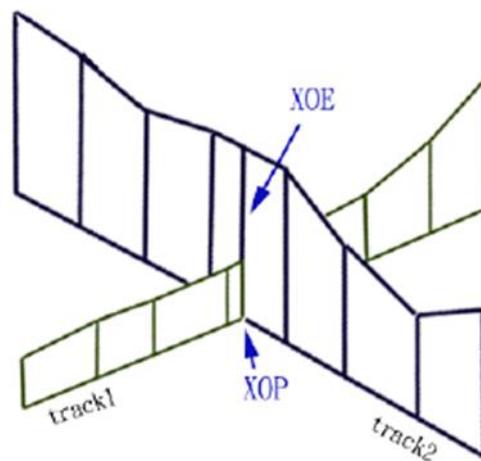


圖 3-2 : 交叉點誤差分析

註：圖中XOP為兩航線相交的位置稱為交叉點，XOE為兩航線測值的基準面相對誤差稱為交叉點誤差。

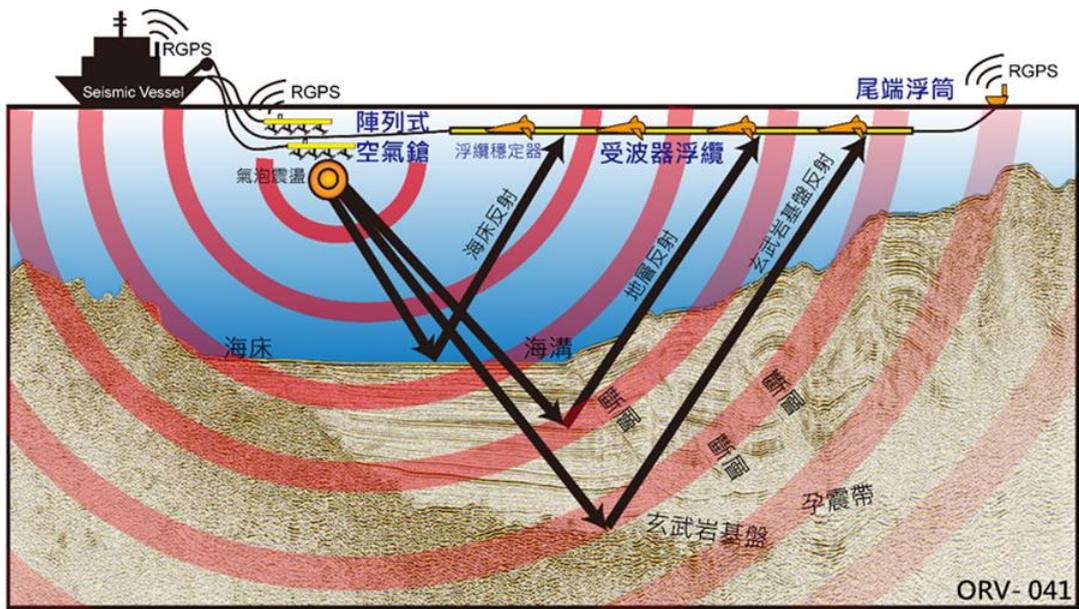


圖 3-3：長支距多頻道反射震測探勘原理示意圖

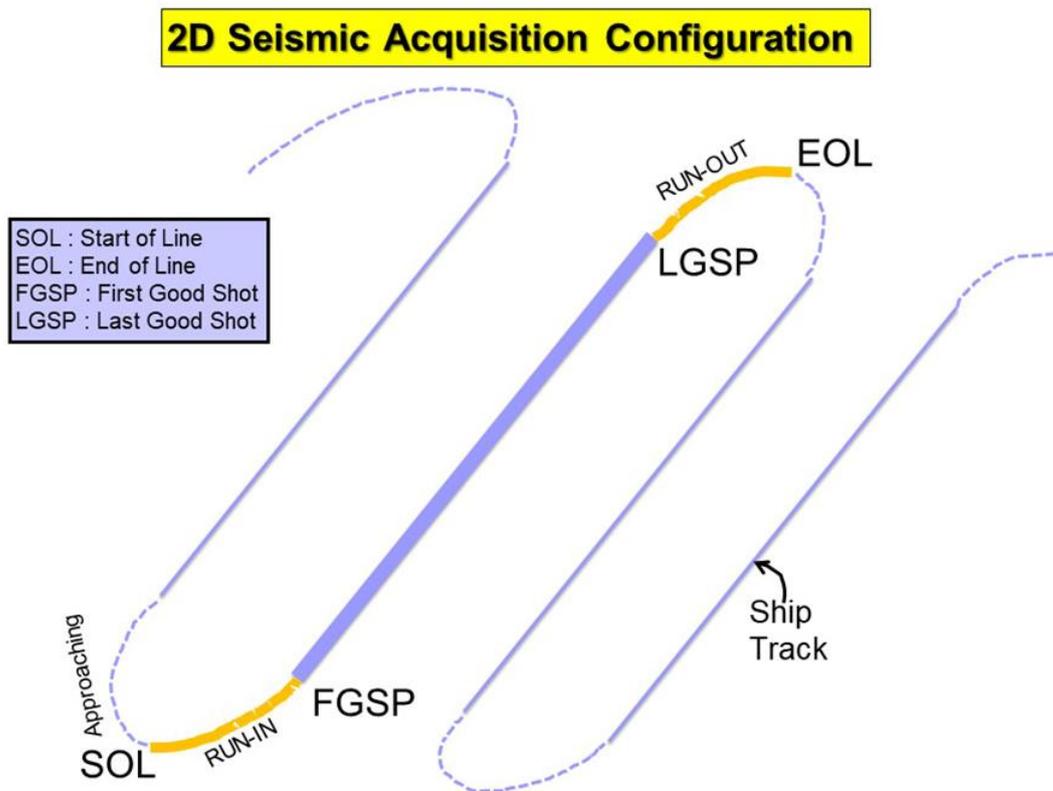


圖 3-4：長支距多頻道反射震測資料收集示意圖

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

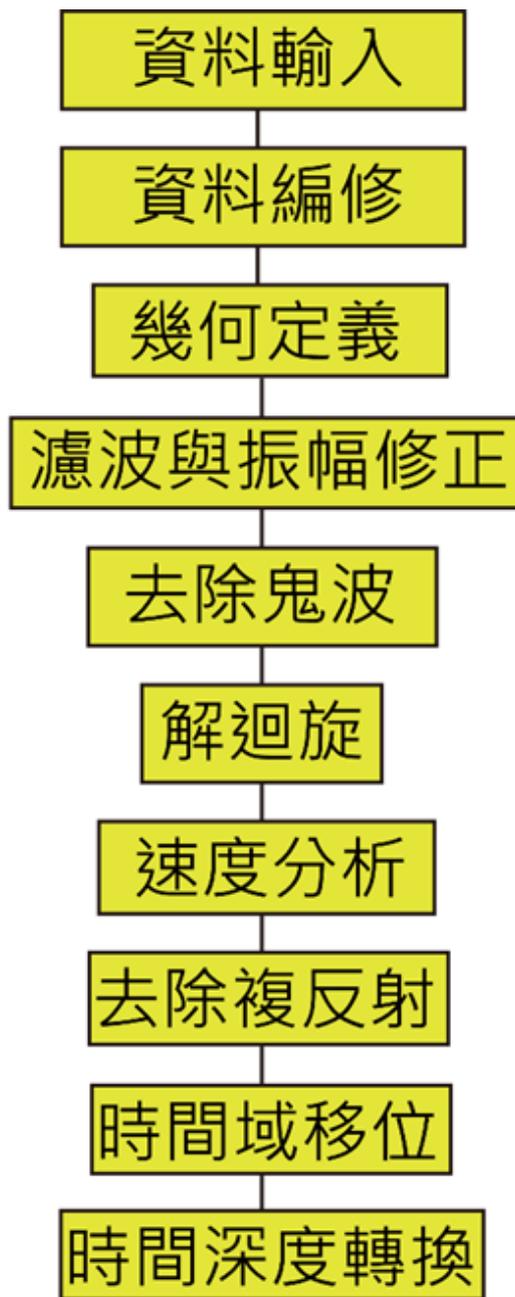


圖 3-5 : 海域 (長支距) 多頻道反射震測資料處理流程圖

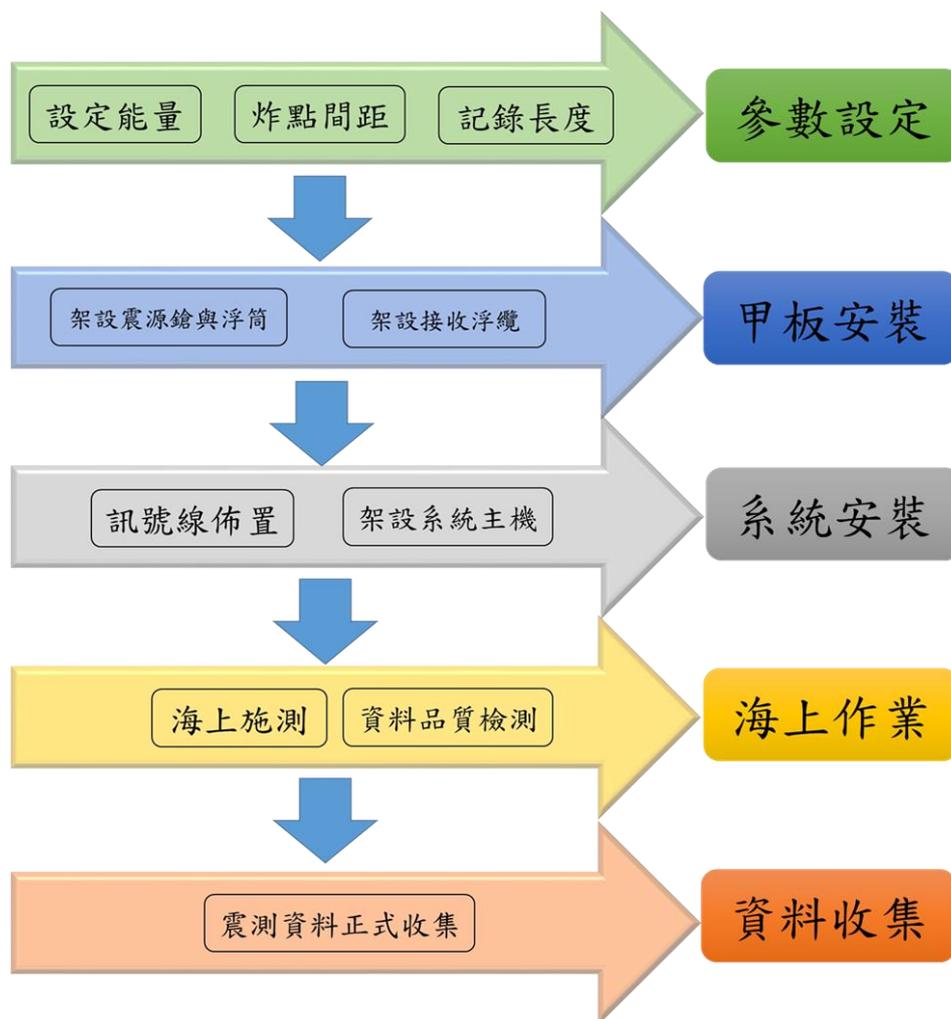


圖 3-6 : 火花放電反射震測的資料收集流程圖

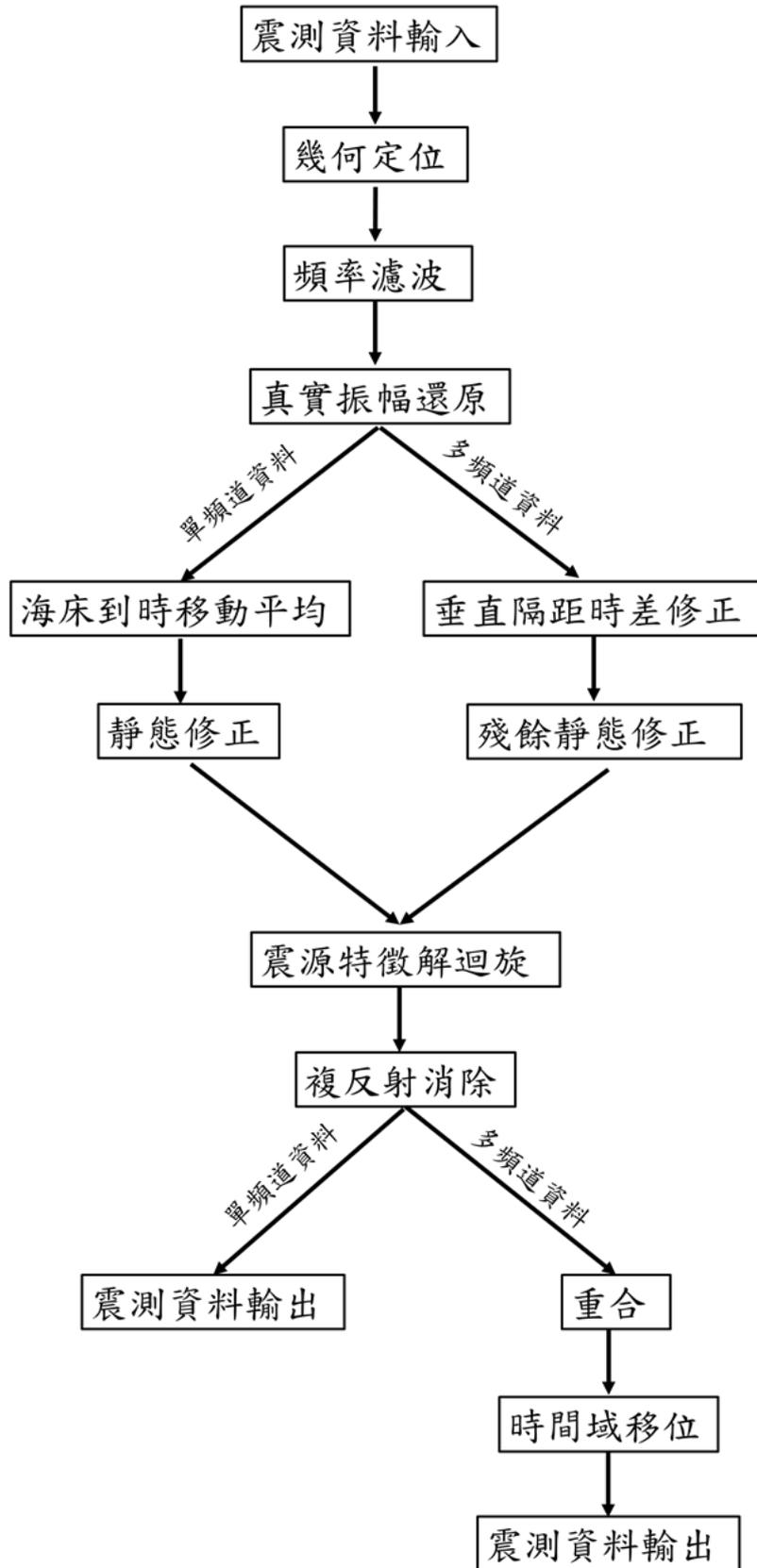


圖 3-7 : 火花放電反射震測資料處理流程

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「候選場址功能評估技術建立」相關工作。

4.1. 工程障壁特性與性能評估

處置技術發展方面，由於工程障壁設施需配合地質環境條件進行設計，也必須符合法規要求，因此在尚未決定處置設施場址前，本階段將持續參考其他國家在結晶岩中已發展的工程障壁系統，評估引進相關技術與設備，以發展工程障壁性能評估技術為主。

4.1.1. 廢棄物罐裝載熱傳特性分析

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 6.1.1 節規劃執行。

4.1.1.2. 工作內容

以 3 座核能電廠之用過核子燃料，透過調整廢棄物罐的裝載配置方法，計算廢棄物罐熱負載的最高值和最低值，並將前項結果應用於

分析廢棄物罐內局部與整體之熱分布。依據處置孔之幾何外型與罐體邊界條件，完成廢棄物罐與用過核子燃料之數值計算穩態收斂溫度，再以暫態分析方式計算用過核子燃料之衰變熱所造成之罐體內部溫度分布與演化，熱傳特性分析如圖 4-1。

4.1.1.3. 預期成果

- (1) 建立用過核子燃料廢棄物罐的熱負載區間。
- (2) 完成廢棄物罐體於處置期間之溫度分布計算。

4.1.2. 廢棄物罐腐蝕速率數值分析

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 6.1.1 節規劃執行。

為建立硫化物沉積作用與硫酸鹽還原菌作用造成廢棄罐腐蝕之影響評估，將以無氧條件下，進行硫化物與還原菌作用對廢棄物罐之模式分析。

4.1.2.2. 工作內容

本工作將以 COMSOL Multiphysics 軟體，建置硫化物單一溶質傳輸模型。依據參考案例地下水質條件及膨潤土成分，考慮硫化物沉積作用與硫酸鹽還原菌作用進行參數建立與邊界條件設定，建立硫化物傳輸模型及模擬硫化物傳輸行為，計算硫化物對銅殼造成之腐蝕深度，完成硫化物生成機制對於銅殼腐蝕之影響評估。

4.1.2.3. 預期成果

- (1) 在緩衝材料飽和狀態下，考慮硫化物沉積作用與硫酸鹽還原菌之硫化物生成機制，完成建立硫化物傳輸模型。
- (2) 在緩衝材料飽和狀態下，考慮硫化物生成機制之影響，完成廢棄物罐腐蝕評估。

4.1.3. 廢棄物罐銅殼孔蝕電化學量測與分析

4.1.3.1. 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 7.1.2.1 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 6.1.1 節規劃執行。

為建立局部腐蝕機率模式，了解處置設施初期封閉階段的銅殼腐蝕機制，如濕度與溫度等的交互作用，以及礦物鹽類存在對於腐蝕行為的影響效應等可能因素，將進行銅殼材料孔蝕實驗與電化學孔蝕量測，以取得循環伏安法決定的活性/鈍性膜的破裂電位(breakdown potential)與再次鈍化電位(repassivation potential)等實驗參數。

4.1.3.2. 工作內容

本工作將先行獲取 3 種銅材試片規格，包括：添加磷之純銅(OFP-Cu)、無氧銅(ASTM B170；OFC)及冷噴塗銅，並進行此 3 種規格試片之表面狀態處理，包括：原始狀態(As-received)、拋光(Polished)及刮痕(SiC #80 scratched)之處理。完成試片製備後則分別執行 2 項工作：(1)銅殼孔蝕電化學量測：銅材試片浸泡於低、中、高濃度之氯化鈉溶液 1 個月，以循環伏安法執行電化學量測，獲得破裂電位、再次鈍化電位、腐蝕電位與腐蝕電流等結果、(2)銅殼孔蝕實驗：表面噴灑氯化鈉鹽，於 3 組相對濕度條件(低濕度、鹽類潮解濕度及高濕度)，腐蝕時間從 30 天至 450 天。

111 年度工作內容主要以「銅殼孔蝕電化學量測」為主，分析流程如圖 4-2，完成試片製備後，分別調配低濃度氯化鈉溶液(10^{-3} M)、中濃度氯化鈉溶液(10^{-2} M)及高濃度氯化鈉溶液(10^{-1} M)，並調整各溶液 pH 值分別為 7、9、11、含有碳酸根離子及硫酸根離子等各溶液狀態，並將上述各試片放入不同測試溶液浸泡，量測條件與規劃如表 4-1，完成浸泡 1 個月後將分別進行電化學之腐蝕電位、腐蝕電流、鈍性膜破裂電位與再鈍化電位之量測分析。

4.1.3.3. 預期成果

- (1) 完成試片製備，包括 3 種銅材規格取得與不同條件之表面處理。
- (2) 完成測試溶液之調配，共計 15 組有氧狀態且不同氯離子濃度之實驗溶液調配及銅材浸泡。
- (3) 完成銅材之孔蝕電化學量測與結果分析。

4.1.4. 緩衝材料未飽和階段之腐蝕劑濃度評估與擴散傳輸分析

4.1.4.1. 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 7.1.2.1 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。

膨潤土本身為孔隙介質(porous media)，其孔隙間含有水分及空氣，空氣中之氧氣則為本研究探討之腐蝕劑，而空氣之分布則影響到腐蝕溶劑(corrodent)之濃度。為探討腐蝕劑之濃度，須建立氣體於膨潤土內之傳輸擴散機制模型，而液體與氣體在膨潤土內之交互作用係為二相流研究範疇，故本研究建立二相流數值模型，計算各暫態下之液體與氣體之分布，用以評估腐蝕劑之濃度。

4.1.4.2. 工作內容

本工作將以 COMSOL Multiphysics 軟體作為主要建模工具，建立二相流數值模型，透過多階段暫態流之實驗數據來驗證數值模型之正確性。接著將二相流數值模型推展至隧道尺度進行熱水力耦合分析，並結合裂隙截切處置隧道評估結果、以及地下水流分析之分析結果設定邊界條件，進行隧道尺度之二相流數值模擬運算，得出在未飽和階段之氣體壓力、溫度與體積隨時間之分布，可作為腐蝕劑濃度評估及後續考慮化學反應之擴散傳輸分析依據。

4.1.4.3. 預期成果

- (1) 完成二相流數值模型驗證。
- (2) 完成隧道尺度 THM 含氣體之模型建立、及入流位置與邊界條件設定。
- (3) 完成處置隧道尺度之氣體體積、溫度、壓力於空間內隨時間分佈分析。

4.1.5. 緩衝材料與回填材料飽和行為分析

4.1.5.1. 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。

緩衝與回填材料由純膨潤土組成，為了解膨潤土之吸力與飽和度(或含水量)之關係，本研究將建立試驗取得膨潤土之土壤水份特性曲線，以描述膨潤土材料飽和過程之水份變化行為。將發展試驗量測技術並完成試驗結果，以提供後續數值模擬使用。

4.1.5.2. 工作內容

本項工作將以水汽平衡法(Vapour Equilibrium Technique)量測膨潤土之吸力，利用不同的飽和鹽溶液控制試驗環境濕度，試體置於容器中之多孔陶瓷板上，與底部之飽和鹽溶液隔離，試驗裝置如圖 4-3。依據水汽平衡之原理，使膨潤土試體孔隙與環境之濕度達到平衡，並依環境濕度進而計算吸力值，取得膨潤土於不同濕度條件下之吸力。最後將實驗取得緩衝與回填材料之吸力及飽和度，建立膨潤土之土壤水分特性曲線，並以 van Genuchten(1980)模式擬合實驗結果，取得膨潤土飽和過程之特性參數。另建構單一處置孔之熱-水耦合作用機制之數值模型，分

析結果將與國際文獻進行驗證比對，確立數值分析所採用理論以及耦合關係式之適用性。

4.1.5.3. 預期成果

- (1) 完成膨潤土之土壤水份特性曲線試驗，取得緩衝與回填材料之吸力及飽和度之關係，並以 van Genuchten(1980)模式擬合實驗結果，取得膨潤土飽和過程之特性參數。
- (2) 完成單一處置孔膨潤土材料熱水耦合模式建立及及採用國際文獻驗證。

4.1.6. 緩衝材料與回填材料受侵蝕影響分析

4.1.6.1. 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。

延續 110 年度含裂隙水流之侵蝕試驗，使用不同水流速與水質條件，探討膨潤土材料於飽和後，膨潤土因回脹擠壓至裂隙中的範圍，及同時受水流影響下之侵蝕行為，建立緩衝材料質量損失評估數值模式。

4.1.6.2. 工作內容

本項工作將延續 110 年之純水條件裂隙水流侵蝕試驗，進行水中陽離子的電荷濃度 5 mM 及 10 mM 水質條件下之裂隙水流侵蝕試驗，試驗模型如圖 4-4。藉由試驗的觀察分析膨潤土擠出至裂隙的範圍，及透過流出水樣的取樣，分析不同水質試驗樣本中膨潤土的流失量，探討不同水質條件對膨潤土侵蝕作用之影響。另參考國際文獻研究所發展之緩衝材料質量損失評估數值模式，建立雙區域模型(two-region model)，並與文獻中所建立之參數曲線進行驗證，確認模型之正確性。另參考國際文獻研究成果，發展膨潤土受侵蝕後質量再分布

模式，採用多孔彈性與塑性分析之力學模式，並考量緩衝材料-廢棄物罐、緩衝材料-近場圍岩接觸之交互作用影響，模擬被局部侵蝕掏空之緩衝材料經吸水回脹後產生質量重新分布之行為，建立侵蝕後質量再分布模擬技術。

4.1.6.3. 預期成果

- (1) 完成陽離子電荷濃度 5 mM 及 10 mM 條件之裂隙水流侵蝕試驗，並透過試驗取得膨潤土材料之擠出距離與隨時間變化之流失率。
- (2) 完成緩衝材料質量損失評估之雙區域模型及國際文獻驗證。
- (3) 完成緩衝材料受侵蝕後質量再分布模式建立。

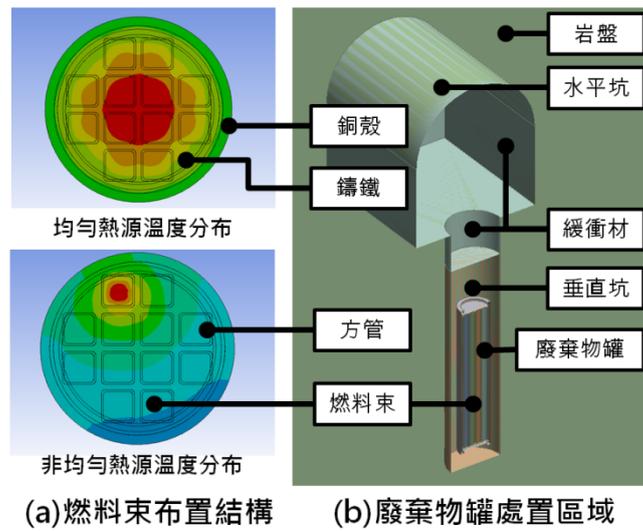


圖 4-1：廢棄物罐裝載熱傳特性分析示意圖

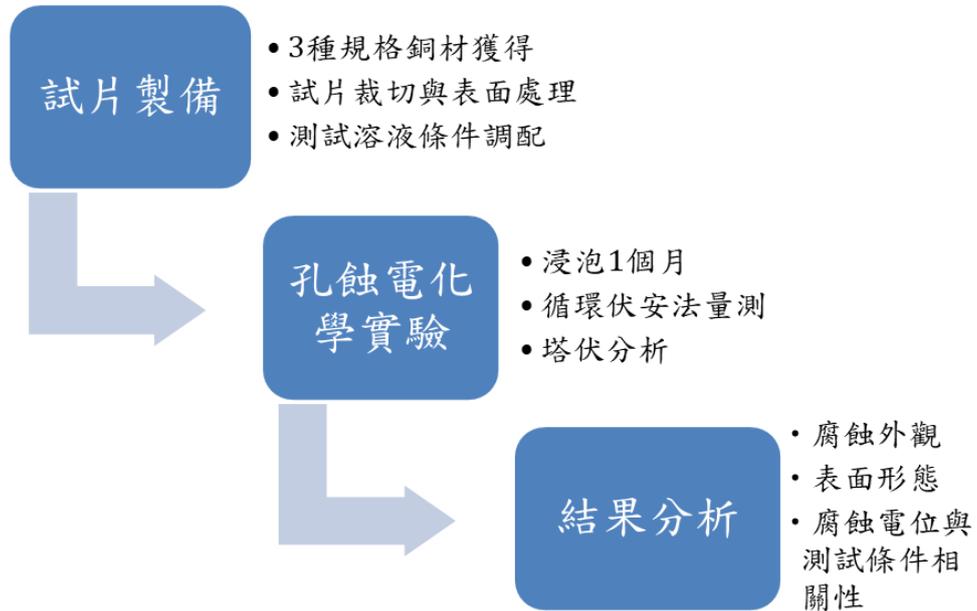


圖 4-2：銅殼廢棄物罐孔蝕電化學量測與分析流程圖



圖 4-3 : 土壤水份特性曲線試驗裝置

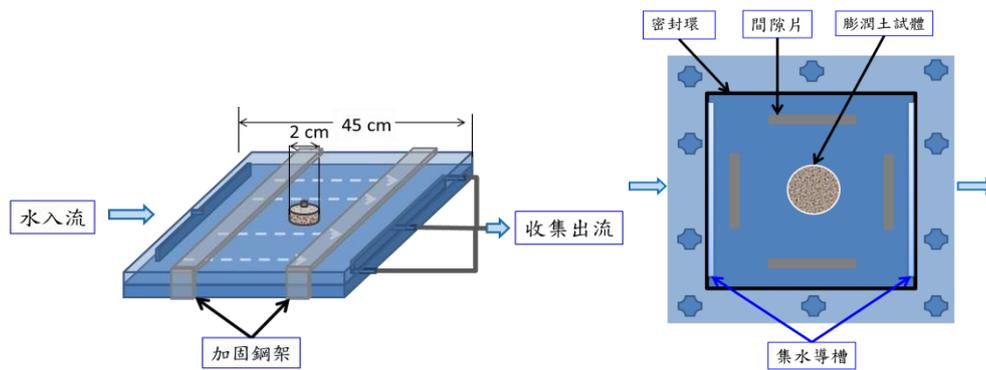


圖 4-4 : 化學侵蝕試驗模具設計示意圖

表 4-1 : 銅殼孔蝕電化學量測條件規劃表

測試溶液調配 (15 組) 銅材規格(3 種) 表面處理(3 種)		氯化鈉溶液 (10^{-3} M)	氯化鈉溶液 (10^{-2} M)	氯化鈉溶液 (10^{-1} M)
		pH7	pH7	pH7
		pH9	pH9	pH9
		pH11	pH11	pH11
		[Ca ²⁺] [CO ₃ ²⁻]	[Ca ²⁺] [CO ₃ ²⁻]	[Ca ²⁺] [CO ₃ ²⁻]
		[Ca ²⁺] [SO ₄ ²⁻]	[Ca ²⁺] [SO ₄ ²⁻]	[Ca ²⁺] [SO ₄ ²⁻]
無氧銅	原始條件	✓	✓	✓
	拋光條件	✓	✓	✓
	刮痕條件	✓	✓	✓
添加磷無氧銅	原始條件	✓	✓	✓
	拋光條件	✓	✓	✓
	刮痕條件	✓	✓	✓
冷噴塗銅	原始條件	✓	✓	✓
	拋光條件	✓	✓	✓
	刮痕條件	✓	✓	✓

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/安全評估技術建立」相關工作。

5.1. 安全評估方法與情節發展

安全評估之方法起始於檢視可能影響處置系統功能與安全的 FEPs，經由各種 FEPs 的分析，架構處置系統於安全評估時間尺度內之可能演化，組合可能發生的各種情節及案例，並利用數值分析模式鏈之整合分析，量化對處置系統可能之功能與安全影響。情節發展是構成安全評估不可或缺的主體，可檢視各種不同潛在演化條件下的安全功能指標的影響，進而探討工程障壁圍阻失效後的輻射後果影響分析，以確認符合法規之要求，情節發展為安全評估中重要的一環，目的係選出處置設施演化過程中，與安全方面相關之重要情節。本計畫過去參考國際經驗建立 FEPs 表單，本階段將以本土地質環境條件為基礎，建立適用於我國處置環境之 FEPs 表單，以利安全評估應用。

5.1.1. 臺灣本島結晶岩環境之FEPs研析

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。

建置臺灣本島結晶岩環境之特徵/事件/作用(FEPs)表單，以及 FEPs 資料庫管理技術，整合資料庫管理介面，以利提供成果予安全功能、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

延續台電公司歷年來用過核子燃料最終處置計畫發展有關 FEPs 之研究成果，參考國際經驗以及臺灣的地質環境條件，建立臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 清單與分類。FEPs 清單將與參考(/對比)的國際 FEPs 因子連結，FEP 之分析研究方法及使用參數也予以彙整。前述成果將配合本年度 FEPs 資料庫的更新，朝統一格式正規化、使用者的需求介面等方向，進行本島結晶岩環境 FEPs 資料庫架構規劃。

5.1.1.3. 預期成果

- (1) 完成臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 資料庫架構。
- (2) 完成臺灣本島結晶岩環境之 FEPs 清單。

5.2. 安全功能與量化分析

深層地質處置是基於隔離的概念，將用過核子燃料長期與人類生活的環境隔離，並利用多重障壁概念提供圍阻與遲滯之安全功能，達到用過核子燃料長期安全處置之目的，以確保對大眾與環境的長期安全。由於工程障壁與天然障壁之安全功能指標將會隨時間演化而有所改變，透過鑑往知來，可推演或是假設未來演化存在的潛在情節，建立量化分析技術將可提供處置設施可能造成世代子孫與環境的輻射危害，在反覆精進回饋工程設計，即可逐步實現最佳的工程設計，達到安全設計的健全性。

5.2.1. 用過核子燃料衰變熱關係曲線及分段擬合

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。

依據我國用過核子燃料特性與運轉歷程，建立符合高放處置安全評估時間尺度所需之用過核子燃料衰變熱關係曲線及分段公式。

5.2.1.2. 工作內容

參考國際用過核子燃料衰變熱計算報告，利用 ORIGEN-ARP 軟體建立我國三座核電廠用過核子燃料根據不同運轉歷程之用過核子燃料冷卻至百萬年的衰變熱分析，分別評估燃料自反應器退出後至第 200 年、第 201 年至第 1,000 年、及第 1,001 年至百萬年等 3 個時間尺度之用過核子燃料衰變熱關係曲線，並利用公式擬合的方式進行關係曲線的評估，找出其擬合公式。

5.2.1.3. 預期成果

(1) 建立 3 座核電廠用過核子燃料衰變熱關係曲線。

(2) 建立 3 座核電廠用過核子燃料不同時間尺度之衰變熱分段公式。

5.2.2. 放射性核種於母岩及緩衝材料之地化反應分析

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 7.4.3.節規劃執行。

以地化模式分析技術建立緩表面錯合反應模型，評估放射性核種與母岩或緩衝材料在不同環境下的吸附能力。

5.2.2.2. 工作內容

蒐集國際上已建立的熱力學資料庫，確認放射性核種溶於水溶液之相關地化反應熱力學資料，了解核種於本土之水質條件下可能進行之化學反應，並確認放射性核種於母岩及緩衝材料中礦物之相關表面錯合反應熱力學資料。再利用 PHREEQC 程式評估銫(Cs)、鈾(U)、錒(Am)、銻(Sr)、鎳(Ni)、鉛(Pb)、硒(Se)等核種於母岩及水溶液中之物種濃度分布，進一步推算分配係數(Grambow et al., 2006, p. 634)，評估流程如圖 5-1，評估結果將應用於處置設施的核種遷移參數設定。

111 年度工作內容為利用地化模式推估銫(Cs)、鈾(U)、銻(Sr)等核種於母岩及緩衝材料的分配係數。

5.2.2.3. 預期成果

- (1) 完成放射性核種溶於水溶液之相關地化反應熱力學資料蒐集。
- (2) 完成放射性核種於母岩及緩衝材料中礦物之相關表面錯合反應熱力學資料蒐集。
- (3) 利用地化模式推估銫(Cs)、鈾(U)、銻(Sr)等 3 個核種於母岩及緩衝材料的分配係數。

5.2.3. 放射性核種吸附實驗

5.2.3.1. 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7.4.3.節規劃執行。

以歷年研究取得之本土地球化學條件，以批次吸附實驗方法，獲取核種於深層地質處置條件下之分配係數，提供安全評估所需本土化參數輸入，並強化評估模式的合理性。

5.2.3.2. 工作內容

以過去研究取得之本島結晶岩質母岩之岩石與地下水特性，依據ASTM C1733-10(ASTM, 2001; ASTM, 2010)標準實驗方法，於實驗室無氧手套箱中模擬深地層特殊環境(pH、Eh、無氧狀態等)下，進行鈾(Ac)、銀(Ag)、錒(Am)、銫(Cs)、鈾(Cm)、鎔(Eu)、鈮(Nb)、鏷(Np)、鎳(Ni)、鉛(Pb)、硒(Se)、錫(Sn)、銦(Sr)、鐳(Ra)、釷(Th)、鈾(U)、鋯(Zr)、鎳(Tc)等核種之吸附實驗，實驗裝置如圖5-2。實驗目的為觀察核種的遷移行為完成在遠場(母岩材料)中重要核種之分配係數，提供放射性核種於母岩之地化反應分析評估與驗證，確保與提高功能安全評估模式可靠度。

111年度工作內容為進行銫(Cs)、銦(Sr)、鈾(U)、釷(Th)、鋯(Zr)、鎳(Tc)等6個核種之吸附實驗，並取得相對應的分配係數。

5.2.3.3. 預期成果

- (1) 完成銫(Cs)、銦(Sr)、鈾(U)、釷(Th)、鋯(Zr)、鎳(Tc)等6個核種之批次吸附實驗。
- (2) 取得前述6個核種於本土地球化學條件的分配係數。

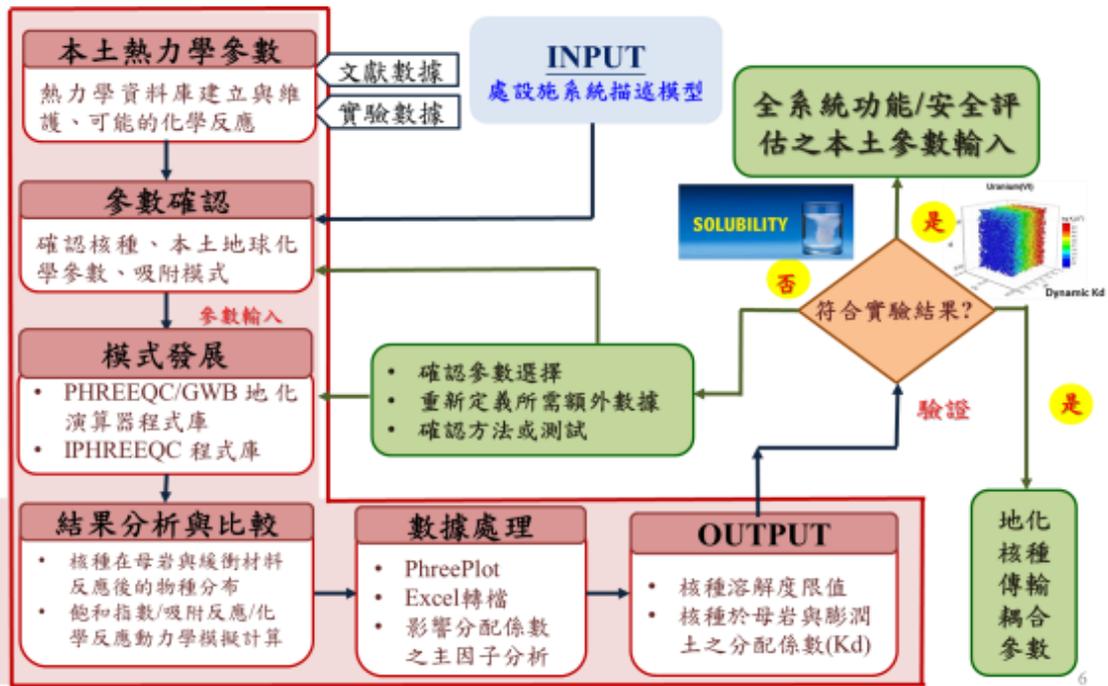


圖 5-1 : 核種分配係數與安全評估關係圖

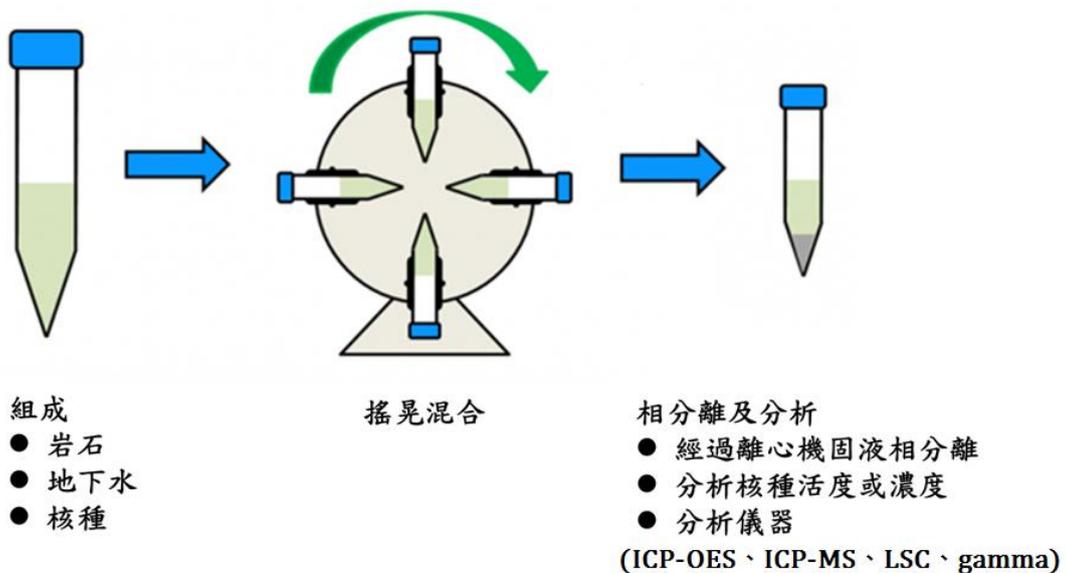


圖 5-2 : 批次吸附實驗示意圖

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，故須為處置計畫專屬建置相關資料庫，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

建置高放資料數據管理系統管理執行中專案工作產生之報告、數據與相關品質文件，並以網頁介面提供查詢檢索；並針對「岩石力學

應用模式發展暨參數與模式之不確定性評估」案執行成果，建置計畫執行成果資料庫系統，以網頁介面呈現計畫資料。

(1) 持續精進數據管理系統

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，增加查詢便利性及確保資料可回溯性。

(2) 建置岩石力學計畫執行成果資料管理系統

針對「岩石力學應用模式發展暨參數與模式之不確定性評估」案開發網頁前、後端之使用者互動式系統，並採系統化分類之方式來呈現計畫成果與檔案，供相關計畫執行時查詢、調閱與數據成果管理。

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

參考國際裂隙位移分析案例，建立塊體母岩含單一裂隙之水-力耦合概念模型，並與國際之分析結果進行驗證比對，規劃分析與驗證包含：(a)FM1 模型(流體初期只能在初始裂隙中流動，隨著開裂拓展，流體沿著開裂後的裂隙內流動)，(b)FM2 模型(流體可以在裂隙中自由流動，不考慮開裂情況)等之分析模式。

參考國際膨潤土工程障壁系統耦合分析案例，發展對應之耦合數值模式，並與國際已建置之現地試驗結果相互驗證分析。規劃分析與

驗證包含：水-力耦合關係之基準測試，工程障壁(Engineered Barrier, EB)現地試驗建模與水-力耦合數值模式建立與驗證。

參考國際校驗案例，以水文地質模式執行 1 維、2 維及 3 維穩態流場壓力評估及驗證，以質量傳輸模式執行平流/延散及考慮基質擴散的母岩裂隙質量傳輸評估及驗證；再以水文地質模式串連質量傳輸模式，建立國際校驗案例中多片確定性裂隙的質量傳輸評估。

6.2.1.3. 預期成果

- (1) 建立含單一裂隙之塊體母岩水-力耦合概念模型並進行驗證。
- (2) 完成水-力耦合關係基準測試、EB 大型現地試驗建模與水-力數值模式建立及其驗證。
- (3) 完成 1 維、2 維及 3 維穩態流場壓力評估、考慮基質擴散的母岩裂隙質量傳輸及多片確定性裂隙的質量傳輸評估。

7. 參考文獻

- 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.
- 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.
- NGI (2013) Using the Q-System—Rock Mass Classification and Support Design. NGI Publication, Oslo.
- SKB (2010), Data report for the safety assessment SR-Site, SKB Technical Report, TR 10-52.

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.

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，台灣電力公司，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，台灣電力公司，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)，台灣電力公司，共 258 頁。