用過核子燃料最終處置計畫

候選場址評選與核定階段

113 年度工作計畫

(修訂二版)

台灣電力公司

中華民國 113 年 1 月

113 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 地表地球物理探測技術 3-1

3.1.1 地震儀陣列之震測震波分析 3-1

3.2 地質描述模型與資料視覺化技術 3-3

3.2.1 區域地質描述模型 3-3

3.2.2 水文地質描述模型 3-4

3.2.3 地球化學描述模型 3-6

3.2.4 傳輸特性描述模型 3-7

4. 工程設計 4-1

4.1 用過核子燃料地質處置設施概念規劃 4-1

4.1.1 處置設施地下整體配置規劃 4-1

4.1.2 處置隧道及周邊隧道配置圖的繪製 4-4

4.1.3 營運中隧道的耐震穩定性評估 4-6

4.1.4 封閉後處置隧道耐震穩定性評估 4-10

4.1.5 地下處置設施適用性 4-13

5. 安全評估 5-1

5.1 安全功能與量化分析 5-1

5.1.1 全系統安全評估技術 5-1

6. 整合性技術 6-1

6.1 安全論證 6-1

6.1.1 編撰安全論證報告 6-1

6.2 資料庫建置 6-2

6.2.1 資料庫精進 6-2

6.3 耦合分析技術與驗證 6-4

6.3.1 Decovalex Task D 6-4

6.3.2 Decovalex Task F 6-5

6.3.3 Task Force 6-5

6.3.4 地球化學演化數值分析 6-7

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全程規劃 1-3
圖 3-1：岩石域、裂隙域與土壤域之關係 3-9
圖 4-1：高放射性廢棄物處置設施之處置區塊的形狀評估案例 4-3
圖 4-2：地下設施(包括處置區塊、周邊隧道和豎井)鳥瞰圖的實例.....4-5
圖 4-3：概念設計中的耐震性評估 4-8
圖 4-4：處置隧道及處置孔圖像 4-8
圖 4-5：營運期間隧道(處置隧道和處置孔)地震反應數值解析流程.....4-9
圖 4-6：地下處置設施封閉後處置隧道耐震穩定性數值分析流程 4-12
圖 4-7：破壞型修正 R-O 模型之剪應力與剪切應變的變形歷程 4-12
圖 4-8：FPI 與 FPC 之概念示意 4-15
圖 4-9：FPC 與 EFPC 廢孔準則示意圖 4-15

表目錄

頁次

表 4-1：依據各檢討項目設定的設計項目、前提條件及注意事項 4-3

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}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 年提報前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，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。

依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 年修訂版)」，自 2018 年開始已進入「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，從具有合適的潛在處置母岩並可能列為未來處置設施設置的數個地區中，進行潛在場址的特性與安全評估等相關研究，提供區域性環境與潛在場址地質條件的基礎資料，各項結果亦反覆回饋於本階段之功能安全評估技術建立，同時亦從潛在場址處置設施功能與安全觀點，提供作為提出建議候選場址之參考。

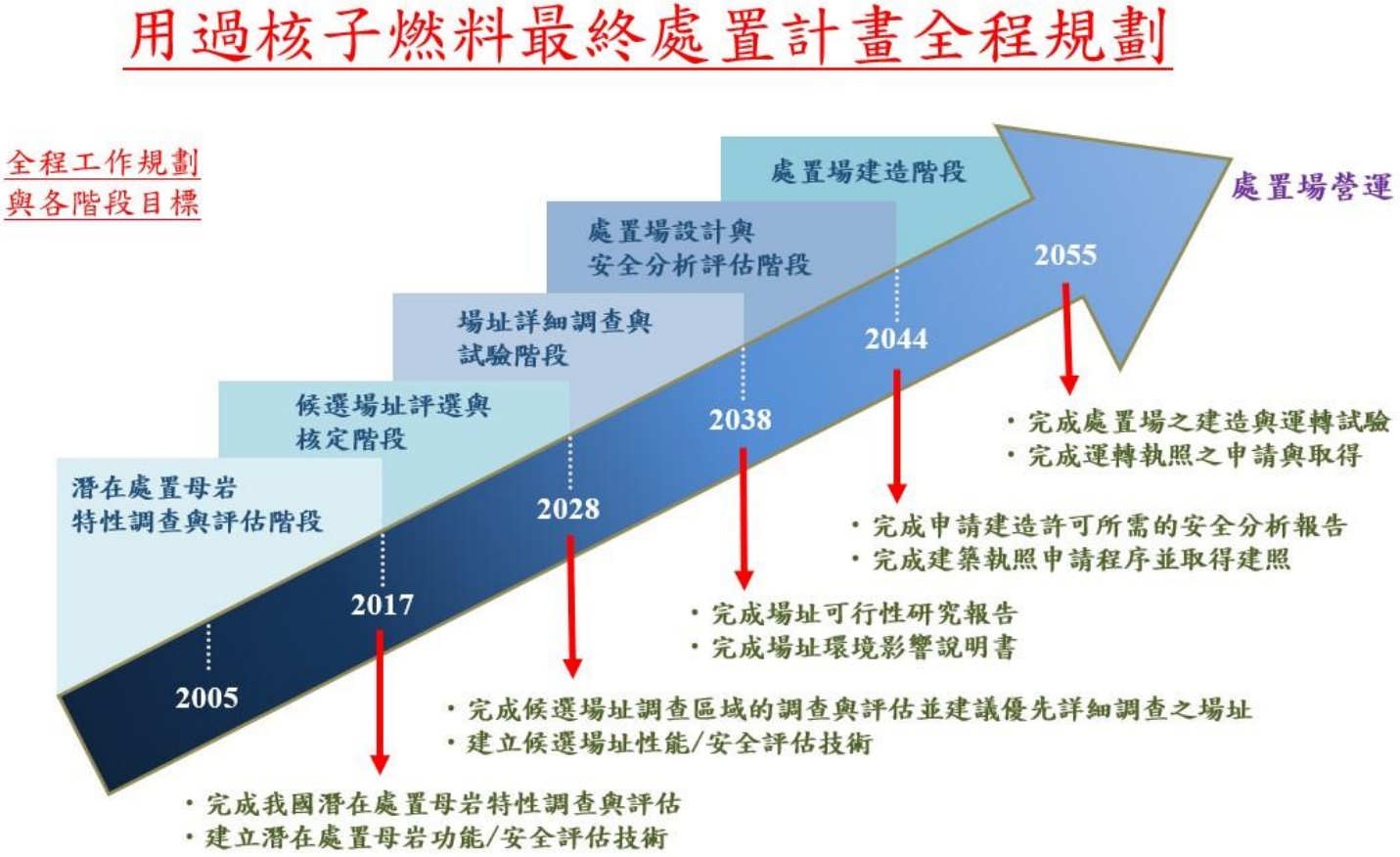


圖 1-1：用過核子燃料最終處置計畫全程規劃

2.計畫目標

依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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，依前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」工作規劃，「調查準備期」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。

「工程設計」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」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)依據核安主管機關管制要求，已於 2021 年完成「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告(簡稱 SNFD2021 報告)」並將於 2025 年完成「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告(簡稱 SNFD2025 報告)」。

3.場址合適性調查與調查技術

「場址合適性調查與調查技術」之相關工項，台電公司係依照「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 地表地球物理探測技術

由於地表地球物理探測技術具有低成本、快速、及非破壞性探測的優點，藉由精密儀器量測，經資料處理及分析後獲得地表下各深度地層的物理性質分布。各國在進行放射性廢棄物地質處置工作時，均藉地球物理探測成果，搭配鑽井及地表地質調查等資訊，建構合理的地下地質概念模型，作為後續安全評估所需之基本資訊。

3.1.1 地震儀陣列之震測震波分析

3.1.1.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 年修訂版)」第 7.1.1.2 節及「用過核子燃料最終處置技術建置計畫」第 5.2.2 節規劃執行。

為配合處置計畫任務需求提供研究區域地質的分布資訊，本工作將在台灣本島結晶岩內進行地表地球物理探測技術，並精進震波探測技術，發展被動式震波探測，以因應未來山區或離島等不適合使用人工震源之地區進行震波探測之相關技術。

3.1.1.2 工作內容

因海域主動震源進行試驗部分，需考量探測之地層深度與人工震源所能產生之能量，製造相當程度噪音或地表振動將造成施作調查地點及執行上限制，因此，調查手段擬採行於陸域結晶岩潛在區域布設接受站，藉由海陸域聯合反射震測評估涵蓋結晶岩調查區域之廣域調查方式進行，藉以獲得結晶岩潛在區域之速度構造資訊，回饋於工程設計及安全評估所需之區域地質模式建置。本年度將逐步規劃對研究

區域進行勘查，同時配合震測船期，於適當場域以地震儀陣列對主動震源(空氣槍)外海反射訊號進行收錄工作。利用陸地布設地震儀收錄外海空氣槍訊號震源進行折射測勘訊號收錄工作。這些密集地震儀陣列之收錄訊號將進行震波分析，以對淺部地殼速度進行成像。此外，本工作也將配合場域震測試驗之規劃，評估其他適用於臺灣本島結晶岩區域之波速調查方法，完成測線總長度至少 30 km 之調查總量之調查。測線規劃預期為 1 條測線平行海岸線布置，因應工程概念設計與安全評估所需之區域地質模式所訂定 2 平方公里場址尺度範圍，擴充模式範圍藉以涵蓋場址尺度下，規劃搭配水平空間尺度，預期強化達可辨識地層邊界解析之深度地下 3 km 內速度構造模型。

3.1.1.3 預期成果

(1) 完成測線總長度至少 30 km 之調查。

(2) 完成前述探測測線之震測資料處理與分析。

3.2 地質描述模型與資料視覺化技術

本工作將參考國際經驗建立各項特性之描述模型，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。

此技術重要性在於鑑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，整合各領域討論成果，彙整更新為新版地質概念模型，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、地球化學及傳輸特性模擬技術所需的邊界條件，以供未來模擬地質特性對地下水流場及地球化學特性之影響與長期氣候變遷對處置環境安全條件帶來的影響。

3.2.1 區域地質描述模型

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(2022 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 5.6.1 節規劃執行。

為發展場址描述模型之 Geo-DFN 建置技術，本工作將以 2 處露頭進行裂隙分布調查，以提供做為 DFN 建置所需之參數。考量過去的調查常因人力難以到達露頭上邊坡，以致於無法獲得完整露頭所有之裂隙特性資料，本工作擬利用無人機光達(Unmanned Aerial Vehicle Light Detection And Ranging, UAV LiDAR)針對完整露頭進行施測，

並搭配點雲分析軟體，據以建置完整露頭之三維模型，進而對其裂隙面進行分析，以萃取所需之裂隙特性資料。

3.2.1.2 工作內容

本工作於室內作業階段將先行規劃施測航線以及地面控制點布設位置，室外作業階段將採用同時搭載慣性測量單元(Inertial Measurement Unit, IMU)與即時動態定位技術(Real Time Kinematic, RTK)之 UAV LiDAR 設備，於完成地面控制點之布設後，以地面 RTK 設備量測地面控制點之坐標，並依據規劃之航線進行施測。施測完成之三維點雲模型將於編修及濾除植生後，產製完整露頭三維點雲資料，而後基於空間中至少三個點便可形成一個面的概念來進行裂隙面的萃取，最後進行裂隙位態資料統計分析。

3.2.1.3 預期成果

(1) 完成 2 處三維露頭模型建置。

(2) 完成 2 處三維露頭模型之裂隙位態分析。

3.2.2 水文地質描述模型

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(2022 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 5.6.2 節規劃執行。

在處置母岩中，地下水傳輸將透過裂隙與基岩孔隙進行流動，其流動速率將直接影響緩衝材料侵蝕速率與銅罐腐蝕速率，而當核種外釋後，岩體裂隙網路特性與地下水流場分布皆會影響核種外釋特徵，進入到地表淺層後，土壤滲透特性將影響外釋點的位置，因此如何描述裂隙岩體透水特性與土壤滲透性性質及其演化儼然成為至關重要的議題，也深深影響工程設計與安全評估結果之適宜性及合理性。

3.2.2.2 工作內容

本工作考量潛在母岩的透水性較差，在 SNFD2017 報告中，花崗岩完整岩石的水力傳導係數介於 4.1×10^{-12} m/s 至 1×10^{-9} m/s(台電公司，2017)，不僅低於大多數現地試驗的偵測極限，更難以排除現地試驗區段受既有裂隙之干擾。為獲得臺灣本島結晶岩之完整岩石之透水特性，本工作將提取完整岩石樣本，進行氣體滲透率試驗。此試驗是基於達西定律(Darcy's Law)，地下水的流速正比於水力梯度，兩者之間比值即為水力傳導係數(K)，而水力傳導係數與流體特性有關，包含流體單位重與黏滯性(viscosity)，因此本試驗中採取壓差法，在試體兩側給定不同的壓力，而氣體則是以氦氣為主，透過量測氦氣的流通量，回推完整岩石試體之水力傳導係數。當以氣體作為試驗流體時，流體內部阻力乃氣體分子與孔隙壁之相互碰撞所產生，可能會有某些時期沒有與孔隙壁接觸的氣體分子，仍會因氣體擴散或滑移(slip)繼續在孔隙中移動，即為克林堡效應 Klinkenberg Gas Splippage Effect (Klinkenberg, 1941)，此時的流動非因壓力差所造成，使所推估的氣體滲透率高於實際岩石滲透率，因此須將結果進行修正。Klinkenberg (1941)提到氣體滲透率與平均流壓的倒數呈線性關係，當平均流壓無限大時，氣體滲透率將可視為真正之岩石滲透率。因此本研究透過上述的校正法進行參數回推，以獲得具代表性的母岩水力參數。而針對裂隙岩體部分，本計畫將蒐集臺灣本島結晶岩區域之相關文獻資料與調查數據，包含地質調查及礦業管理中心、台電公司與學研單位之期刊與報告，分析與瞭解岩體之水力特性。

在地表淺層之土壤研究方面，本工作將針對臺灣本島結晶岩地區之淺層土壤進行土壤取樣與試驗工作，透過室內土壤三軸透水試驗，瞭解在飽和壓密的狀態下，土壤的滲透係數等水力參數。

3.2.2.3 預期成果

(1) 完成蒐集 20 組完整岩石樣本之氣體滲透率試驗數據。

(2) 完成蒐集 15 組臺灣本島結晶岩區淺層之土壤三軸透水性試驗數據。

3.2.3 地球化學描述模型

3.2.3.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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。

在國際高放處置計畫中，地下水與地表水地球化學特性是很重要的參數，處置環境的地球化學特性，將直接影響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(Posiva and SKB, 2017)，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。此外，透過比較地下水與地表水之化學特性可協助釐清區域地下水補注來源與劃定模型之補注邊界，亦可透過地表水化學特性，瞭解一旦核種外釋至近地表區域，近地表土壤層之核種吸附能力與遲滯能力。

3.2.3.2 工作內容

本工作參考國際核能處置先進國家地球化學分析項目，將水質特性分析項目分為：(1)水質基本特性分析、(2)水質化學特性分析、(3)水質微量元素分析、(4)溶解氣體分析與(5)同位素分析，各項目量測內容如下：

(1) 水質基本特性分析：酸鹼值、導電度、鹽度、氧化還原電位。

(2) 水質化學特性分析：總溶解固體、總離子強度、溶解態有機碳濃度、HCO^{3-}、SO_4^{2-}、Cl^-。

(3) 水質微量元素分析：Fe、Mn、U、Th、Ra、Al、Li、Cs、Sr、Ba、I、Br、F、NO_x、NH^{4+}、PO_4^{3-}、Cu、Zr、Rb、HS^-。

(4) 溶解氣體分析：N_2、H_2、CO_2、CH_4、Ar、He、C_xH_x、O_2。

(5) 同位素分析：氫同位素(^3H&^2D)、氧同位素 ^{18}O、溶解態無機碳與溶解態有機碳之碳同位素 ^{13}C、硫同位素 ^{34}S、鍶同位素 $^{87}Sr/^{86}Sr$。

考量高放處置所需品質與數據可追溯性，地下水與地表水樣本在採集過程與運送過程須採取較高規格的品質管理與品質保證方案，包含採樣方法、檢量線查核、方法空白分析、查核樣本分析、重複樣本分析與添加樣本分析，以確保地表水樣本在採樣與運輸過程中沒有遭受污染，並詳實記錄查核樣本分析結果，本項工作將參考國際核能先進國家之採樣方法(SKB, 2008a)，針對地下水採樣與地表水採樣建置相關樣品採集與制定本土化標準作業程序，包含現場樣本處理方法與保存方法，可提供未來處置計畫使用。此外，本工作將針對臺灣本島研究區域之地表水流域，蒐集上述相關地球化學分析數據，以利未來建置參考案例之地球化學描述模型使用。

3.2.3.3 預期成果

(1) 完成地表水及地下水採樣作業程序。

(2) 完成蒐集 15 組臺灣本島結晶岩之地表水水質特性數據。

3.2.4 傳輸特性描述模型

3.2.4.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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(SKB, 2008b)，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(如圖 3-1)，而天然障壁(地質圈)之遲滯能力主控於岩體與土壤傳輸特性，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。

3.2.4.2 工作內容

因岩體具備不同的傳輸特性，本項目將針對臺灣本島結晶岩區域獲取岩石樣本並利用實驗室傳輸特性試驗數據，進行孔隙率、延散係數與分配係數(吸附係數)的量測。

吸附試驗前，將針對選定的岩石樣品進行固相的物理和化學特性分析，項目包含樣品孔隙率(porosity)、飽和度(water saturation)、表面積(surface area)以及陽離子交換能力(Cation Exchange Capacity, CEC)，此外，合成水將被生成及分析，並用於後續的吸附試驗

本試驗將針對 6 種不同放射性核種(鍶、銫、鈾、銿、釷和鎳)進行分析，岩石樣品在平衡的 1、3、7 及 20 天進行測量，包含 pH 值、導電度值、主要離子(Na, Cl, Al, Si, SO_4^{2-})，主要離子成分析依目標元素擇以感應耦合電漿質譜儀或離子層析儀進行；放射性核種以電感耦合電漿質譜儀測量。鑒於裂隙填充物對於核種傳輸具有顯著的影響，後續將針對岩石樣本之裂隙填充物進行分析，瞭解裂隙之吸附與傳輸特性。

3.2.4.3 預期成果

完成蒐集 3 組完整岩石樣本之吸附試驗數據。

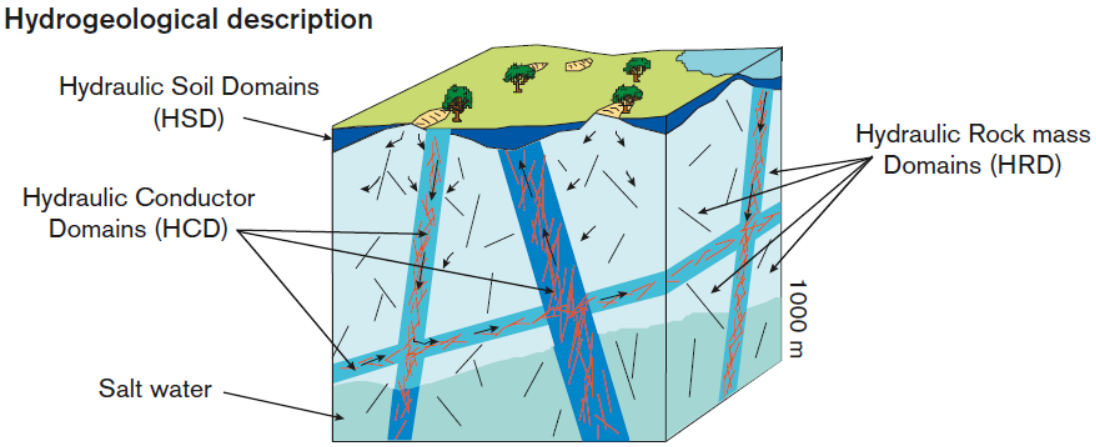


圖 3-1：岩石域、裂隙域與土壤域之關係

資料來源：引用自 SKB(2008b)。

4.工程設計

4.1 用過核子燃料地質處置設施概念規劃

4.1.1 處置設施地下整體配置規劃

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(2022年修訂版)」第7.1.2.2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。

深層地質處置從建設階段，經過廢棄物罐設置、緩衝材料舖設、隧道的回填階段到整個處置場址完全封鎖，預計需要耗時數十年的漫長時間。參考國外處置技術先進國家，在規劃用過核燃料最終處置設施時，對處置概念、施工方法、建築材料、廢棄物罐和工程障壁材料的運輸路線，以及建設和營運期間處置項目的流程進行概略性的假設，並確保在處置場址封閉後長期安全及穩定性。在上述的基礎條件下，以臺灣本島結晶岩作為參考案例，考量岩石力學特性(包含岩石種類、變形行為、岩石強度及大地應力分布)、熱特性(熱傳導係數、比熱及地溫梯度)、地質構造分布與水文地質分布特性，據此規劃地下處置隧道與處置孔之間距，並完成處置區塊之規劃配置。

4.1.1.2 工作內容

本年度為規劃處置隧道、運轉隧道、豎井以及周邊隧道的配置位置，預計進行地下處置設施的整體規劃，評估說明如下。

(1) 針對下述地下處置設施規劃前必須考慮的先決條件與項目，進行整理：

a. 處置概念、施工方法。

b. 建築材料、設備、廢棄物罐以及工程障壁材料的運輸路線。

c. 施工的流程與運轉期間的處置流程。

d. 封閉後長期安全功能。

(2) 依據區域地質模式以及水文地質模式，評估合適區域設置地下設施。

(3) 規劃地下處置設施可設置區域內處置區塊的形狀，考量接收廢棄物罐的容量，在具備可延長處置隧道的基礎上，制定處置分區形狀的方案，並探討作業的程序、設備規格等是否可進行作業，如圖 4-1 所示。

(4) 周邊隧道在施工階段以及運轉階段需提供必要的運輸功能，以維持施工以及運轉的可行性。同時亦需針對各處配置的處置區塊設置一定數量的連絡隧道、運轉隧道以及豎井，以確保建造與運轉作業的動線，以及換氣與排水路徑互不衝突。

4.1.1.3 預期成果

(1) 提出地下設施整體配置方案所需的前提條件及考慮因素，如表 4-1 所示。

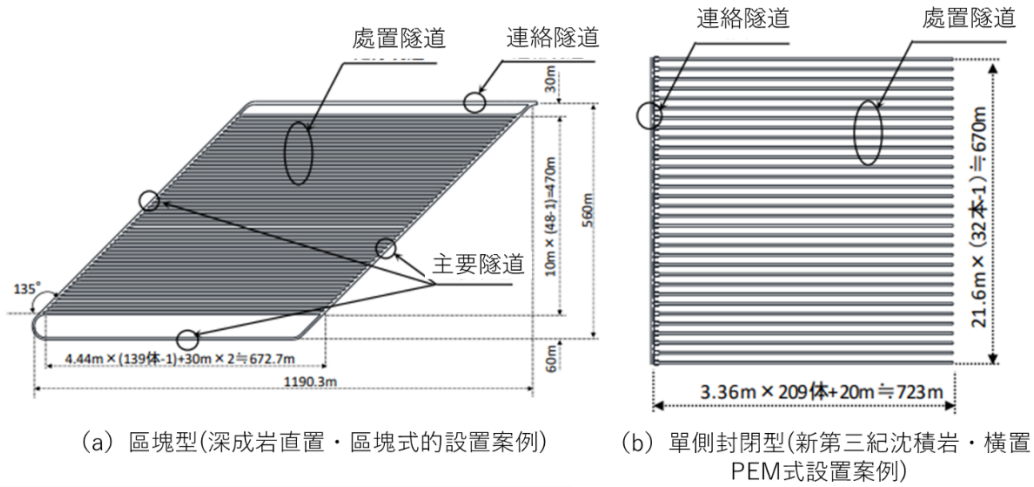
(2) 規劃地下處置設施可設置區域。

(3) 規劃處置區塊的規模。

(4) 規劃周邊隧道配置與施工、營運動線。

表 4-1：依據各評估項目設定的設計項目、前提條件及注意事項

注意事項	設計項目	前提條件、注意事項
○可設置地下設施的區域	・地下設施可設置的深度以及水平方向的設置範圍	<施工需考慮的條件> ・隧道開挖的施作可行性與便利性 <安全功能需具備的條件> ・降低湧水量 ・封閉後可確保長期抑制放射性物質遷移與傳輸
○處置區塊的形狀設計	・隧道交差角度的設計 ・安裝設置區的形狀 ・處置隧道的數量與長度 ・處置區塊的數量	<必須具備的條件> ・可進行處置作業的區塊形狀 ・接收廢棄物罐的容量 ・換氣風速的限制
○處置區塊的形狀配置	・處置隧道的配置方向 ・處置隧道的坡度 ・處置區塊整體的傾斜度	<必須具備的條件> ・確保處置隧道的空洞穩定性 ・確保排水路徑 <安全功能需具備的條件> ・抑制沿著處置隧道地下水流速
○連絡隧道和運轉隧道	・運轉隧道的配置、數量、坡度 ・連絡隧道的配置與坡度 ・開挖土方量/占地面積	<必須具備的條件> ・確保施工作業動線的獨立性 ・確保換氣通風路徑的獨立性 ・確保排水路徑的獨立性 ・確保避難路線 ・運轉隧道(傾斜隧道)的臨界坡度



(a) 區塊型(深成岩直置・區塊式的設置案例)　(b) 單側封閉型(新第三紀沈積岩・橫置PEM式設置案例)

圖 4-1：高放射性廢棄物處置設施之處置區塊的形狀評估案例

資料來源：NUMO (2021)

4.1.2 處置隧道及周邊隧道配置圖的繪製

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(2022 年修訂版)」第 7.1.2.2 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。

根據 4.1.1 的地下處置設施配置研究成果，製作地下處置設施的配置圖和鳥瞰圖，以作為後續進行安全評估的基礎。

4.1.2.2 工作內容

依據地下處置設施概念規劃的研究成果，本工作預計繪製地下處置設施的平面圖與鳥瞰圖(如圖 4-2)，作為後續用過核子燃料深地層處置的相關分析及技術開發之基石。評估步驟如下：

(1) 根據地下處置設施規劃的結果，繪製處置區塊(包含處置隧道與主要隧道)。

(2) 繪製處置區塊間連絡隧道之平面圖。

(3) 繪製處置隧道、連絡隧道、豎井和運轉隧道之鳥瞰圖。

4.1.2.3 預期成果

(1) 處置區塊(處置隧道與主要隧道)和連絡隧道配置的平面圖。

(2) 規劃處置隧道、連絡隧道、豎井和運轉隧道的鳥瞰圖。

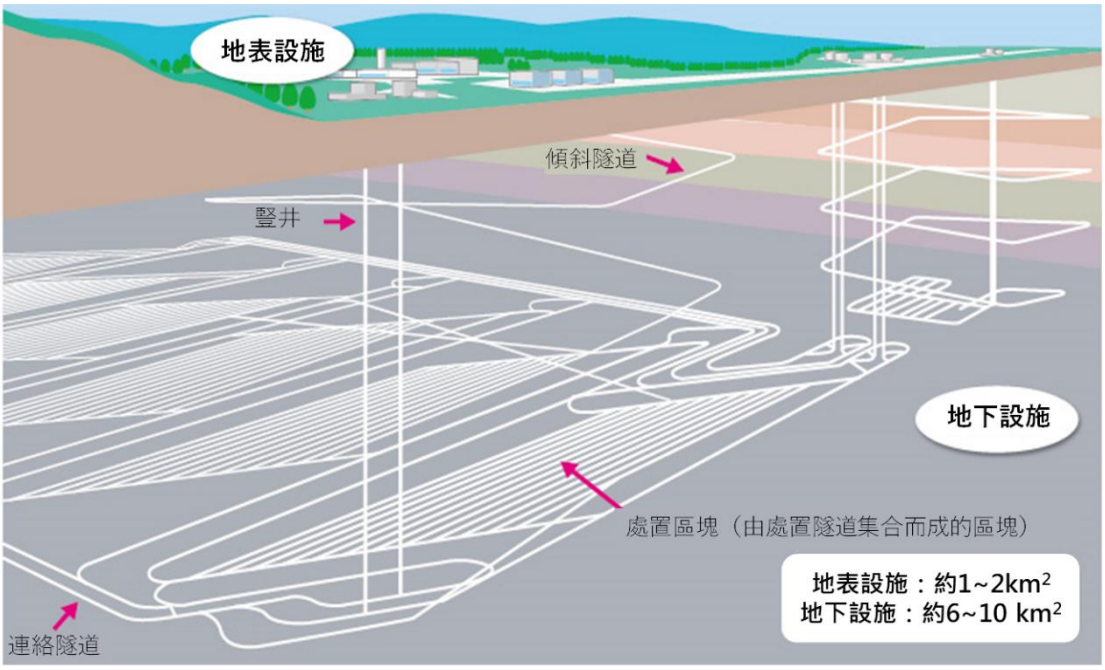


圖 4-2：地下設施(包括處置區塊、周邊隧道和豎井)鳥瞰圖的實例

資料來源：エネ百科・原子力・エネルギー図面集(2023)

4.1.3 營運中隧道的耐震穩定性評估

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(2022 年修訂版)」第 7.1.2.2 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。

本項工作擬延續 112 年度耐震穩定性評估的相關成果，針對處置隧道、運轉隧道以及豎井的抗震設計而設定的地震動輸入參數，進行地下處置設施處置隧道與處置孔之耐震穩定性評估如圖 4-3。

營運階段隧道的耐震穩定性評估應以處置隧道、運轉隧道、連絡隧道及豎井為對象進行研究。其中，本年度的耐震穩定性評估對象為處置隧道和處置孔(圖 4-4)，預計採用反應震度法進行地震反應分析，以評估岩體和支撐的力學穩定性。

4.1.3.2 工作內容

本計畫將依照 4.1.1 節之執行成果，以營運期間(回填前)的處置隧道和處置孔為對象，進行耐震穩定性評估(流程如圖 4-5 所示)。工作說明如下：

(1) 數值分析需考慮初始狀態(初期大地應力)、一般狀態(隧道開挖後)以及地震時的隧道穩定狀態。

(2) 建立處置隧道與處置孔的三維模型(圖 4-4)。

(3) 數值分析中的地震動參數將採用 112 年度地震研究成果所設定之地震動參數。

(4) 建立一維岩體模型，利用反應震度法進行一維地震反應分析，並設定作用於三維數值模型的反應震度法(靜態)。

(5) 建立隧道開挖期間的數值分析模式，利用(4)的反應震度法進行三維靜態數值解析，以評估岩體與支撐的力學穩定性。

(6) 地震穩定性評估應著重於隧道開挖後(在一般狀態中)，探討開挖擾動帶範圍以及隧道支撐應力的變化情形。

4.1.3.3 預期成果

(1) 完成處置隧道和處置孔地震反應解析模型(營運期間)。

(2) 完成營運期間，處置隧道與處置孔的耐震穩定性評估。

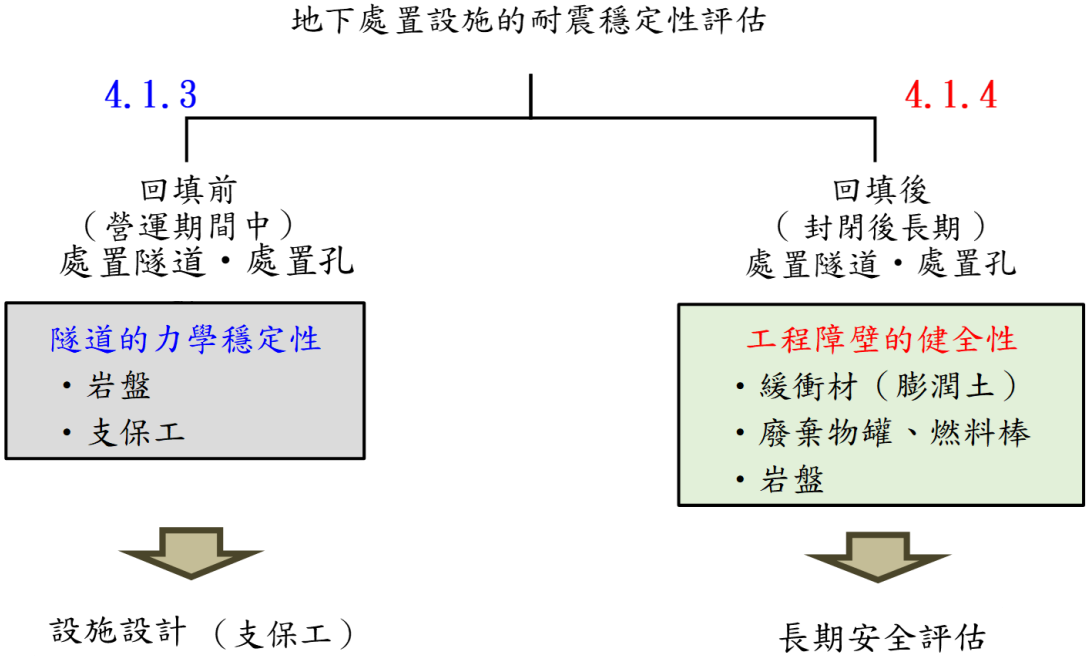


圖 4-3：概念設計中的耐震性評估

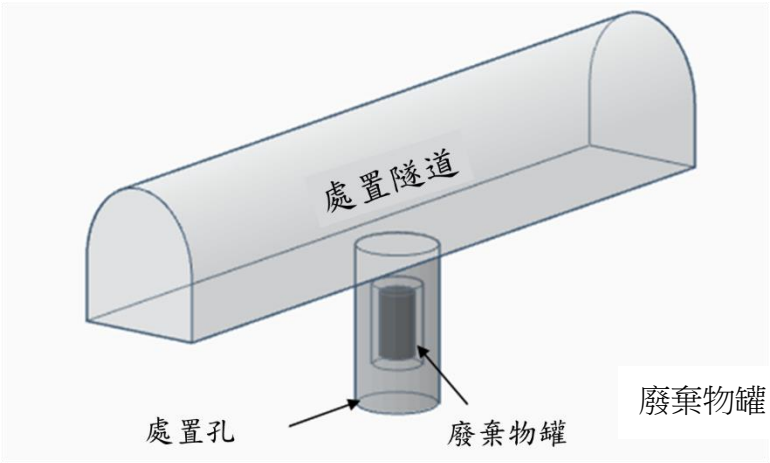


圖 4-4：處置隧道及處置孔圖像

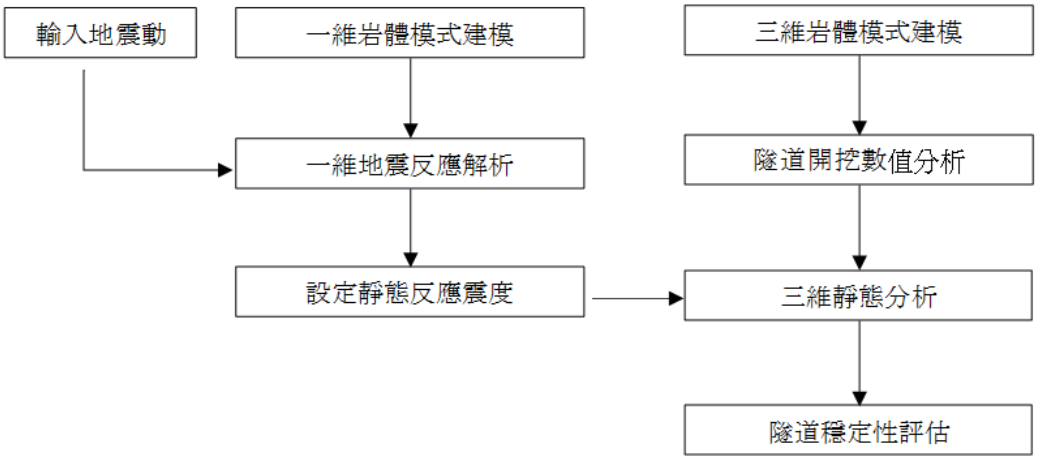


圖 4-5：營運期間隧道(處置隧道和處置孔)地震反應數值解析流程

4.1.4 封閉後處置隧道耐震穩定性評估

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(2022 年修訂版)」第 7.1.2.2 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。

本項工作利用前一年度所獲得之地震動輸入參數，針對封閉後之處置隧道與處置孔進行耐震穩定性評估。預計利用動態地震反應解析方法，用以評估緩衝材料(膨潤土)與廢棄物罐的完整性，以利於後續安全評估以及相關研究方法之參考。

4.1.4.2 工作內容

處置設施封閉後，本計畫將依照 4.1.1 節之執行成果，以處置隧道作為分析對象，評估地震對工程障壁的影響。封閉後處置隧道地震反應數值分析將依照以下程序進行(圖 4-6)：

(1) 數值分析需考慮初始狀態(初期大地應力)、一般狀態(隧道開挖後)以及地震時的隧道穩定狀態。

(2) 建立處置隧道與處置孔的三維數值模型。

(3) 實施隧道開挖數值解析後，預計使用 112 年度所獲得的地震動輸入參數進行三維動態地震反應數值分析，以評估緩衝材料(膨潤土)和廢棄物罐的受震穩定性。

(4) 在材料的組成及變形行為模式設定中，用過核子燃料、廢棄物罐、隧道周圍的岩體以及支撐部件設定為彈性體；緩衝材料與回填材料將設為剛性體，再利用修正型 R-O 模型率定阻尼與應變的相關性。

(5) 關於工程障壁(緩衝材料)的材料變形特性，根據三維地震反應數值解析的結果，當超過材料的彈性範圍而產生塑性變形之可能性時，應依據 Mohr-Coulomb 破壞準則之彈塑性行為，評估破壞型修正 R-O 模型(參照圖 4-7)的適用性。

4.1.4.3 預期成果

(1) 完成地下處置設施封閉後處置隧道和處置孔地震反應數值分析模型。

(2) 完成地下處置設施封閉後處置隧道、處置孔的耐震穩定性評估。

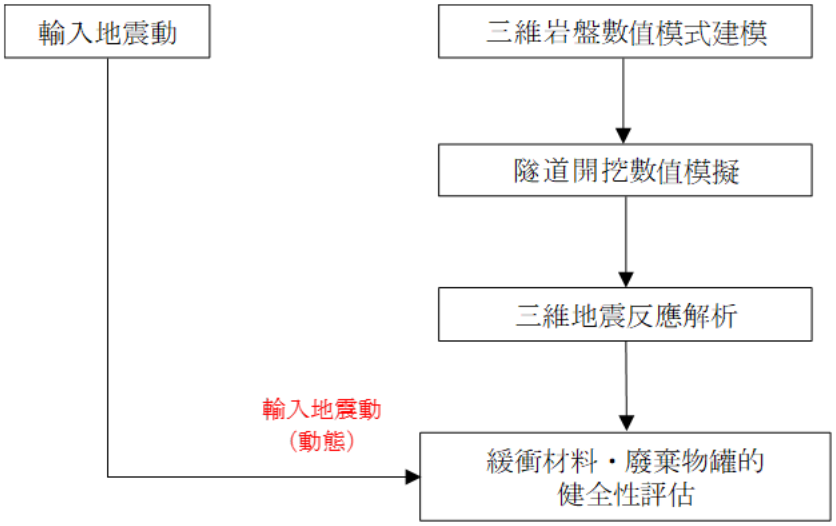


圖 4-6：地下處置設施封閉後處置隧道耐震穩定性數值分析流程

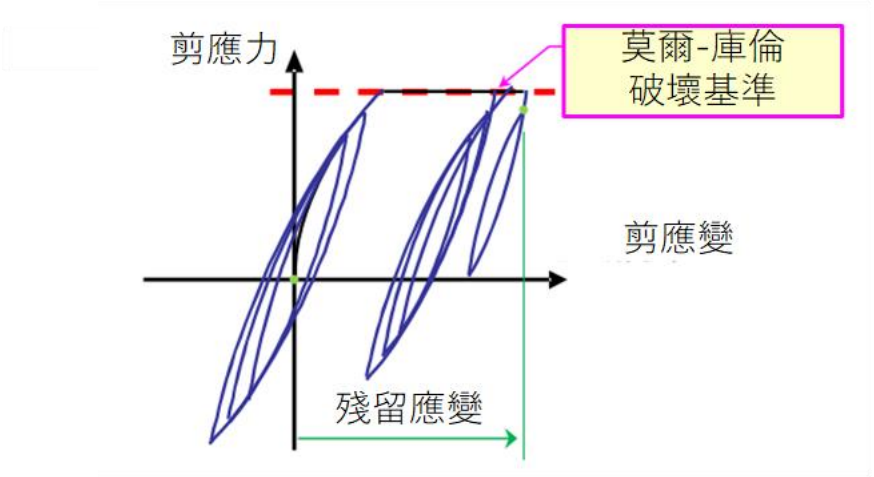


圖 4-7：破壞型修正 R-O 模型之剪應力與剪切應變的變形歷程

資料來源：Tasaka et al. (2019)

4.1.5 地下處置設施適用性

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(2022 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 6.1.3 節規劃執行。

地下處置設施之處置深度、處置區域數目配置、處置坑道走向及長度以及處置孔間距及總數等概念設計，將根據處置地質環境條件檢核其適用性，地下處置設施若受裂隙截切，一旦地震事件發生，可能導致鄰近之處置系統性能遭受影響或破壞。為避免處置孔因岩體裂隙受大地應力作用而產生截切位移，進而造成核種迅速外釋的可能性，可視裂隙與處置孔截切情況，評判是否廢棄該處置孔。處置設施適用性由可接受的處置孔位數目除以規劃的處置孔位數目加以評估，倘若適用率未達 100%，則必須藉由增加處置坑道長度、增加處置孔數量或微調處置孔位置以改善處置設施適用性。國際目前已發展相關廢孔準則與評估程序(Munier, 2006；Munier, 2010)，關於岩石裂隙與處置坑道及處置孔截切之模擬評估程序，Munier 提出利用觀察處置坑道全周長截切 FPI(Full Perimeter Intersection)的方法，擴展該截切坑道之裂隙大小，進而估算受裂隙截切之處置孔位置，此廢孔準則稱作 FPC (Full Perimeter intersection Criterion)，如圖 4-8。另外，亦可能存在裂隙未與處置坑道截切，實際則與數個處置孔位置截切之可能，稱作 EFPC (Extended Full Perimeter Criterion)廢孔準則，如圖 4-9。本項工作須採用離散裂隙網路模型，透過比對多組實現值，瞭解處置孔之廢孔率與潛在危害，提供未來設施詳細規劃處置孔餘裕量的相關參考。

4.1.5.2 工作內容

地下設施位於裂隙岩體中，岩體中的裂隙密度、裂隙尺寸與裂隙位態分布情形將是影響評估結果的關鍵因子。

本項工作將蒐集與研析相關鑽井孔內調查資訊，藉由分析孔內攝影結果，標示裂隙所處位置及其位態(P10)，再納入第 3.2.1.節之露頭

調查成果(P21)，透過裂隙分析程式分析可能的裂隙叢集數量及所占比例，依據具備現地代表性之離散裂隙網路參數集進行裂隙網路生成之數值模擬，並參考國際提出之廢孔篩選方法進行裂隙截切統計與廢孔率分析。首先，將針對處置孔受裂隙截切破壞所造成之潛在影響，進行國內外文獻蒐集，並分析評估適用於本研究之判斷基準。另一方面，處置設施內仍然可能存在難以判斷的處置孔位置，具有潛在受裂隙截切而導致受力破壞之可能，故亦可探討採用不同廢孔準則設定條件對於處置孔篩檢效率之影響。

在執行方法上，預計依循下列步驟進行分析：

(1) 彙整與分析鑽井孔內攝影井測調查結果，獲取一維方向之裂隙密度分布資訊。

(2) 彙整與分析研究區域地表線型分布成果，獲取二維平面上之裂隙密度分布資訊。

(3) 藉由不同方法獲取之裂隙分布資訊，綜合分析三維空間內之裂隙強度。

(4) 依據岩性分布或其他考量因子於適當空間位置匯入處置設施幾何並配置隧道走向。

(5) 依據彙整之離散裂隙網路參數集生成裂隙，並分析裂隙與處置設施截切情形，並歸納裂隙截切型態及對應數目。

4.1.5.3 預期成果

(1) 蒐集國際與國內裂隙截切廢孔準則與相關應用之文獻資料。

(2) 完成多組離散裂隙網路模擬實現值，並分析處置設施處置孔之廢孔率。

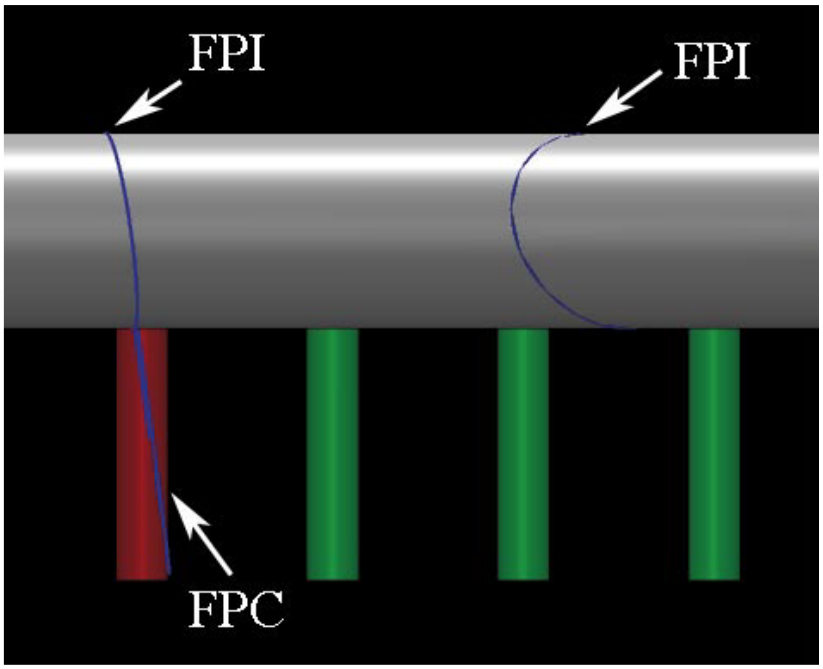


圖 4-8：FPI 與 FPC 之概念示意

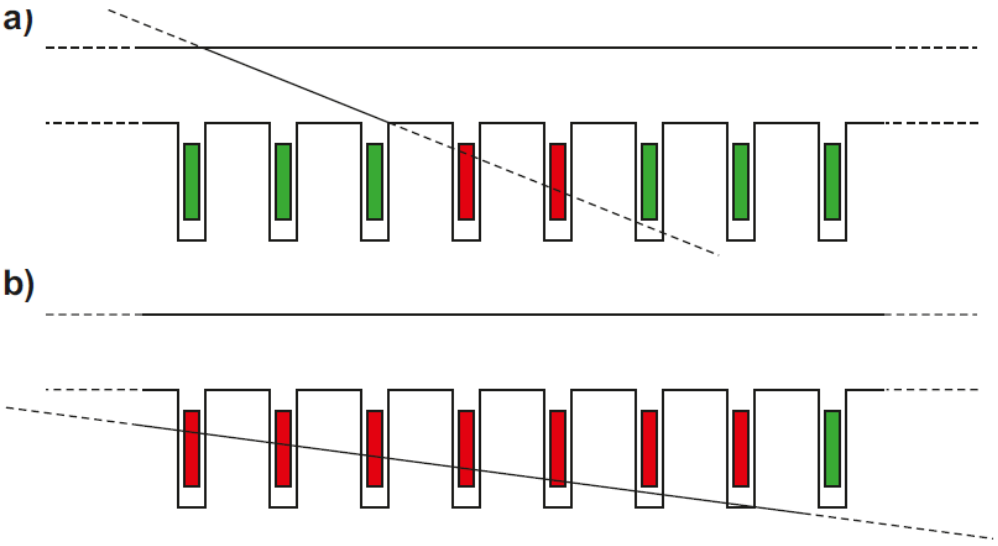


圖 4-9：FPC 與 EFPC 廢孔準則示意圖

5.安全評估

5.1 安全功能與量化分析

5.1.1 全系統安全評估技術

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(2022 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 7.4.7 節規劃執行。

考量處置設施需評估的尺度長達百萬年，針對可能影響長期安全性的因子，台電公司依循經濟合作暨發展組織核能署（OECD/ NEA）所提出的系統性安全評估導則，完成相關評估技術量化分析處置設施可能造成的影響及風險。本研究將續以前述系統性安全評估方法，參考本島結晶岩既有文獻與數據，及高放處置歷年研究成果，建立本島結晶岩全系統安全評估技術並整合。

5.1.1.2 工作內容

台電公司規劃於「用過核子燃料最終處置安全論證報告(SNFD2025 報告)」，以本島結晶岩數據為基礎，假設一個不針對特定場址之研究用參考案例，基於用過核子燃料特性、處置設施概念設計、參考案例描述模型等研究成果，描述處置設施初始條件，蒐集國際結晶岩環境之圍阻及遲滯安全功能指標與標準，並探討多重障壁系統之長期演化，在本島結晶岩環境考量下進行 FEPs 分析，並以 FEPs 分析結果為基礎，建立安全評估之設計基準及非設計基準情節，再藉由全系統安全評估分析技術，進行各項情節量化分析後，將分析結果與我國相關放射性物料管理法規限值比較。

5.1.1.3 預期成果

建立本島結晶岩參考案例，完成以下安全評估工作：

(1) 多重障壁系統之長期演化。

(2) 情節選定與描述

(3) 封閉後安全評估

6.整合性技術

6.1 安全論證

6.1.1 編撰安全論證報告

6.1.1.1 執行目的

依前行政院原子能委員會 (現核能安全委員會)107 年 12 月 27 日「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017 報告)」審查結案會議紀錄，會議決議 8 要求，「請台電公司依國際原子能總署(IAEA)所發布安全論證導則，參照 SNFD2017 報告國際同儕審查及原能會審查意見，就我國處置計畫階段及地質處置母岩特性，採取國際處置先進技術，於 2025 年底前提出「用過核子燃料最終處置安全論證報告（SNFD2025 報告）」辦理。

6.1.1.2 工作內容

台電公司參考國際尚未完成選址的美國、英國、加拿大、日本等國家，自 2013 年起，不針對特定場址陸續完成通用型安全論證報告的經驗，使用本土數據假設一個研究用參考案例的方式進行我國境內結晶岩類的安全論證。本年度工作將彙整用過核子燃料最終處置計畫(含長程處置計畫)歷年研究成果，並參考 SNFD2017 報告、SNFD2021 報告，與台電公司 108 年起所精進的「參考案例描述模型」、「地下處置設施概念設計」、「系統性安全評估」資料及成果，彙編我國用過核子燃料最終處置結晶岩安全論證。

6.1.1.3 預期成果

完成「用過核子燃料最終處置安全論證報告(SNFD2025 報告)」。

6.2 資料庫建置

為符合高放處置相關計畫資訊系統實際使用需求及因應資訊技術之更新，台電公司規劃建置用過核子燃料最終處置精進版資料庫，並依循國內與國際建置科研資料庫之經驗與技術。高放處置資料庫系統包含數個子系統，初步建置計畫資料管理系統作為資料中心。後續將以計畫資料管理系統為基礎建置進階整合系統，進階整合系統將依規劃逐年建置，確保計畫相關成果與資料確實保存得妥善應用，並作為資料整合應用及決策輔助之使用。

6.2.1 資料庫精進

6.2.1.1 執行目的

本項工作基於「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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。

6.2.1.2 工作內容

持續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) 詮釋資料建立及上傳功能

建立各專案產出資料繳交及詮釋資料建立機制供專案承攬商遵循，以確保產出資料之正確性。網頁系統則建立資料上傳功能，透過網頁介面將各類報告、數據及其詮釋資料等上傳至系統。

(2) 數據展示介面

使用網頁互動式表格展示各專案產生之數據資料，除提供數據檔案下載功能外，亦可透過數據差異比對功能，於網頁介面比對同一數據之前後版本變化，以達成資料可追溯性。

(3) 欄位篩選功能

查詢資料時可針對特定詮釋資料欄位查詢篩選範圍，如數值大小、包含文字等，以增進資料搜尋之效率。

6.2.1.3 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。

6.3 耦合分析技術與驗證

6.3.1 Decovalex Task D

6.3.1.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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。

國際上從 1992 年開始合作進行過核子燃料處置設施的相關實驗，並成立國際合作計畫 DECOVALEX(Development of Coupled models and their VALidation against Experiments in nuclear waste isolation)，因用過核子燃料處置所使用的工程障壁系統主要材料為膨潤土，會受到衰變熱、地下水特性等影響而造成性質上的變化，為確保處置設施之長期安全性，故此國際合作計畫透過許多耦合熱-水-力-化(T-H-M-C)等試驗進行模式驗證工作。耦合試驗分布在幾十個核能先進國家的地下實驗室中，實驗與驗證尺度各有不同，小尺度為短時間的熱-水、水-力、飽和度等試驗，大尺度為使用地下實驗室且將用過核子燃料放入的情況擬真，並放入許多感測器監測其中數值的變化，最後藉由試驗成果發展相關之模擬驗證技術。

6.3.1.2 工作內容

DECOVALEX-2023 TASK-D 為位於日本北海道幌延地下實驗室的工程障壁系統試驗，其試驗目的為研究緩衝、回填材料受到熱與水之影響所造成之耦合變化行為分析與驗證，其分別進行水-力耦合、飽和、熱-水耦合等試驗，本項目參考 DECOVALEX TASK-D 中溫度梯度擴散試驗，計算溫度差異造成緩衝材料中含水量變化的行為分析，完成膨潤土熱-水耦合行為模擬分析與驗證工作。

6.3.1.3 預期成果

依據 DECOVALEX Task-D 之國際案例，設定與溫度梯度試驗相同尺度之幾何模型與材料參數條件，建立熱-水耦合模型，模擬水分在膨潤土中受熱擴散之行為。

6.3.2 Decovalex Task F

6.3.2.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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。

參與國際工作會議，並模擬會議中所提出的全系統安全評估參考案例，透過團隊間比較結果的差異性，以瞭解評估模式及方法的不同所造成的結果不確定性，並建立安全評估方法的信心。

6.3.2.2 工作內容

執行 DECOVALEX 2023 國際工作會議中 Task F1 的參考案例，該案例以結晶岩為處置母岩，並考慮確定性及數組實現值(realization)的隨機性裂隙於模擬區域中，模擬 2 種不同釋出情況的示蹤劑在不同隨機性裂隙實現值下，自廢棄物罐中釋出至模擬區域的上邊界的釋出率。

6.3.2.3 預期成果

(1) 完成 Task F1 參考案例的穩態流場模擬。

(2) 完成 Task F1 參考案例的示蹤劑質量傳輸模擬。

6.3.3 Task Force

本項目為瑞典核燃料和廢物管理公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company，簡稱 SKB)邀集的國際合作任務(Task Force)，迄今已進行第十次任務(Task Force 10)。本次任務主題為針對裂隙地下水流與溶質傳輸分析模式(Modelling of Groundwater Flow and Transport of Solutes)進行驗證。Task Force 10 計畫分為 10.1、10.2、10.3、10.4 四大部分。隨著計畫的推展，探討的裂隙特性愈加複雜。

Task 10.1 為 Task Force 10 整體計畫架構，Task 10.2 為單一裂隙水-力耦合試驗與模擬的一套完整模擬過程。參與計畫之建模團隊取得裂隙表面幾何資料、不同正向應力加載下閉合數值與水流數據，

據以進行裂隙表面粗糙度參數、隙寬分佈以及滲流流場模擬等工作，並將模擬所得比對後期提供的試驗結果，據以修正並提出討論。

6.3.3.1 執行目的

藉由參與 Task Force 10，開發務實的建模方法，透過建模預測與真實系統的觀察進行比較，建立對裂隙岩體中流動和傳輸模型的信心，據以驗證各種裂隙岩體建模方法的適用性。參與過程亦可蒐集國際處置技術研究平台關於裂隙岩體流動和傳輸相關研究最新進展，提供用過核子燃料最終處置安全分析技術發展建議。

6.3.3.2 工作內容

Task 10.2 目標為單一裂隙通道的特徵化模擬技術驗證，同時納入裂隙通道的影響因素及其影響程度，據以應用於後續的擴尺裂隙通道，並考慮規模效應與不確定性問題。其主要核心技術為透過小尺度的裂隙表面幾何資料，計算裂隙表面粗糙度與裂隙內寬，並考量力學行為，建立水流模式。本項目將執行：

(1) Task 10.2.1：自鑽孔尺度裂隙表面幾何，評估預測裂隙內寬分布。

(2) Task 10.2.2：不同正向加載下，預測已知幾何裂隙地下水流動特性。

6.3.3.3 預期成果

發展單一裂隙水流數值模擬技術，透過試驗結果比較，修正並優化建模技術，繼而透過水-力耦合試驗案例，平行驗證數值模式。成果將可提供後期發展擴尺數值模式的基礎。

6.3.4 地球化學演化數值分析

6.3.4.1 執行目的

本項工作依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2022 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。

處置場周遭的水質條件與環境狀況可能會隨著時間變動，除從現地調查中瞭解目前的地球化學特性外，為評估處置場在未來期間是否會遭受地球化學變化的影響，需進行處置設施之演化評估，本項目為發展地球化學模式分析技術，評估地球化學條件的演化情形。

6.3.4.2 工作內容

用過核子燃料處置設施的長期穩定性與處置設施深度位置周圍母岩的地球化學條件變化有關，且地球化學演化過程受制於整體地下水流動的影響，故在進行地球化學演化模擬之前需先進行整體的地下水流場評估，使用離散裂隙網路來模擬複雜的地下水流動情形，並蒐集參考案例的區域水質資料建立地球化學的初始條件，進行水-化耦合模擬，完成參考案例區域地球化學演化數值分析。

6.3.4.3 預期成果

(1) 依據離島結晶岩參考案例之區域特性資料，建立地下水流場與地球化學特性。

(2) 進行區域地下水與地球化學耦合反應傳輸計算與分析。

7.參考文獻

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(2023)，用過核子燃料最終處置計畫書(2022 年修訂版)，台灣電力公司，共 273 頁。

エネ百科・原子力・エネルギー図面集(2023)：高レベル放射性廃棄物の地層処分の概念図(中譯:高放射性廢棄物的最終處置的概念圖) ，2023 年 9 月 6 日節錄自日本能源百科網站：核能・能源圖畫集。https://www.ene100.jp/zumen/8-3-8

Klinkenberge, L. J. (1941), The permeability of porous media to liquids and gases. Drilling and production practice, 200-213.

Munier, R. (2006), Using observations in deposition tunnels to avoid intersections with critical fractures in deposition holes. SKB R-06-54, Svensk Kärnbränslehantering AB.

Munier, R. (2010), Full perimeter intersection criteria - Definitions and implementations in SR-Site. SKB TR-10-21.

NUMO (2021),包括的技術報告:わが国における安全な地層処分の実現。NUMO，2021(中譯:總括技術報告:於我國實現安全的地層處置-針對適當的場址選定之安全論述的構築,NUMO,2021)

Posiva and SKB (2017), Safety functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository, Posiva SKB Report 01.

SKB (2008a), Bedrock hydrogeochemistry Forsmark Site descriptive modelling SDM-Site Forsmark, R-08-47.

SKB (2008b), Site description of Forsmark at completion of the site investigation phase SDM-Site Forsmark, TR-08-05.

Y. Y. Tasaka; Y. Tasaka; Y. Suzuki; K. Niimi; N. Sugihashi; H. Fujihara; Y. Hironaka (2019),地下空洞型処分施設の地震応答解析、2019

年 5 月、沖縄、ISRM Rock Dynamics(中譯:地下隧道型處置設施的地震應答解析,國際岩石力學學會,岩體動力學高峰會,2019)