

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

台灣電力公司

中華民國 109 年 2 月

109 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. 臺灣海域中生代基盤岩文獻調查及初步地質概念模式	3-1
3.2. 岩石力學描述模型	3-3
3.2.1. 實驗室岩石力學試驗與參數分析	3-3
3.2.2. 岩石力學場址特徵化技術與模式發展	3-4
3.3. 長期監測	3-7
3.3.1. 全球衛星定位連續監測與時序分析	3-7
3.3.2. 微震監測及資料解析	3-8
4. 安全評估技術	4-1
4.1. 用過核子燃料特性評估技術	4-1
4.1.1. PWR用過核子燃料之核種存量與衰變熱分析	4-1
4.1.2. PWR用過核子燃料之核臨界分析技術	4-2
4.2. 安全論證	4-4
4.2.1. 通用性安全論證報告研析	4-4
4.3. 安全評估技術精進	4-5
4.3.1. 岩體地下三維熱特性評估技術精進	4-5
4.3.2. 核種傳輸評估技術精進	4-6
5. 資料庫	5-1
5.1. 高放處置資料庫精進	5-1
6. 參考文獻	6-1

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 4-1：傳輸路徑示意圖.....	4-7

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，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個階段來進行(如圖 1-1)，為確保處置計畫符合國際現況發展，處置計畫書每4年檢討修訂，目前處置計畫依原子能委員會104年3月核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修訂版)」切實執行。目前「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)」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)」，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。

本階段(107年至117年)將遵循國內相關法規要求，進行候選場址之評選及調查工作；並依原能會核備之處置計畫書之規劃，以及國際審查團隊對SNFD 2017報告提出之建議，進行候選場址建議調查區域之調查與評估工作，建立候選場址之功能及安全評估技術，務實推動用過核子燃料最終處置計畫。

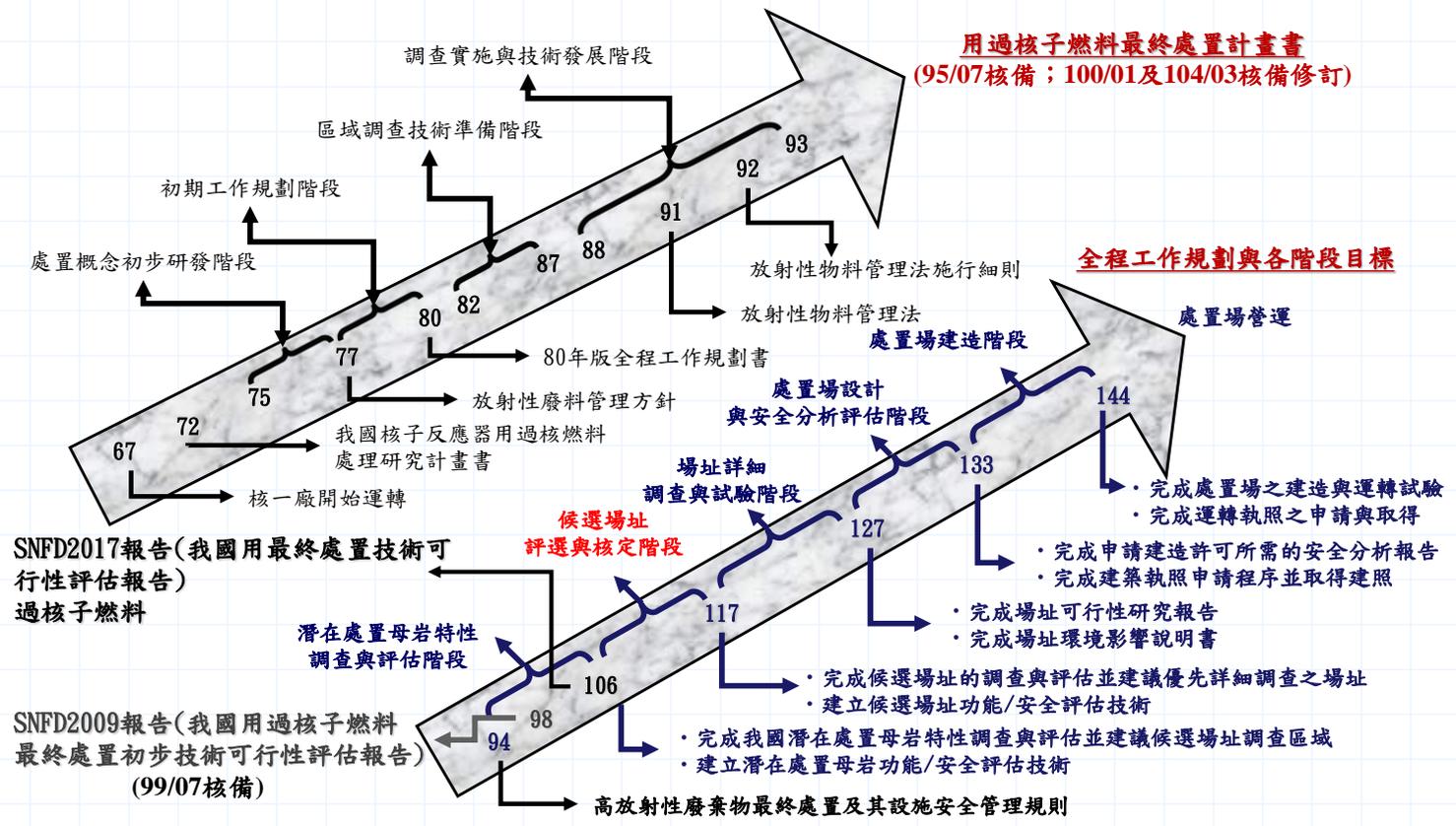


圖 1-1：用過核子燃料最終處置計畫之計畫沿革及全程工作規劃

2. 計畫目標

依據用過核子燃料最終處置計畫第 2 階段「候選場址評選與核定階段」之目標，及符合原能會要求提報更新技術報告(「105 年度放射性廢棄物最終處置計畫執行成果報告」審查會議紀錄)，在沒有特定場址之情形下，將善用國外發展經驗及聚焦國內研發資源，持續精進「區域特性調查」、「處置設施工程設計」及「安全評估」等 3 項核心技術，作為第 2 階段工作推動之 3 大主軸。

參照台電公司 106 年底提報之 SNFD 2017 報告指出，臺灣西部離島及東部均存在合適的花崗岩體，且具備足夠的岩體尺寸及地質特性可供處置；中生代基盤岩目前尚未發現可能影響處置設施安全之地質因子，惟仍須進一步調查與評估，並以離島結晶岩測試區為參考案例，說明國內已發展具備深層地質特性調查評估之能力與技術，深層地質調查成果可供後續工程設計與安全評估之技術分析，並參考瑞典 KBS-3 處置概念，建立工程障壁與處置設施長期穩定性的性能評估能力，並透過全系統的安全評估，整合處置技術發展，展現我國已具備地質處置設施長期安全性的評估技術能力。

有鑑於處置計畫第 2 階段將進行候選場址的調查與評估技術工作，以及發展建立處置場概念設計，本階段重要工作，基於 SNFD 2017 報告的研究能量與技術可行性下，強化各項技術連結與國內人才、技術資源的跨領域整合。爰此，在無候選場址之前提下，將持續精進整合 3 項核心技術領域「區域特性調查」、「處置設施工程設計」及「安全評估」之相關技術能力。第 3 章區域地質特性調查方面將持續進行區域調查技術的研究、提升調查數據的處理分析能力，並擴大場址描述模型的技術發展，目的即為完成第 1 項目標「完成候選場址調查區域的調查與評估並建議優先詳細調查之場址」，達成本階段第 2 及第 4 項里程碑；第 4 章相關工作規劃其目的即為完成第 2 項目標「建立候選場址功能/安全評估技術」，達成本階段第 3 項里程碑。至於第 1 項里程碑處置場概念設計，台電公司已於 SNFD2017 報告中確認瑞典 KBS-3V 處置概念可適用於國內，亦已採該處置概念進行相關處置場配置

之概念設計，惟處置場之設計與場址具高度關連性，目前已針對工程設計可能所需之參數取得進行規劃調查(如現地應力及岩石力學參數等)，作為處置場概念設計本土化之依據。

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, 2011a)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 2025 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，相關成果將呈現於年度工作執行成果。

3. 場址合適性調查與調查技術

3.1. 臺灣海域中生代基盤岩特性調查

3.1.1. 臺灣海域中生代基盤岩文獻調查及初步地質概念模式

3.1.1.1. 研究目的

基於「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」。就過去文獻指出，中生代基盤岩非屬單一岩類，可能包括基性-中性噴出岩、半深成岩及經輕度變質之沉積岩等，除花嶼具地表露頭可於地表觀察外，僅中油公司已發表之鑽井資料可供比對。自 SNFD2009 至今，國內陸續發表該地區相關調查資料，為了解不同岩性之空間分布以及與周邊地質構造之關係；為評估中生代基盤是否具處置可行性，除了解其母岩特性外，亦須考慮其長期安全，故須了解該地區是否有潛在之地質災害(如地震、海嘯)，以及考量長時間尺度下氣候變遷對該地區之影響性。本項工作預計執行期程 5 年，109 年將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，作為後續安全評估分析及處置可行性評估之基礎。

3.1.1.2. 研究內容

參考過去既有之文獻資料，中生代基盤岩分布於台灣海峽海域及台灣本島西部平原區新生代沖積層下方，分布深度從數公尺至數公里深不等，過去為油氣探勘，曾於該區進行相關探勘調查作業，惟其探勘標的所處深度遠超本計畫所需。爰此，為進一步取得地質概念模式所需之地質條件背景資訊，109 年度規劃蒐集近期發表文獻並綜整相關資料，建立初步地質概念模型，並依據該地質概念模式，規劃並逐年進行地球物理調查工作，逐步精進模式之可靠度，109 年度規劃進行工作如下：

(1) 臺灣海域區域地質特性資料蒐集

地質特性資料蒐集包括：岩石特性及其分布、構造分布、深度分布、震源分布、歷史災害(含海嘯、地震等)紀錄及末次冰期以來相關對海水面的變化等文獻資料或紀錄；同時亦將同步蒐集國內既有相關文獻記載之岩心資料、井測資料、地球物理調查資料及震測資料等。

(2) 臺灣海域區域地質特性彙整與綜合判釋

分析前項取得之相關資料並進行綜合判釋，利用既有震測資料進行潛在既有地質構造特徵之描述；利用岩心及井測資料之分析與地層比對描述岩石深度、岩性、層厚及層序變化等，並進而繪製地層對比圖；綜合判釋描述中生代基盤岩之岩石特性及其深度分布特徵，並繪製研究區域之中生代基盤岩的深度分布圖。

(3) 臺灣海域中生代基盤岩初步地質概念模型建置

透過綜合判釋，提出臺灣海域中生代基盤岩之地質及可能之構造演化史，並進行各單位地層及岩性分布，研究區域內各單位地層及構造間的相互關係。

3.1.1.3. 預期研究成果

- (1) 完成研究區內區域地質特性資料綜合判釋，提出地層對比圖與中生代基盤岩的深度分布圖。
- (2) 建立臺灣海域中生代基盤岩之初步地質概念模式，並探討其區域地質特性及可能之構造演化關係。

3.2. 岩石力學描述模型

因台灣位處歐亞板塊與菲律賓海板塊之板塊碰撞帶，大地應力環境相較其他國家而言較為複雜，主管機關行政院原子能委員會要求台電公司，應持續加強地質應力分析技術及其相關技術之建置。目前已進入候選場址評選與核定階段，為持續精進相關技術及強化資料與技術之本土特性，本階段將以系統性的方式，蒐集岩石力學相關本土數據及開發應用評估技術。以 SNFD 2017 報告成果為基礎，補充不足之本土岩石力學參數特性，並據以發展具本土特性之岩石力學相關應用模式，並就參數及應用模式之不確定性進行分析與評估，建立符合場址評估所需之岩石力學特性資料及相關評估模式，以作為後續工程評估、設計參考與安全分析之參考依據。

3.2.1. 實驗室岩石力學試驗與參數分析

3.2.1.1. 研究目的

台灣位處歐亞板塊與菲律賓海板塊之板塊碰撞帶，大地應力環境相較其他國家而言較為複雜，台電公司依循主管機關行政院原子能委員會就過往對技術研發的審查回饋，加強地質應力分析技術及其相關技術之建置，以計畫及後續技術應用導向，發展具本土特性之岩石力學相關應用模式，並進行參數及應用模式之不確定性進行分析與評估，建立符合場址評估所需之岩石力學特性資料及相關評估模式，以作為後續工程評估、設計參考與安全分析之參考依據。

3.2.1.2. 研究內容

- (1) 依據 108 年度所建立之「實驗室岩心樣本性質分析與量測(物理與力學特性)之標準試驗程序」，以既有花崗岩岩芯樣本進行岩石力學試驗分析，並探討其參數之不確定性，試驗項目包括：
 - (a) 岩石一般物理性質試驗(含水量、孔隙率、吸水率、單位重及比重等 Water Content, Porosity, Density, Absorption, Unit Weight and Related Properties Determination)；

- (b) 消散耐久性試驗(Slake Durability Index Determination)；
- (c) 單軸壓縮試驗(Uniaxial Compression Test)；
- (d) 岩石潛變試驗(Creep Test)；
- (e) 三軸壓縮試驗(Triaxial Compression Test)；
- (f) 巴西試驗(Brazilian Test)；
- (g) 岩石直接剪力試驗(Direct Shear Test)；
- (h) 靜彈性模數試驗(Static Elastic Modulus Determination)；
- (i) 動彈性模數試驗(Dynamic Elastic Modulus Determination)；
- (j) 岩石熱傳導特性試驗與熱擴散係數量測(Determination of Thermal Conductivity and Thermal Diffusion Coefficient of Rocks)；
- (k) 裂隙正向勁度試驗(Normal Loading Tests)；
- (l) 節理面抗壓強度試驗(Joint wall Compressive Strength)。

3.2.1.3. 預期研究成果

完成上述實驗室岩石力學試驗分析作業，並取得所需之力學參數，並探討試驗及參數之不確定性。

3.2.2. 岩石力學場址特徵化技術與模式發展

3.2.2.1. 研究目的

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，從而獲取建置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及變形行為與岩石之熱傳特性及熱變形特性。變形行為係利用岩石的彈性參數(體積模數與剪力模數)及力學參數描述岩體受力後之變形行為，以及其受力後之破壞機制。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建置技術中。本研究將彙整測試區域之各關鍵項目成果，據以建置岩石力學概念模型，分析測試區域之應力分布情形與其穩定性。

過去高放地表裂隙調查均為露頭調查，透過人力於現場進行標記與量測(視窗法或測線法)，本次工作為首次引進國內已有相當實績之

UAV 調查，工作目的為建立本島結晶岩區之初步離散裂隙網路參數集 (DFN recipe)，而蒐集之裂隙數據多寡將影響此參數集的代表性。有鑒於本計畫沒有任何新鑽井工作，因此將蒐集過去在台灣本島結晶岩的既有井調查資料，獲得孔內裂隙分布資料 (P₁₀)，並新增一處台灣本島結晶岩露頭調查資料所獲得之裂隙分布資料 (P₂₁)，以此 2 種裂隙分布資料為基礎，進行統計歸納獲得較具代表性的離散裂隙網路參數集，並嘗試探討此參數集之不確定性。

本項目工作自 108 年起至 111 年止為期 4 年，109 至 111 年將基於 108 年度完成之資料蒐集結果，進行補充地表露頭調查，搭配岩石樣本分析結果，以數值分析軟體建立初步之三維應力場與岩石變形特性評估模式，進而分析岩石與裂隙在受力作用後之變形特性及擴展情形，並探討評估模式中參數及模式不確定性。

3.2.2.2. 研究內容

基於前期文獻蒐集成果，參考以不同評估方式(如：GPS、震源機制、音射法及非彈性應變回復法等)取得之本島結晶岩區現地應力大小及其主應力方向等資料，搭配補充地表露頭裂隙特性調查，及既有井下調查之結果，建立裂隙特性參數表，109 年度將進行補充地表地質調查，調查方法如下：

(1) 傳統地表露頭調查：

進行地表露頭調查，露頭紀錄包含露頭之位置(含座標及位置說明)、岩性、抗壓強度(以施密特錘量測)，以及裂隙的位態、組數、間距與裂隙強度等。

(2) 無人飛行載具(Unmanned Aerial Vehicle,UAV)調查

操作 UAV 透過攝影測量學(photogrammetry)技術，建置露頭之三維模型(Bemis et al., 2014)，並利用三維點雲(point cloud)資料分析完整露頭之裂隙對露頭進行三維模型建置並分析其裂隙分布情形，補充過去因人力無法到達而未能取得之裂隙資料，以獲得更完整之調查結果。

3.2.2.3. 預期研究成果

- (1) 完成研究區域之傳統露頭調查與無人飛行載具調查工作，並統計研究區域地表裂隙分布結果。
- (2) 綜整既有井下裂隙資料，建立本島結晶岩區初步離散裂隙網路參數集 (DFN recipe)，作為後續年度探討岩石與裂隙在受力作用後之變形特性評估之基礎。

3.3. 長期監測

根據原能會「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」第 8 條要求，「場址避免位於地質構造有明顯抬升、沉降、褶皺或斷層活動變化的地區」。臺灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的交接處，屬於一地質特性（如震源分布、地表變形等）複雜的區域，為使本公司未來在評選場址分析作業時能有足夠且客觀的震源分布及地表變形作為參考依據，本公司持續規劃於臺灣板塊邊界區域，佈設臨時寬頻地震站及 GPS (Global Positioning System) 地表變形連續觀測站，以便對板塊邊界區域的地震活動與地表變形進行長期的連續監測。為建立觀測區地表變形及地震相關資料，須透過長時間累積足量之連續觀測結果，以分析區域地表變形變化量及地震分布特性，進而瞭解區域應力與應變特性及相關背景資訊，有關長期監測工作規劃如下：

3.3.1. 全球衛星定位連續監測與時序分析

3.3.1.1. 研究目的

由於臺灣本島花崗岩體區域位於歐亞板塊與菲律賓板塊交接處，同時受到不同板塊運動隱沒作用影響。本計畫由歷年 GPS 連續觀測站解算成果顯示，此區域在水平速度場方面為速度方向的轉折區域，垂直速度場方面則靠近海岸地區皆呈現沉陷的趨勢，越往山區則沉陷趨勢越不明顯。本項目工作將持續利用本計畫位於臺灣本島花崗岩體地區之 GPS 連續觀測站，進行觀測資料長期性資料解析，以期能更瞭解此區域地表變形趨勢，作為長期性地殼穩定性研究之參考依據。

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。

3.3.1.2. 研究內容

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，並確保連續觀測站資料接收品質，提升資料可信度，逐年累積觀測資料與觀測數據分析，提供臺灣本島花崗岩體近年抬升或沉陷趨勢，據以探討臺灣本島花崗岩體區域地表變形趨勢。109 年度工作規劃說明如下：

- (1) 持續累積本計畫於臺灣本島花崗岩體地區之 GPS 連續觀測站資料，進行觀測站長期性資料解析，提升資料解析之可信度。
- (2) 蒐集國內研究單位於臺灣本島花崗岩體之 GPS 連續觀測公開資料，進行資料解析，並與本計畫觀測站成果進行整合比較。
- (3) 利用 GPS 連續觀測站之三維坐標解算成果，分析觀測期間內之三維位移量以及速度場變化，獲致臺灣本島花崗岩體區域之長期速度場變化趨勢。

3.3.1.3. 預期研究成果

- (1) 累積 GPS 連續觀測站之觀測資料及觀測時間區間，提升資料解析能力，獲致臺灣東部花崗岩體區域之地表位移趨勢。
- (2) 持續進行 GPS 連續觀測站資料解算，獲致資料接收期間三維坐標成果並計算速度場解析，探討臺灣本島花崗岩體區域之速度場變化趨勢。

3.3.2. 微震監測及資料解析

3.3.2.1. 研究目的

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。然而臺灣位處活躍的板塊交界帶，地震產生與岩體破裂彼此間的交互作用及關係亦相對複雜，難以劃定一特定的時間段及範圍，即可代表該區域的地震概況。因此，為了提供更完整的岩體受震之影響性評估，有必要維持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。

3.3.2.2. 研究內容

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。另，針對繁雜且重複資料的前處理作業，建立自動化資料處理流程，以精進資料前處理的效率，109 年度預計工作項目包括：

- (1) 設置海底地震儀，加強地震站對於監測區域的包覆度，以精進監測區鄰海側地震之定位精度。
- (2) 持續累積微震監測網觀測資料，進行地震資料前處理與解算，進行發震時間與震源定位疊代逆推演算，計算震源時間及空間分布。
- (3) 彙整地震資訊並進行地震資料系統化統計分析，估算板塊邊界目標區內之地震規模與發生頻率，並探討代表某一地區中規模與大於等於該規模地震數量關係的古登堡－芮克特定律(Gutenberg-Richter law)之 b-value 時間與空間變化。

3.3.2.3. 預期研究成果

- (1) 持續累積微震監測網觀測資料，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(地震分布及規模之時空演化、歷年地震定位誤差值變化等)。
- (3) 完成區域 3D 速度成像圖及潛在構造空間分布評估。

4. 安全評估技術

4.1. 用過核子燃料特性評估技術

4.1.1. PWR用過核子燃料之核種存量與衰變熱分析

4.1.1.1. 研究目的

透過核反應器的設計，核子燃料內的可分裂核種經吸收中子後，可發生連鎖的核分裂反應，並產生許多分裂產物與鈾系元素等放射性核種，若欲採用直接量測方式來估量放射性核種的存量是具有相當高的難度。所以，國際上現有的方法皆是採用成熟可靠之模擬軟體進行分析，分析之理論基礎係根據燃料組件設計與運轉歷程進行個別之用過核子燃料特性評估，以取得每束燃料束之核種存量與活度等評估資料。108 年度已盤點 BWR 用過核子燃料的核種存量與衰變熱特徵條件，完成評估單一廢棄物罐之最大總衰變熱與核種存量分析，本工作項目持續於 109 年度進行 PWR 用過核子燃料之核種存量與衰變熱特徵分析，並以合理保守下設定評估基準，評估單一廢棄物罐裝載 4 束 PWR 用過核子燃料之最大總衰變熱與核種存量分析，以提供後續處置設施配置設計、障壁性能分析與安全評估等設定參數條件的一致性。

4.1.1.2. 研究內容

(1) 分析核三廠之用過核子燃料使用歷程數據

整理核三廠之用過核子燃料使用歷程數據，數據包括燃料束 ID、燃料形式、平均鈾濃化度、鈾重、燃耗值、進退出爐心的日期等，統計至 107 年 12 月底的電廠運轉數據。

(2) 建立核三廠 PWR 用過核子燃料之中子截面資料庫

利用美國橡樹嶺國家實驗室發展的程式集，建立符合核三廠 PWR 用過核子燃料特性且合理的中子截面資料庫，依據核三廠燃料的幾何尺寸、結構、材料組成、燃耗數據進行二維遷移與燃耗分析計算，建立專屬中子截面資料庫，以供後續分析應用。

(3) 探討 PWR 用過核子燃料在不同條件下的衰變熱敏感度分析

依據核三廠所使用的 PWR 燃料型式，依不同退出燃耗、以及不同冷卻時間下進行衰變熱敏感度分析比較，提出具合理保守的衰變熱曲線，此項成果將是後續進行處置設施間距設計之重要評估基準設定依據。

(4) 評估單一廢棄物罐之最大總衰變熱與核種存量

依核三廠用過核子燃料之退出週期作為分類依據，此表示同一批退出的用過核子燃料到進行最終處置時間點的冷卻時間皆相同，將於每一批退出的核子燃料裡選擇最大燃耗值的燃料束來作為分析對象，計算出單一廢棄物罐之最大總衰變熱與核種存量，提供後續處置設施配置設計、障壁性能分析與安全評估等設定參數條件的一致性。

4.1.1.3. 預期研究成果

- (1) 更新統計至 2017 年 12 月底之退出 PWR 用過核子燃料使用歷程數據，並建立核三廠的用過核子燃料在不同條件下的衰變熱敏感度分析以及衰變熱關係曲線。
- (2) 依據運轉時程，初步規劃廢棄物罐裝填 PWR 用過核子燃料之排程，分析單一廢棄物罐之最大總衰變熱與核種存量。

4.1.2. PWR用過核子燃料之核臨界分析技術

4.1.2.1. 研究目的

用過核子燃料的最終處置是將其放置在由鑄鐵與銅所構成的廢棄物罐中後，存放在地質條件穩定的處置場中。由於用過核子燃料內仍存在可分裂核種，在吸收中子後，可發生連鎖的核分裂反應。避免用過核子燃料發生臨界事件是確保用過核子燃料最終處置安全的必要條件，本工作項目即建立可考量燃耗額度的核臨界分析技術，針對用過核子燃料最終處置設施之正常運轉與預期意外條件下，合理分析與臨界安全相關之情節案例與探討可能的影響後果，計算廢棄物罐的中子有效增殖因子(effective multiplication factor)，確認其符合法規的限值。

4.1.2.2. 研究內容

(1) 建立裝載 PWR 用過核子燃料之廢棄物罐的臨界安全分析模型

依據核三廠用過核子燃料型式，進行廢棄物罐臨界安全分析，探討廢棄物罐各參數對於中子增殖因子之參數敏感度分析，求解出具保守參數組合，訂定 PWR 設計基準燃料，計算其中子有效增殖因子，確認其符合法規的限值。

(2) 探討廢棄物罐各設計參數對於中子增殖因子之參數敏感度分析結果

將以 KBS-3 系統作為概念設計之基礎，進行 PWR 廢棄物罐各設計參數對於中子增殖因子之參數敏感度分析，包括廢棄物罐內尺寸與材料組成，以及用過核子燃料位移等參數，並歸納保守參數組合。

(3) 裝載 PWR 用過核子燃料之廢棄物罐之最大中子增殖因子分析

為了評估初始濃化度對於最大中子增殖因子的影響，將改變初始濃化度從 5.0 wt% 逐漸降低並計算其最大中子增殖因子，建立 PWR 廢棄物罐最大中子增殖因子隨初始濃化度變化趨勢圖。

4.1.2.3. 預期研究成果

(1) 確認核三廠 PWR 用過核子燃料的設計基準燃料。

(2) PWR 用過核子燃料的設計基準燃料與廢棄物罐設計參數的保守參數組合。

4.2. 安全論證

4.2.1. 通用性安全論證報告研析

4.2.1.1. 研究目的

因處置設施需評估之時間尺度長達百萬年，針對可能影響長期安全性的議題，目前國際間多採用安全論證進行整合性的討論，安全論證涵蓋了設施安全性的論證與證據。有關安全論證報告撰寫之相關建議，多來自於 IAEA SSR-5、IAEA SSG-14、IAEA SSG-23 及 ICRP 122 等報告，各國亦於場址特性調查及處置技術發展同時，同步發展安全論證，以提升長期安全評估的可信度，強化選址溝通作業之成效。本工作項目將參考 SNFD2017 報告同儕審查意見回饋，研擬各國之安全論證流程與文件管理體系，建議適用於我國之安全論證流程。

4.2.1.2. 研究內容

參考國際間已發布之安全論證報告(如日本、英國等)，以及 OECD/NEA 所發布之 MeSA 報告建議之評估策略流程，進行內容研析並評估該方法論於本計畫之適用性。

4.2.1.3. 預期研究成果

- (1) 完成安全論證流程分析。
- (2) 參考國外經驗，研析通用型安全論證策略與文件化管理架構。

4.3. 安全評估技術精進

4.3.1. 岩體地下三維熱特性評估技術精進

4.3.1.1. 研究目的

用過核子燃料處置設施位於地下 300m 至 1,000 公尺之深處，當處置設施放入廢棄物罐後，因廢棄物罐內用過核子燃料束產生衰變熱，經由廢棄物罐、緩衝材料、回填材料及處置母岩向外傳導，使處置場周圍處於高溫狀態，溫度改變產生的影響包括：改變地下水流動趨勢；因自然流場改變導致地下水鹽度變化；影響岩石滲透率；改變岩石的力學行為等(Ranji th et al., 2012；Berchenko et al., 1997)。為確保處置場與圍岩整體的穩定性，具可信度的熱傳分析至關重要(SKB, 2009)，過去近場熱傳評估模型，多以處置孔旁採用 4 個外部垂直無通量邊界，熱傳評估趨於保守，Gao et al. (2007)提出修正熱傳導結果的方法，其方法可依照各國處置場地質條件現況加以修正，其概念與方法為：描述深層地質處置設施、分析方法與材料特性，建立近、遠場數值模型並進行數值模擬，分析結果與討論等，配合 108 年度完成之岩石熱學性質量測結果及蒐集研究場址周圍之地溫梯度資料，更新與建立三維區域岩體熱學特性評估模式。

4.3.1.2. 研究內容

依據 Gao et al. (2007)之修正處置熱傳結果之概念與方法，參考岩石熱學性質量測結果，如岩體熱傳導係數、比熱、熱擴散係數及熱膨脹係數等，以及場址周圍之地溫梯度資料，建立評估模式，109 年工作規劃如下：

(1) 資料蒐集分析與模型建立

依據岩石熱學性質量測結果，依照深度彙整並分析處理不同熱傳導係數之區塊範圍，並參考國外相關文獻與岩石熱學性質量測結果，依照深度彙整並分析處理不同熱傳導係數，建立不同熱傳單元與分層特性，建立初步分析模式。

(2) 模式分析與評估

依據不同邊界條件及熱特性參數量測結果，進行整體區域模式分析，建立不同深度之溫度場，並討論熱特性參數之不確定性。

4.3.1.3. 預期研究成果

- (1) 完成地下岩體三維熱特性評估模型，並進行熱傳分析，探討深度與溫度場及熱傳特性之變化關係。
- (2) 進行熱特性參數敏感度分析，探討參數之不確定性。

4.3.2. 核種傳輸評估技術精進

4.3.2.1. 研究目的

在花崗岩體中，地下水將主要藉由連通裂隙進行流動，因此，探討放射性核種於潛在廢棄物罐破壞位置釋出後之傳輸途徑及特性，將可供近場、遠場、生物圈核種傳輸計算之使用。參考 SNFD 2017 報告經驗，核種自工程障壁外釋的過程中，主要透過 3 種途徑釋出，分別為：截切處置孔之連通裂隙(Q1)、開挖擾動帶之連通裂隙(Q2)及截切處置坑道之連通裂隙(Q3)等(圖 4-1)，本計畫過去已完成 Q1 及 Q2 之傳輸路徑分析，109 年度將接續進行 Q3 路徑的分析。

4.3.2.2. 研究內容

本項工作為核種傳輸分析技術之精進，109 年度工作規劃項目包括：

- (1) 建置分析模式；延續 108 年度完成之安全評估地下水流模型，在相同的邊界條件設定下，建置 Q3 路徑的數值分析模式。
- (2) 輸出功能測度值；基於 Q3 路徑之核種外釋途徑分析結果，計算其對應之功能測度值，並將 Q1 及 Q2 路徑之結果進行綜合比較。

4.3.2.3. 預期研究成果

- (1) 完成截切處置坑道之連通裂隙路徑(Q3)之質點追蹤、外釋途徑分析。
- (2) 完成潛在處置坑道連通裂隙路徑之功能測度值計算。

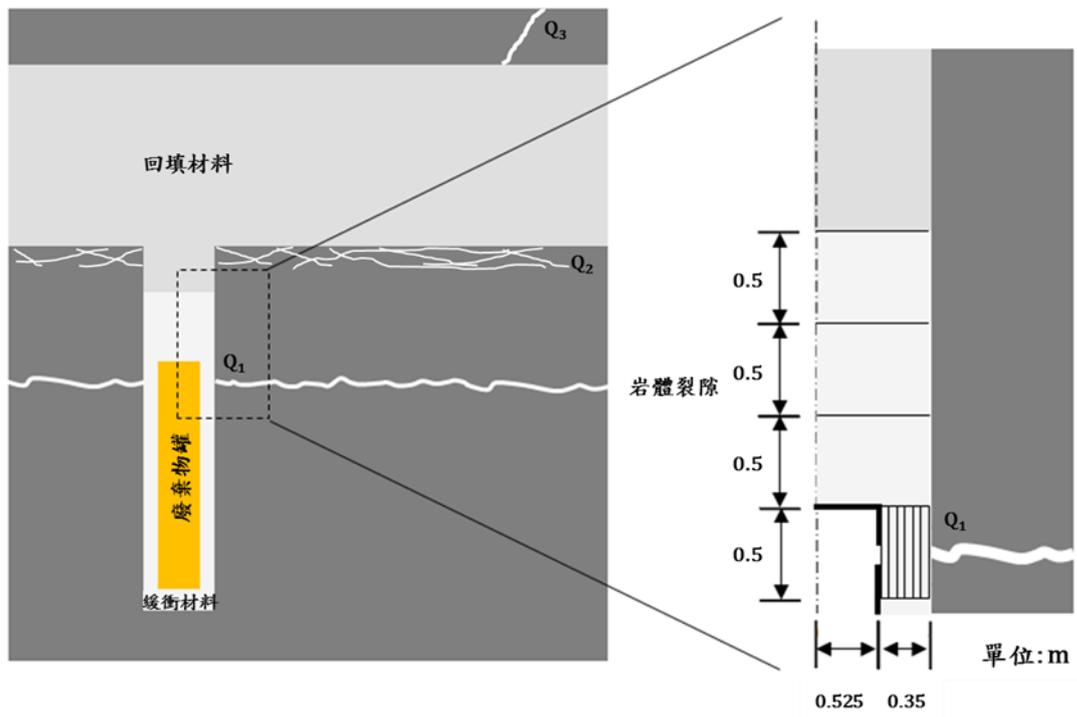


圖 4-1：傳輸路徑示意圖

5. 資料庫

5.1. 高放處置資料庫精進

5.1.1.1. 研究目的

為符合 IAEA 安全標準中 SSR-5 與 SSG-23 對放射性廢棄物最終處置品質要求，強化本計畫各分項工作產出之試驗數據、參數與研究成果、報告與相關品質文件，規劃建置數據管理系統，以數位化方式管理相關數據產出歷程與品保資料，以確保可檢視性及可回溯性，並設計網頁使用者介面，提供數據輸入與查詢功能同時可對應查詢相關程序書與品保文件，以驗證數據之品質可靠度。

5.1.1.2. 研究內容

分項工作內容分述如下：

(1) 規劃建置數據管理系統

規劃開發數據管理系統，以利將執行中專案工作產生數據、參數與相關品質文件(程序書、表單、稽查紀錄等)數位化保存建檔，並以網頁界面查閱及檢索，以利回溯實驗數據產生歷程與品保紀錄，強化數據之驗證檢核，降低不確定性。

(2) 資料庫表單輸入

依各項分年工作規劃設計不同工作之專用表單，以利將產生之數據資料進行整理及紀錄保存。

(3) 品保資料管理

依據品保規定，規劃數位化保存紀錄品保與工作程序書與相關品質文件與稽查紀錄或專家決策紀錄等，以確保數據資料及計畫成果之品質。

5.1.1.3. 預期研究成果

將「用過核子燃料最終處置計畫」有關之實驗數據、研究成果、報告與相關文件進行管理，提供檢索查閱，進行資料品質審驗，確保

資料之可回溯性與可檢視性，以利計畫參與人員了解各項計畫之成果，以利整合評估與分析決策。

6. 参考文献

- Alonso, E.E., Gens, A., and Josa, A. (1990), A constitutive model for partially saturated soils, *Géotechnique* Vol. 40, No. 3, pp. 405-430.
- Bemis, S.P., Micklethwaite, S., Turner, D., James, M.R., Akciz, S., Thiele, S.T., and Bangash, H.A. (2014), Ground-based and UAV-based photogrammetry: A multi-scale, high-resolution mapping tool for structural geology and paleoseismology, *Journal of Structural Geology*, Vol. 69, pp. 163-178.
- Berchenko, I., Detournay, E., and Chandler, N. (1997), Propagation of natural hydraulic fractures, *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, Vol. 34, Issue 3-4, p. 63.
- Guo, R. (2007), Numerical modeling of a deep geological repository using the in-floor borehole placement method, Nuclear Waste Management Organization NWMO TR-2007-14.
- IAEA, (2006), Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna.
- IAEA. (2011a), Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, IAEA, Vienna.
- IAEA, (2011b), Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSG-14, 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.
- ICRP, (2013), Radiological protection in geological disposal of long-lived solid radioactive waste. ICRP Publication 122. *Ann. ICRP* 42(3).
- Jacobsson, L., Flansbjer, M., Andersson, L., and Appelquist, K. (2016), Normal loading and shear tests on rock joints from Olkiluoto, POSIVA Working Report 2016-30.
- OECD (2012), Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA

Initiative, Radioactive Waste Management, OECD Publishing, Paris.

Ranjith, P.G., Viete, D.R., Chen, B.J., and Perera, M.S.A. (2012), Transformation plasticity and the effect of temperature on the mechanical behaviour of Hawkesbury sandstone at atmospheric pressure, *Engineering Geology*, Vol. 151, pp. 120-127.

SKB (2009), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB Report R-09-04.

SKB (2014), Input data report for the safety assessment SR-PSU, SKB Technical Report, TR 14-12.

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 464 頁。