

用過核子燃料最終處置計畫  
潛在處置母岩特性調查與評估階段一  
104 年度成果報告  
(修訂二版)

台灣電力公司

中華民國 105 年 6 月

(此頁為空白頁)

## 摘要

本報告為「用過核子燃料最終處置計畫」於 104 年度工作成果摘要報告。內容涵蓋「地質環境」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的安全評估」等技術發展成果。

在地質環境方面，主要成果包括：

- (1) 參考最新之台灣地體架構資訊，有助於了解本土地質圈深層特性，以及長期地質歷史對地質圈的岩層與構造分布、火山活動與地震活動的時空分布、抬升與剝蝕作用、沉陷與沈積作用，以及氣候與海平面變遷的各種影響。
- (2) 以最新深層特性調查技術，多年累積的現地量測數據，建置完成我國地質處置技術發展的參考案例表二(地質概念模式及參數)，將深層地質特性以地質概念模式及參數化的方式呈現，據以完成二維流場模擬技術，並探討開挖擾動情境之水文地球化學演化，提供處置技術與工程設計、安全評估等技術發展之用。
- (3) 除持續建立台灣火山監測技術，並利用震波與電阻併合成像技術，獲致結晶岩體深層岩層與構造特性，完成多年期技術發展之外，進一步以河階演育資料，分析數百至數萬年尺度的地體抬升及沉陷作用，探討西南部泥岩因地體構造沉陷、海平面變遷影響下的海/淡介面變遷史。

在處置設計與工程技術方面，主要成果包括：

- (1) 「地質與地形條件及母岩特性」：探討地形與地質條件對處置概念之影響因子，以及處置設施設計時所需考量之相關母岩特性參數。
- (2) 「工程障壁系統設計需求」：參考瑞典 SKB 所設計之廢棄物罐，依其設計尺寸、材料組構等參數，以有限元素軟體 ANSYS 建立廢棄物罐三維模型，給定邊界條件與初始條件，並同時製作廢棄物罐的縮尺試體，進行力學試驗來佐證 ANSYS 數值模型的可靠

性，並依照各種材料的強度資料，模擬不同裂隙位移作用過程廢棄物罐之反應，分析各種情節下的廢棄物罐安全係數，進一步提供廢棄物罐在地震事件的安全資訊。

- (3) 「工程障壁的穩定性」：相關研究包括工程障壁耦合行為分析與探討、處置設施開挖擾動帶之力學特性研究、深層地下設施受震穩定性之研究、氣體遷移之生成原因及遷移行為，以及探討緩衝材料特性。

在安全評估方面，主要成果包括：

- (1) 「地質處置系統特性」：開發裂隙岩體水流模式參數升尺度技術，建立裂隙統計參數與升尺度等效參數間的關係，量化升尺度參數對水流模式分析之差異。
- (2) 「擾動情節」：相關研究包括海嘯造成研究區域內的地表淹水面積與淹水深度，以及探討颱風豪雨引發的土砂災害，對研究區域地表環境及地表設施可能造成的影響。
- (3) 「隔離失效情節」：分析潛在處置母岩地質環境演化作用，及探討地震對潛在處置母岩地質模型短、中、長期的影響。
- (4) 「案例分析」：相關研究包括計算我國核電廠爐心輻射物質盤存量、重要核種篩選流程、蒐集分析國際上海域及陸域食物鏈間核種轉換參數、彙整與分析不同國家近場與遠場之重要核種參數。
- (5) 「安全評估的可信度」：進行工程障壁材料之天然類比資訊分析，並供未來工程障壁設計與安全評估之參考。

## ABSTRACT

This FY2014 progress report is a summary of Taiwan Power Company's work (TPC) in implementing the Spent Nuclear Fuel Final Disposal Program Plan. Major research and development achievements in this report have been subdivided into three categories, including "The Geological Environment of Taiwan," "Repository Design and Engineering Technology," and "Safety Assessment."

Significant achievements of "The Geological Environment of Taiwan" include:

- (1) Referring to the newest information of Taiwan tectonic scheme, it helps to understand the characteristics of local deep geosphere and the effect of long-term geological history on the distribution of rocks and structures, volcanism, seismicity, uplifting and denudation, subsidence and sedimentation, climate and sea level changes.
- (2) Applying the newest deep investigation technique, with the in-situ monitoring data for many years, we built the Reference Case Table 2 for the development of Taiwan geological disposal technique, it reveals the deep geological characteristics with conceptual model and parameters, accordingly fulfill the 2-D flow-field modeling, investigate the hydro-geochemical evolution of the excavation disturbed case for the development of the disposal technique, engineering design and safety assessment.
- (3) This project keeps establishing the monitoring technique of Taiwan volcanism, and use the merge-imaging technique of seismic waves and electrical resistivity tomography to obtain the characteristics of deep rocks and structures, fulfill the multi-year technical development, and, analyze the uplifting and

subsidence of hundreds year scale with the succession data of river terraces, to explore the brine-fresh-water-interface history of Southwestern Mudstone caused by tectonic subsidence and sea level changes.

Significant achievements of the “Repository Design and Engineering Technology” include:

- (1) Factors influencing the disposal concept of the geological conditions and properties of the host rock to be considered in designing the disposal facility have been probed into.
- (2) For the design requirement of the EBS: Referring to design parameters and material properties of the canister designed by SKB, ANSYS program was used to build the 3-D FEM model. In order to verify the numerical model, scaled-down canisters were modeled. Different scenarios of fracture shear displacement imposed on buffer-canister model are analyzed, and the safety factor could provide the failure probability information of canister for further safety assessment.
- (3) For the stability of EBS: Study on the stability of engineered barrier system, research of mechanical characteristics in the Excavation Disturbed Zone (EDZ) of Repository, study of the engineering characteristics of the deep underground excavation subject to seismic loading, regarding gas migration, gas generation and migration behavior, and characteristics of the buffer material and its specifications will be conducted and evaluated.

Significant achievements of the “Safety Assessment” include:

- (1) For the geological disposal system characteristics, the correlations between statistics of fracture structure and the representative continuum parameters are developed and quantified for a variety of fracture distribution scenarios. The results of this study are expected to provide general insight into

the procedures and the associated techniques for analyzing flow in complex up-scale fractured rock systems.

- (2) For the variant scenarios, according to the rising sea level and the simulated result for tidal wave due to tsunamis, the examination of the potential of inundation in the study areas investigates the effects of geologic disasters on changes in geomorphic characteristics and artificial practices.
- (3) For the isolation failure scenarios, we will analyze the geological evolution effects on the potential rock sites and investigate the effect on crustal model in different rock site resulted from large earthquakes in short, medium, and long period, respectively.
- (4) For the calculation case, we will calculate the inventories of radionuclides in spent nuclear fuels, and then further select important radionuclides; collect and analyze the data of transfer coefficients of radionuclide considering the terrestrial and aquatic food chain intake pathways. We will focus on the collection for parameters as well as their evaluations for the radionuclides of the near-field and the far-field.
- (5) For the reliability of the safety assessment, information analysis of natural analogy to similar disposal projects on engineering barrier material analysis will be conducted for the reference of future engineering barrier design and safety assessment.

## 目錄

頁次

1. 概述.....	1-1
2. 計畫目的.....	2-1
3. 地質環境.....	3-1
3.1. 區域環境地質.....	3-1
3.1.1. 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性.....	3-2
3.1.2. 台灣地質環境特徵.....	3-3
3.2. 深層地質特性.....	3-12
3.2.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性.....	3-12
3.2.2. 水文地質.....	3-15
3.2.3. 水文地球化學.....	3-25
3.2.4. 核種傳輸路徑.....	3-32
3.2.4.1. 離散裂隙網路.....	3-33
3.2.4.2. 實驗室核種傳輸試驗.....	3-37
3.2.5. 岩石特性.....	3-39
3.3. 地質處置合適性研究.....	3-52
3.3.1. 台灣用過核子燃料地質處置之地質圈特性.....	3-52
3.3.2. 台灣的大地構造架構.....	3-54
3.3.2.1. 火山活動.....	3-54
3.3.2.2. 斷層活動.....	3-61
3.3.3. 抬升與沉陷作用.....	3-76
3.3.3.1. 台灣抬升/沉陷特性.....	3-76
3.3.3.2. 剝蝕作用.....	3-87
3.3.4. 氣候與海平面變遷.....	3-98
4. 處置設計與工程技術.....	4-1
4.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力.....	4-1
4.2. 工程障壁系統與地質處置母岩的功能.....	4-1
4.3. 整體處置概念.....	4-2
4.3.1. 工程障壁系統.....	4-2
4.3.2. 處置設施.....	4-4
4.4. 設計流程.....	4-7
4.5. 影響處置概念的因子.....	4-8
4.5.1. 熱與輻射.....	4-8

4.5.2. 地質與地形條件 .....	4-10
4.5.3. 處置母岩特性 .....	4-12
4.5.3.1. 力學特性 .....	4-12
4.5.3.2. 熱力學特性 .....	4-12
4.5.3.3. 水力特性 .....	4-12
4.5.3.4. 化學特性 .....	4-12
4.5.4. 處置深度 .....	4-15
4.6. 工程障壁系統及處置設施的設計需求 .....	4-16
4.6.1. 廢棄物罐 .....	4-16
4.6.1.1. 相關研究文獻 .....	4-17
4.6.1.2. 廢棄物罐數值分析 .....	4-18
4.6.1.3. 縮尺試體製作與數值模型驗證 .....	4-18
4.6.1.4. 廢棄物罐圍壓變化影響分析 .....	4-20
4.6.1.5. 廢棄物罐極限狀態分析 .....	4-20
4.6.1.6. 屏蔽分析 .....	4-21
4.6.1.7. 廢棄物罐耐蝕性能 .....	4-22
4.6.1.8. 小結 .....	4-22
4.6.2. 緩衝材料 .....	4-37
4.6.2.1. 熱傳特性 .....	4-37
4.6.2.2. 水力特性 .....	4-38
4.6.2.3. 力學特性 .....	4-38
4.6.2.4. 化學特性 .....	4-39
4.6.2.5. 氣體滲透性 .....	4-40
4.6.2.6. 緩衝材料規格 .....	4-40
4.6.3. 工程障壁系統 .....	4-43
4.6.4. 地下設施 .....	4-45
4.6.5. 回填材料 .....	4-45
4.6.6. 處置設施設計 .....	4-50
4.6.6.1. 處置設施設計準則與需求 .....	4-50
4.6.6.2. 國內最終處置設施設計 .....	4-51
4.7. 工程障壁的穩定性 .....	4-52
4.7.1. 再飽和特性 .....	4-52
4.7.1.1. 熱-水-化耦合現象研究 .....	4-52
4.7.1.2. 小結 .....	4-53
4.7.2. 力學穩定性 .....	4-58
4.7.2.1. 開挖擾動帶力學特性研究 .....	4-58
4.7.2.2. 工程障壁熱力-力學穩定性研究 .....	4-64
4.7.3. 受震穩定性 .....	4-72

4.7.3.1.	測試區域之地表設計地震歷時.....	4-72
4.7.3.2.	三維地下空間數值模型之建構.....	4-73
4.7.3.3.	地質材料參數與安全係數的計算方法.....	4-74
4.7.3.4.	純重力作用下之安全性評估.....	4-74
4.7.3.5.	地震力作用下處置孔間距與隧道間距對安全係數之影響.....	4-75
4.7.3.6.	小結.....	4-75
4.7.4.	氣體遷移.....	4-81
4.7.4.1.	氣體的生成原因及影響.....	4-81
4.7.4.2.	氣體的遷移機制.....	4-81
4.7.4.3.	氣體遷移實驗建置.....	4-82
4.7.4.4.	燃料組件評估模式建立與資料蒐集.....	4-85
4.7.5.	膨潤土特性.....	4-92
4.8.	建造/運轉/封閉技術.....	4-101
4.8.1.	建造階段.....	4-101
4.8.2.	運轉階段.....	4-103
4.8.3.	封閉階段.....	4-104
4.9.	處置設施營運管理技術.....	4-105
<b>5.</b>	<b>安全評估.....</b>	<b>5-107</b>
5.1.	潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標.....	5-107
5.2.	安全評估方法.....	5-108
5.2.1.	法規.....	5-108
5.2.2.	安全評估案例的建置方法.....	5-108
5.3.	處置系統初始條件與安全功能.....	5-109
5.3.1.	處置系統的初始條件.....	5-109
5.3.2.	處置系統的安全功能.....	5-109
5.4.	參考演化.....	5-110
5.4.1.	開挖運轉期.....	5-111
5.4.1.1.	近場熱演化.....	5-111
5.4.1.2.	開挖引起近場岩石力學演化.....	5-111
5.4.1.3.	水文地質演化.....	5-112
5.4.1.4.	緩衝材料、回填材料與封塞的演化.....	5-112
5.4.2.	封閉後初始溫暖期.....	5-113
5.4.3.	剩餘冰河循環時期.....	5-113
5.4.4.	接續冰河循環期.....	5-114
5.5.	情節發展.....	5-114
5.5.1.	特徵/事件/作用(FEP)之建置與選擇.....	5-114
5.5.2.	情節與案例定義.....	5-116
5.5.3.	基本情節.....	5-116

5.5.4. 替代情節 .....	5-117
5.6. 安全評估整體模式鍊 .....	5-117
5.6.1. 外部作用處理與模式 .....	5-118
5.6.2. 內部作用處理與模式 .....	5-122
5.6.3. 全系統安全評估模式鍊.....	5-122
5.7. 基本情節評估案例 .....	5-147
5.7.1. 腐蝕作用情節 .....	5-147
5.7.2. 剪力效應情節 .....	5-148
5.7.3. 基本情節參數敏感度分析 .....	5-148
5.8. 替代情節評估案例 .....	5-148
5.8.1. 擾動情節 .....	5-148
5.8.1.1. 地表淹水因素分析及影響作用之研究.....	5-149
5.8.1.2. 颱風豪雨引發土砂災害對地表環境及設施影響之研究 ....	5-150
5.8.2. 隔離失效情節 .....	5-151
5.8.2.1. 本島東部結晶岩測試區 .....	5-151
5.8.2.2. 離島結晶岩測試區.....	5-153
5.8.3. 替代情節參數敏感度分析 .....	5-158
5.8.3.1. 功能安全評估不確定性分析之評析 .....	5-158
5.8.3.2. 不確定性分析技術之比較與建議.....	5-162
5.8.3.3. 小結 .....	5-163
5.9. 計算案例之整合分析 .....	5-167
5.9.1. 案例分析結果說明 .....	5-167
5.9.2. 安全指標 .....	5-167
5.10. 安全評估的可信度 .....	5-167
5.10.1.情節、模式、模組、及資料庫的建置.....	5-167
5.10.2.天然類比研究.....	5-168
5.10.2.1. 地質處置的天然類比.....	5-168
5.10.2.2. 金屬的天然類比 .....	5-171
5.10.2.3. 膨潤土的天然類比.....	5-172
5.10.2.4. 國內可能的天然類比.....	5-174
5.10.2.5. 小結與建議.....	5-175
5.10.3.評估報告比較.....	5-182
<b>6. 國際同儕審查規劃.....</b>	<b>6-1</b>
<b>7. 結論 .....</b>	<b>7-1</b>
7.1. 地質環境.....	7-1
7.2. 處置設計與工程技術 .....	7-4
7.3. 安全評估 .....	7-6

8. 參考文獻..... 8-1

## 圖目錄

頁次

圖 3-1：地質環境研究與地質處置技術發展關係.....	3-6
圖 3-2：結晶岩體深層特性調查與解析流程.....	3-7
圖 3-3：台灣地形與地質圖.....	3-8
圖 3-4：台灣流域地質圖.....	3-9
圖 3-5：台灣潛在處置母岩分布及大地構造演化關係.....	3-10
圖 3-6：台灣活動斷層分布圖.....	3-11
圖 3-7：SNFD2017報告參考案例之表二(地質概念模式及參數).....	3-21
圖 3-8：C-C'剖面2D數值模型主要構造與邊界示意圖.....	3-22
圖 3-9：模型正確性比對，地下水流速與流向圖.....	3-23
圖 3-10：太武山斷層分支裂隙模型之局部網格規劃示意圖.....	3-24
圖 3-11：太武山分支斷層案例，地下水速度與流向分布局部放大圖.....	3-24
圖 3-12：水文地球化學模擬情境示意圖.....	3-30
圖 3-13：深層封閉裂隙與深層開挖擾動情境之模擬結果比對圖.....	3-31
圖 3-14：兩種DFN數值模擬結果.....	3-35
圖 3-15：兩種模擬案例中孤立裂隙的空間分布.....	3-36
圖 3-16：兩種模擬案例中三維連通渠道的空間分布.....	3-36
圖 3-17：柏松比與溫度變化關係曲線.....	3-43
圖 3-18：抗拉強度與溫度變化關係曲線.....	3-43
圖 3-19：凝聚性係數與與溫度變化關係曲線.....	3-44
圖 3-20：內摩擦角與與溫度變化關係曲線.....	3-44
圖 3-21：地電阻方法(四極法)施測概念.....	3-50
圖 3-22：常見地電阻方法施測電極排序.....	3-50
圖 3-23：二維Dipole-Dipole法施測概念.....	3-51
圖 3-24：地電阻探測測線地表與孔內佈設示意圖.....	3-51
圖 3-25：大屯火山群溫泉及噴氣口氣樣地球化學長期監測結果.....	3-58
圖 3-26：大屯火山群地區在2006年至2013年間精密水準測量.....	3-59
圖 3-27：大屯火山群擎天崗地溫井井下溫度長期監測紀錄.....	3-59
圖 3-28：龜山島地溫井井下溫度長期監測紀錄.....	3-60
圖 3-29：龜山島、宜蘭平原地區的微地震分布.....	3-60
圖 3-30：地震波速模型三維立體圖.....	3-64
圖 3-31：Vp/Vs三維立體圖.....	3-65
圖 3-32：三維波速與電阻率併合成像運算結果高程剖面圖.....	3-66
圖 3-33：日本311地震於IBRH17井下陣列所量測之加速度歷時.....	3-71
圖 3-34：日本311地震於IBRH17所量到之地震加速反應譜.....	3-71
圖 3-35：安通溫泉吉祥站地下水氬氣、甲烷及乙烷濃度變化關係圖.....	3-72
圖 3-36：安通溫泉吉祥站D1井地震前地下水水氬濃度變化圖.....	3-73
圖 3-37：南臺灣1964年、2010年及2012年發生之地震震央圖.....	3-74
圖 3-38：白河站P1井地震前地下水水氬濃度異常下降三階段圖.....	3-75
圖 3-39：不同型態的遷急點類型.....	3-83

圖 3-40：遷急點的空間分布 .....	3-83
圖 3-41：ksn及河川地理位置分布圖 .....	3-84
圖 3-42：ksn與大地構造關係圖 .....	3-85
圖 3-43：GPS連續觀測站垂直向變動時序變化圖 .....	3-86
圖 3-44：宇宙核素 <sup>10</sup> Be量測得台灣造山帶的剝蝕率 .....	3-94
圖 3-45：台灣山區既有古山崩、土石流時間序列圖 .....	3-95
圖 3-46：利用地層與地形推論勤和上游5 km河段之堆積及下切歷史 .....	3-95
圖 3-47：美秀區域扇階的幾何型態與定年結果 .....	3-96
圖 3-48：台灣不同時間尺度地殼變動比較圖 .....	3-96
圖 3-49：以古今比較弧陸碰撞作用下中部台灣北側的地質剖面變化 .....	3-97
圖 3-50：台灣地區絕對海水面變遷史 .....	3-103
圖 3-51：西南平原的絕對海水面變遷史 .....	3-103
圖 3-52：西南部構造抬升與沉陷速率分析 .....	3-104
圖 4-1：參考案例地下處置設施配置圖 .....	4-6
圖 4-2：參考案例處置設施位置 .....	4-6
圖 4-3：太武山斷層及金龜山斷層分佈圖 .....	4-11
圖 4-4：太武山斷層井下資料幾何分析 .....	4-11
圖 4-5：廢棄物罐參數示意圖 .....	4-28
圖 4-6：廢棄物罐有限元素模型 .....	4-28
圖 4-7：銅抗彎與鑄鐵抗拉的標準試體 .....	4-29
圖 4-8：PWR鑄鐵廢棄物罐縮尺試體 .....	4-29
圖 4-9：BWR鑄鐵廢棄物罐縮尺試體 .....	4-30
圖 4-10：銅質外殼縮尺試體 .....	4-30
圖 4-11：組合後的廢棄物罐縮尺試體 .....	4-31
圖 4-12：軸壓測試與數值比對結果(位移) .....	4-31
圖 4-13：軸壓測試與數值比對結果(PWR-應變) .....	4-32
圖 4-14：軸壓測試與數值比對結果(BWR-應變) .....	4-32
圖 4-15：抗彎測試與數值比對結果(位移) .....	4-33
圖 4-16：抗彎測試與數值比對結果(PWR-應變) .....	4-33
圖 4-17：抗彎測試與數值比對結果(BWR-應變) .....	4-34
圖 4-18：廢棄物罐內部von Mises應力分佈圖(75 MPa) .....	4-34
圖 4-19：ANSYS簡化元素3/4罐長處90°剪切X向正向應力 .....	4-35
圖 4-20：簡化元素中央處90°剪切X向正向應力 .....	4-35
圖 4-21：銅殼中間90°極限應變分析 .....	4-36
圖 4-22：MX-80型膨潤土於不同含水量之熱傳導係數 .....	4-42
圖 4-23：MX-80型膨潤土於不同密度及NaCl濃度條件下之水力傳導係數 .....	4-42
圖 4-24：處置隧道與處置孔剖面 .....	4-44
圖 4-25：緩衝材料概念模型示意圖 .....	4-55
圖 4-26：熱-水-化耦合概念模型與邊界條件設定 .....	4-55
圖 4-27：緩衝材料溫度模擬結果 .....	4-56
圖 4-28：緩衝材料壓力模擬結果 .....	4-56
圖 4-29：I-129於緩衝材料中傳輸模擬結果 .....	4-57
圖 4-30：Cs-135於緩衝材料中傳輸模擬結果 .....	4-57
圖 4-31：整體網格示意圖 .....	4-62

圖 4-32：監測點位置圖.....	4-62
圖 4-33：頂拱處(監測點2)之掘進變位曲線.....	4-63
圖 4-34：仰拱處(監測點2)處置孔2之掘進變位曲線.....	4-63
圖 4-35：工程障壁之垂直處置方式.....	4-67
圖 4-36：邊界限制條件設定.....	4-67
圖 4-37：緩衝材料(MX-80)溫度歷程曲線(1至13孔/每隧道，雙隧道).....	4-68
圖 4-38：使用罐數與緩衝材料最高溫對照曲線.....	4-68
圖 4-39：各種母岩熱傳導係數與緩衝材料最高溫歷程曲線(處置孔間距6 m).....	4-69
圖 4-40：各種母岩熱傳導係數與緩衝材料最高溫歷程曲線(處置孔間距9 m).....	4-69
圖 4-41：各種處置孔間距與緩衝材料最高溫歷程曲線(母岩熱傳導係數 為 $2.5\text{ W}/(\text{m}\cdot^{\circ}\text{C})$ ).....	4-70
圖 4-42：各種處置孔間距與緩衝材料最高溫歷程曲線(母岩熱傳導係數 為 $3\text{ W}/(\text{m}\cdot^{\circ}\text{C})$ ).....	4-70
圖 4-43：各母岩熱傳導係數於緩衝材料產生最高溫時，與各處置孔間距 對照曲線.....	4-71
圖 4-44：間距與緩衝材料最高溫對照曲線.....	4-71
圖 4-45：(a)東部結晶岩測試區與(b)離島結晶岩測試區 $10^6$ 年再現週期 設計反應譜.....	4-76
圖 4-46：(a)東部結晶岩測試區與(b)離島結晶岩測試區地表 $10^6$ 年再現 週期之水平方向加速度歷時.....	4-76
圖 4-47：東部結晶岩測試區不同深度剪力波速推估與本計畫之設定值.....	4-77
圖 4-48：測試區不同深度之地震力折減係數.....	4-77
圖 4-49：東部結晶岩測試區不同深度所對應之工程障壁水平方向設計地 震加速度歷時.....	4-78
圖 4-50：離島結晶岩測試區地表與深度500m處之工程障壁水平方向設 計地震加速度歷時.....	4-78
圖 4-51：深度500 m時覆蓋應力產生之應力分佈圖-以離島結晶岩測試區 為範例.....	4-79
圖 4-52：不同隧道與處置孔間距之隧道底部區域之(a)初始安全係數、 (b)最小受震安全係數、與(c)區域安全係數變化百分比.....	4-80
圖 4-53：緩衝材料氣體遷移試驗設置.....	4-88
圖 4-54：有效黏土密度與氣體滲透率關係.....	4-88
圖 4-55：有效黏土密度與突破壓力關係.....	4-89
圖 4-56：回脹壓力與突破壓力關係.....	4-89
圖 4-57：相對氣體滲透率與液相飽和度之關係.....	4-90
圖 4-58：oedometer裝置.....	4-90
圖 4-59：氣體收集裝置.....	4-91
圖 4-60：Kunigel V1試體乾燥試驗結果.....	4-98
圖 4-61：MX-80試體於溫度 $100^{\circ}\text{C}$ 乾燥開裂過程.....	4-99
圖 4-62：試體飽和度100%、垂直應力 $0.2\text{ MPa}$ 之剪力試驗結果.....	4-100
圖 5-1：冰河循環或氣候影響處置設施安全的示意圖.....	5-121
圖 5-2：台灣海平面變化下可能地表地形模型演化.....	5-121

圖 5-3：我國用過核子燃料核種存量活度及衰變熱分佈(參考案例).....	5-144
圖 5-4：國內用過核子燃料重要核種篩選流程.....	5-144
圖 5-5：隨機生成DFN模式包含5片裂隙於7 m × 10 m × 5 m母岩.....	5-145
圖 5-6：計算TOUGH系列網格資訊.....	5-145
圖 5-7：計算TOUGH系列網格體積.....	5-146
圖 5-8：DFN網格生成測試案例.....	5-146
圖 5-9：台灣東部外海發震構造之震後100,000年同震位移與震後黏彈性 效應之總合垂直位移場.....	5-155
圖 5-10：本島東部結晶岩測試區及鄰近區域之震後100,000年同震位移 與震後黏彈性效應之總合垂直位移場.....	5-156
圖 5-11：大陸東南及台灣海峽區域之震後100,000年同震位移與震後黏 彈性效應之總合垂直位移場.....	5-157
圖 5-12：TURVA-2012安全案例.....	5-165
圖 5-13：我國功能/安全評估技術發展程式系統架構.....	5-166
圖 5-14：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分佈.....	5-176
圖 5-15：釜石礦坑內花崗閃長岩基質導水裂隙內的U-238衰變序列剖面....	5-177
圖 5-16：銅及銅合金考古器物腐蝕率.....	5-178
圖 5-17：埋於海底黏土的古銅砲.....	5-178
圖 5-18：古銅砲的腐蝕過程.....	5-179
圖 5-19：十三行博物館的考古遺址模型.....	5-179
圖 5-20：十三行遺址出土之鐵製刀形器.....	5-180
圖 5-21：南科遺址挖出的鐵製箭頭.....	5-180
圖 5-22：鹿寮遺址鏟刀.....	5-180
圖 5-23：鹿寮遺址鐵釘.....	5-181
圖 5-24：廢棄物罐腐蝕情節假設.....	5-183

## 表目錄

	頁次
表 2-1：SNFD2017報告預定章節.....	2-2
表 3-1：參考案例C-C'剖面數值模擬所需主要環境參數列表.....	3-19
表 3-2：參考案例C-C'剖面數值模擬所需主要水文地質參數列表.....	3-19
表 3-3：模型正確性比對案例，挑選網格之水流速度值比對.....	3-20
表 3-4：縮小尺度案例挑選網格之水流速度值比較表.....	3-20
表 3-5：本島結晶岩體一般物理性質、熱特性及力學性質一覽表.....	3-42
表 3-6：我國潛在處置母岩長期穩定性比較表.....	3-53
表 4-1：SNFD2017報告與SNFD2009報告分析策略差異比較表.....	4-9
表 4-2：SNFD2017報告重要核種評估之計算假設.....	4-9
表 4-3：高放處置安全評估用沸水式反應器用過核子燃料組件保守射源 項.....	4-9
表 4-4：離島結晶岩測試區岩石特性.....	4-14
表 4-5：材料參數.....	4-24
表 4-6：膨潤土應力-應變試驗結果.....	4-24
表 4-7：廢棄物罐加載案例軸壓分析結果.....	4-25
表 4-8：簡化廢棄物罐中央90°剪切.....	4-25
表 4-9：簡化廢棄物罐3/4罐長處剪切.....	4-25
表 4-10：SKB對廢棄物罐受裂隙位移剪切分析結果.....	4-26
表 4-11：瑞典/芬蘭與日本腐蝕評估結果.....	4-27
表 4-12：參考案例選用之處置孔緩衝材料尺寸.....	4-41
表 4-13：參考案例選用之緩衝材料規格.....	4-41
表 4-14：參考案例選用之回填材料規格.....	4-48
表 4-15：施工方法比較.....	4-49
表 4-16：緩衝材料之氣體突破壓力試驗結果.....	4-87
表 4-17：相同試體之水力傳導係數試驗結果.....	4-87
表 4-18：初始含水量試體於不同溫度環境下之體積收縮量.....	4-97
表 4-19：不同形式膨潤土試體之剪力強度.....	4-97
表 4-20：不同形式膨潤土試體之剪力強度參數.....	4-97
表 4-21：膠體滲濾試驗結果.....	4-97
表 5-1：氣候相關議題與參考演化有關的重要潛在研討項目.....	5-120
表 5-2：104年度建立SNFD2017報告安全評估模式與瑞典模式之比較.....	5-132
表 5-3：本研究重要核種篩選結果.....	5-133
表 5-4：生成DFN重要參數.....	5-134
表 5-5：核種傳輸重要參數設定.....	5-134
表 5-6：不同國家資料之核種特性參數彙整.....	5-135
表 5-7：核種重要特性-溶解度.....	5-136
表 5-8：核種重要特性-核種分配(吸附)係數：膨潤土.....	5-137
表 5-9：核種重要特性-有效擴散係數(De)：膨潤土.....	5-138
表 5-10：核種重要特性-溶解度(中國).....	5-139
表 5-11：核種重要特性-核種分配(吸附)係數:膨潤土(中國).....	5-139

表 5-12：核種重要特性-有效擴散係數(De)(單位m <sup>2</sup> /s)：膨潤土(日本).....	5-139
表 5-13：核種重要特性-核種分配(吸附)係數:天然母岩 .....	5-140
表 5-14：地球化學條件-地下水成分(或孔隙水) .....	5-141
表 5-15：核種重要特性-核種分配(吸附)係數：花崗岩(中國).....	5-141
表 5-16：本研究34個重要核種之ICRP 119號報告吸入及嚥入劑量係數 DCF與目前國內頒布標準之比較 .....	5-142

## 1. 概述

我國自 1978 年(民國 67 年)開始利用核能發電，迄今共有核一、二、三廠的 6 部核能機組，龍門計畫(龍門電廠)因國內政策轉變進行封存工作，一號機完工進行封存，二號機停工。其中，核一、二廠 4 座機組為沸水式，核三廠 2 座機組為壓水式，龍門電廠 2 部則為進步型沸水式反應器。預估此 3 座核能電廠的 6 部機組運轉 40 年將會產生約 5,048 公噸鈾的用過核子燃料。由於用過核子燃料中所含的放射性核種，如  $^{99}\text{Tc}$ 、 $^{135}\text{Cs}$ 、 $^{129}\text{I}$  等分裂產物及  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{243}\text{Am}$  及  $^{247}\text{Cm}$  等錒系核種，其半衰期長達數十萬年，且部分核種為阿伐發射體，對人體具長期潛在的輻射危害，因此審慎尋找共同認可的處置方式，一直是用過核子燃料最終處置技術發展的重點之一。

用過核子燃料最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將用過核子燃料永久安置，使其與人類生活圈隔離，以確保民眾安全及環境品質，促進非核害環境的永續發展。海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置及深層地質處置是幾種曾被各國考慮的處置方案。上述這些方案經過國際間多年的研究後，一般咸認「深層地質處置」是較為可行的一種處置方式。而所謂的「深層地質處置」係採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層的隔離阻絕特性，將用過核子燃料埋存在深約 300 至 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，可以有效使外釋而遷移的核種受到隔離與阻絕的效果，以換取足夠的時間，讓用過核子燃料的輻射強度在影響人類生活環境之前已衰減至法令規定所容許的限值。我國法規限值依民國 102 年 01 月 18 日修正公布之「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，其中第 9 條規定高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過  $0.25$  毫西弗。第 10 條規定高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一。

我國用過核子燃料處置之推動，係依「用過核子燃料最終處置計畫書(2006年核定版)」之擬定時程及規劃，切實執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作。本階段(2005~2017年)為「潛在處置母岩特性調查與評估」階段，預計規劃達成2個重要里程碑：(1)於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2009報告)；(2)於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(簡稱SNFD2017報告)」。

目前已完成近程工作主要目標——彙整過去長程計畫研發成果與蒐集國內外相關資料，於2009年提出SNFD2009報告，該報告內容涵蓋「處置環境條件的調查研究」、「處置技術的研究發展」、「用過核子燃料處置的功能評估」等技術發展成果，並於2010年7月獲原能會同意核備。台電公司依核備之SNFD2009報告內容，據以修訂並完成「用過核子燃料最終處置計畫書(2010年修訂版)」，於2011年1月獲原能會核定公告。此外，本計畫依據原能會要求之SNFD2017報告目標，修訂近程工作規劃，完成「用過核子燃料最終處置計畫書2014年修訂版」，已於104年3月完成核備。

在過去幾年中，潛在母岩特性調查技術之發展重點，集中於建立結晶岩體測試區特性調查與評估相關之處置技術發展，總計在結晶岩測試區完成約500點地表重/磁力探測、16 km地電阻剖面探測、3000 m(6孔)地質鑽探，及地物/水文/地化/岩力等各式孔內探測作業，並透過整合性的地質、地物、水文、水化學及環境資料解析，建構出結晶岩測試區初步地質概念模式。期能透過各項技術整合性的驗證，供功能/安全評估技術之發展，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程。

OECD (2009, p.3)指出地質處置要求地質圈的長期穩定特性。所謂長期穩定，非指狀態一直不變，而是地質圈相當緩慢而持續的演變過程裡，能維持符合安全處置的地質條件。根據SNFD2009報告(台電公司，2010)的研究結果顯示：台灣地區活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性；除了離島結晶岩體具備長期地

質穩定特性外，過去認為位於板塊邊界之本島結晶岩體，根據最新研究顯示可能近百萬年來，已邁入相對穩定地塊的地質環境條件。且因其地質及構造特性可能與離島結晶岩類似，故在後續的潛在處置母岩調查工作中，將加強本島結晶岩體穩定性的研究。初期進行岩體規模、分布與主要構造帶延伸等資訊的調查研究，以取得後續驗證所必要之基礎數據；同時將已成熟應用於離島結晶岩體之調查研究技術，移轉應用於本島結晶岩體特性調查中，逐步發展熱、水、力、化特性相關之調查與評估技術，並進行各項特性升尺度效應探討，藉以取得完整地下岩體調查數據，以利後續本島結晶岩體穩定性評估工作之進行。

目前，我國用過核子燃料處置之推動，係依「用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修定版)」之擬定時程，切實執行境內最終處置之技術發展及處置設施的籌建工作。依據「用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修定版)」之規劃，2005年至2017年為「潛在處置母岩特性與調查評估」階段。此階段任務的2個重要里程碑為於2009年提出「我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2009報告)，以及於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(簡稱SNFD2017報告)」。原子能委員會要求SNFD2017報告應達成我國用過核子燃料處置計畫的3項階段性目標(2011年2月22日會議紀錄)包括：

- (1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；
- (2) 地質處置技術能力是否完備；
- (3) 地質處置設施長期安全性之評估。

根據SNFD2009報告的研究結果顯示：台灣地區雖處於地質不穩定帶，但活動構造、地震、火山活動及地質災害均有其侷限分布的特性；除了離島結晶岩體具備長期地質穩定特性外，本島之結晶岩體根據最新研究顯示，為臺灣地區相對穩定之地塊(台電公司，2010)。因此，在後續的潛在處置母岩調查工作中，將加強本島結晶岩體穩定性的研究，並取得其岩體規模、分布與主要構造帶延伸之進一步資訊。

在過去幾年中，台灣電力公司將潛在母岩特性調查技術之發展重點，集中於離島結晶岩體測試區之處置技術發展，期能透過各項技術的整合性驗證，取得關鍵技術的能力與成果，以及測試區的地質特性參數、構造及建構初步地質概念模式，供功能/安全評估技術發展應用，以完備現地調查至功能評估的整體作業流程。在此技術基礎上，進一步展開本島結晶岩體深層地質特性調查，並加強地殼變動(地震、斷層、抬升、沉陷、侵蝕與剝蝕等作用)、火山活動、氣候變遷與海平面升降等調查工作，以期累積本島潛在處置母岩長期穩定性評估之關鍵資訊。

本計畫後續工作規劃，依據原能會要求以日本核燃料循環開發機構(JNC)於平成 12 年完成之「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第 2 次取りまとめ」報告(以下簡稱 H12 報告；JNC, 2000a)為參考依據，持續進行本島結晶岩處置母岩特性調查，同時進行處置工程技術及變異情節之功能/安全評估技術的初步發展工作，以期達成潛在處置母岩特性調查與評估階段目標，如期於民國 106 年底提出「SNFD2017 報告」，將確認(1)我國是否有合適處置母岩，(2)我國是否已齊備關鍵處置技術。

為達成此任務，本計畫需逐步完成我國結晶岩(包含花崗岩)潛在母岩特性的調查與評估、建置深層結晶岩體地質概念模式，以及本土化變異情節之功能/安全評估技術的研發，作為撰寫 SNFD2017 報告的重要參考依據。

日本於 2011 年 3 月 11 日因宮城縣外海發生規模 9.0 大地震，此一震災與海嘯致使東京電力公司福島第一核能電廠發生核災事故，日本原子力安全保安院(Nuclear and Industrial Safety Agency)於 4 月 12 日將此事故升至國際核事件分級表第七級，此為史上第 2 個列為第七級的核事故，也是第一個發生在沿海的核事故。殷鑑於日本 311 核災，許多國家的核能發展政策，與放射性廢棄物處置策略均重新檢討。日本展開長期救災行動，根據其新聞發布顯示，將擬訂計畫於 10 年內拆除受災關廠的核電廠設施。此外，於 2014 年重組專責機構(NUMO)及研發機構(JAEA)，以期針對福島核災之救災工作，落實高

放射性廢棄物最終處置計畫時程，於 2025 年開始建造最終處置場至 2035 年運轉。

而我國亦於長期核能安全考量，均需如期推動用過核子燃料最終處置計畫，落實地質處置長程技術發展。根據已核備、公告之期程規劃，現階段尚未涉及選址作業，主管機關要求以日本 H12 報告為參考依據，在無特定場址條件下，必須於 2017 年提出提出 SNFD2017 報告，以確認國內是否具有地質處置相關技術能力。

有鑑於此，故目前在無特定場址條件下，持續進行全國環境地質(大地構造)、地質合適性調查(火山、斷層活動、地殼抬升或沈陷、氣候及海平面變遷等影響因子)並建立相關深層地質調查及安全評估技術，逐年累進成果，如期達成 2017 年階段目標。

## 2. 計畫目的

本計畫目前於「潛在處置母岩特性調查與評估」階段(2005~2017年)中，依照用過核子燃料最終處置計畫書規劃推動研發工作，現階段目標是於2017年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱SNFD2017報告)；該技術可行性評估報告，將依據未來數年內調查評估成果提出國內適合最終處置場候選場址建議調查區域，並依據調查成果評估處置關鍵技術發展之可行性，作為最終處置計畫下階段工作規劃之基礎。

根據「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」第5條(場址不得位於地表或地下水文條件足以影響處置設施安全之地區)及第6條(場址不得位於高人口密度之地區。此指人口密度高於每平方公里六百人之鄉、鎮、市、區)規定，離島結晶岩測試區因為人口密度過高，以及提供給製酒業之豐富的地下水資源，離島結晶岩測試區已被排除在候選場址的考量範圍。目前技術建置之過程，以離島結晶岩測試區之地質調查資料作為參考案例之建置資料，作為處置技術發展及測試之研究平台。

為順利達成「潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005~2017年)」之任務目標—於民國106年底提出「SNFD2017報告」，台電公司自102年度起即依照SNFD2017報告之預定章節(表2-1)中的3大工作主軸：地質環境(第3章)、處置設計與工程技術(第4章)、安全評估(第5章)，進行相關研究/調查工作之規劃，並逐年說明工作之進度與成果。

表 2-1：SNFD2017 報告預定章節

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000a)
<b>1. 台灣用過核子燃料管理策略與處置計畫</b>	<b>I. High-Level Radioactive Waste Management in Japan</b>
1.1 緣起	1.1 Utilization of nuclear energy and generation of HLW
	1.1.1 Nuclear energy production and the nuclear fuel cycle
	1.1.2 Characteristics of HLW
1.2 管理	1.2 Management of HLW
	1.2.1 Fundamental principles
	1.2.2 Selection of geological disposal
1.3 執行策略	1.3 Geological disposal program for HLW
	1.3.1 General background to research and development
	1.3.2 The second progress report on research and development for HLW disposal: H12
<b>2. 處置系統與安全概念</b>	<b>II. The Geological Disposal System and the Safety Concept</b>
2.1 各國處置系統概念概述	2.1 Worldwide evolution of the geological disposal concept
2.2 我國處置系統概念概述	2.2 The Japanese geological disposal concept
2.3 安全案例概述	2.3 Components of the safety case
	2.3.1 Definition of safety goals
	2.3.2 Demonstrating the feasibility of disposal
<b>3. 地質環境</b>	<b>III. The Geological Environment of Japan</b>
3.1 區域環境地質	3.1 Introduction
3.1.1 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性	3.1.1 The role of the geosphere in HLW disposal
3.1.2 台灣地質環境特徵	3.1.2 Geological setting of Japan
3.2 深層地質特性	3.2 Geosynthesis
3.2.1 地質圈特性對多重障壁概念的重要性	3.2.1 Characteristics of the geosphere of importance to the multibarrier concept
3.2.2 水文地質	3.2.2 Hydrogeology
3.2.3 水文地球化學	3.2.3 Hydrogeochemistry
3.2.4 核種傳輸路徑	3.2.4 Transport pathways
3.2.4.1 流通路徑的定義	3.2.4.1 Definition of flow pathways

<b>SNFD2017 報告(預定章節)</b>	<b>H12 報告章節(JNC, 2000a)</b>
3.2.4.2 流通路徑參數的定義	3.2.4.2 Definition of flow pathway parameters
3.2.4.3 基質的擴散效應	3.2.4.3 Matrix diffusion
3.2.5 岩石特性	3.2.5 Lithological properties
3.3 地質處置合適性研究	3.3 Feasibility of siting a HLW repository in Japan
3.3.1 台灣用過核子燃料地質處置之地質圈特性	3.3.1 Features of the geosphere of specific relevance to HLW disposal in Japan
3.3.2 台灣的大地構造架構	3.3.2 Tectonic setting of Japan
3.3.2.1 火山活動	3.3.2.1 Volcanism
3.3.2.2 斷層活動	3.3.2.2 Faulting
3.3.3 抬升與沉陷作用	3.3.3 Uplift and subsidence
3.3.3.1 台灣抬升/沉陷特性	3.3.3.1 Features of uplift/subsidence in Japan
3.3.3.2 剝蝕作用	3.3.3.2 Denudation
3.3.4 氣候與海平面變遷	3.3.4 Climatic and sea level changes
3.4 結論	3.4 Conclusions
<b>4. 處置設計與工程技術</b>	<b>IV. Repository Design and Engineering Technology</b>
4.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力	4.1 Objectives of H12 with respect to design and engineering
4.2 工程障壁系統與地質處置母岩的功能	4.2 Role of the EBS and the host rock in geological disposal concepts
4.3 整體處置概念	4.3 Outline disposal concept
4.3.1 工程障壁系統	4.3.1 EBS components
4.3.2 處置設施	4.3.2 Emplacement configuration
	4.3.3 The disposal facility
	4.3.4 Concept for disposal panels and panel layout
4.4 設計流程	4.4 Design methodology
4.5 影響處置概念的因子	4.5 Factors influencing the disposal concept
4.5.1 熱與放射性	4.5.1 Heat production and radioactivity
4.5.2 地質與地形條件	4.5.2 Geological and topographic conditions
4.5.3 處置母岩特性	4.5.3 Properties of the host rock
	4.5.3.1 Mechanical properties

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000a)
	4.5.3.2 Thermal properties
	4.5.3.3 Hydraulic properties
	4.5.3.4 Chemical properties
4.5.4 處置深度	4.5.4 Disposal depth
	4.5.4.1 Long-term safety
	4.5.4.2 Characteristics of the geochemical environment
	4.5.4.3 Current construction and investigation technologies
	4.5.4.4 Mechanical stability of tunnels
	4.5.4.5 Thermal stability of the EBS
4.6 工程障壁系統及處置設施的設計需求	4.6 Design requirements of the EBS and disposal facility
4.6.1 廢棄物罐	4.6.1 Overpack
	4.6.1.1 Corrosion resistance
	4.6.1.2 Pressure resistance
	4.6.1.3 Radiation shielding
	4.6.1.4 Thickness of the overpack
	4.6.1.5 Manufacture of the overpack
	4.6.1.6 Composite overpacks
4.6.2 緩衝材料	4.6.2 Buffer
	4.6.2.1 Thermal properties
	4.6.2.2 Hydraulic properties
	4.6.2.3 Mechanical properties
	4.6.2.4 Chemical properties
	4.6.2.5 Gas permeability
	4.6.2.6 Buffer specifications
	4.6.2.7 Installation and quality control
4.6.3 工程障壁的規格與配置	4.6.3 Specifications and emplacement of the EBS
4.6.4 地下設施	4.6.4 Disposal drifts and underground facilities
	4.6.4.1 Mechanical stability and dimensions of the disposal drifts
	4.6.4.2 Disposal drift spacing and waste form pitch

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000a)
	4.6.4.3 Excavation disturbed zone
4.6.5 回填與封塞	4.6.5 Backfilling and sealing
4.6.6 處置場設計	4.6.6 Repository layout
4.7 工程障壁的穩定性	4.7 Integrity of the EBS
4.7.1 再飽和特性	4.7.1 Resaturation
4.7.2 力學穩定性	4.7.2 Mechanical stability
	4.7.2.1 Rock creep
	4.7.2.2 Overpack corrosion product expansion
	4.7.2.3 Overpack sinking
4.7.3 受震穩定性	4.7.3 Seismic stability
4.7.4 氣體遷移	4.7.4 Gas migration
	4.7.4.1 Diffusion of dissolved hydrogen
	4.7.4.2 Gas migration
4.7.5 膨潤土特性	4.7.5 Extrusion of bentonite
4.8 建造/運轉/封閉技術	4.8 Construction, operation and closure
4.8.1 建造階段	4.8.1 Construction phase
	4.8.1.1 Construction technologies
	4.8.1.2 Countermeasures against perturbations
4.8.2 運轉階段	4.8.2 Operational phase
	4.8.2.1 Transportation and emplacement of waste packages
	4.8.2.2 Backfilling of the disposal tunnels and main tunnels
4.8.3 封閉階段	4.8.3 Closure
4.9 處置場營運管理技術	4.9 Technical overview of management of the disposal site
	4.9.1 Basic principle of geological disposal and international consensus on institutional control
	4.9.2 Basic concept of management of the disposal site
	4.9.3 Disposal site management and control components
	4.10 Conclusions

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000a)
5. 安全評估	V. Safety Assessment
5.1 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標	5.1 Objectives and scope of the safety assessment
5.2 安全評估方法	5.2 Safety assessment methodology
5.2.1 法規	5.2.1 The AEC Guidelines
5.2.2 安全評估的建置方法	5.2.2 Development and treatment of safety assessment cases
5.3 處置系統初始條件與安全功能	5.3 Geological disposal systems and their safety functions
5.3.1 處置系統的初始條件	5.3.1 Features of geological disposal systems
5.3.2 處置系統的安全功能	5.3.2 Safety functions and detrimental factors
5.4 參考演化	
5.4.1 開挖運轉期	
5.4.2 封閉後初始溫暖期	
5.4.3 剩餘冰河循環時期	
5.4.4 接續冰河循環期	
5.5 情節發展	5.4 Scenario development
5.5.1 特徵/事件/作用(FEPs)之選擇	5.4.1 Identification and classification of relevant FEPs
	5.4.2 Screening of FEPs
5.5.2 情節與案例定義	5.4.3 Definition of scenarios
5.5.3 基本情節	
5.5.4 替代情節	
5.6 安全評估整體模式鏈	5.2.3 Modeling strategy
5.7 基本情節評估案例	5.5 The Reference Case
5.7.1 腐蝕作用情節案例	5.5.1 Definition of the Reference Case
5.7.2 剪力效應情節案例	5.5.2 The EBS Reference Case
5.7.3 基本情節參數敏感度分析	5.5.3 The geosphere Reference Case
	5.5.4 The biosphere Reference Case
5.8 替代情節評估案例	5.6 The Alternative Cases
	5.6.1 Analysis of alternative cases within the Basic Scenario
5.8.1 擾動情節案例	5.6.2 Analysis of perturbation scenarios
5.8.2 隔離失效情節案例	5.6.3 Analysis of isolation failure scenarios

<b>SNFD2017 報告(預定章節)</b>	<b>H12 報告章節(JNC, 2000a)</b>
5.8.3 替代情節參數敏感度分析	5.6.4 Identification of key uncertainties
5.9 計算案例之整合分析	5.7 Synthesis of calculation cases illustrating overall system performance
	5.7.1 Definition of cases
5.9.1 案例分析結果說明	5.7.2 Results of cases illustrating overall system performance in different geological environments
	5.7.3 Comparison of results with overseas safety standards
5.9.2 安全指標	5.7.4 Supplementary safety indicators
5.10 安全評估的可信度	5.8 Reliability of the safety assessment
5.10.1 情節、模式、模組及資料庫的建置	5.8.1 Development of scenarios, models, codes and datasets
5.10.2 天然類比研究	5.8.2 Natural analogues
5.10.3 評估報告比較	5.8.3 Comparison with other safety reports
	5.9 Summary and conclusions
<b>6. 選址技術與安全標準</b>	<b>VI. Technical Basis for Site Selection and Development of Safety Standards</b>
<b>7. 結論與未來發展</b>	<b>VII. Conclusions and Future R&amp;D Requirements</b>
7.1 台灣地質處置之技術可信度	7.1 The technical reliability of geological disposal in Japan
7.2 未來發展	7.2 Research and development on geological disposal after the year 2000
	7.2.1 General features of research and development
	7.2.2 Strategy for R&D after the year 2000
	7.2.3 Specific goals of the R&D program
	7.3 Afterword for foreign audiences: Japanese waste management in the 21st century

### 3. 地質環境

本計畫針對地質環境所規劃之工作，除了進行「地質環境」所需調查評估技術的發展驗證，用以確認 SNFD2017 報告所需的「處置技術可行性」外，並參考日本 H12 的發展經驗，針對台灣地質環境取得評估「深層地質處置」條件的地質資訊，並加強相關地質影響因子(如火山、斷層、地震、抬升沉陷等因子)的資訊彙整研析與特性研究工作(圖 3-1)，作為整備 SNFD2017 報告所需之必要資訊。因此，「地質環境」相關研究工作規劃，依 SNFD2017 報告預定章節(表 2-1)共可分為：(1)區域環境地質、(2)深層地質特性，以及(3)地質處置合適性研究等 3 大類。

#### 3.1. 區域環境地質

區域環境地質主要係說明地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性，並以綜觀之角度，探討台灣的大地構造與地質環境特徵。日本 H12 報告對地質科學研究強調現地調查數據(井下或坑道中取得深層地質環境相關數據)，加上有關自然現象活動歷史的案例分析(JNC, 2000a, pii)。因此，本計畫參考日本 H12 報告經驗，針對 SNFD2017 報告架構規劃，亦著重於深層現地調查數據的解析，以及自然現象活動歷史的資訊收集，初步建立地質概念模式(離島結晶岩測試區)，據以發展功能/安全評估技術。

在 SNFD2009 報告中已分別針對台灣的地質環境、影響地質環境的自然變化因子，及台灣三大潛在處置母岩(花崗岩、泥岩、中生代基盤岩)的地質環境特徵，作一初步的資訊彙整(台電公司，2010, c2p4)。在本島結晶岩體方面，規劃針對地質處置合適性研究所需地質圈特性、大地構造架構、抬升與沉陷作用、氣候與海平面變遷等內容，展開 SNFD2017 報告架構所需相關調查與研發工作。以下摘要性說明 104 年度獲致成果。

### 3.1.1. 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性

日本 H12 報告指出，地質圈(處置母岩及其地質環境)的特性，除了會影響工程障壁的功能外，亦決定了地質圈能否發揮天然障壁的效能(JNC, 2000a, pii)。例如：母岩的熱與力學特性，除了與天然障壁的穩定性有關外，也會直接影響工程障壁的功能；若母岩性質不佳，將會縮短工程障壁的使用年限，處置安全也會受到影響。地下水的流動特性與化學條件，除了會影響核種在地層的遷移速率與分布情形外，亦是影響廢棄物罐腐蝕速率的關鍵因素。就地質圈能否提供天然障壁功能而言，其核種傳輸的特性顯得特別重要。

因此，地質環境若以概念模式(conceptual model)方式表現，需要整合幾項真實調查的資訊(JNC, 2000a, c3p11)，包括：

- (1) 水文地質；
- (2) 水文地球化學；
- (3) 核種傳輸路徑；
- (4) 岩石特性。

從日本 H3 報告(PNC, 1992)即開始累積地質概念模式所需資料，特別是詳細調查東濃(Tono)及釜石(Kamaishi)研究場址(這 2 個場址是為了取得一般性研究資料，而非作為處置場址)，取得的關鍵參數(包括水力梯度、地下水特性及岩層特性等)，因此確認日本於 2000 年已完備安全地質處置高階核廢料的技術能力(JNC, 2000a, pi)。目前已知各類參數因場址地點而異(site-specific)，透過概念模式的建構及相關數值模擬的資訊，可提供一個日本研究場址整合描述相關的基礎案例(JNC, 2000a, c2p1-c2p5)。本計畫於 101 年度已針對現階段處置環境調查成果，彙整結晶岩體深層地質特性(涵蓋地質圈特性、水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等)，建立完整的結晶岩體調查流程(圖 3-2)，逐年累進成果至 104 年度，提供初步概念模式架構，據以建置 SNFD2017 報告參考案例所需之現地參數彙整表，以供處置技術與工程設計、安全評估等技術發展之用，稱為 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，參見第 3.2 節說明。

### 3.1.2. 台灣地質環境特徵

台灣位於歐亞大陸板塊東緣(圖 3-3)，坐落於環太平洋構造活動帶上，因此，台灣地區的火山活動和斷層(地震)活動，皆與台灣大地構造的演化息息相關。考量 SNFD2017 報告所需之大地構造架構特性資訊與評估分析能力，104 年度進行了地體架構相關文獻資料(空間上涵蓋台灣及台灣海峽周邊海陸域資料，時間上則為板塊構造形成至現今地體架構成形之地質歷史)的蒐集與回顧，其工作成果簡述如下：

#### (1) 地體架構：

以地體構造長期演化觀點，重要更新資訊包括：國內外近來針對台灣地體構造架構研究，最新資訊顯示現在台灣東部約 13 百萬年前原本為深海環境，歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊間，存在因南中國海板塊張裂活動而漂移的微陸塊，並曾因南中國海板塊對菲律賓海板塊的隱沒作用，因而隱沒至呂宋島弧下方(Shao et al., 2015, Fig. 4)，而後在弧陸碰撞作用影響下拼貼回歐亞大陸邊緣(Lu and Hsu, 1992, p.38; Shyu et al., 2005, Fig. 3)；在弧陸碰撞發生同時，菲律賓海板塊隱沒至台灣東北部歐亞大陸的方向，在 5-8 百萬年前以往北或東北方向隱沒，而後此隱沒帶才往西遷移影響到台灣東部山區(Lallemand et al., 2013, p.61)。本計畫長期進行空中磁力探測技術及磁力與地電探測等技術發展，用以驗證台灣山區地下地質架構特性、岩層與構造空間分布與幾何關係，針對全國性岩層與構造分布受地體架構的影響，參考上述地質長期演化更新資訊，進一步探討未來地體構造演化趨勢，均可作為 SNFD2017 報告重要更新的內容。

台灣島因弧陸碰撞的造山作用而浮出海面，僅近 5 百萬年以來形成高山地形；且近 2 百萬年來受到菲律賓海板塊隱沒至歐亞大陸板塊下的影響；近年來研究普遍發現，近 1 百萬年來轉以張裂構造活動為主，台灣東北部山脈轉為沉陷盆地，並伴生火山活動(鄧屬予，2007，p.7)。對於未來地體架構演化及各類潛在處置母岩

特性的影響，需要宏觀陸海域受板塊運動控制時空演化的關係，彙整新增的資訊將了解不同地區地質環境的變遷與長期穩定性。

(2) 岩層分布：

經濟部地質調查所於 2006 至 2013 年間完成流域地質圖彙編(圖 3-4)，針對過去全國 5 萬分之 1 地質圖，各圖幅之間的接幅問題，更新了地層延伸、對比及構造延伸性等重要資訊；同時針對過去 5 萬分之 1 地質圖幅未測製之高山地區，補充地表地質調查，匯編為全島山區地層與構造分布的最新成果(地調所，2013，p14)。日本 H12 報告指出岩層與構造分布與大地構造活動息息相關。同樣宏觀台灣岩層的分布(圖 3-4)，由西到東呈現出歐亞大陸地殼東緣的大陸邊緣(圖 3-3)。由岩漿活動記錄的大地構造演化顯示，歷經白堊紀造山作用、後造山作用、非造山作用而產生被動大陸邊緣、邊緣海(南中國海板塊張裂活動；林蔚，2001，p.215)及大陸漂移(林蔚，2001，p.213；Lu and Hsu, 1992, p.38；Shao et al., 2015, Fig.4)。台灣地區中生代結晶基盤與上覆新生代以來沉積層，即可分成同張裂期(古新世至中期漸新世)、後張裂期(中期漸新世至晚期中新世)、前陸盆地期(晚期中新世至現代)地層(Lin et al., 2003, p453)。前述地層均受到中新世時，南中國海板塊對菲律賓海板塊隱沒作用(形成呂宋島弧)，以及晚期中新世以來弧陸碰撞的影響，導致目前台灣岩層分布往東增加變質度，以及構造複雜度；並以東北-西南帶狀方式，由西到東，由活動的逆衝斷層與褶皺帶(中新世至第四紀沉積層)、輕度變質的板岩帶(始新世至中新世深海地層)及變質結晶岩帶(中生代變質岩層)。這 3 個帶之間都是以主要構造帶為分界，可能是深層既有的古老斷層不斷重新活動(Byrne et al., 2011, p.217)。

西南部泥岩區潛在處置母岩，即處於活動的逆衝斷層與褶皺帶南部，特別是更新世以來前陸盆地沉陷下堆積的深海泥岩，在過去 10 年大量西南部平原區鑽井及地下水文資料，以及多次風災下引起山區崩塌地、土石流及古河階調查下，了解到此區因活動的逆衝斷層與褶皺帶而快速隆升，具有極不穩定的高抬升率及剝蝕

率，且多活動斷層及泥貫入體。相較之下，始新世至中新世堆積的巨厚泥質岩層(分布在台灣西部平原區地下 3 km 或西部麓山帶的逆衝斷層與褶皺帶)，以及雪山山脈及脊樑山脈(中央山脈東翼)的輕度變質板岩帶(圖 3-5)，均是厚數百公尺以上、大範圍分布的泥質岩層，深層地質特性方面僅可從西部麓山帶中油探勘資料及二氧化碳地質封存計畫等，獲得一些岩層分布及構造相關資訊，過去並未列入潛在處置母岩，未曾詳加調查。

(3) 第四紀構造分布：

地調所於 2010 年出版的臺灣活動斷層分布圖(圖 3-6)及相關調查成果，將過去 10 萬年內曾活動，未來可能再度活動的斷層稱為「活動斷層」；其中，過去 1 萬年內曾活動者，為第一類活動斷層；在過去 10 萬年至 1 萬年內曾活動者，為第二類活動斷層。存疑性活動斷層，則是指過去 500,000 年有活動，但不確定過去 10 萬年內是否有活動的斷層。目前研究顯示台灣共有 33 條活動斷層，歸屬於第一類活動斷層有 20 條(地調所，2010)，目前地調所針對地質敏感區的劃定，陸續發佈活動斷層敏感區的詳細調查結果，對於受活動斷層影響範圍提供最新研究成果。

因高放計畫地質處置考慮時間尺度為百萬年，因此存疑性活動斷層或第四紀曾活動的斷層均可納入考量，提供未來評估所需。宏觀第四紀斷層分布，根據現有調查資料確認的第四紀斷層帶，以台灣西部沉積層及西南部泥岩層最多，其次為東部中南段海岸山脈與中央山脈間的花東縱谷地區。其他潛在處置母岩分布地區，如離島結晶岩區、台灣海峽中生代基盤岩區及東部結晶岩區，目前均無確認可增列活動斷層的調查結果。

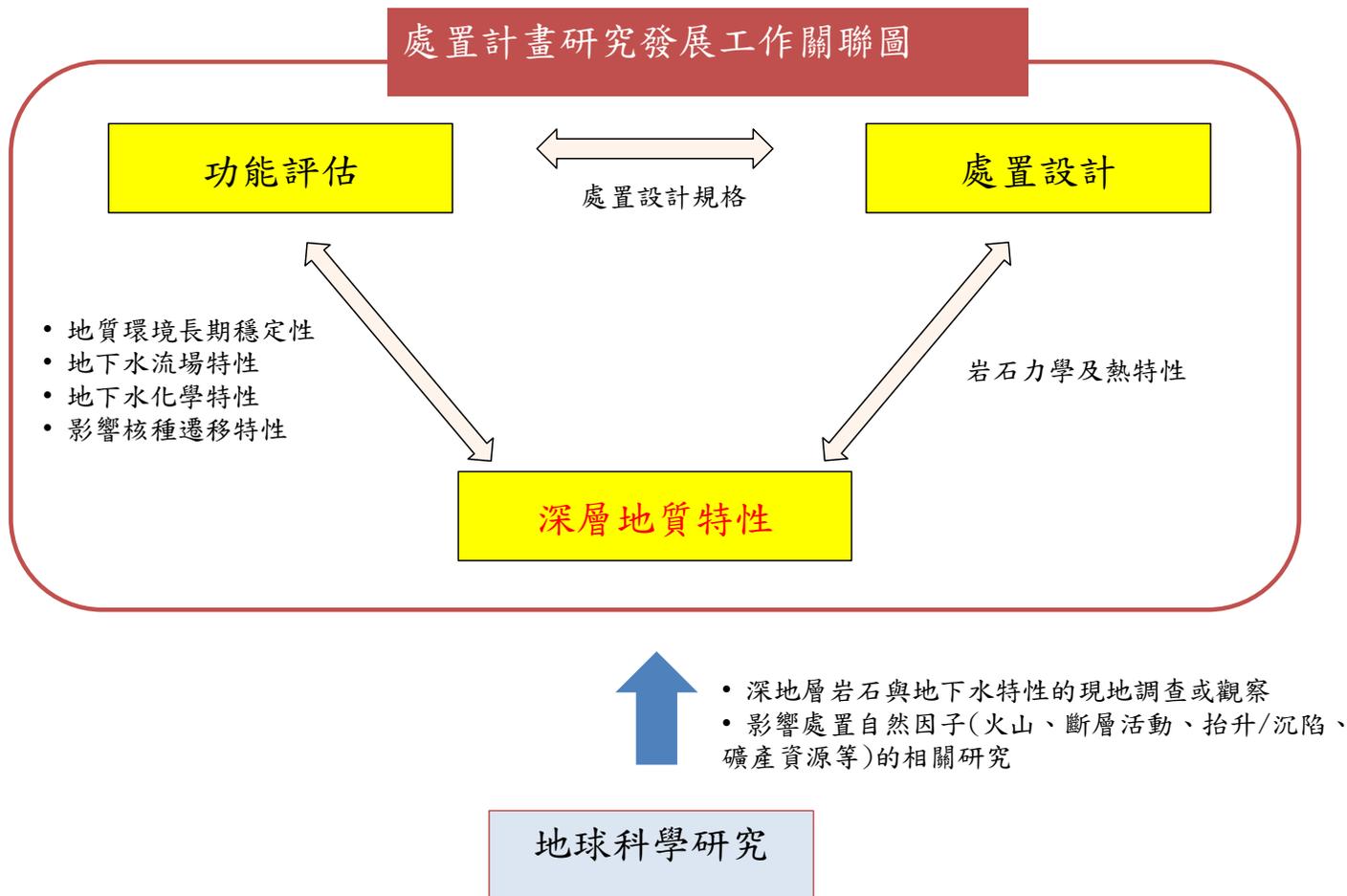


圖 3-1：地質環境研究與地質處置技術發展關係

註：修改自 JNC (2000a, supporting report I, Figure 1.3-1)

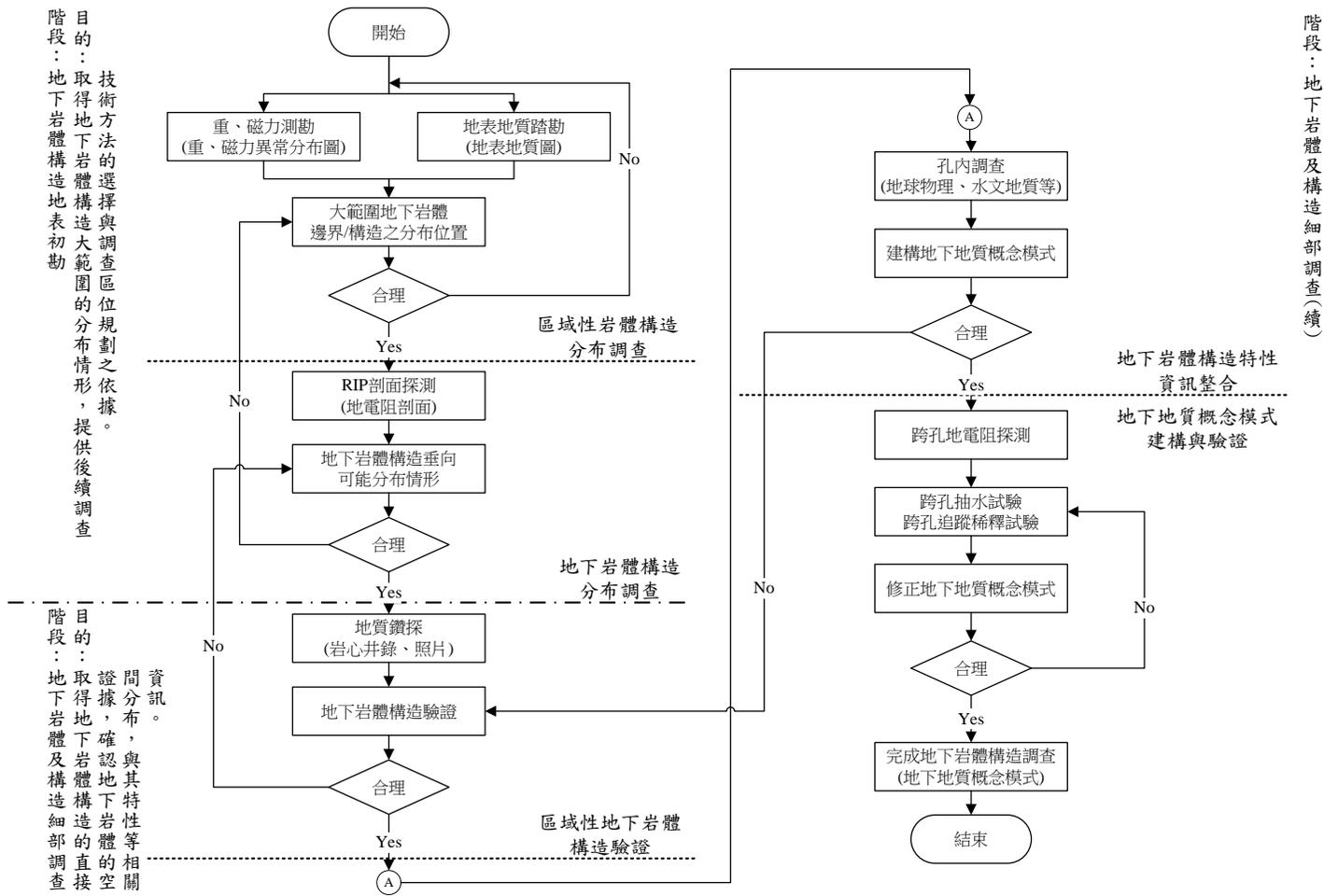


圖 3-2：結晶岩體深層特性調查與解析流程

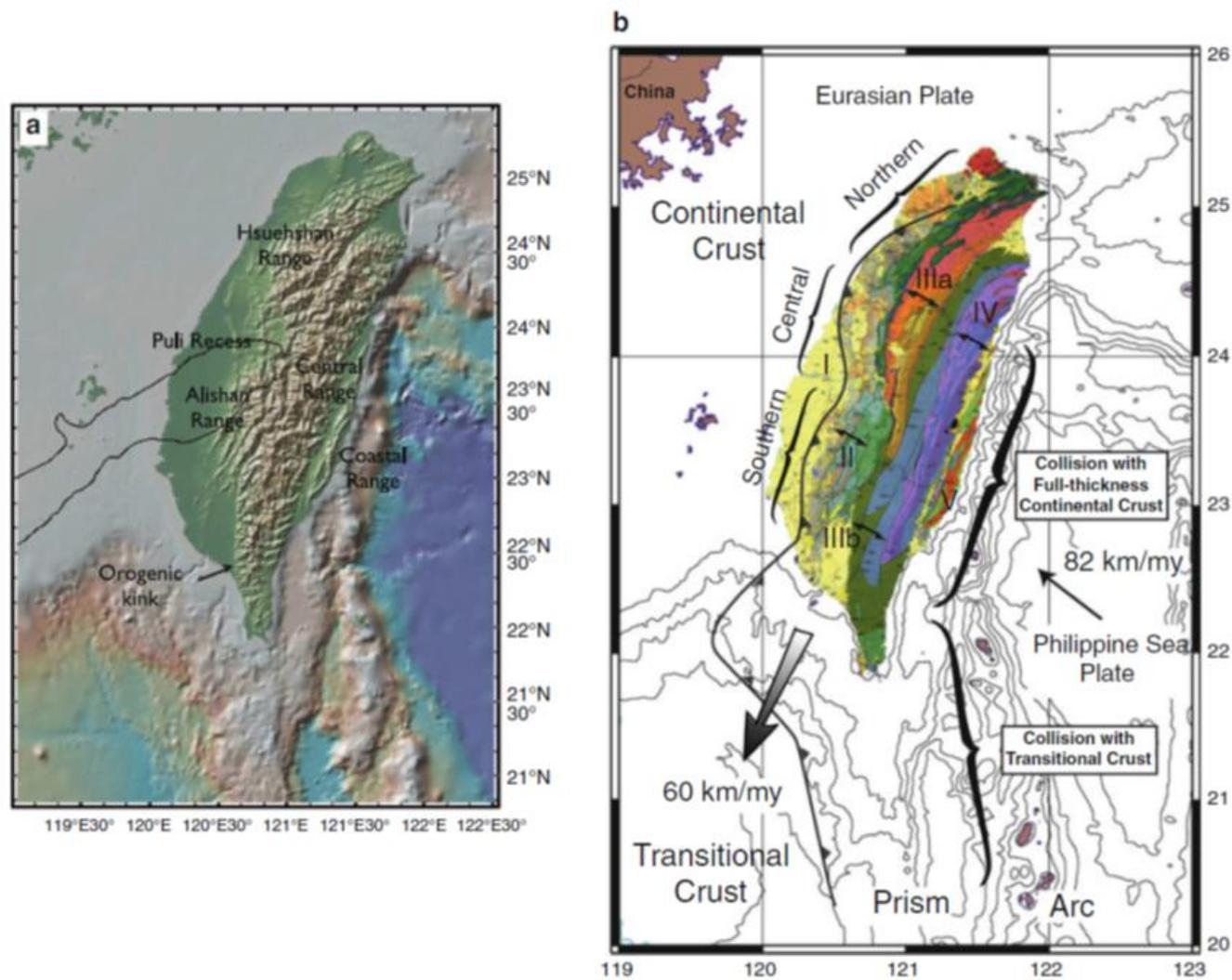


圖 3-3：台灣地形與地質圖

說明：摘自 Byrne et al. (2011, Figure 8.2)。 (a)地形圖；(b)地質圖(根據地調所 2000 年版 50 萬分之 1 地質圖，顯示鄰近大地構造變動的關係)

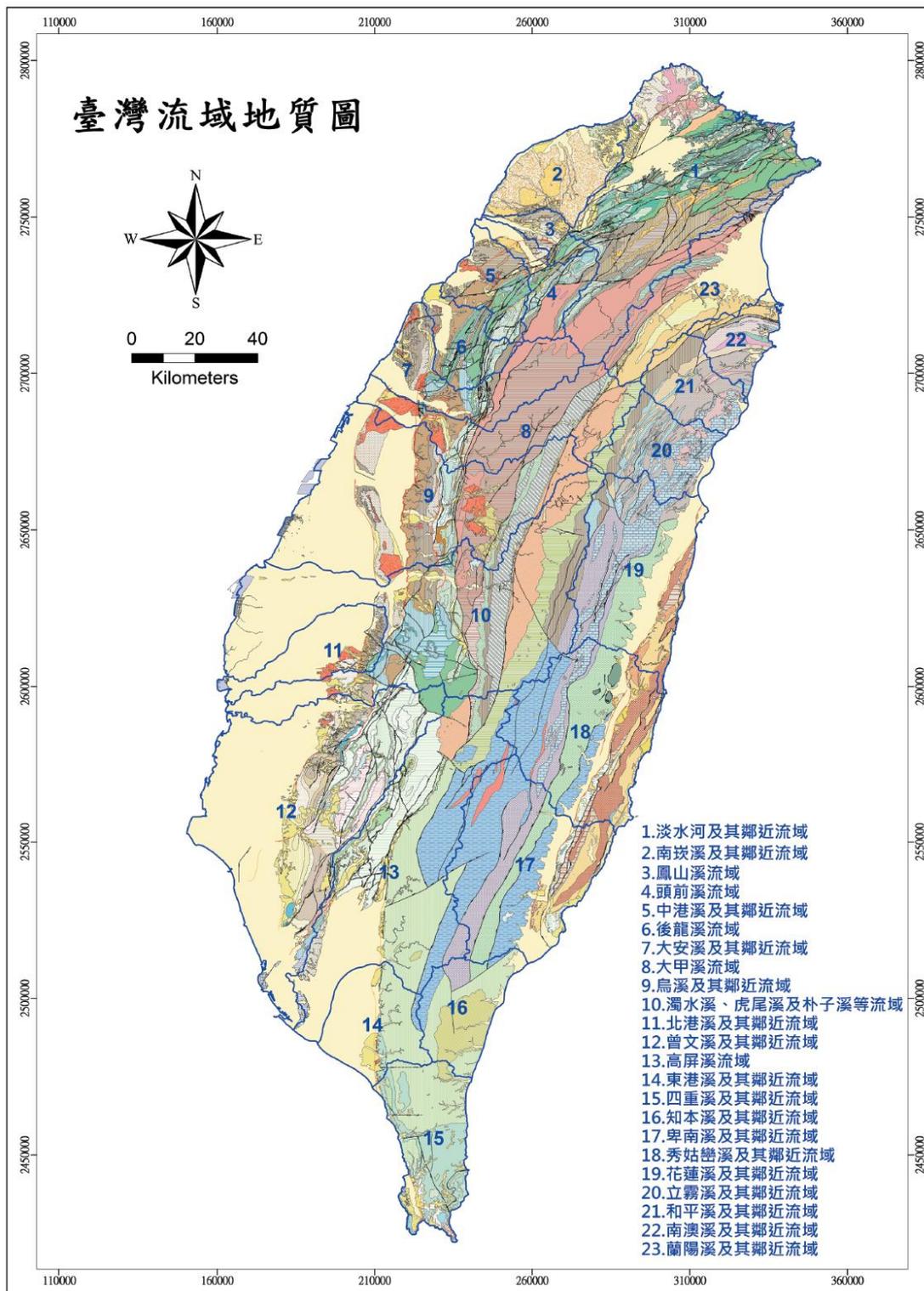


圖 3-4：台灣流域地質圖

說明：摘自地調所(2013，p17)

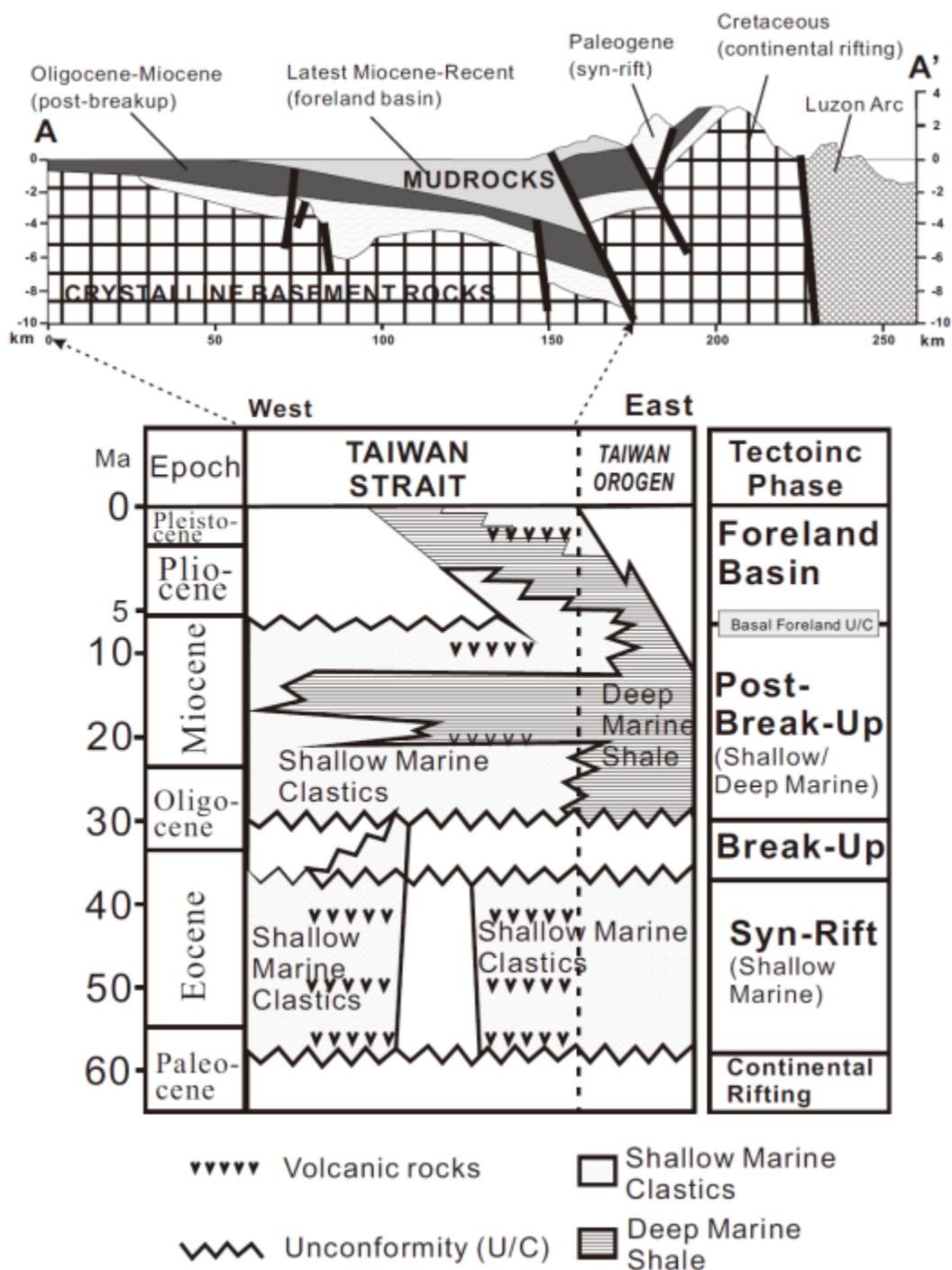


圖 3-5：台灣潛在處置母岩分布及大地構造演化關係

資料來源：修改自 Lin and Watts (2002, p455), Lin et al. (2003, p458)。

註：AA'剖面呈現弧陸碰撞的大地構造模式，解釋台灣地層與構造變形帶及弧前盆地形成機制(Lin and Watts, 2002, 455)。

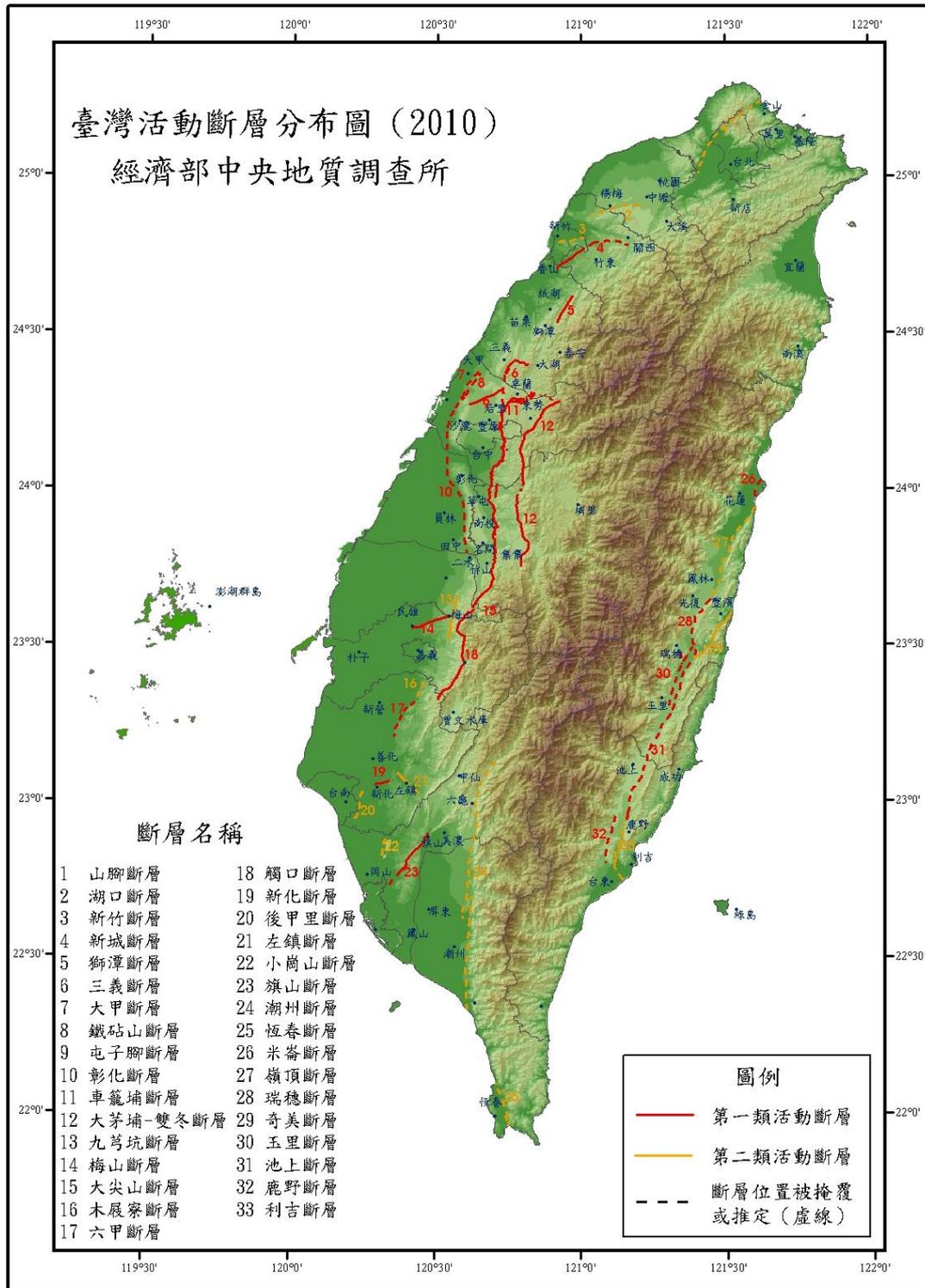


圖 3-6：台灣活動斷層分布圖

說明：摘自地調所(2010)

### 3.2. 深層地質特性

在「深層地質處置」概念中，主要的處置設施將建構於遠離人類生活環境的深地層中，因此，如何掌握與建構深地層母岩周圍的岩石特性與構造空間分布的地質概念模式，是處置研究工作的首要任務，亦是探討水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等，與相關地質環境特性的關鍵性基礎工作。

根據主管機關 104 年 5 月針對台電公司「用過核子燃料最終處置計畫 103 年執行成果報告」之審查結果報告議題 3：「有關計畫場址特性調查技術研究成果(如深層地質特性、鑽探與井測、水文地化...等現地調查資料)應以水文地質模式加以整合以利判釋，並應回饋於設施設計與安全評估等工作，另台電公司應加強國際技術合作管道，請國外核廢料專責單位或專家審視以提升計畫成果品質及公信力」。為因應主管機關之審查要求，台電公司與日本 NUMO、瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 等專責機構，建立國際合作與技術交流平台。首先，於 104 年成果報告中，完成 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，並透過國際交流機會，將 104 年度水文地質模擬成果，與美國勞倫斯柏克萊國家實驗室(Lawrence Berkeley National Laboratory, LBNL)水文地質專家進行水文地質概念模式的模型正確性比對工作。

#### 3.2.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性

地質圈(處置母岩及其地質環境)的特性，除了決定天然障壁對核種的遲滯功能外，亦會影響工程障壁的性能(JNC, 2000a, c2p2)。例如：母岩的熱與力學特性，除了與天然障壁的穩定性有關外，也會直接影響工程障壁的功能；若母岩性質不佳，將會縮短工程障壁的使用年限，處置安全也會受到影響。同樣地，地下水的流動特性與化學條件，除了會影響核種在地層的遷移速率與分布情形外，亦是影響廢棄物罐腐蝕速率的關鍵因素。當然，處置母岩所面臨的大地構造活動、抬升與

沉陷、氣候與海平面變遷等地質環境特性，均對遲滯核種傳輸的多重障壁功能，具有關鍵的影響性。

人類的技術有限，工程障壁有一定的使用年限，一般而言，數百至千年尺度，已是人類現今的極限。但穩定的深層地質環境所形成的天然障壁，由諸多已知的地質證據，顯示其功能性可能維持到百萬年尺度以上。天然障壁的地質圈特性係為自然環境生成，無法強求，而地質特性資訊，因地而異且不確定性高，因此，地質圈特性的調查與評估，是各國放射性廢棄物深層地質處置的關鍵課題。

日本 H12 報告特別歸納出「地質圈特性對多重障壁概念的重要性」有 3 點(JNC, 2000a, c3p3)：

- (1) 在一段足夠長的時間裡，在物理上能使用過核子燃料受到隔絕，並讓用過核子燃料與人類生活圈之間維持足夠的距離。為了達到此一目的，處置場必須選擇適當的地點，並具有足夠的深度，以確保自然現象或人類侵入活動(在資源開挖過程中)，不會使處置場或處置母岩的功能有明顯破壞。
- (2) 應該要維持處置環境能夠彰顯工程障壁的功能。地下水化學及母岩化學特性，以及緩慢的地下水流動都會影響工程障壁系統的功能，要讓合適的條件能維持足夠長的時間。
- (3) 地質環境將扮演核種遷移的天然屏障。甚至在核種外釋的情況下，自工程障壁遷移至地質圈裡，在岩層的傳輸路徑裡，受到緩慢的地下水流影響，以及與礦物反應而發生遲滯作用，都會導致遷移作用受到限制。同時，天然障壁的功能也有助於核種在地下水中發生分散與稀釋作用。

就選址條件的科學考量，日本 H12 報告強調：潛在合適性的處置母岩，應該位於大地構造演化上足夠穩定的地質環境。此一要求不意味著地質環境在未來一段地質時間裡全然不會改變，足夠穩定表示的意思是無論條件如何變動，對多重障壁的功能並無顯著的影響，即使未來大地構造的影響外，還會疊加氣候變遷的影響(JNC, 2000a, c3p3)。

地質圈在地質處置選擇上扮演重要角色，Alexander and McKinley (2007, c3p53)指出地質處置場由設置在天然的地質障壁中之一系列工程障壁所組成。此天然障壁值得注意的地方在於，地質岩層能呈現的穩定性，遠超過長半衰期的核廢棄物放射性衰變到可忽略地步所需的時間。這樣的地質環境穩定可以從天然類比的案例得到支持，由 Miller et al. (2000, c3p56)的研究探討處置場的化學變化，很多地方與自然界中存續超過數億年的鈾礦體非常相近。自從 NAS/NRC (1957, p4-5)認為泥岩、蒸發岩及結晶岩 3 種主要的母岩有利於高階核廢棄物地質處置，迄今這樣的母岩還是各國地質處置技術發展的對象；尤有甚者，目前考量障壁的各種狀況，整個地質環境需要以地質概念模式(geosynthesis)的方式加以檢驗。

日本 H12 報告指出地質圈(處置母岩及其地質環境)的特性，除了會影響工程障壁的功能外，亦決定了地質圈能否發揮天然障壁的效能(JNC, 2000a, c2p2)。該報告為了將地質環境以概念模式(conceptual model)方式表現，從東濃(Tono)及釜石(Kamaishi)地下實驗室整合數項真實調查的資訊(JNC, 2000a, c3p7)。日本 H12 報告以結晶岩現地試驗獲得的深層特性參數，完成參考案例並據以進行安全評估技術建立。迄今日本 NUMO 將不針對特定場址，規劃於 2016 年提出日本的安全案例，亦是將結晶岩現地數據作為安全案例技術發展的基礎。有鑑於不同母岩選擇的處置概念不同，就會有不同的工程設計與安全案例；未來日本提出候選場址時，不論何種母岩均是用相同的調查與評估技術來完成其安全案例。

本計畫亦以十餘年時間建立現地調查深層地質特性的技術，比照日本技術發展要求建立了結晶岩質潛在處置母岩深層特性調查與解析流程(圖 3-2)，將可應用於其他潛在處置母岩的特性調查上，產出地質概念模式必要之參數，關鍵項目包括：(1) 水文地質；(2) 水文地球化學；(3) 核種傳輸路徑；(4) 岩石特性，104 年度成果概要說明於下列各節。據以建置 SNFD2017 報告參考案例所需之現地參數彙整表，稱為 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，提供處置技術與工程設計、安全評估等技術發展之用。

### 3.2.2. 水文地質

在「深層地質處置」概念中，地下水的流動特性，是影響核種在地層遷移速率與分布的主要因子。一個具有緩慢地下水流(通量)的深層地質條件，使核種在地層的遷移速度低，是考量處置場功能優劣與否的關鍵因子(JNC, 2000a, c3p8)。然而，深層地下水的流動特性，不同地區均有其獨特的特性，且深層水文地質資訊普遍缺乏。因此，在處置場址未定之前，世界各國主要將心力集中於相關深層水文特性調查與資料解析技術的發展，以因應場址調查階段對掌握深層水文地質特性的需求。

有鑑於此，本計畫在 1999 至 2010 年間，於離島結晶岩體建置 6 口深度均超過 500 m 之鑽井，用以進行深層地質相關調查技術之發展，迄今已完成建置我國地質處置技術發展之參考案例，作為 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，如圖 3-7 所示，將深層地質特性以地質概念模式及參數化的方式呈現，包含地形、岩性種類、地質構造及相應的水文地質、水文地球化學、岩石力學及裂隙特性等參數，提供處置技術與工程設計、安全評估等技術發展之用。

核種在母岩中的傳輸行為，雖會經歷遲滯與稀釋，以延緩核種到達生物圈的時間與降低活度，但若沒有詳細評估類似裂隙所形成的快速通道，將有可能低估核種劑量，造成安全上的疑慮；但相對地，若過於保守進行評估，則可能大幅提高處置成本，不論就安全面與經濟層面來看，都是不利的因素。因此各國在進行處置安全評估時，評估地下水流動狀態都視為主要工作重點(JNC, 2000a, c5p3)。

模擬地下水流建構的地質概念模式，需根據現地調查資料，以過去建構二維模擬技術基礎的 C-C'剖面上，針對可能遭遇之地質構造，包括太武山斷層以及輝綠岩脈，進行更進一步的模擬技術發展。太武山斷層為主要導水裂隙帶，而輝綠岩脈在離島結晶岩測試區東部分布甚廣，為主要高角度的阻水構造。輝綠岩脈以岩脈群(dike swarm)的產狀，普遍出露在裂隙發達的地區，大多為北北東至北東走向，沿高

角度裂隙帶侵入到花崗岩質基盤中，截切過田埔花崗岩及其晚期分異岩類的偉晶花崗岩脈及細晶岩脈，故可推定屬於最後一期的侵入活動。輝綠岩脈的侵入年代為 92-76 Ma，多伴生在田埔花崗岩侵入後所形成的冷卻節理中(林蔚等，2011, p22)，主要位態為 N30°E/80°N (林蔚等，2007, c4p8)。輝綠岩脈滲透性甚差，可能形成水流的不透水構造，此類岩脈群約 1 km 間隔內，即會出現一或數個岩脈群。

表 3-1 與表 3-2 為本研究數值模式所使用資料的彙整表。圖 3-8 為數值模型所模擬之構造與邊界示意圖，其中：

- (1) 紅色虛線(圖 3-8a)為模型範圍，長度延伸 14 km，包括陸域及部份海域，其中陸地涵蓋的範圍約 12 km。
- (2) 黑色虛線(圖 3-8a)，為研判之太武山斷層位置，位態 N64°E/70°N，鄰近 KMBH01、KMBH02 及 KMBH04 鑽井；黑色實線，為模型中考慮之輝綠岩脈位置，位態 N30°E/80°N。
- (3) 整個 2D 模型範圍(圖 3-8b)，X 方向寬度為 14 km，Z 方向厚度為 2 km，+Z 代表海平面以上，-Z 則代表海平面下。地形表面高程差，將影響地表水流方向，故模型地表高程採用美國地質調查所下載太空梭雷達測地任務(Shuttle Radar Topography Mission, SRTM)之數值資料進行轉繪。
- (4) 在數值模型中(圖 3-8c)，各地質單位的命名及特性說明如下：
  - (a) F1 單元：太武山斷層命名為 F1，位態 N64°E/70°N，假設 F1 在垂直方向穿過整個模型，斷層寬度 200 m。
  - (b) F2 單元：在本計畫過去研究中，太武山斷層研判有一分支裂隙，此裂隙為西北東南走向，位態判斷為 N80°W/50°S (林蔚等，2012, c4p71)。F2 在深度約 350 m 處與太武山斷層交錯，在數值模型一併考慮，F2 斷層寬度假設為 20 m，其水文地質特性(孔隙率、滲透率等)則假設與太武山斷層(F1)相同。
  - (c) Dx 單元：Dx 代表輝綠岩脈群，共 14 條，分別依序命名為 D1-D14，輝綠岩脈位態 N30°E/80°N，間距 1 km，岩脈群的寬度 100 m，其垂向延伸貫穿整個模型。

- (d) Rx 單元：Rx 代表岩體，R2 代表太武山岩體，R1 與 R3 分別代表不同的花崗片麻岩體，其水文地質特性假設與 R2 相同。
- (e) 簡言之，整個模型區分為，R1、R2 以及 R3 代表完整岩體，F1 與 F2 為斷層與裂隙，D1 至 D14 為輝綠岩脈。

在數值模擬中，採用的是等效連續多孔性介質法，同一地質類型視為均質材料，包括岩體、輝綠岩脈以及斷層與裂隙皆以此法處理。模型範圍內之溫度、壓力條件之計算，假設地下水流皆為液相，並使用靜水壓力計算水壓；模型運算使用等溫模式，這裡所指的等溫模式，非指模擬範圍為同一溫度，而是指不同介質間，熱量交換量甚小，不至於影響各網格初始計算的溫度，各網格根據地溫梯度計算不同深度處初始溫度。

本工作亦利用國際交流機會由 LBNL 專家進行模型正確性比對，根據前一節所述之概念模式以及本計畫使用的水文地質數據(但不考慮 F2 裂隙)，以專業判斷進行模型建立與運算，並與本計畫建立之模型運算結果進行比對。

在運算模組選擇方面：雙方均採用 TOUGH2 之 EOS3 模組，EOS3 可以處理水及空氣兩個組份，是 TOUGH2 中被使用最廣泛的模組。首先計算每個網格的初始條件，也就是計算每個網格的溫度與壓力值，參數引用表 3-1 與表 3-2；裂隙、岩脈等構造視為等效孔隙介質。

在模型網格建置方面：

- (1) 本計畫模型網格切割採用 mView 軟體(Version 64 Vista 4.21A, Geofirma engineering, 2002-2013)，模型區域考慮陸海域範圍共 14 km，水平與垂直方向皆採不等間距方式切分網格，總共使用 65,960 個網格，其中水平方向有 776 個切割，垂直方向有 85 個切割。
- (2) LBNL 模型網格切割亦採用 mView 軟體(Version 64 Vista 4.20J, Geofirma engineering, 2002-2013)，模型區域考慮陸地範圍 12 km，網格解析度略粗於本計畫模型，水平方向等距 20 m，垂直方向共進行 25 個剖分，網格總數 15,000。

圖 3-9 為計算結果經後處理後，以 TECPLOT360 軟體繪圖，繪製兩個模型的地下水流之流速與流向圖，比較如下：

- (1) 由計算結果顯示最高與最低流速相差極大，且因網格密度高，難以用一般的流速向量箭頭表示；因此，經數據處理後，圖中灰階顏色越深者，表示水流速度越慢，但箭頭符號僅代表流向，不代表流速大小。
- (2) 表 3-3 挑選各地質材料中的數個網格，進行垂直與水平方向的流速比對(表 3-4)，比對結果，可發現差異甚小，顯示本計畫已具備獨立建置模型之能力。

根據本計畫過去研究指出，在 KMBH01、KMBH02、KMBH04 深度約 350 m 處，遭遇一位態 N80W/50S 裂隙，裂隙寬度估計約 8~15 m，推測為太武山斷層分支裂隙。有鑑於此一構造對水文地質流場的影響需建立評估技術，以加強網格細緻度至足以展現分支裂隙構造。特別是在分支裂隙區域，須將網格地質材料做修正，靠近分支裂隙附近網格如圖 3-10 所示，以符合裂隙水文地質特性需求。在前述技術基礎上，計算結果經過後處理擷取數據後，以 TECPLOT360 軟體繪圖，由圖 3-11 中可以看出，太武山斷層中水流會與分支裂隙中水流產生交換，兩構造中的水流方向無一定趨勢。以安全評估角度來看，若太武山斷層假設為一可能的放射性核種遷移路徑，則分支裂隙亦可能形成放射性核種傳輸的另一通道，若此分支裂隙延伸到地表，則有到達生物圈的可能性。

後續年度將繼續與國外研究機構合作，以三維模擬參考案例之需求，進行水文地質數值模型與地下水流場建構技術相關的研究。已規劃於 105 年度透過瑞典 SKB 進行的技術交流，針對參考案例探討地下水文地質的三維數值模型相關技術，雙方針對地下水流與傳輸現象進行模型正確性比對，藉以探討參考案例中結晶岩緻密岩性、導水裂隙帶與高角度岩脈群等，對深層水文地質特性長期演化的影響。

表 3-1：參考案例 C-C'剖面數值模擬所需主要環境參數列表

	調查數值範圍	參考數值 <sup>1</sup>	資料來源 <sup>2</sup>
地下水位面溫度(°C)	23.4至23.9	23.5	SNFD-GEL-90-290, ac2p79, ac2p82
地溫梯度(°C/100 m)	1.5至1.8	1.7	SNFD-GEL-90-290, ac2p79, ac2P82
地表壓力(Pa)	NA	1.01E+05	NA
地表風化層厚度(m)	5至90	50	SNFD-EEL-90-270, c4p3
平均雨量(mm/year)	650至1,650	1,080	SNFD-EEL-90-270, c3p11
平均入滲量(mm/year)	-80至190	45	SNFD-EEL-90-270, c3p11

註 1： ac2p79 is read as appendix (appendix, a) chapter 2 (chapter, c) page 79 (p79)

註 2： 欄位中“參考數值”，為基本模型中使用參數值

註 3： 引用資料，以報告代號代替作者

註 4： NA 表示本計畫無調查數據，參考數值採用合理假設值

表 3-2：參考案例 C-C'剖面數值模擬所需主要水文地質參數列表

	岩石密度(kg/m <sup>3</sup> ) 調查數值範圍/參考數值	孔隙率 調查數值範圍/參考數值	滲透率(k, m <sup>2</sup> × 10 <sup>-15</sup> ) 調查數值範圍/參考數值	熱傳導係數(W/m·°C) 調查數值範圍/參考數值	比熱(J/kg·°C) 調查數值範圍/參考數值
風化層	NA/2000	NA/0.2	100至10,000/1,000 (SNFD-EEL-90-270, c4p5)	NA/2.0	NA/800
花崗岩	2620至2680/2650 (SNFD-GEL-90-290, c4p37)	0.0038至0.0079/0.005 (SNFD-GEL-90-290, c4p37)	0.001至0.1/0.01 (SNFD-GEL-90-290, c4p37)	2.3至3/2.5 (SNFD-EEL-90-275, c2p13)	730至903/800 (SNFD-EEL-90-275, c4p5)
斷層帶	NA/2650	0.0001至0.00001/0.0001 (SNFD-GEL-90-290, c3P51)	1.0至10,000/100 (SNFD-GEL-90-290, c4p37)	NA/2.0	NA/800
輝綠岩脈	NA/2650	NA/0.005	NA/0.001	NA/2.5	NA/800

註 1： 欄位中“參考數值”，為基本模型中使用參數值

註 2： 引用資料，以報告代號代替作者

註 3： NA 表示本計畫無調查數據，參考數值採用合理假設值

表 3-3：模型正確性比對案例，挑選網格之水流速度值比對

Vh (TPC)	Vh (LBNL)	Vv (TPC)	Vv (LBNL)
Regolith (~40 m)			
1.01E-06	9.03E-07	1.12E-08	1.45E-08
-2.01E-06	-1.96E-06	-9.38E-08	-9.49E-08
1.55E-06	1.51E-06	9.85E-09	-3.67E-09
Dyke (-50 m至-500 m)			
4.35E-13	5.15E-13	4.13E-13	1.40E-13
1.26E-13	-2.59E-12	1.41E-13	1.66E-13
1.30E-13	-8.61E-14	-7.31E-14	-6.68E-14
Granite (-500 m)			
-2.89E-10	-3.42E-10	-1.49E-10	-2.32E-10
-1.29E-11	-2.60E-11	1.71E-11	-2.93E-11
8.56E-11	9.83E-11	-1.73E-11	-2.02E-11
Fault (-500 m至-700 m)			
2.19E-08	1.92E-08	5.63E-07	2.16E-07
3.45E-08	3.81E-08	6.13E-07	1.03E-07
-4.63E-08	3.57E-08	2.07E-07	1.23E-07

註： Vh: flow in the horizontal direction; Vv: flow in the vertical direction (unit m/s)

表 3-4：縮小尺度案例挑選網格之水流速度值比較表

Element ID	Vh (Case1)	Vh (Case2)	Vv (Case1)	Vv (Case2)
Regolith (~40 m)				
24152	-3.85E-08	-3.85E-08	6.12E-08	6.12E-08
24249	5.91E-07	5.91E-07	-4.93E-08	-4.93E-08
24421	5.49E-07	5.49E-07	-1.69E-08	-1.69E-08
Dyke (-50 m至-500 m)				
20795	5.42E-13	5.42E-13	1.09E-13	1.09E-13
12907	1.23E-12	1.23E-12	1.39E-13	1.39E-13
7640	2.06E-12	2.06E-12	-4.24E-13	-4.24E-13
Granite (-500 m)				
7352	-1.23E-12	-1.23E-12	7.77E-12	7.77E-12
7468	1.27E-10	1.27E-10	-3.76E-11	-3.76E-11
7701	-2.88E-10	-2.88E-10	3.58E-11	3.58E-11
Fault (-350 m)				
12940	1.84E-05	1.84E-05	1.31E-05	1.31E-05
12420	6.12E-06	6.12E-06	-4.20E-07	-4.20E-07
12430	2.91E-06	2.91E-06	2.40E-06	2.40E-06

註： Vh: flow in the horizontal direction; Vv: flow in the vertical direction (unit: m/s)

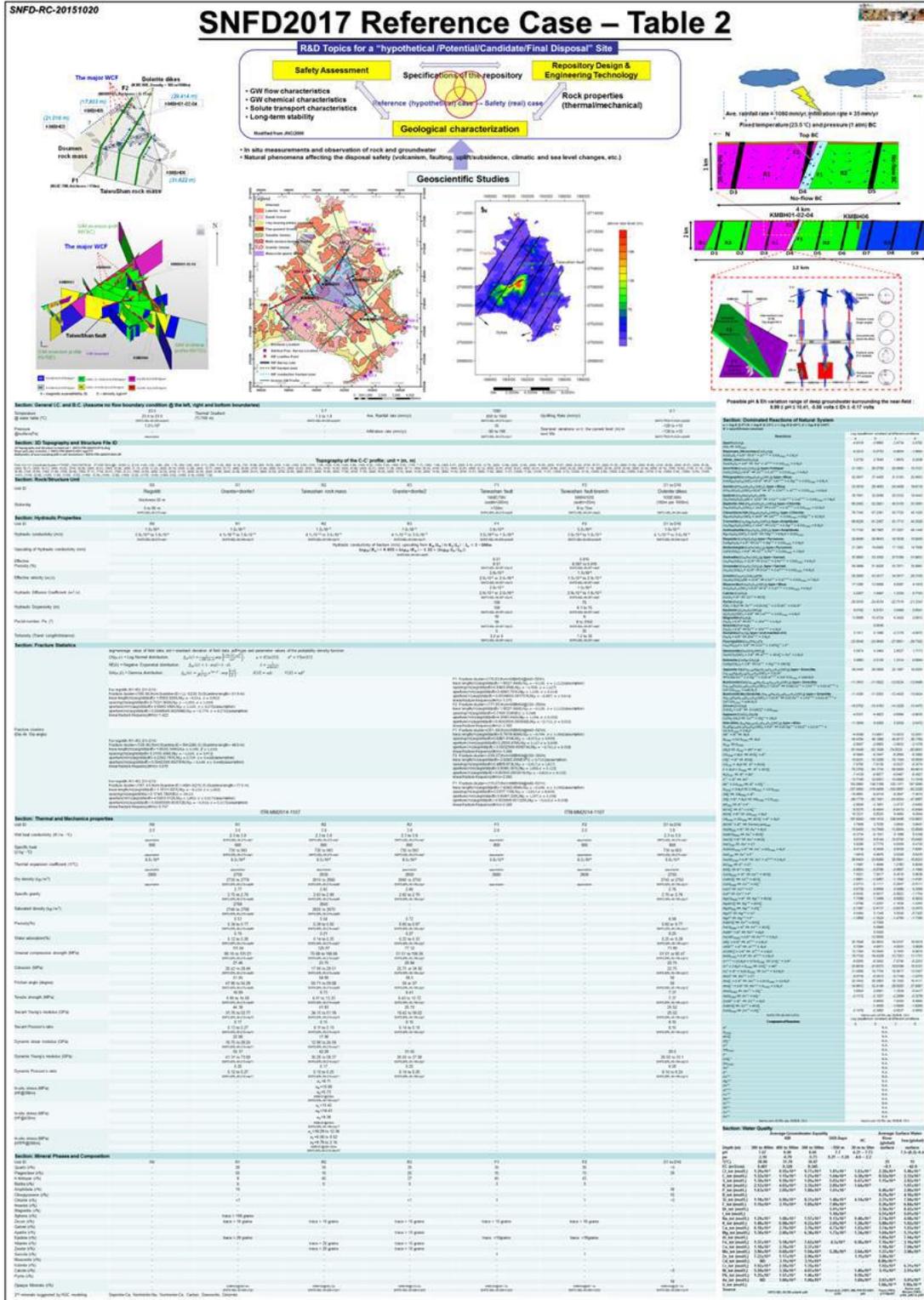
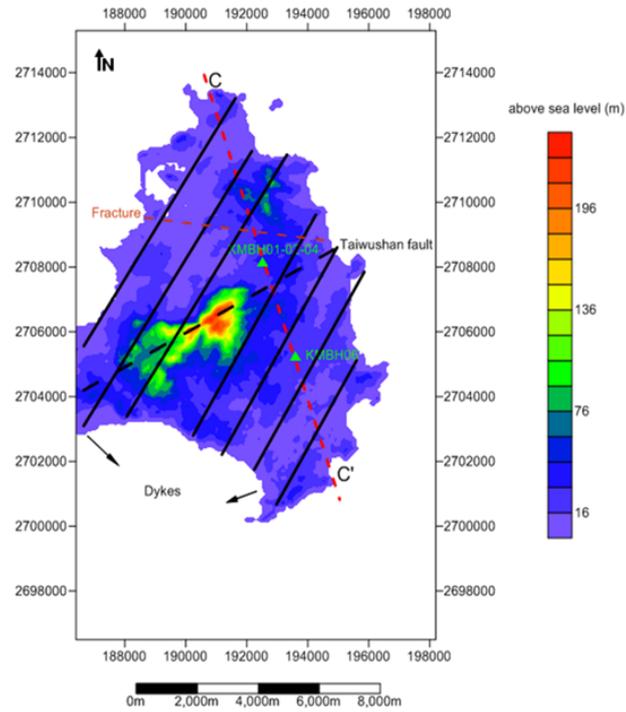
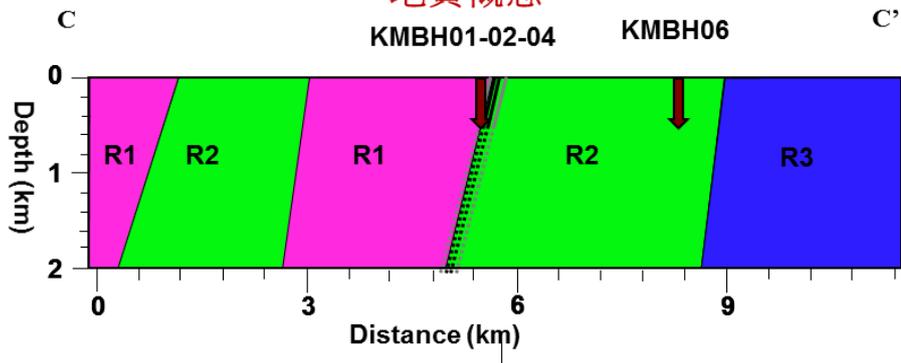


圖 3-7：SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)



地質概念



數值模型設計

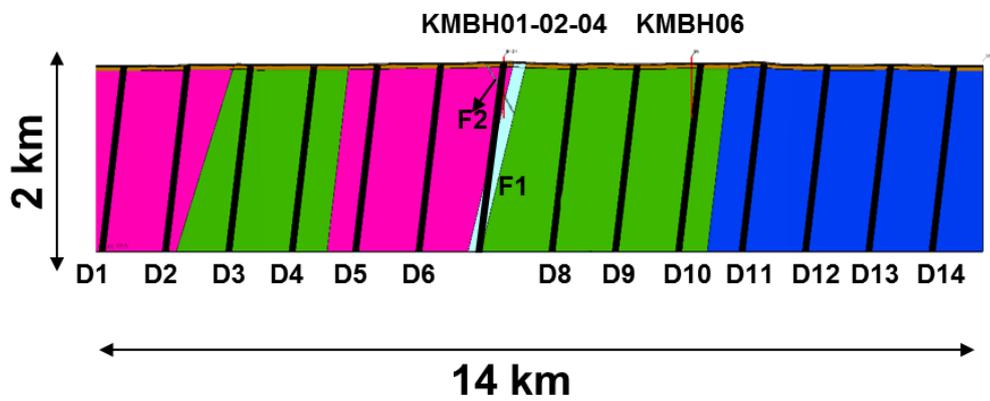


圖 3-8 : C-C'剖面 2D 數值模型主要構造與邊界示意圖

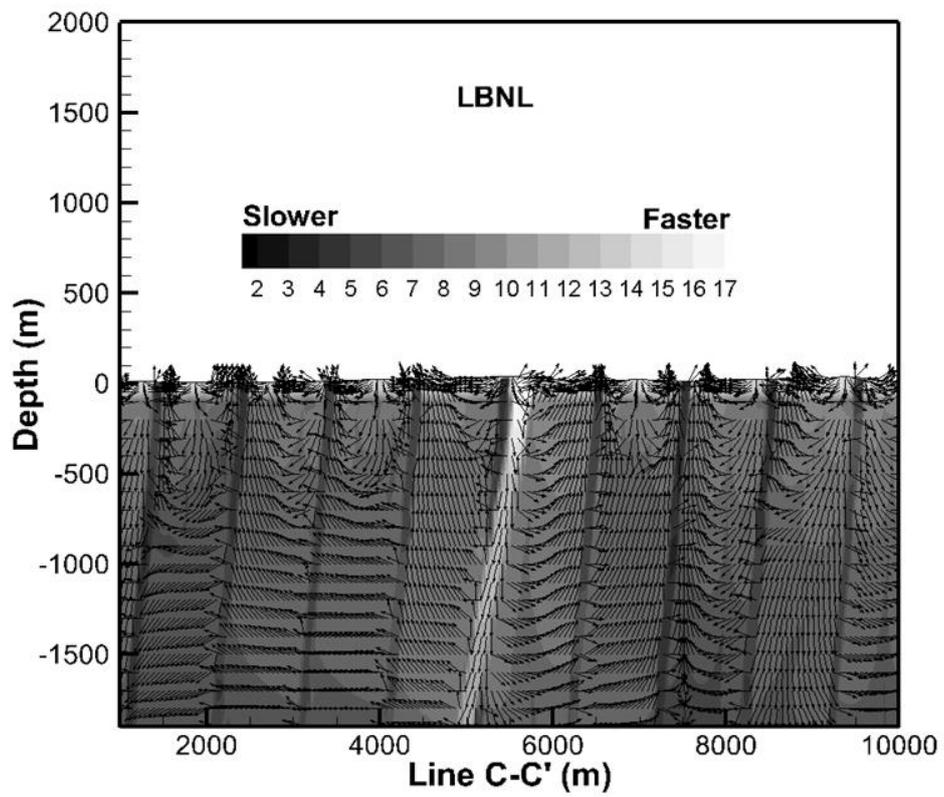
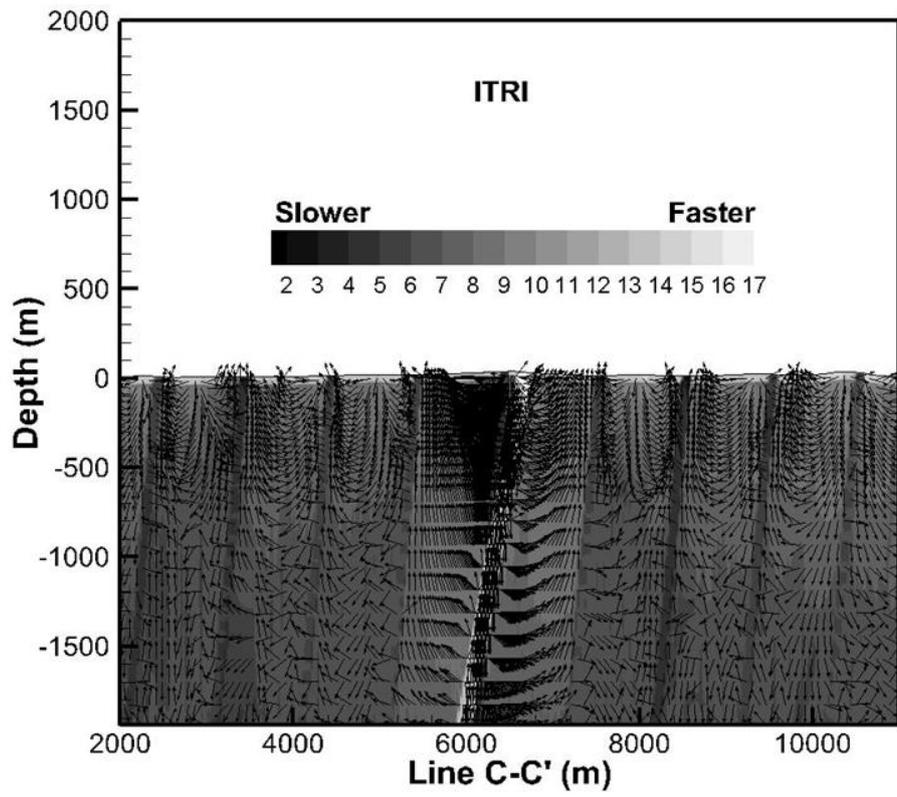


圖 3-9：模型正確性比對，地下水流速與流向圖

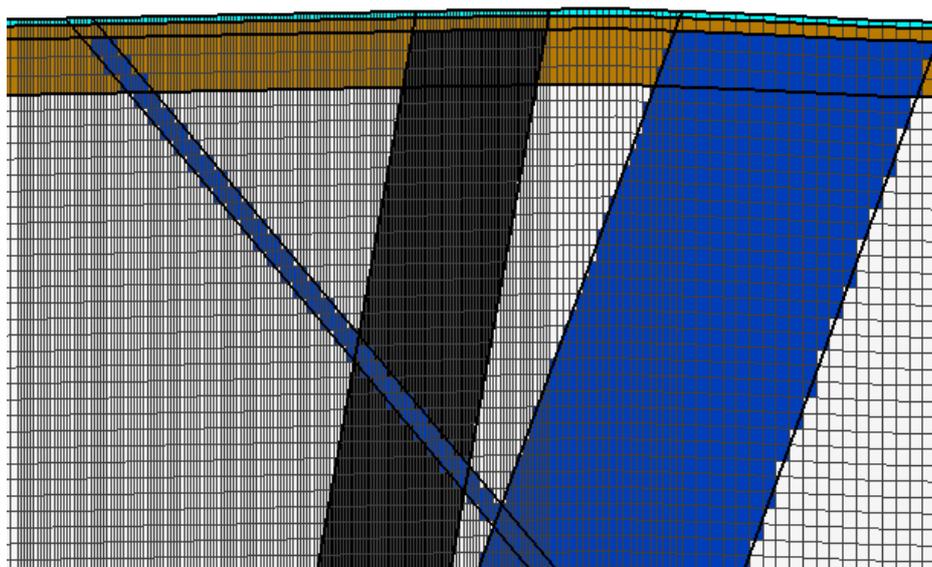


圖 3-10：太武山斷層分支裂隙模型之局部網格規劃示意圖

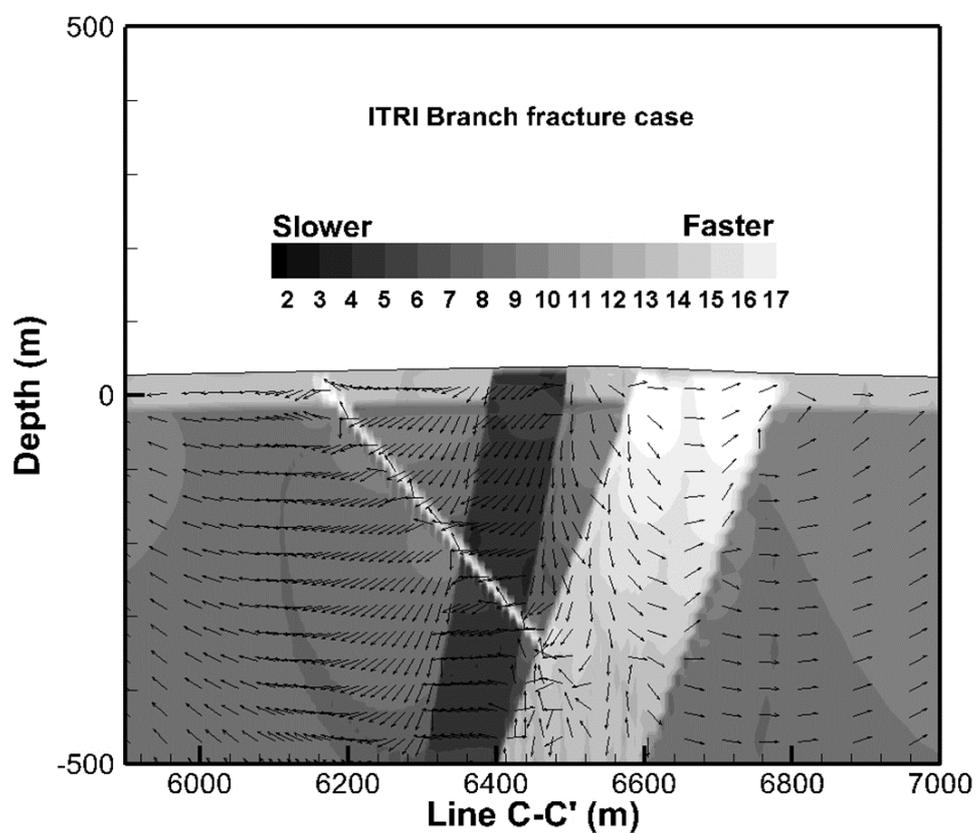


圖 3-11：太武山分支斷層案例，地下水速度與流向分布局部放大圖

### 3.2.3. 水文地球化學

在「深層地質處置」概念中，處置母岩的評估，除了需考慮岩層之地質、水文、地震和岩石力學特性等條件外，其水文地球化學特性更是決定是否適合進行深層地質處置的關鍵。而所謂合適的水文地球化學環境，係指其具備高的放射性核種遲滯能力、高的化學緩衝能力，以及低的核種溶解度之地下水化學特性(Metz et al., 2003, p266)。除了直接影響核種的溶解度外，地下水的化學特性，尤其是地下水的酸鹼度及氧化還原條件，對工程障壁(如緩衝回填材料)及天然障壁(母岩)的屏障功能亦具有重要的影響性。因此，研析處置環境地下水的化學特性及其可能的演化機制，是潛在處置母岩安全評估中一項重要且基本的工作(JNC, 2000a, c3p9)。

以參考案例表二的裂隙地下水水質，以及其周圍的新鮮與風化岩樣的礦物組成等調查分析資料為基礎，利用地化模式軟體(Geochemist's Workbench, GWB)與該軟體所內含之"thermo.com.V8.R6+.dat"熱力學資料庫，來進行反應路徑之模擬，以瞭解該結晶岩體深層地下水的化學演化特性及其相關的岩-水反應機制。此外，也期藉由各種不同假設條件(情境)之反應路徑模擬結果，來探討處置環境(岩石及其周圍水質條件)，在不同的外在時空背景變化下，可能發生的化學變化及其結果，例如裂隙地下水的 pH 和 Eh 變動範圍，以及其圍岩裂隙中的次生礦物種類；而這些可能的改變，對深層地質處置之核種穩定性(溶解度及遲滯特性)扮演著關鍵的影響角色，同時也是深層地質處置功能/安全評估所必須考量的重要因子。

102 年度已針對國際間運用 GWB 在用過核子燃料處置計畫之現況或經驗，進行相關文獻資料的蒐集及研析，並選取案例進行軟體的測試與驗證，以提升本研究使用該軟體進行地化模擬工作之能力。103 年度則規劃利用在離島結晶岩體既有現地水質及礦物資料，發展岩-水反應路徑模擬技術，提出共 5 種不同的情境(圖 3-12)，用以瞭解不同環境條件下，水文地球化學的可能演化情況。每種情境的反應路徑模擬均包含相對反應速率(CaseZx)及反應動力(CaseKx)等兩種模

式；前者可供快速研判反應系統達最終平衡時的化學特性，後者則供研判反應系統隨時間的可能演化情形。

深層地質處置設施在開挖、運轉期間，其深層地化環境，勢必將因坑道開挖、通風操作等人為因素，而使其偏離其原本的化學平衡環境，雖然在地質時間尺度中，可能僅是短暫數十年的擾動，但仍應探討此類變化對處置安全性影響因子(如 pH、Eh 值)的可能影響範圍。因此，104 年度利用前期建立的岩-水反應路徑模擬技術，探討近場開挖擾動行為對水文地球化學環境的影響性。成果簡述如下：

(1) 模擬情境與假設：

(a) 深層封閉裂隙情境(CaseZ1/K1)：

(i) 本情境可供用以研判深地層在無干擾狀態下之水文地球化學的可能特性，或用以研判地下水取樣分析結果與所謂熱力學平衡狀態的差距。

(ii) 本情境假設「深層地下水」與新鮮岩石接觸後，馬上與外界隔絕，形成一個封閉式的反應系統進行化學演化。

(b) 深層開挖擾動情境(CaseZ3/K3)：

(i) 本情境之模擬結果可供評估近場開挖擾動行為對水文地球化學環境的可能變動範圍。雖然在深地層處置概念的時間尺度(百萬年)中，地層處置開挖及運轉的工程行為僅為相對地短暫(數十年)，但相關工程行為，如內燃機的使用帶入大量 CO<sub>2</sub>、因通風需求帶入大量 O<sub>2</sub>，將干擾原本深地層的水文地球化學特性。

(ii) 本情境假設「深層地下水」與新鮮岩石接觸時，地下水的風化驅動力，瞬間提高至高 CO<sub>2</sub> 含量 (P<sub>CO<sub>2</sub></sub>=10,000 ppm) 及高 O<sub>2</sub> 含量的條件 (P<sub>O<sub>2</sub></sub>=0.2 atm) 後，後因處置場封閉未能持續提供 CO<sub>2</sub> 及 O<sub>2</sub>，使得該封閉式反應系統中的 CO<sub>2</sub> 及 O<sub>2</sub> 含量，隨反應而持續降低。

(2) 水質及礦物資料：

在上述模擬案例中，「深層地下水」水質係採用離島結晶岩的深地層裂隙水質資料(即參考案例深度 400 m 至 500 m 裂隙地下水

之平均水質)。在礦物組成方面，均假設在反應起始之初，反應系統內的礦物組成均為離島結晶岩的深地層完整新鮮岩樣的礦物組成(即參考案例深度 462.60 m 至 463.0 m 岩樣之礦物組成)。其岩性屬花崗片麻岩，主要由石英(quartz)、鉀長石(K-feldspar)、斜長石類(plagioclase)和黑雲母類(biotite)等礦物所組成。然而，有鑒於地化模式軟體的熱力學資料庫對礦物之命名方式不同或因資料缺乏無法涵蓋所有的礦物，故本研究針對此新鮮岩樣之主要礦物組成進行以下的假設：

(a) 石英(Quartz,  $SiO_2$ )含量 35 vol.%。

(b) 鉀長石(K-feldspar,  $KAlSi_3O_8$ )含量 45 vol.%：以微斜長石(Microcline,  $KAlSi_3O_8$ )來代表。

(c) 斜長石類(Plagioclase)含量 15 vol.%：

假設系統中的 Ca 及 Na 主要分別來自鈣長石(Anorthite,  $CaAl_2(SiO_4)_2$ )及鈉長石(Albite\_low,  $NaAlSi_3O_8$ )，則根據該岩樣之全岩氧化物分析結果的 Ca/Na 莫耳比值，斜長石可以合理以 79 vol.%的鈉長石(Albite\_low)及 21 vol.%的鈣長石(Anorthite)的混合比例來代表。

(d) 黑雲母類(Biotite)含量 5 vol.%：

假設系統中的 Fe 及 Mg 主要來自黑雲母類中的鐵雲母(Annite,  $KFe_3AlSi_3O_{10}(OH)_2$ )及金雲母(Phlogopite,  $KAlMg_3Si_3O_{10}(OH)_2$ )，則根據該岩樣之全岩氧化物分析結果的 Fe/Mg 莫耳比值，黑雲母可以合理以 75 vol.%鐵雲母(Annite)及 25 vol.%金雲母(Phlogopite)的混合比例來代表。

至於破碎裂隙帶岩樣之礦物組成，經岩樣分析得知，包含綠泥石類(chlorite)、角閃石類(amphibole)、綠簾石類(epidote)、鈦鐵礦(ilmenite)、磁鐵礦(magnetite)、鋯石(zircon)、石榴石類(garnet)、褐簾石類(allanite)、絹雲母(sericite)、白雲母(muscovite)、單斜輝石(clinopyroxene)、黝簾石(zoisite)、方解

石 (calcite)、磷灰石類 (apatite)、黃鐵礦 (pyrite)、高嶺石 (kaolinite)，及其它微量的黏土礦物 (clay)。由於合理的岩-水反應路徑，其在路徑中所形成的次生礦物，必須要能與實際分析/觀察所得的次生礦物組成要能互相對應。因此，上述裂隙帶風化岩心樣品分析所得的次生礦物相組成，可以作為驗證岩-水反應路徑模擬是否合理的指標。

(3) 反應路徑模擬：

反應動力模式之反應路徑模擬過程中，僅新鮮主要礦物的溶解反應，以動力學方法模擬 (Palandri and Kharaka, 2004)；其餘礦物的沉澱或溶解、水中離子合成的化學反應，則以平衡反應來進行模擬。相關模擬結果簡述如下：

(a) 以深層封閉裂隙情境，在 1 萬年及 10 萬年反應期間，其反應路徑的動力模式模擬結果 (CaseK1) 顯示：

(i) 在幾種新鮮礦物中，鈣長石 (anorthite) 最易風化，石英最不易風化。其中，石英亦有可能成為相關化學反應的次生礦物，因此，其反應差異量，在部份反應路徑過程中呈現正值。

(ii) 在非常還原、低  $\text{CO}_2$  的狀態下，白(絹)雲母 (muscovite)、鈣鋁榴石 (grossular)、透閃石 (tremolite) 為主要的次生礦物，其次為鈣-鎂蒙脫石 (saponite-Ca)、鐵綠泥石 (daphnite-14A)、綠簾石 (epidote)、黝簾石 (zoisite)、鈣鐵榴石 (andradite)，再其次為方解石 (calcite)、黃鐵礦 (pyrite)、碳 (C)、氟磷灰石 (fluorapatite)。此外，在反應路徑過程中，高嶺石 (kaolinite) 亦為明顯的次生礦物，但當白(絹)雲母 (muscovite) 開始形成時，其數量開始消失 (溶解)。

(b) 相較之下，以深層封閉裂隙情境，其相對反應速率之反應路徑的 pH 及 Eh 模擬結果 (CaseZ1)，顯示可用來探討離島結晶岩深層地下水之最高 pH 及最低 Eh 的可能範圍。模擬結果顯示，其 pH 及 Eh 值的變動範圍不大 ( $8.99 \leq \text{pH} \leq 10.41$ ，

-0.58 volts  $\leq$  Eh  $\leq$  -0.40 volts)，且與本案例模擬所採用的起始水質條件(pH  $\cong$  8.98, Eh  $\cong$  -0.4 volts)差異並不大，顯示本計畫於離島結晶岩區利用封塞取樣方式所獲得的地下水組成，具有其代表性且並未對深層化學環境造成嚴重的擾動。

(c) 以深層開挖擾動情境下，其相對反應速率之反應路徑的 pH 及 Eh 模擬結果(CaseZ3)，可用來探討坑道開挖擾動行為對深層地下水質的影響程度。模擬結果顯示，其 pH 及 Eh 的變動範圍，可能介於：6.71  $\leq$  pH  $\leq$  10.41，-0.58 volts  $\leq$  Eh  $\leq$  0.81 volts；其中，最低的 pH 模擬值與最高的 Eh 模擬值，係因為模擬擾動情境(如隧道開挖時，內燃機的使用帶入大量 CO<sub>2</sub>、因通風需求帶入大量 O<sub>2</sub>)所假設的高 P<sub>CO2</sub>值(= 0.01 atm)及高 P<sub>O2</sub>值(= 0.2 atm)所導致；然而，於最終之反應階段，上述最低的 pH 模擬值與最高的 Eh 模擬值，均會趨近於 CaseZ1 的模擬結果(即深層封閉裂隙情境的理論背景值)。此外，比對 CaseZ1 及 CaseZ3 的模擬結果(圖 3-13)亦可得知，若隧道開挖後能有完美的回填與密封，則隧道開挖對化學環境擾動的影響時間將非常的短暫，約數十年後即可回到深層封閉裂隙情境之天然背景值。

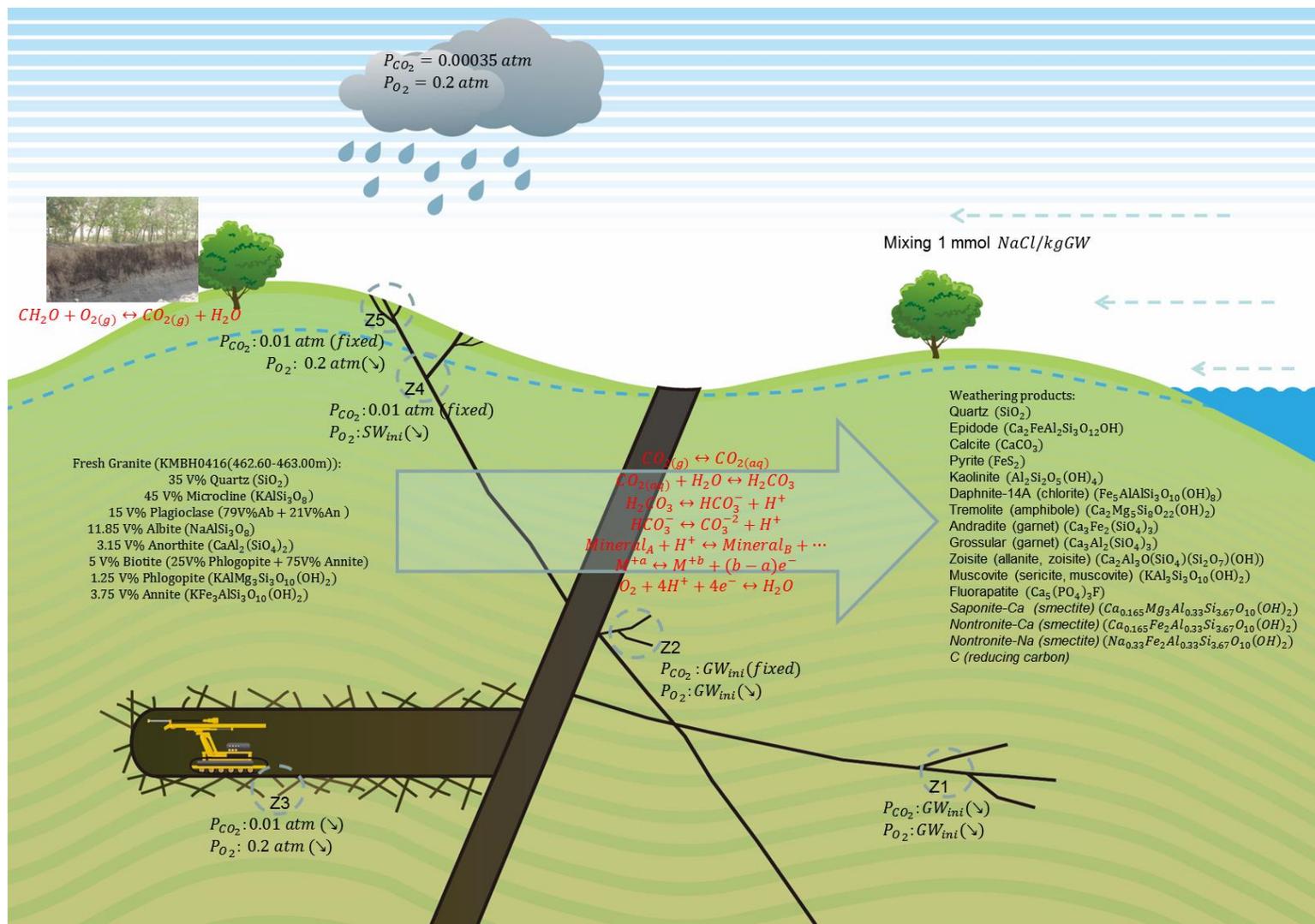


圖 3-12：水文地球化學模擬情境示意圖  
 (資料來源：摘自 103 年度成果報告，p. c3p43)

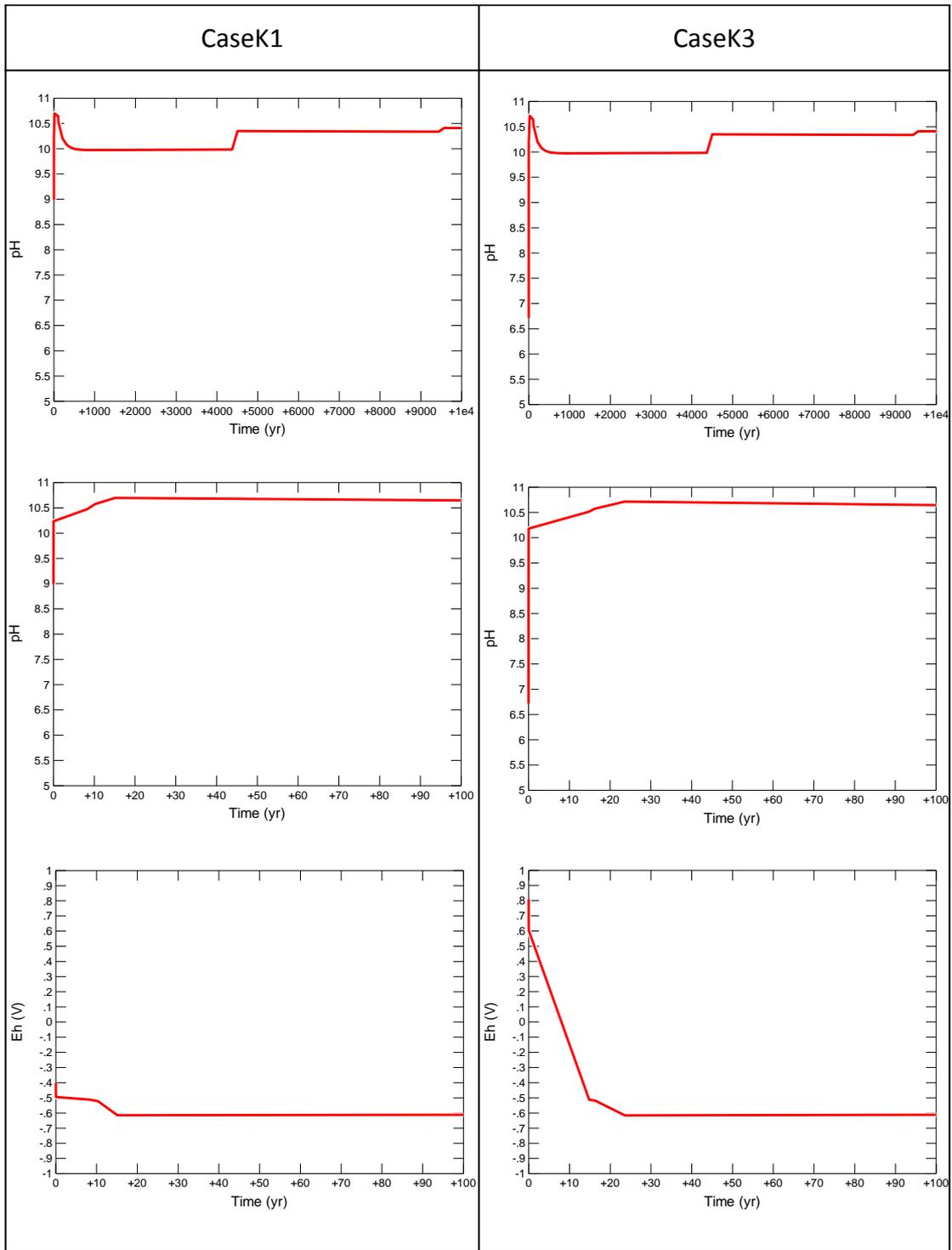


圖 3-13：深層封閉裂隙與深層開挖擾動情境之模擬結果比對圖

#### 3.2.4. 核種傳輸路徑

最終處置系統是否能安全運作，母岩的地質環境必須滿足下列 2 項功能(JNC, 2000a, c5p9)：長期的穩定性與遲滯核種遷移的功用。連通的裂隙網路是地下水與核種的主要傳輸路徑，因此，瞭解岩體中裂隙構造的分布為處置設施是否安全的重要條件之一(JNC, 2000a, c3p15)。流通路徑(flow pathway)泛指下列地質構造：裂隙(包含節理與斷層)、岩脈及岩床(dikes and sills)、層面(bedding planes)、不整合(unconformities)、基質孔隙率(matrix porosity)等(JNC, 2000a, c3p11)。日本 H12 報告指出地質圈傳輸模擬的目的，是針對小範圍構造特性的參數化，包括各種成因、岩石類型及熱水風化歷史下產生的裂隙分布、頻率、型態；局部的岩脈與岩床構造，在某些結晶岩體中可能為主導的流徑(JNC, 2000a, c3p11)。

以功能/安全評估的角度而言，欲瞭解母岩中的溶質傳輸特性，首先須藉由分析裂隙資料以建構離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, DFN)，進而建立此離散裂隙網路之地下水流場，以作為離散裂隙岩體中溶質傳輸的初始條件，並在離散裂隙岩體溶質傳輸模擬中考慮圍岩擴散與溶質吸附效應。102 年度針對技術發展測試岩體，進行離散裂隙網路結構之模擬，藉此瞭解岩體中的裂隙參數及特性。此項工作在坑道內以人工視窗採樣法，進行裂隙資料的量測，並利用 DFN\_NET 及 DFN\_OPT 程式，模擬出最接近現場觀測資料的 DFN 結果。103 年度開始根據此 DFN 結果，進行地下水流場數值模擬的技術發展。經現地坑道裂隙資料的特性化後，可透過假設結晶岩體中地下水流主要發生於裂隙網路，將連通裂隙網路簡化為數個互相連接的一維渠道(channel)，以數值遞歸演算法(Recursive algorithm)計算出岩體中連通裂隙網路的路徑，展示岩體中導水裂隙可能的空間分布，並根據設定的邊界條件及質量守恆原則，模擬出試驗母岩中的地下水流分布情形，以發展 DFN 穩態地下水流數值模擬方法。

### 3.2.4.1. 離散裂隙網路

為評估現地量測的裂隙數據並進行地下水流數值模擬，104 年度採行方法流程概述如下：

#### (1) DFN 數值模擬：

利用 DFN\_NET 模擬由岩體各種裂隙測量取得的三維初始 DFN，需先在現地數據的量測面上進行數值採樣，計算 DFN\_NET 採樣結果的裂隙強度(Fracture intensity)、裂隙參數(如位態、軌跡長度、間距與裂隙大小)平均值與變異數，及裂隙參數的半變異數(semi-variogram)模式。

#### (2) DFN 穩態地下水流數值模擬：

假設岩體中地下水流主要發生於裂隙網路，並將連通裂隙網路簡化為數個互相連接的裂隙渠道，以發展 DFN 中穩態地下水數值模擬方法。

##### (a) DFN 連通渠道計算：

- (i) 根據 DFN 模擬結果，找出孤立(isolated)裂隙及非連通裂隙群，因此類裂隙對岩體地下水流並不提供任何貢獻，為簡化地下水數值模擬工作，故進行模擬之前先將此類裂隙從 DFN 中去除。
- (ii) 假設地下水在裂隙面中的流動為渠道流(channel flow)，則根據 DFN 數值模擬結果找出所有相交裂隙的交線，則兩個相交裂隙形成的渠道則為此交線的中點與兩個裂隙面的中心點形成的路徑。
- (iii) 根據指定的邊界面，找出與上游及下游邊界連接的渠道。從與上游邊界連接的渠道開始，建立數值演算法，演算出可連接到下游邊界面的所有渠道。將落於連通路徑之外的渠道視為非連通渠道而將其去除。若上下游邊界面的位置改變，則邊界位置改變，原本視為非連通的

渠道仍可能變成連通渠道，須重新計算連通路徑上的渠道。

(iv) 計算所有連通渠道的渠道長度、等效裂隙面寬度及導水係數(transmissivity)。

(b) 地下水流模式校正：

(i) 因此研究不針對特定地區，沒有實際的水力試驗數據，故依改變模擬的邊界條件，重複擾動 DFN 中的水力參數(如裂隙內寬或導水係數)，直到滿足預設的收斂條件為止。

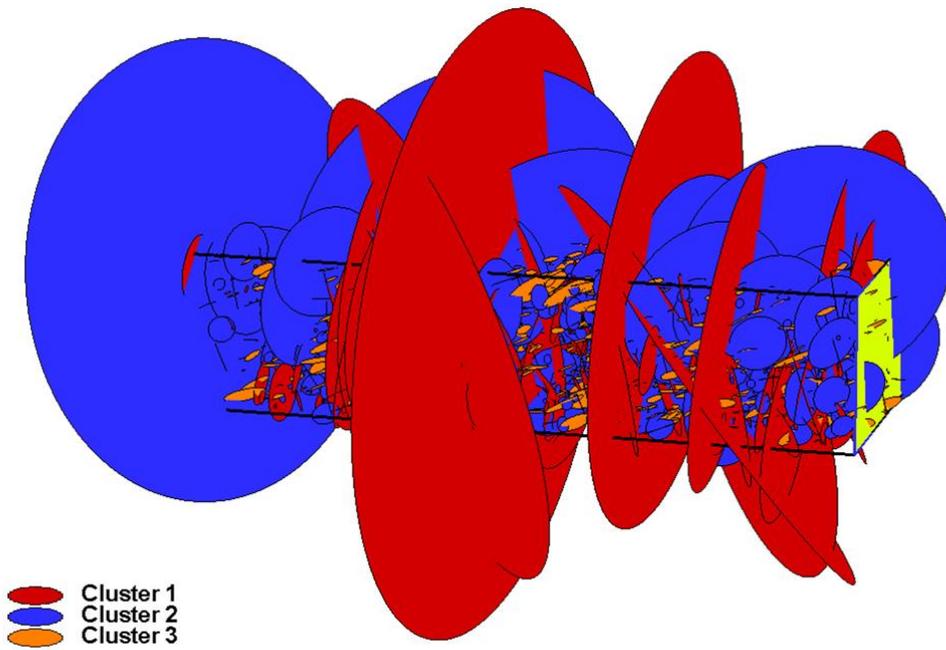
(ii) 根據地下水流數值模擬結果，展示 DFN 中連通路徑的分布，以及根據渠道流量的大小，展示主要流通路徑的分布。

(iii) 比較擾動前後的 DFN 結果，包含水力參數及渠道流量的變化，以及流通路徑在擾動前後的變化。

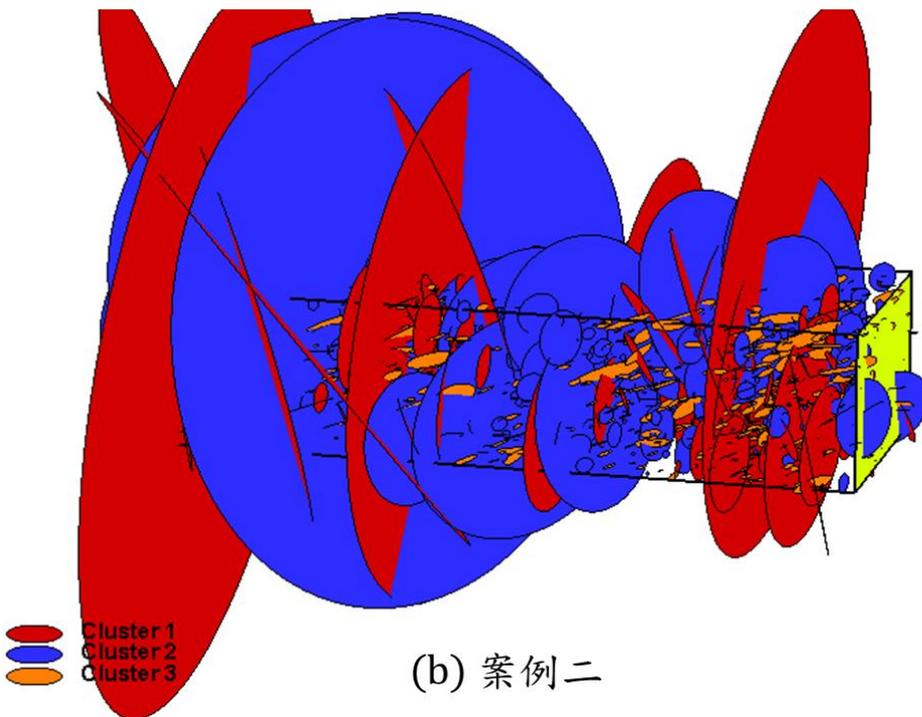
(3) 模擬案例之地下水流分布：

基於 103 年度 DFN 技術發展基礎，104 年度完成圖 3-14 展示兩種不同 Realization 的三維 DFN 模擬結果。兩者使用相同的裂隙參數輸入資料，僅在模擬時採用不同的亂數初始值。圖 3-15 及圖 3-16 分別顯示模擬區域中，非連通裂隙群及三維連通路徑的分布，其中非連通裂隙群包含完全孤立的裂隙或與少數裂隙相交但不與流通路徑連接的裂隙群；連通路徑則由任兩個相交裂隙所形成的渠道組成，而渠道則定義為兩裂隙交線的中點至個別的裂隙中心所形成的直線路徑。

整體而言，迄今地下水流模擬的技術發展，已結合 DFN\_FLOW 及模擬退火法，提供校正 DFN\_FLOW 數值模擬結果的方法，可根據上下游水頭差比值及下游目標總流量比值對 DFN 系統進行擾動，使擾動完成後的 DFN 系統符合設定的地下水流特性。

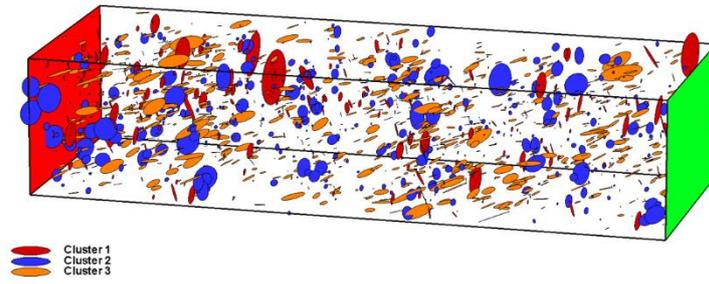


(a) 案例一

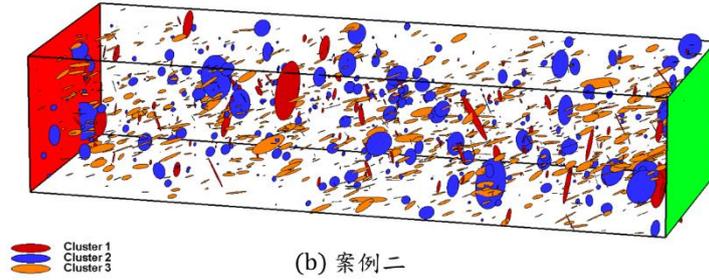


(b) 案例二

圖 3-14：兩種 DFN 數值模擬結果

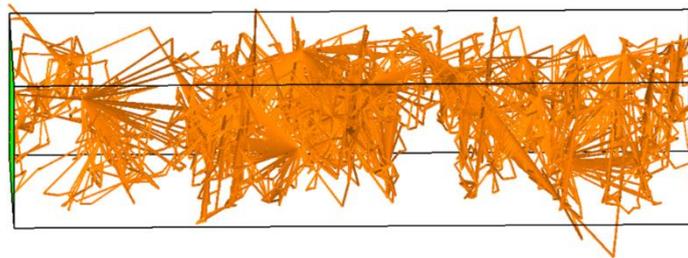


(a) 案例一

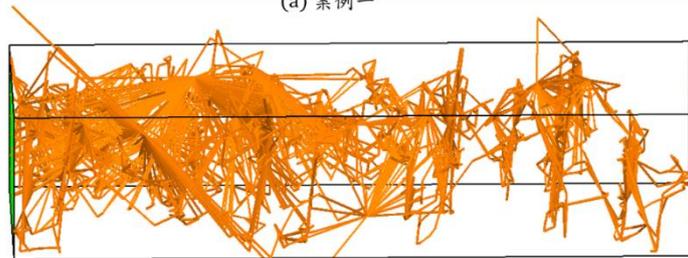


(b) 案例二

圖 3-15：兩種模擬案例中孤立裂隙的空間分布



(a) 案例一



(b) 案例二

圖 3-16：兩種模擬案例中三維連通通道的空間分布

#### 3.2.4.2. 實驗室核種傳輸試驗

在結晶岩質裂隙岩體中，核種在母岩內的擴散效應是遲滯核種遷移的重要機制之一。除了母岩的有效孔隙率外，核種在母岩內的擴散係數與母岩對核種的吸附特性，是影響母岩擴散效應的兩大因素；對於低吸附性的核種，核種在母岩的擴散深度會比高吸附性核種更深(JNC, 2000a, c3p11)。考量 SNFD2017 報告所需之核種傳輸路徑評估分析能力，針對基質的擴散效應方面之研究，本計畫規劃進行實驗室核種遷移與傳流試驗，以取得結晶岩樣品的核種吸附與擴散參數。

核種在岩體中的傳輸特性(如吸附、擴散、傳流與延散機制等)，本計畫長期利用離島之結晶岩樣來進行核種傳輸的各項實驗。自 102 年度除了持續進行離島結晶岩樣之擴散實驗外，亦針對本島結晶岩樣，展開地質材料特性(陽離子交換量與鐵含量)分析、核種吸附實驗，以及基質擴散實驗等相關工作。103 年度彙整過去完成的核種傳輸特性數據，提供建置參考案例所需本土核種試驗代表性數據。104 年度起針對安全評估需求，重新檢視關鍵核種篩選成果(如 3.3.5.2 節建立關鍵核種危害度參數，據此篩選出關鍵性核種)，一方面更新 SNFD2009 報告之關鍵核種基礎資訊，另一方面及早展開實驗以增補核種傳輸相關本土參數。

以 Cs 核種傳輸實驗觀察，Cs 核種於離島結晶岩的吸附行為，不會受到好厭氧環境的影響，因此在好厭氧環境下所取得的  $K_d$  值都十分相似。實驗結果可觀察到，Cs 核種的  $K_d$  值與核種濃度有時間的關係。此外，地下水含高低不同濃度的核種，顯示吸附參數 ( $K_d$ ) 值也會有差異。以高濃度的實驗環境下，Cs 核種的濃度遠大於花崗岩樣品的表面吸附位置濃度，因此達到吸附平衡後，Cs 核種於地下水中的濃度變化，遠小於在低濃度的實驗條件，因此觀察到較小的  $K_d$  值。

另一方面，結合參考案例針對結晶岩的礦物特性及裂隙破碎帶風化礦物分析結果，連結核種吸附參數 ( $K_d$ ) 值與本土潛在母岩的化學組成與礦物組成的相關性，以離島結晶岩為例，長期累積的核種吸附實

驗結果與全岩礦物化學反映的理論礦物成分，利用線性迴歸方式評估其相關性。透過將破碎帶樣品群組化的方式，可觀察到 Cs 核種吸附  $K_d$  值與鋁、鈣、磷等元素，以及長石、雲母及綠泥石等礦物的相關性大幅增加。同樣的，對 Se 核種吸附  $K_d$  值線性回歸後的相關係數，都顯著提升，Se 核種與破碎帶樣品中的化學元素成分與礦物組成具有直接的關聯性，特別是鋁、鐵、鈣、鎂、鈦、磷、錳等元素，以及鈉長石、黑雲母及綠泥石等礦物，有著較顯著的相關性。裂隙帶樣品與新鮮圍岩相比較，相對的富集鋁、鈣，而高溶解度的鹼金屬元素，例如鈉、鉀則可能因為被流體帶走而偏低，也因為蝕變的現象，將長石與雲母礦物轉變為絹雲母、綠泥石及黏土礦物，進而增加對於 Cs 及 Se 核種的吸附能力。

為進行本島地質材料特性與吸附特徵分析，以利與離島結果進行比較。採用與離島結晶岩吸附實驗相同吸附實驗批次法的步驟，將 14 個本島結晶岩樣本浸入相同含有 Cs 和 Se 核種的模擬地下水中，經過一星期的吸附反應後，取出上層液，利用 ICP-MS 測定模擬地下水中 Cs 與 Se 核種濃度，所得到的 Cs 與 Se 核種的吸附  $K_d$  值，分別落在 12 ~ 31 與 0.8 ~ 4.6 mL/g 之間，觀察到的吸附  $K_d$  值與離島結晶岩樣品吸附結果一致。

### 3.2.5. 岩石特性

岩體性質(熱與力學性質)與其所處的環境特性(如地溫與大地應力狀態)是影響處置場設計與建造的重要因素。岩體的力學性質與其所處的環境特性，可評估處置隧道及處置孔在建造期間的穩定性；而在放射性廢棄物貯存期間，因衰變熱的產生，應考量熱-力學耦合(T-M coupled)效應對處置系統的影響，以評估多重障壁系統(含母岩、緩衝材料與廢棄物罐)功能的完整性。

由於計畫目前僅處於潛在母岩特性調查階段，尚未涉及場址的選擇或特性調查，故在岩石特性方面，過去已完成離島結晶岩體資料建置，自 102 年度起展開本島結晶岩體有關實驗室內的物性、熱及力學分析工作，以及膨潤土在花崗岩塊內之熱-應力室內試驗，並建立坑道面裂隙變形監測技術，藉以比照日本 H12 報告內容(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，呈現國內量測岩石特性之基礎資料。103 年度完成的室溫(26°C)試驗結果，104 年度則由室溫延續到加溫情況(40°C 及 80°C)。依國際岩石力學學會(International Society of Rock Mechanics, ISRM)規定進行不同試驗之試體製作，以單軸壓縮試驗為例，其岩心試體長度須符合長徑比之規定，岩心試體兩端應先行磨平後，再檢驗是否達到 ISRM 建議之平面平滑度要求標準，待符合前述要求即可進行單軸壓縮試驗。本計畫進行室溫(26°C)及加溫(40°C 及 80°C)之岩石參數檢測，加溫是將試體放入伺服控制烘箱，設定加溫溫度，加溫梯度設定為每分鐘升高 0.5°C，待升至 40°C 及 80°C 後，維持該溫度至少 24 小時，使試體均勻受熱。各項試驗結果參見表 3-5，簡要說明如下：

#### (1) 岩石單軸抗壓試驗：

利用符合 ISRM 高勁度要求之 100 噸 MTS 伺服控制壓縮機，進行試樣連續加載，直到試樣破壞為止，可以觀察到破壞面之發展過程，更可繪製出該試樣於承受軸向載重下其所對應之軸向變形

與徑向變形之完整應力-應變曲線(包含通過尖峰強度後之應力-應變曲線)，據此可分析得到岩石試樣的彈性模數與柏松比。試驗結果顯示花崗岩、細粒花崗岩、花崗片麻岩等 3 種岩性之岩石單軸抗壓強度於室溫(26°C)及加溫(40°C及 80°C)介於 42 MPa 至 140 MPa 之間，比較日本 H12 報告中其母岩單軸抗壓強度參數數值為 115 MPa 範圍之內(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)。

(2) 岩石點荷重試驗：

直接將試體橫置加壓，使加壓圓錐與圓柱試體呈點狀接觸，故稱之為點荷重。依 ISRM 建議之經驗公式將試驗結果轉換成岩石單軸抗壓強度，藉以研判選用的 3 種岩性，於室溫(26°C)及加溫(40°C及 80°C)之岩石點荷重試驗結果均可歸類為硬岩。

(3) 岩心靜彈性模數試驗：

本試驗使用美國 MTS 公司發展之軸向與橫向伸縮儀，依照 ISRM 之建議方法，量測岩石試體的應力-應變關係，進而分析得出彈性模數和柏松比等變形參數。針對花崗岩、細粒花崗岩、花崗片麻岩等 3 種岩性於室溫(26°C)及加溫(40°C及 80°C)的岩心靜彈性模數試驗結果，顯示所有之彈性模數( $E_s$ )約介於 16.6 GPa 至 44.1 GPa 之間；在溫度 80 °C 範圍內大致上變異不大，如與日本 H12 報告參數數值 37 GPa 對比(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，在本試驗之數值範圍內。另外，柏松比與溫度變化關係曲線(圖 3-17)，所有柏松比介於 0.20 至 0.22 之間，如與日本 H12 報告參數數值 0.25 對比(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，國內與日本兩者甚為接近。

(4) 岩心動彈性模數試驗：

本試驗依照 ISRM 之建議方法進行，藉由量測岩石試體的波速與經驗公式來推估動彈性模數( $E_d$ )。針對花崗岩、細粒花崗岩、花崗片麻岩等 3 種岩性，P 波波速介於 2,253 m/s 至 3,837 m/s 之間，與日本 H12 報告 P 波波速(2,100 m/s 至 2,900 m/s)數值對

比(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，兩者波速數值接近。推估得動彈性模數  $E_d$  皆在 13.8 GPa 至 41.5 GPa 間。

(5) 岩石巴西劈裂試驗：

本試驗之目的在檢測岩石的抗拉強度，因直接拉力試驗於圓柱形岩石試體與拉力施加組件間之黏接非常困難，故廣泛作法是將試體橫放後再行施壓，藉由試體因受壓後產生橫向劈裂破壞模式，以取代直接拉力試驗作為替代方案。依據 ISRM 之試驗方法，獲致抗拉強度與溫度變化關係曲線(圖 3-18)，可知 3 種岩性之全部間接抗拉強度介於 8 MPa 至 14 MPa 之間，與日本 H12 報告參數值 8 MPa 對比(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，兩者接近。

(6) 岩石三軸壓縮試驗：

本試驗之目的在檢測岩石承受軸差應力時之剪力強度參數( $c$ 、 $\phi$ )，可用來分析評估岩盤開挖工程之破壞區或開挖擾動帶(EDZ)。三軸壓縮試驗包含第一階段之圍壓施加，及第二階段的軸向應力施加至試體破壞。藉由試驗進行中的軸向載重與軸向位移，可以繪製載重位移曲線，由此得到尖峰荷重及殘餘強度；若結合前述巴西劈裂試驗(抗拉強度)的結果，就可以繪製相關之莫爾圓及破壞包絡線，由此繪製結果即求出剪力強度參數( $c$ 、 $\phi$ )及抗拉強度。依據 ISRM 之試驗方法檢測花崗岩、細粒花崗岩、花崗片麻岩等 3 種岩性於室溫(26°C)及加溫(40°C及 80°C)情境下，其凝聚性係數與溫度變化繪製的曲線(圖 3-19)，顯示凝聚性係數介於 9 MPa 至 20 MPa 之間，與日本 H12 報告參數數值 15 MPa 差異不大(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)。內摩擦角與溫度變化關係曲線(圖 3-20)，全部試驗之內摩擦角 $\phi$ 介於 38°至 59°之間，與日本 H12 報告參數數值 45°對比(JNC, 2000a, c3p21, Table 3.2-1)，其大小差異不大。

表 3-5：本島結晶岩體一般物理性質、熱特性及力學性質一覽表

項目	孔號		HCBH01					HCBH01					HCBH01					
	深度(m)		265~	303~	400~	477~	583~	265~	303~	400~	477~	583~	265~	303~	400~	477~	583~	
	岩石種類		花崗片麻岩	細粒花崗岩	花崗片麻岩	花崗片麻岩	花崗岩	花崗片麻岩	細粒花崗岩	花崗片麻岩	花崗片麻岩	花崗岩	花崗片麻岩	細粒花崗岩	花崗片麻岩	花崗片麻岩	花崗岩	
溫度			室溫(23 °C-25 °C)					40 °C					80 °C					
一般物理性質	體密度	$\rho_b$	ton/m <sup>3</sup>	2.73	2.68	2.72	2.71	2.69	2.77	2.72	2.78	2.76	2.75	2.82	2.63	2.77	2.77	2.76
	比重	$G_s$	(*)	2.7	2.7	2.7	2.7	2.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	含水量	$\omega_n$	%	0.27	0.33	0.30	0.31	0.36	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	吸水率	$\omega_a$	%	0.25	0.32	0.27	0.30	0.34	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	孔隙率	$n$	%	0.74	0.88	0.80	0.84	0.97	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
熱特性	消散耐久性	$I_{d2}$	%	99.2	99.5	98.8	99.3	99.1	99.2	99.3	99.2	99.3	99.3	99.1	99.2	98.8	99.1	99.3
	熱傳導係數	$K$	W/(m·K)	2.65	2.34	2.35	2.4	2.25	2.87	2.45	2.54	2.47	2.18	2.74	2.59	2.43	2.41	2.13
	比熱	$C_p$	J/(kg·°C)	790	770	730	740	750	810	800	800	780	790	870	850	860	830	840
熱膨脹係數	$\alpha_{Ha}$	1/K	$7.58 \times 10^{-6}$	$7.26 \times 10^{-6}$	$7.40 \times 10^{-6}$	$7.96 \times 10^{-6}$	$8.55 \times 10^{-6}$	$8.20 \times 10^{-6}$	$7.36 \times 10^{-6}$	$7.43 \times 10^{-6}$	$7.85 \times 10^{-6}$	$7.98 \times 10^{-6}$	$9.27 \times 10^{-6}$	$7.92 \times 10^{-6}$	$7.84 \times 10^{-6}$	$7.93 \times 10^{-6}$	$7.97 \times 10^{-6}$	
	$\alpha_v$	1/K	$8.75 \times 10^{-6}$	$6.96 \times 10^{-6}$	$7.65 \times 10^{-6}$	$7.66 \times 10^{-6}$	$7.90 \times 10^{-6}$	$9.01 \times 10^{-6}$	$7.20 \times 10^{-6}$	$7.49 \times 10^{-6}$	$7.42 \times 10^{-6}$	$7.23 \times 10^{-6}$	$9.78 \times 10^{-6}$	$7.82 \times 10^{-6}$	$7.54 \times 10^{-6}$	$7.55 \times 10^{-6}$	$7.02 \times 10^{-6}$	
力學性質	單壓強度	$q_u$	MPa	77	107	59	140	129	71	42	72	105	110	63	95	45	100	102
	P波速度	$V_p$	m/s	2684	2389	2253	2438	2378	3368	2640	2668	3051	2606	3837	2848	2269	3005	2854
	S波速度	$V_s$	m/s	1613	1518	1430	1524	1398	3060	2128	2340	2437	2000	1796	2094	1705	2034	1994
	動態柏松比	$\nu_d$	(*)	0.38	0.24	0.24	0.28	0.45	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	動態彈性模數	$E_d$	GPa	19.67	15.30	13.81	16.11	15.21	31.45	18.97	19.75	25.68	18.69	41.52	21.36	14.52	25.03	22.48
	動態剪力模數	$G_d$	GPa	7.10	6.18	5.56	6.29	5.26	25.96	12.33	15.20	16.38	11.02	9.09	11.55	8.05	11.47	10.97
	靜態柏松比	$\nu_s$	(*)	0.21	0.22	0.21	0.20	0.21	0.22	0.22	0.22	0.21	0.22	0.22	0.21	0.22	0.21	0.22
	靜態彈性模數	$E_s$	GPa	20.27	32.20	30.00	41.81	44.06	31.65	16.59	34.49	42.91	42.22	31.05	42.43	41.40	42.96	37.81
	靜態剪力模數	$G_s$	GPa	8.38	13.20	12.40	17.42	18.21	13.00	6.81	14.10	17.68	17.36	12.75	17.46	16.99	17.68	15.55
	凝聚力(三軸試驗)	$c_p$	MPa	16	18	13	18	20	15	14	9	18	15	14	17	13	18	19
	內摩擦角(三軸試驗)	$\varphi_p$	degree	38	51	44	47	48	39	53	48	42	48	48	59	41	42	44
	間接張力強度	$\sigma_t$	MPa	9	9	9	9	9	9	10	8	8	11	8	10	10	9	14
	點荷重指數	$I_s$	MPa	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	2.9	3.1	2.5	3.0	3.3	3.7	3.3	2.3	2.3	3.1
	凝聚力(弱面直剪)	$c_j$	MPa	0.03	0.22	0.56	0.83	0	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	內摩擦角(弱面直剪)	$\varphi_j$	degree	28	26	23	21	34	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
剪力勁度	$K_s$	kN/mm <sup>2</sup> /m	1.93	6.61	6.24	4.14	10.10	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

註 1：  $\alpha_{Ha}$  為平均水平熱膨脹係數， $\alpha_v$  為垂直熱膨脹係數。

註 2： 本表之動彈性參數使用桿波(bar wave)之波傳速度來計算。 $E_d = \rho V_p^2$ ;  $G_d = \rho V_s^2$ ;  $\nu_d = \frac{V_p^2}{2V_s^2} - 1$

註 3： 部分動態柏松比  $\nu_d$  之數值超過合理範圍 ( $0 \leq \nu_d \leq 0.5$ )，如表中標示 ‘\*’ 的部分，可能是由於剪力波速量測不易所致。

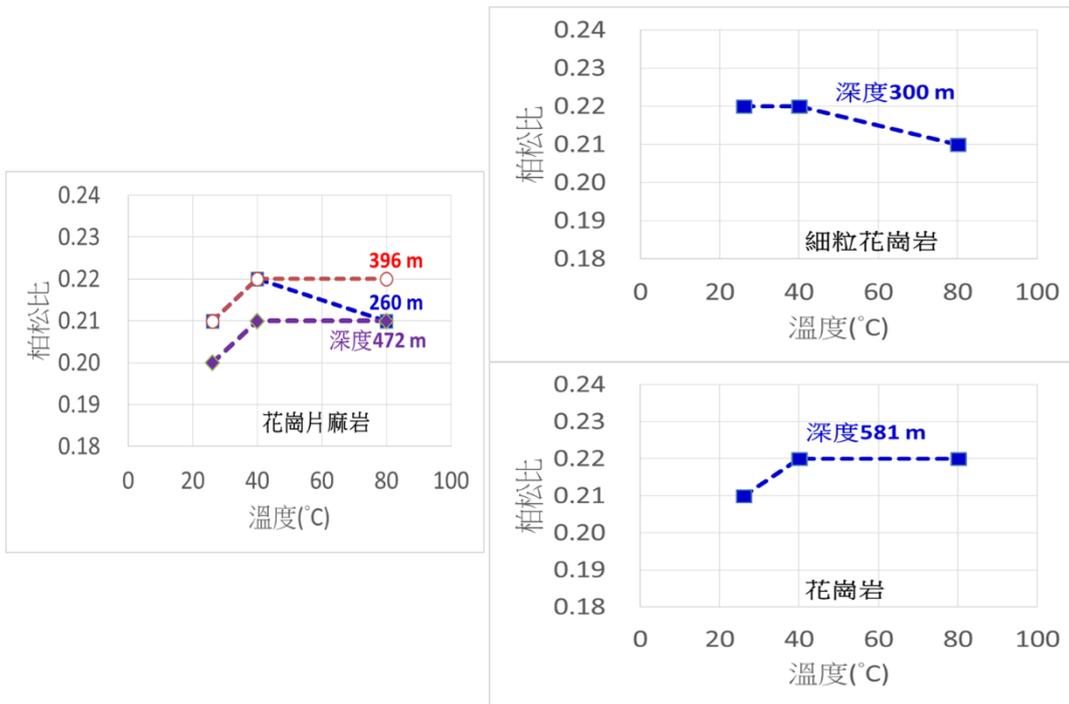


圖 3-17：柏松比與溫度變化關係曲線

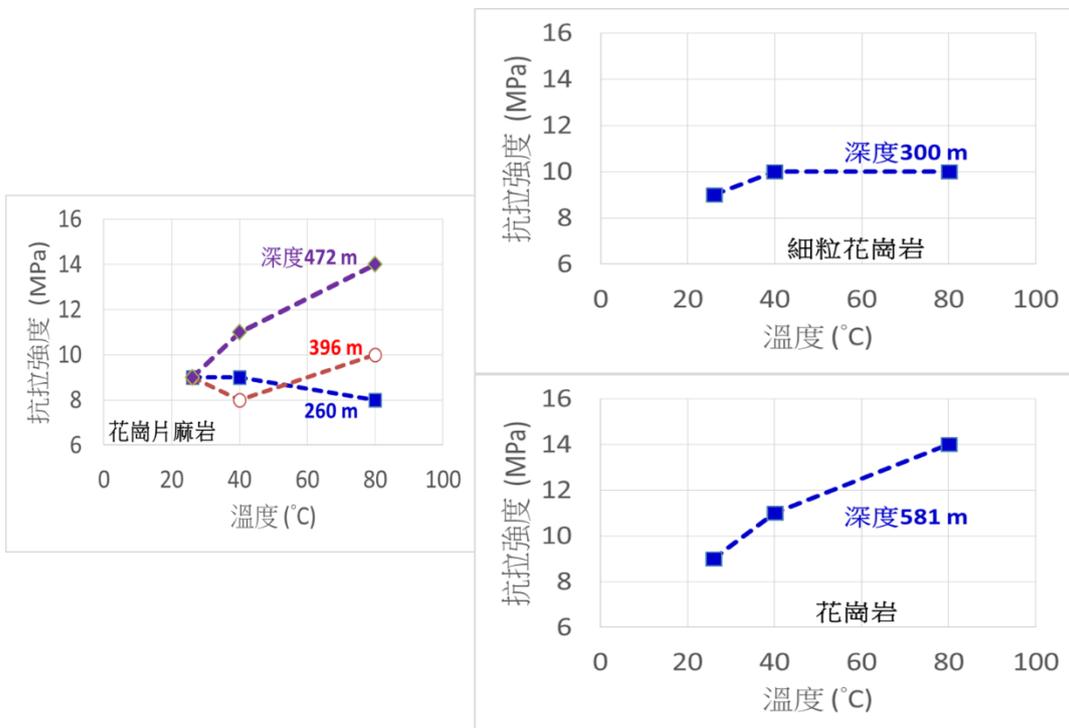


圖 3-18：抗拉強度與溫度變化關係曲線

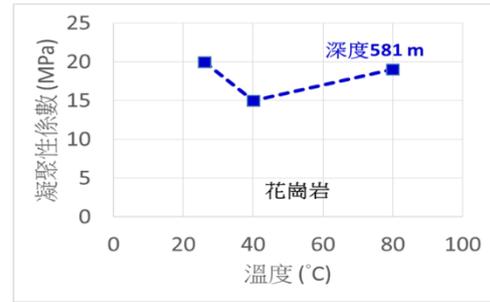
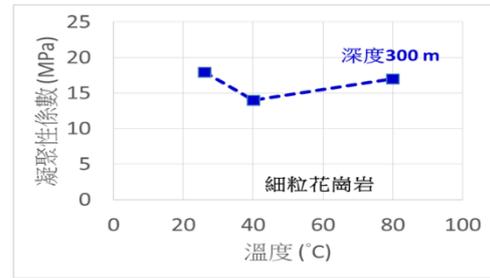
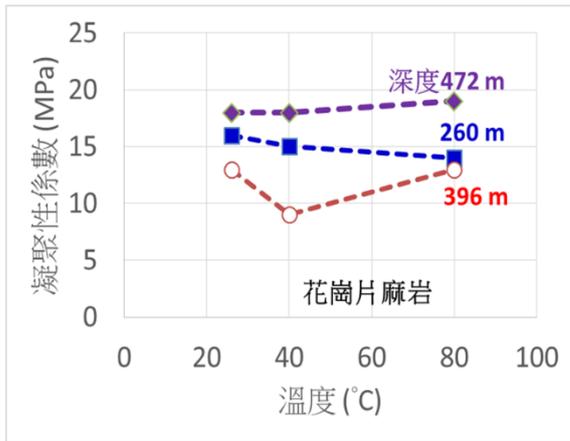


圖 3-19：凝聚性係數與與溫度變化關係曲線

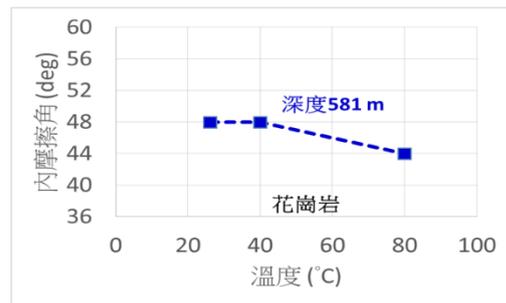
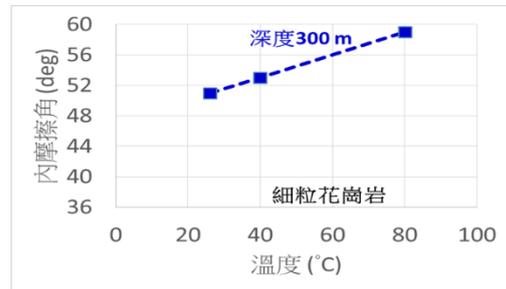
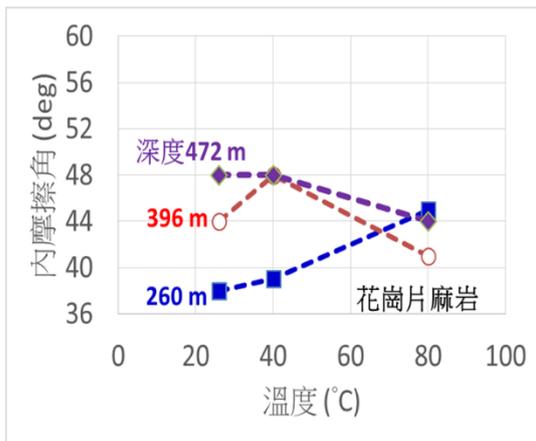


圖 3-20：內摩擦角與與溫度變化關係曲線

在處置場運轉至封閉階段，隨用過核子燃料的衰變熱逐漸遞減，既有高溫環境條件逐漸趨緩下，工程障壁系統中緩衝材料因鄰近地下水入侵將逐漸趨向飽和，此一飽和機制與過程將對後續核種之遷移有莫大之影響，因此為功能/安全評估的重要研究課題之一。

近年各國皆積極推動地下實驗室 (Under Ground Laboratory, URL) 或示範處置場 (Prototype Repository) 來作為驗證與比對功能/安全評估結果的最直接手段，其中水的遷移為其中一項重要的評估項目，然而地下水由岩體至緩衝材料中的遷移過程雖可裝設直接的感測元件(如 TDR 含水量感測器)，但因破壞性的量測方法易造成局部水的傳輸通道，致使降低結果可靠度；且破壞性的感測元件裝設不易應用於未來處置場實際運轉監測系統。因此國際上對於膨潤土與近場環境的再飽和現象，多避開對於緩衝材料的破壞性監測系統，採用地球物理探測方法，針對水高度敏感的地電阻影像剖面法 (Electrical Resistivity Tomography, ERT)，建構電阻率變化的監測系統，如瑞典 Äspö Hard Rock Laboratory 及瑞士 Mont Terri Underground Laboratory 均佈置地電阻監測測線，並透過建立電阻率與工程障壁材料含水飽和的關係，評估緩衝材料與近場花崗岩的再飽和行為。Äspö 硬岩地下試驗室已建構一套完整近場地電阻影像監測系統，由室內參數測定、正演數值評估與測線規劃、現場驗證等逐步施行，並已於 2001 年迄今進行長期監測資料驗證。

104 年度起本計畫開始參考國際大地材料室內電阻率之量測試驗方法架構，與地電監測技術 (Goelectric Monitoring) 三維正演 (Forward Modeling) 模擬技術規畫經驗，提供後續年度進行再飽和現象與電阻率關係實驗設計與正演模擬的基礎，回顧技術概要如下：

(1) 地電阻方法基本概念：

於半無限域中的點電源 C1，其與 D 距離外之 P1 點之電位差可表示為：

$$V = - \int_{\infty}^D dV = \frac{i\rho}{2\pi} \int_D^{\infty} \frac{dr}{r^2} = \frac{i\rho}{2\pi D} \quad (3-1)$$

其中，

V：P1 位置之電位(V)。

D：電流極 C1 與電位極 P1 之距離(m)。

$\rho$ ：電阻率(Ohm.m)。

i：電流密度(A/m<sup>2</sup>)。

r：電流擴散半徑(m)。

地電阻探測的量測原理為藉由外加低頻電流經由圖 3-21 中電流極 A(C1)、B(C2)流入地層中，再利用電位極 M(P1)、N(P2)量測地層所反應的電位差值，由該量測的電壓值與電流值經由靜電學理論計算受測土層之視電阻率(apparent resistivity)如下式：

$$\rho_a = \frac{V_{P1} - V_{P2}}{I} \times \frac{2\pi}{\frac{1}{C1P1} - \frac{1}{C1P2} - \frac{1}{C2P1} + \frac{1}{C2P2}} = K \frac{\Delta V}{I} \quad (3-2)$$

其中，

$V_{P1}$  = 第一組電位極之電壓(V)。

$V_{P2}$  = 第二組電位極之電壓(V)。

I = 施加電流(A)。

C1 = 第一組電流極之座標。

C2 = 第二組電流極之座標。

P1 = 第一組電位極之座標。

P2 = 第二組電位極之座標。

$\Delta V = V_{P1} - V_{P2}$ 。

$$K = \frac{2\pi}{\frac{1}{C1P1} - \frac{1}{C1P2} - \frac{1}{C2P1} + \frac{1}{C2P2}}。$$

每一筆視電阻率其影響深度與其電極棒間距有關，藉由改變電極間距的大小以及空間位置，即可量到不同位置以及不同影響深度的視電阻率值，將所量測得之視電阻率透過逆推運算即可獲得一維乃至三維之地電阻剖面。

透過施測電流與電位極排列的不同，可反應不同的靈敏度與影響深度，常見之施測模式如圖 3-22 所示，包括 Wenner、Schlumberger、Dipole-Dipole、Pole-Dipole、Pole-Pole 與 Gradient。

(2) 施測方法：

(a) 一維施測：

藉由改變電極間距的大小，即可量到不同影響深度的視電阻率值；在同中點處採用不同電極間距施測，由不同電極間距所得到之視電阻率可逆推地電阻率剖面，稱為一維地電阻垂直剖面探測(sounding)；若不改變電極間距，但將同中點移動，僅量測在某深度內之視電阻率隨空間的變化，稱為一維地電阻水平剖面探測(profiling)。

(b) 二維施測：

若量測過程藉由平移電極和改變電極間距可以獲得不同探測位置與影響深度之視電阻率資料，該資料常以二維似電阻剖面(pseudo section)表示，在固定一倍電極間距之下，不斷平移 4 根電極棒，即可量測到第一層視電阻率值，而藉由改變電極間距的大小，即可量到不同深度的視電阻率值，因而得到二維似電阻影像剖面。由似電阻剖面資料，可逆推二維地電阻率剖面分佈，稱為二維地電阻影像探測法(圖 3-23)。

(c) 擬三維及三維施測：

當地層三維的地形與地層變化較複雜時，三維施測將多條測線以反覆 S 型的佈線方式將每一根電極棒串聯起來；除了如二維電探在直線內之電極排列施測外，增加跨測線(cross string)的施測，使電流與電壓場通過不同直線間，以獲得測

線與測線間之地表下訊息，再藉由三維的逆推分析推估電阻率的三維分佈。然而，三維地電阻探測對於電極棒、連接線等儀器資源之需求極大，因此提出擬三維之施測法，此方法與三維施測之最大差異在於其採用多條平行之二維施測結果結合進行三維逆推，因此該法沒有跨測線的量測資料。

(d) 地表與孔內探測：

進行地表地電阻量測(如圖 3-24 (a)所示)雖可獲得地表下電阻值之深度剖面，但其因僅有表面具有電極棒進行資料收集，使得較深處所得之量測解析度較低，而無法在深度上獲得較佳之探測結果。若可單孔孔內配合表面地電阻施作(如圖 3-24 (b)所示)，或兩孔孔內或多孔孔內搭配地表地電阻施作(如圖 3-24 (c)所示)，如此對於地電阻探測之量測結果可增加其在深度上之解析度。

地電阻影像探測法可作為監測工具使用，在施作上以固定的時間固定的電極棒位置進行相同電極棒排列的量測，透過獨立之逆推或具時序考量之逆推(time-lapse inversion)可評估該監測斷面隨時間的電阻率變化，因而達到監測之目的。

- (3) 正演模式(Forward Modelling)與逆推分析(Inversion Analysis)：  
地電阻量測之擬似電阻率影像剖面表示每一施測幾何(電極配置)所得到之視電阻率，必須透過逆推分析方能獲得地層真實的電阻率分佈。逆推分析(Inversion Analysis，或稱反演分析)之方法主要以正演模式(Forward Modelling)為基礎，通常假設一電阻率分佈，其量測之視電阻率可依據靜電學理論與有限元素法(Finite element)或有限差分法(Finite difference)來模擬可能施測結果，接著設法改變電阻率分佈，使得預測的視電阻率值盡量逼近量測值，則可估計出地層之真實電阻率分佈。

因此，參考瑞典 Äspö 採用地電阻監測再飽和現象技術建立之步驟，後續工作可基於上述歸納之地電阻監測理論建立相關技術，研究發展規畫將著重在建立室內電阻率量測試驗方法，以及建立地電阻監測技術所需三維正演模擬技術(Geoelectric Monitoring)。

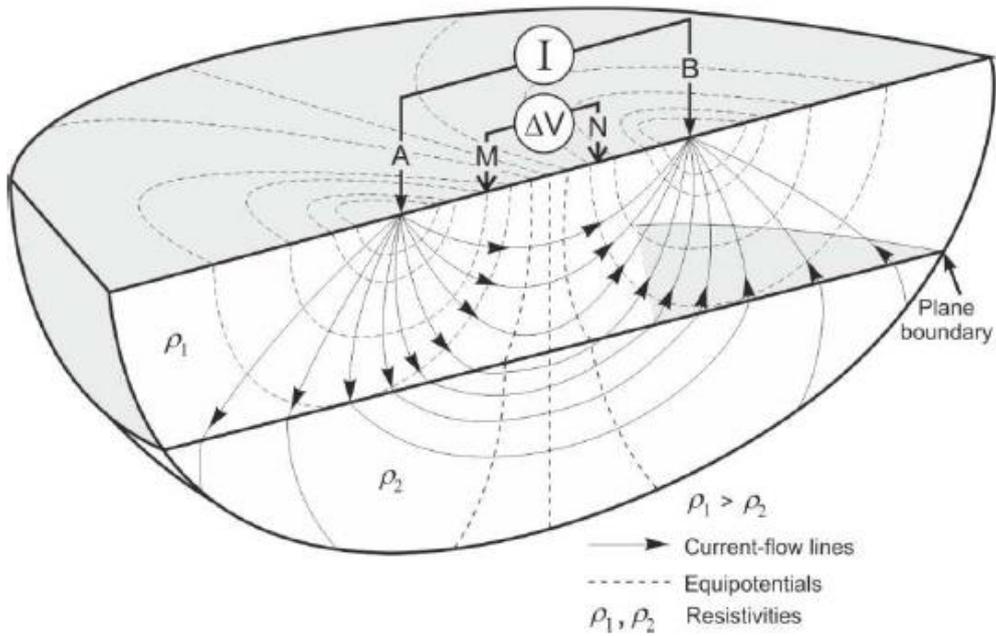


圖 3-21：地電阻方法(四極法)施測概念

資料來源：Furche et al., 2014 p8

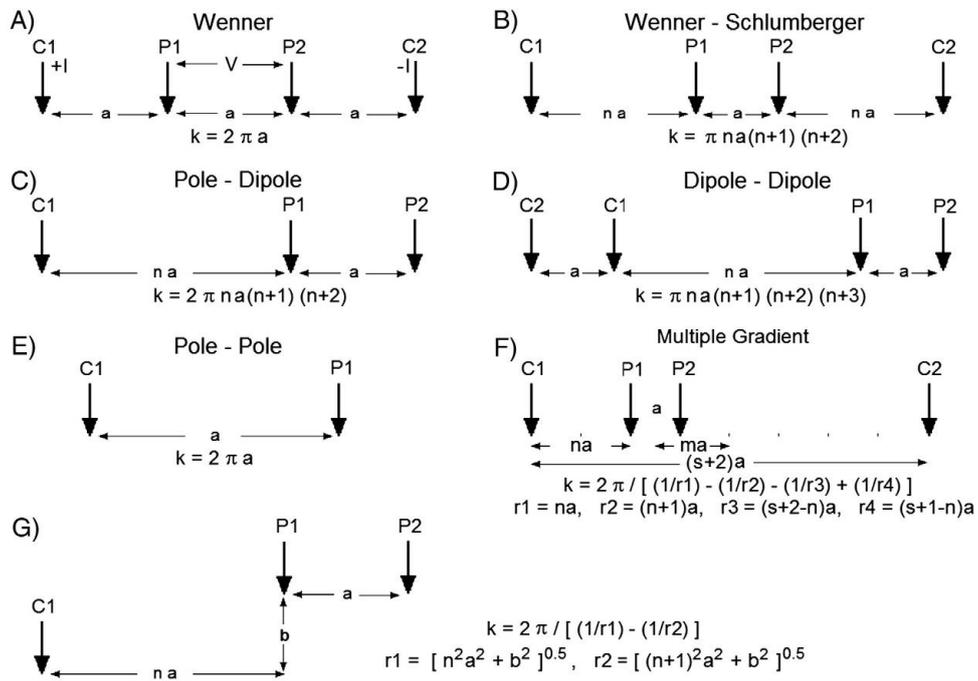


圖 3-22：常見地電阻方法施測電極排序

資料來源：Loke et al., 2013 p137

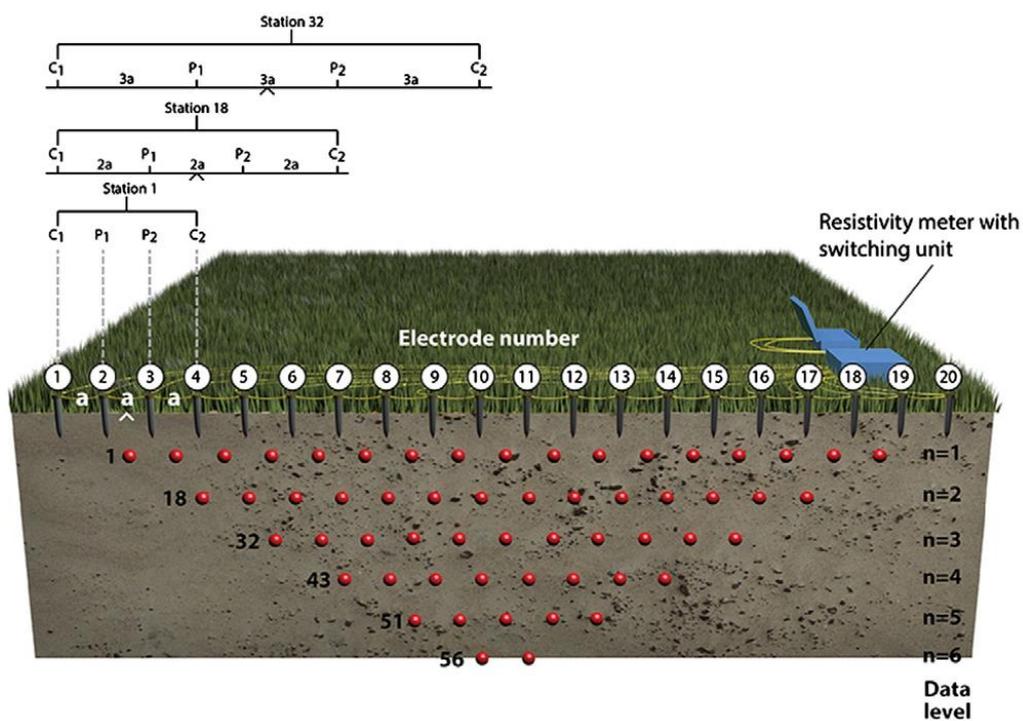


圖 3-23：二維 Dipole-Dipole 法施測概念

資料來源：Loke *et al.*, 2013 p138

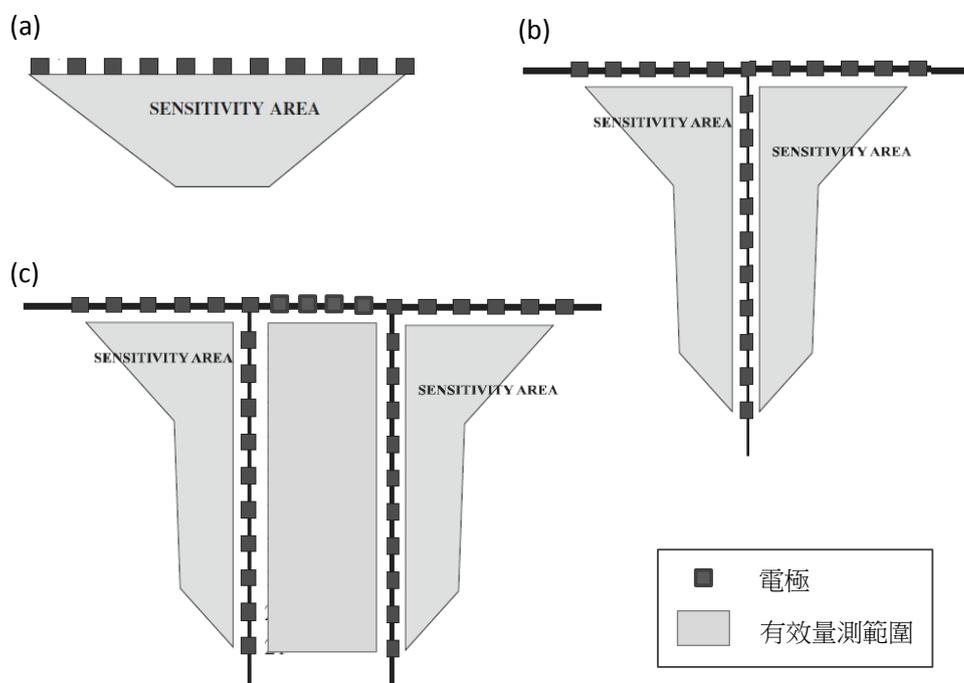


圖 3-24：地電阻探測測線地表與孔內佈設示意圖

資料來源：Tsourlos *et al.*, 2011 p488

### 3.3. 地質處置合適性研究

#### 3.3.1. 台灣用過核子燃料地質處置之地質圈特性

各國因大地構造環境與地質條件特性的不同，進行研發處置場址評選、處置設施功能/安全評估所需技術時，所需特別考量的地質圈特性會有所不同。例如，北歐國家會特別考量下次冰河時期(萬年後)對處置安全性的影響，美國 Yucca Mountain 計畫則將區域性的火山爆發，列為一相當重要的評估因素(JNC, 2000a, c3p20)。台電公司於 SNFD2009 報告彙整的研究成果(台電公司，2010，c2p338)，綜合比較我國各潛在處置母岩長期穩定性(表 3-6)，以泥岩形成年代最短、地質不穩定條件最多，因此未來調查技術的挑戰也最大；相較之下，西部離島及本島東部結晶岩均有千萬年以上或至少百萬年的長期穩定潛力，較具可調查性和可預測性。

有鑑於 SNFD2017 報告中，需參考日本 H12 報告在無特定場址條件下，持續累積深層地質特性研發成果，其中關鍵為參考案例(Reference Case)建置，用以整合深層地質調查及安全評估成果，作為地質處置技術可行性的依據。另一方面參考日本 H12 報告在長期穩定性及合適性評估方式，宏觀全國現有資料，針對火山活動、地殼變動(地震、斷層、抬升、沉陷、侵蝕與剝蝕等作用)、氣候變遷與海平面升降等自然現象，長期累積潛在處置母岩長期穩定性的資訊。

104 年度持續進行全國環境地質(大地構造)、地質合適性調查，並建立相關深層地質調查及安全評估技術，累積台灣地質圈特性相關數據，積極補足過去不足的長期監測資訊。預期可比照日本、瑞典及芬蘭地質處置發展成果，以最新調查與評估技術完成結晶岩質潛在母岩特性的調查與評估、建置深層結晶岩體地質概念模式，應用參考案例來建立處置設計與工程技術，並完成功能/安全評估成果。104 年度成果概要說明如下各節。

表 3-6：我國潛在處置母岩長期穩定性比較表

潛在處置母岩		結晶岩		泥岩	中生代基盤岩
		西部離島	本島東部	西南部	台灣海峽~西部
岩性		花崗岩/片麻岩	花崗岩/片麻岩	粉砂岩/泥岩	火山岩/變質沉積岩
形成年代		100~140 百萬年	80~90 百萬年	1~2百萬年	60百萬年
地質史	千萬年前	13百萬年 (海岸)	10百萬年 深海	淺海或陸地	10百萬年 (海岸)
	百萬年穩定性	無沉陷(海岸)	6.5~3.5 百萬年 快速隆升造山	6.5~3.5百萬 年快速沉陷	無沉陷(澎湖 海岸)；快速 沉陷(台灣西 部中生代基盤 岩深度>2000 m)
			3.5-1.5百萬年 地殼變動有抬 升/剝蝕或沉 陷/沉積	3.5~0.5百萬 年沉陷	
			1.5百萬年張 裂沉陷	0.5百萬年快 速隆升	
萬年穩定性	地殼變動小， 氣候與海平面 變遷影響大	地殼變動有抬 升/剝蝕或沉 陷/沉積；氣 候與海平面變 遷影響小	活動斷層、快 速抬升/剝蝕 或快速沉陷/ 沉積、氣候與 海平面變遷影 響大	地殼變動小， 氣候與海平面 變遷影響大	
大地構造環境		板塊內部	板塊邊緣	板塊內部	板塊內部
		張裂	擠壓轉張裂	擠壓	張裂
		(遠離變形前 緣)	(變形帶)	(變形前緣)	(遠離變形前 緣)
地震		少震區域	地震帶中有相 對地震相對安 靜帶	地震帶	少震區域
活動構造		待調查	待調查	密集區	無
海平面升降/ 環境變遷		海平面上升/ 島嶼； 海平面下降/ 陸地	山地	海平面上升/ 海濱； 海平面下降/ 陸地	海平面上升/ 島嶼； 海平面下降/ 陸地

註：修訂自台電公司(2010, c2p338)

### 3.3.2. 台灣的大地構造架構

因弧陸碰撞作用形成的造山運動僅數百萬年，具備獨特的大地構造與其演化特性。台灣的地質環境大致上與同為歐亞大陸東緣的日本類似，故在進行處置場址評選、處置設施功能/安全評估相關技術研發時，台灣與日本均需面臨及考量與大地構造架構有關的議題(參見 3.1.2 節)，因大地構造演化導致火山活動、斷層(地震)活動，以及抬升與沉陷、氣候與海平面變遷等環境因子，深入探討其對潛在處置母岩的影響性。

#### 3.3.2.1. 火山活動

根據研究結果顯示(JNC, 2000a, c3p24)，火山活動對放射性廢棄物「深層地質處置」所可能產生的負面影響為：

- (1) 岩漿入侵對處置設施的破壞性，及岩漿噴發活動將放射性物質快速帶到地表人類生活圈的可能性。
- (2) 過高的地溫梯度會加速地下水的流動速率，進而增加核種遷移的速率。
- (3) 地下水化學性質的改變(因過高的地溫或與岩漿、火山氣體的混合)，降低多重障壁遲滯核種遷移的功能。

針對台灣的火山活動與特性，本計畫於 103 年度持續進行相關文獻資料的蒐集與回顧，作為後續火山活動及其影響性研究之依據。104 年度進一步對火山活動監測技術發展現況摘述如下：

#### (1) 大屯山火山群火山活動監測：

台灣於 2,000 年前後，開始對於大屯火山群的火山活動徵兆，進行長時間的監控工作。2011 年隸屬國科會的大屯火山觀測站(Tatun Volcano Observatory, TVO)成立後，進一步整合了學者在火山氣體監測、地表溫度監測、地殼變形監測、微震監測等工作成果。

- (a) 林正洪(2012, pp113-114)在大屯火山地區進行近十年的微震的研究與監控，歸納出此區域的微震規模多在 2 以下、地震分布以大油坑及七星山兩區域底部為主、且微震深度密集於 2 km 至 5 km 之間。Konstantinou et al. (2009, pp268-271)與 Rontogianni et al.(2012, pp2260-2264)分析此區域地震模式，除了有構造引起的高頻地震外，大屯火山群的微震也發現火山活動特有的水滴形及螺絲釘形低頻地震、以及間歇式爆炸型群震(spasmodic bursts)，表示部分的微震成因是流體造成的。
- (b) 楊燦堯等(2003, p147)分析稀有氣體結果顯示大屯火山群噴氣帶有地函訊號，其中以大油坑噴氣口大於 85%地函訊號為最高；同地區噴氣樣本分析結果(Lee et al., 2008, pp628-633)，顯示此地區噴氣來源是隱沒型島弧岩漿系統與空氣的混合；Ohba et al. (2010, pp517-519)分析大屯火山群的溫泉及噴氣冷凝水的碳、氫、氧同位素比值並作圖，同樣得到地函岩漿來源的訊號。上述不同學者運用氣體地球化學技術分析結果，指示出大屯火山群地表的後火山活動現象有可能源於地底深部的岩漿活動。宋聖榮(2013, pp181-182)自 1999 年開始長期監控大屯火山地區溫泉水的化學特性、以及噴氣口的氣體成分變化，其結果顯示噴氣口氣樣中氫同位素比值在十幾年的監控期間相對穩定；代表著火山活動度的  $SO_2$ 與 $H_2S$ 比值雖然在 2006 年開始有增高的現象，但是近年來已經回復至平常低值(圖 3-25)。
- (c) 林正洪(2011, pp34-36)運用 GPS 監測大屯火山群區域的地表移動，歸納結果是近十年來此區域以每年約 2 cm 至 3 cm 的移動量向東南方向運動，此結果與台灣北部區域性應力結構一致，GPS 顯示的抬升或沉降則不明顯。Chang et al. (2010, pp457-459)運用更精密的 PSInSAR 系統，監測此區域在

2003 至 2007 年間的地殼變動，歸納出這段時間內大屯火山群及台北盆地是呈現抬升現象。Murase et al. (2014, pp31-33) 在 2006 年至 2013 年間選擇此區域的七星山、擎天崗、金山等路線，每年進行精密水準測量，結果顯示在 2006 年至 2011 年間擎天崗區域有明顯抬升，同時七星山則是呈現沉降趨勢，作者依據微震分布歸納出有一消一長的兩組熱液系統同時作用導致上述現象發生(圖 3-26)。擎天崗在 2006 年後的明顯抬升，對應氣體地化結果這段時間的數據偏高，以及近幾年來幾次規模 3 以上的地震都發生在此區域，宋聖榮(2013, pp181-182)位於擎天崗的地溫井長期監測結果也顯示井底溫度在 2007 年至 2013 年監測期間是呈現上升趨勢(圖 3-27)，表明此區域地底熱液活動相較大屯火山其他區域明顯許多。

- (d) 陳洲生等(2009, pp6-8)運用大地電磁法量測大屯火山群地區的地底電磁特性分布，發現在七星山、大油坑區域電性呈背斜、分層構造，約 6 km 深處則呈近球形、似岩漿庫構造，且其偏高的電阻值研判屬於冷卻過程的火成岩結構。Wen et al. (2012, p182)運用震波模擬技術分析此區域的地底構造，發現一高  $V_p$  的管狀構造，其走向約略平行金山斷層面、並且向下、向南延伸至地底 20 km，此構造可能是之前火山活動時的岩漿侵入管道，其偏高的  $V_p$  值也隱示低溫、冷卻的狀態，火山區域近地表地層顯示低  $V_p/V_s$  及低  $Q_p$  值，則表示現今熱液活動區域及破碎帶。InSAR 與精密水準測量結果則顯示大屯活山部分區域為抬升的趨勢(周鋒泯，2009, p74)，尤其是擎天崗區域在 2007 年至 2009 年間曾有每年 5 cm 的抬升量，其驅使力量來源值得持續探討及監控。

(2) 龜山島火山活動監測：

龜山島最近的一次火山活動在 7,000 年前，因此歸類為活火山，現在龜山島龜首附近海域仍有強烈的海底熱液活動，附近岩石受到硫氣作用而變質，鄰近海水成乳白至黃濁色。然而因龜山島位處宜蘭外海小島，現今長期監控其火山活動的項目並不多。依據莊文星等(2011, p156)近 40 多年來的觀察與研究，龜山島水蒸汽與硫氣等地熱現象大致已呈現衰退之趨勢，其中尤以龜首最為明顯。

- (a) Yang et al.(2005, pp473-475)採集龜山島附近海底熱液區域氣泡進行氦同位素分析，結果則顯示樣本中氦同位素比值 ( $^3\text{He}/^4\text{He}$ )高達 7.8  $R_A$ 至 8.2  $R_A$ ，表示軟流圈地函成分可能已經可以直接逸散至地表。在宜蘭平原採樣的分析結果同樣地具有偏高的  $^3\text{He}$  成分，可能的原因是沖繩海槽的擴張西進，地殼減薄及張裂系統的作用提供地函物質上升的管道。
- (b) 中央地質調查所在龜山島上的地溫監測井進行長期監控工作，江協堂(2010, p83)於 2007 年至 2011 年連續 4 年間進行井下溫度監控，監測結果顯示地溫井溫度變化很小，年溫度變化約 0.015 °C 至 0.215 °C，而且井溫有緩慢下降的趨勢，年均降溫約 0.048 °C 至 0.116 °C，表示龜山島本身的地溫有逐漸冷卻的趨勢(圖 3-28)。
- (c) 林正洪(2012, pp66-67)在 2007 年至 2012 年的微震監測期間，結果顯示微震深度分布於 10 km 以內的淺部地殼，震源則集中於龜山島與宜蘭平原南部兩區域；董倫道、林蔚(2013, p107)宜蘭區域空中磁測結果也顯示平原南部有一高磁區分布，對應上述 Yang et al. (2005, pp473-475)氦同位素結果也顯示平原南部有較高氦同位素比值，因此未來龜山島的火山活動監控重點，除了要關注龜首東南方的海底火山活動，也要注意宜蘭平原南部地底是否有岩漿入侵的跡象。

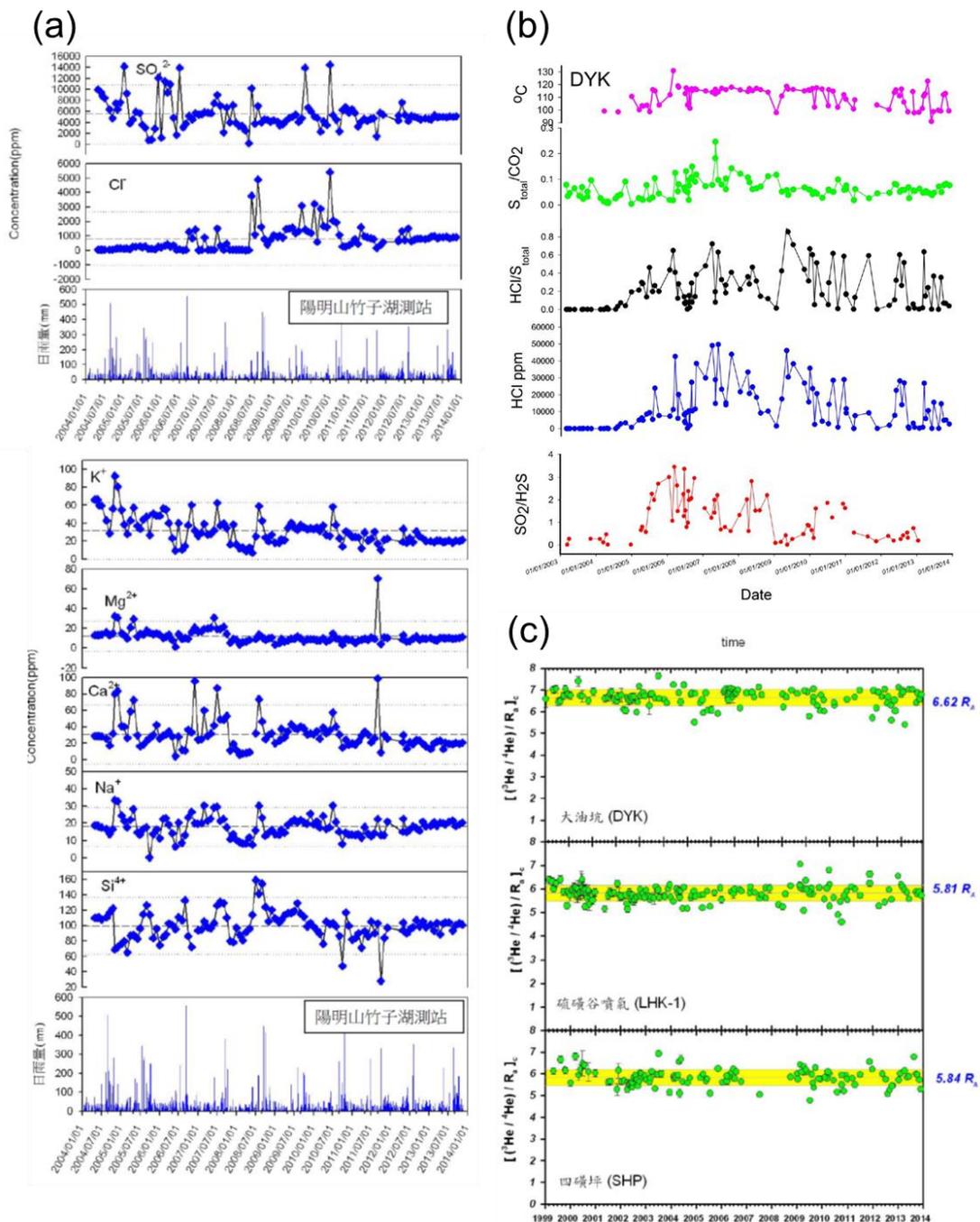


圖 3-25：大屯火山群溫泉及噴氣口氣樣地球化學長期監測結果

註 1：資料來源：宋聖榮(2013, pp32-33)。

註 2：(a) 2004 年至 2014 年間大油坑溫泉水陰陽離子監測結果；(b) 2003 年至 2014 年間大油坑噴氣成分分析監測結果；(c) 1999 年至 2014 年間大油坑、硫磺谷、四磺坪噴氣氦氣同位素比值監測結果。

註 3：監測結果顯示最近十年來此區域的地化特徵基本穩定，無長尺度的變化趨勢。

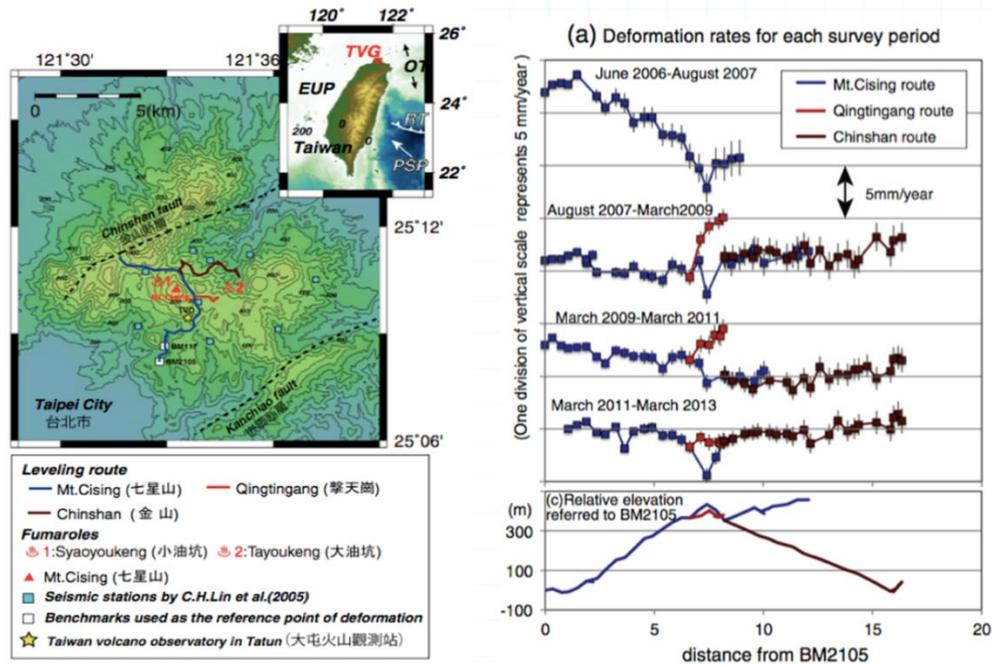


圖 3-26：大屯火山群地區在 2006 年至 2013 年間精密水準測量

註 1：資料來源：Murase et al. (2014, pp31-33)。

註 2：水準測量結果顯示在 2006 至 2011 年間擎天崗區域有明顯抬升，同時間七星山則是呈現沉降趨勢，作者歸納出一消一長的兩組熱液系統同時作用導致上述現象。

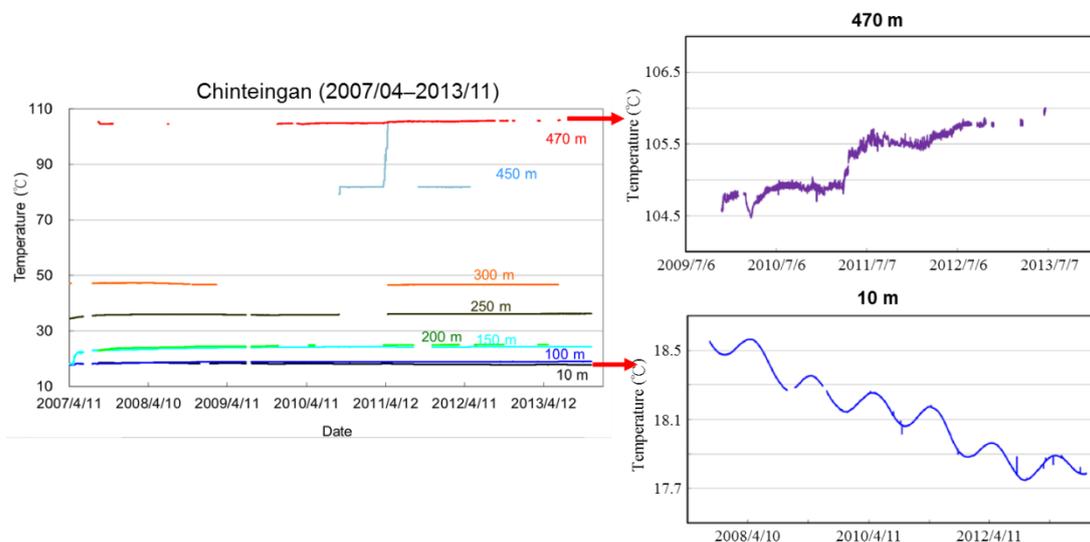


圖 3-27：大屯火山群擎天崗地溫井井下溫度長期監測紀錄

註 1：資料來源：宋聖榮(2013, p163)。

註 2：在 2007 年至 2013 年間井下溫度長期監測，結果顯示淺層的地溫有年週期變化，井底溫度(470 m)在監測期間是呈現逐漸升溫趨勢。

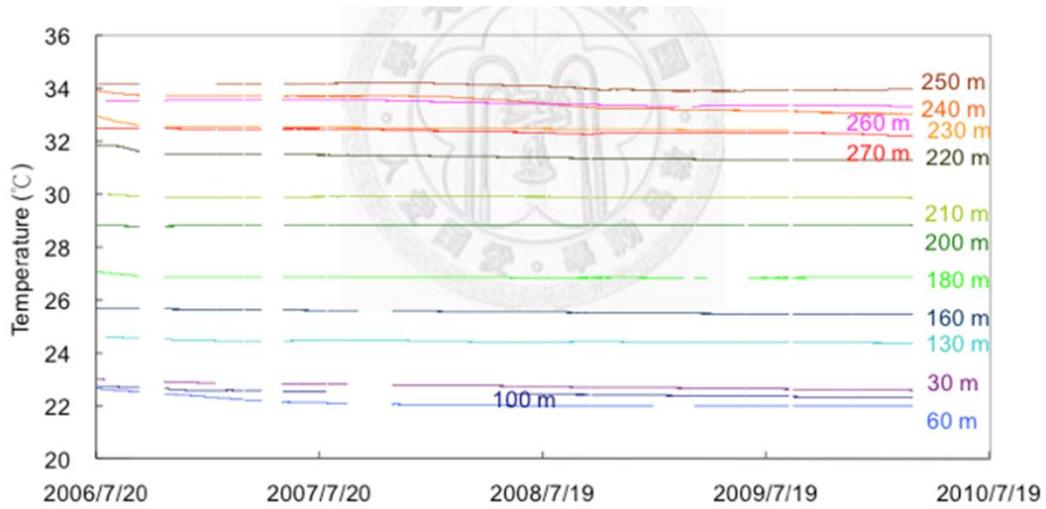


圖 3-28：龜山島地溫井井下溫度長期監測紀錄

註 1：資料來源：江協堂(2010, pp62-66)。

註 2：監測結果顯示地溫井溫度變化很小，而且井溫有緩慢下降的趨勢。

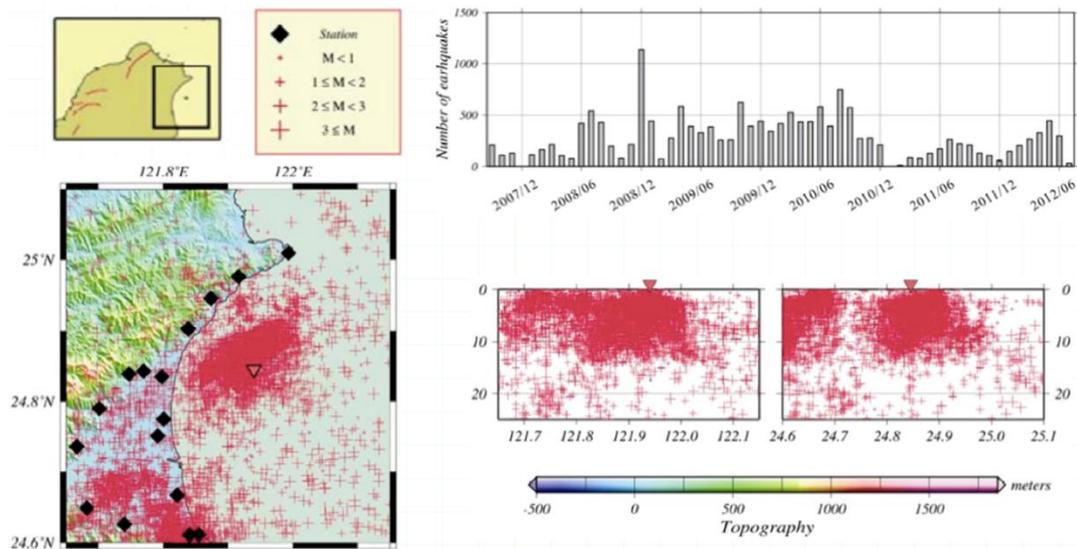


圖 3-29：龜山島、宜蘭平原地區的微地震分布

註 1：資料來源：林正洪(2012, pp90-91)。

註 2：2007 年至 2012 年的微震監測期間，結果顯示微震深度分布於 10 km 以內的淺部地殼，震源則集中於龜山島與宜蘭平原南部兩區域。

註 3：右下圖分別顯示地震之分布範圍(左表示經度範圍，右則為緯度範圍；縱軸單位：km)。

### 3.3.2.2. 斷層活動

除非大地構造架構的改變，否則斷層構造通常會沿著過去的活動斷層而活動，並由地下至地表逐漸擴大其活動影響範圍，形成所謂的斷層帶，處置場址的篩選及建造，必須儘可能遠離已知的活動斷層帶。在處置環境穩定性評估考量的時間尺度達數十萬至百萬年之久，考量斷層再活動的可能性，依照日本調查結果，通常都依既有斷層位置重複發生(JNC, 2000a, c3p30)。

自 101 年度起展開地震活動解析，逐年累積成果，包括微震分布與岩層空間關係、深層地震應力解析、地殼深部(6-20 公里深)斷層活動機制與大地構造演化關係，補足強震網不足之資訊。長期累積大量深層微震叢集區域，可利用地球物理其他資訊研判，地震分布受岩層、岩性變化所控制，深層破裂構造多位於岩體邊界，花崗岩體因而形成地震相對安靜區域(其應力解析顯示淺於 10 公里為張裂大地應力影響)。此外，結合大地電磁法獲致之深層電阻資料，透過國際合作方式，於 104 年度建立電阻與震波併合成像技術，結合電阻探測對地層含水特性具有高敏感度，而震波探測對構造具有較高解析度的特點，併合成像分析有助於建構震源區地下構造模型。

地震速度成像分析工作，主要目的乃透過震波走時資訊，逆推三維速度並將地震重新定位，以獲得區域岩體特性及震源與區域構造之關係。採用 tomoDD 法，結合雙差分地震定位及三維速度成像，相較於傳統方法，精進了地震事件配對後的時間差作為限制條件，並同時疊代逆推運算震源發生位置和三維速度模型參數，其解算結果使地震叢集中每一地震事件之相對位置更精確，亦提高絕對位置的精確度。成果簡述如下：

(1) 速度成像及重定位分析：

(a) 三維速度成像結果展示：

- (i) 完成棋盤格測試確認有效水平網格間距後，在速度成像分析運算中，首先使用粗網格進行初步三維背景速度模型之建立，並利用所建立的模型進行地震資料重定位處理。根據粗網格逆推結果，採用細網格設定並依循相同運算步驟與流程，進行下一步精修微調模型並逐步提升定位精準度。在多次的疊代過程中，粗網格與細網格型的初達波走時殘差方均根(Root Mean Square, RMS)，分別從原先的 0.4543 秒及 0.6217 秒，有效降低至 0.1062 秒及 0.0819 秒，說明逆推模型有效降低模型與定位誤差，使得運算所得之參數更為符合觀測資料。
- (ii) 從三維速度立體模型(圖 3-30)觀察，於中央位置可發現類似的高低速塊體互相堆疊的結構特徵(圖 3-30c, d, e)。另外，進行波速比( $V_p/V_s$ )成像分析，其高程切面圖與三維立體展示模型分別如圖 3-31 所示，當岩石中富鐵鎂矽酸鹽類成分比例較高時，其  $V_p/V_s$  波速將會有較高的數值，此地殼深度的高波速比區域，所對應的岩性，可能為空中磁測解釋的高磁性的海洋地殼。
- (2) 三維速度模型併合成像：
- (a) 由於波速與電阻率進行併合成像時，必須針對有地震數據及地電阻數據的模型範圍。有鑑於此，地電阻數據主要取自大地電磁法逆推模型，以確立兩者數據地下空間分布的一致。三維波速與電阻率併合成像運算技術初步完成的結果，可發現透過結合電阻率交叉梯度參數的併合成像方法，增加對於岩體特性的控制條件，有效改變波速模型分布樣貌。
- (b) 併合成像模型中(圖 3-32)，經比對異常區幾何形貌，併合成像之前，部分區域波速已與電阻率模型特徵相似。經過併合成像之後，異常區域仍大致維持相同的高、低波速的分布趨勢，並無產生反轉等不合理現象。在模型南側的高電阻區域，

對應至波速模型特性包含低速和高波速模型，呈現出電阻與波速模型兩者特性的三維空間資訊，與深層裂隙含水岩層及構造延伸的空間分布關係。

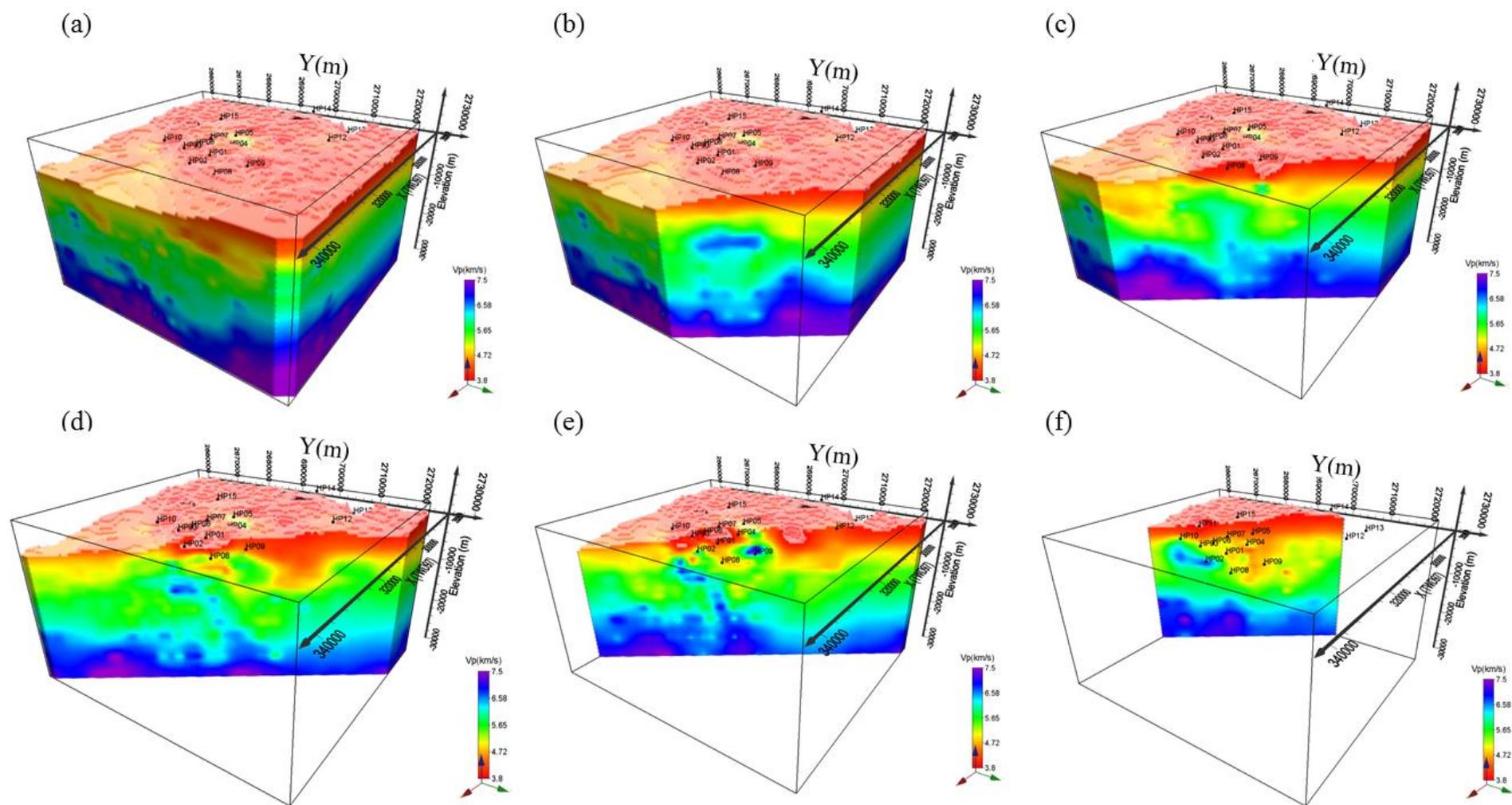


圖 3-30：地震波速模型三維立體圖

註：各圖右下方綠色及紅色箭頭，分別指向正北與正東方向。

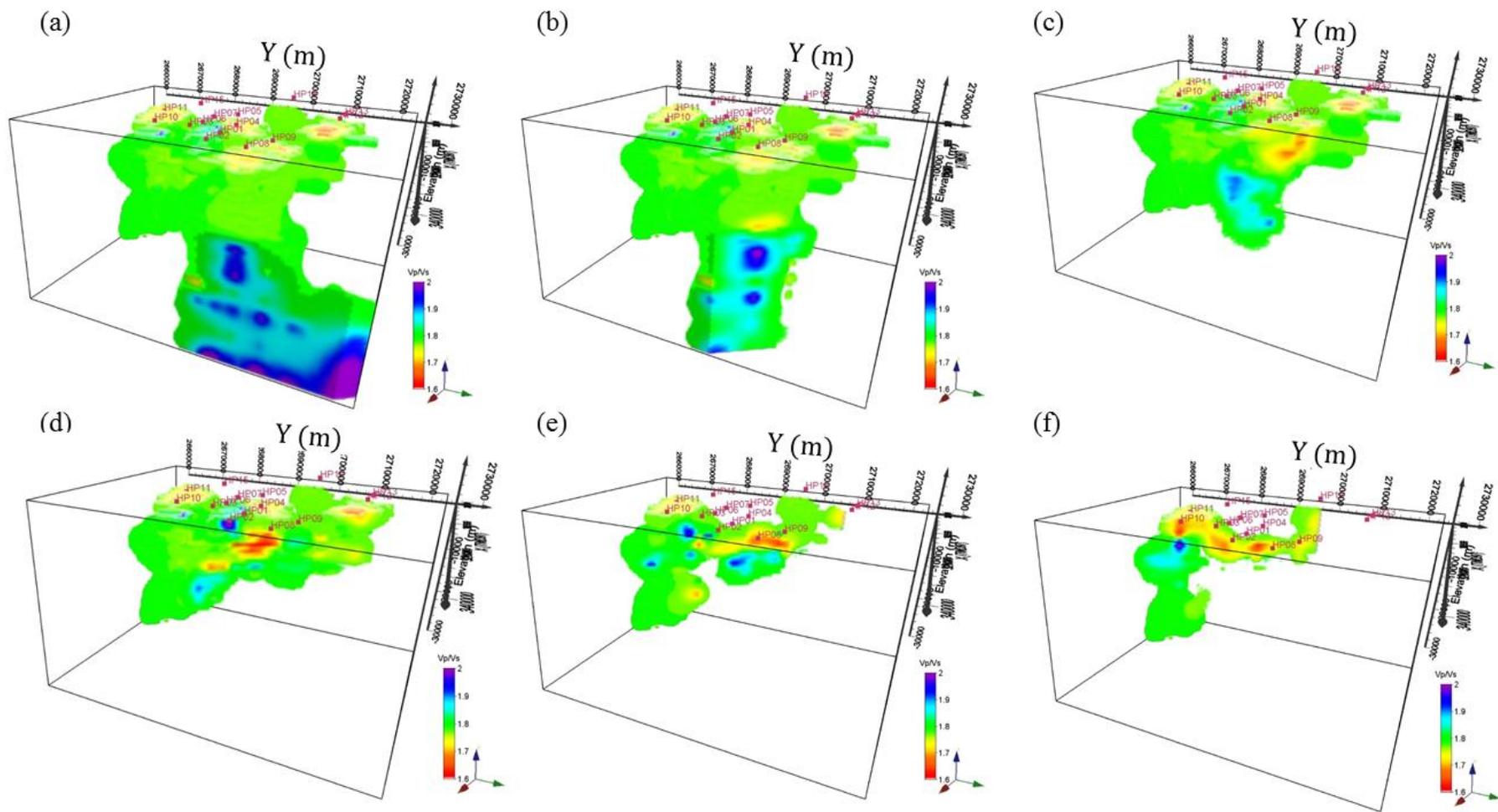


圖 3-31 : Vp/Vs 三維立體圖

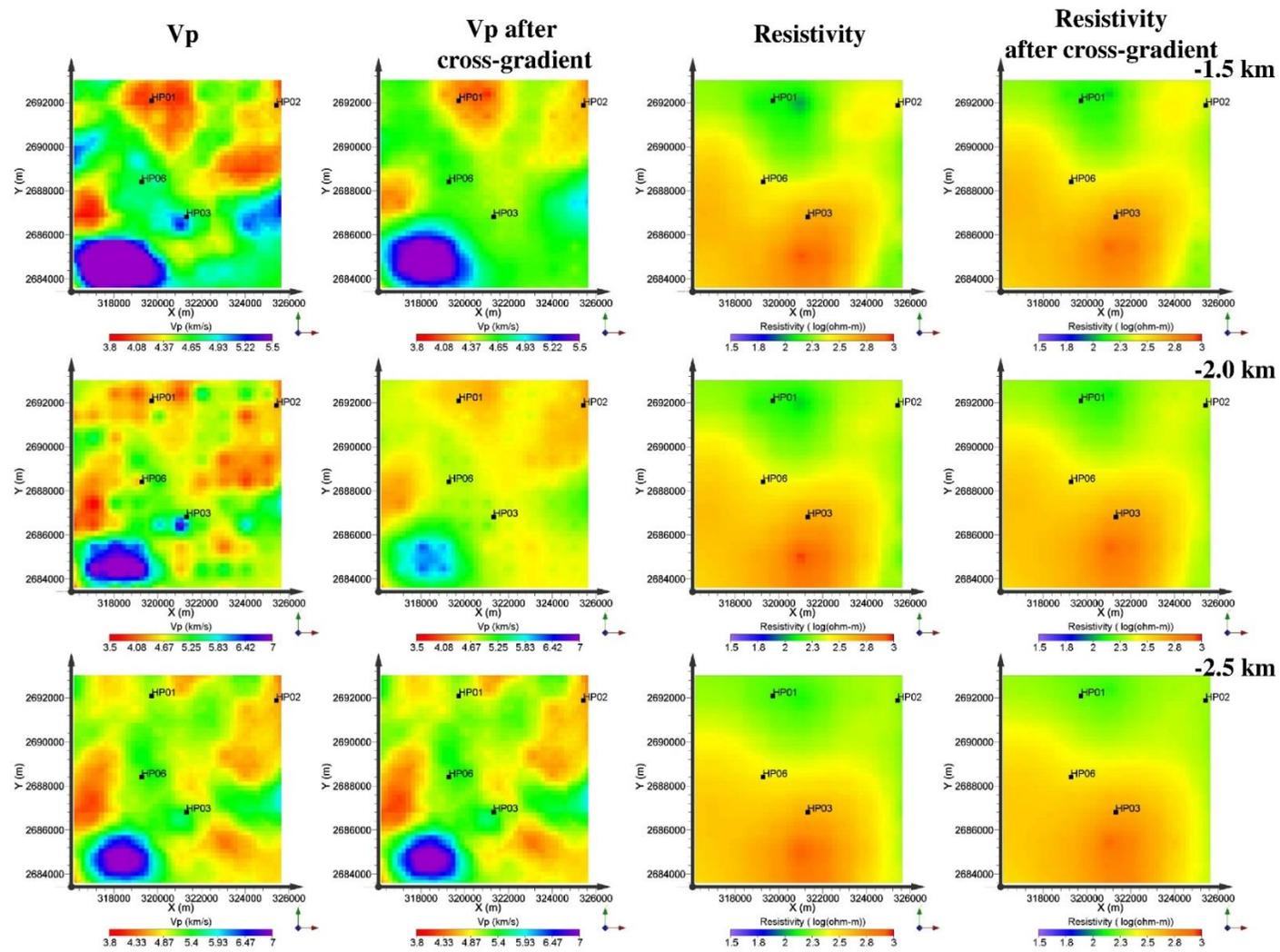


圖 3-32：三維波速與電阻率併合成像運算結果高程剖面圖

有鑑於 H12 報告強調地震為自然影響因子之一，相當重視岩體波傳特性之基礎研究，因放射性廢棄物於深層地質處置，當地震發生時，深層地盤之反應(如振幅，頻率以及延時)將有別於地表之反應，因此須對深層地盤的受震反應加以考慮。一般的地震衰減關係( attenuation relationship)多描述震波在地表隨距離之衰減關係，主要因為地震紀錄的量測多以地表為主，對於深層地盤震波衰減特性的研究相對較少。但近年來越來越多井下陣列的設置，不但可提供地表之地震資料，還可量測到不同深度之地震歷時。

本計畫於 103 年度開始初步蒐集國外井下地震資料，目的在於了解深層地盤之受震反應，有鑑於美國及台灣之井下地震資料多為沈積岩區，目前以蒐集日本井下地震資料為主，包含陣列設置深度、地層資料與波速分佈圖，提供後續年度建立地震衰減評估技術之用。針對日本井下陣列蒐集資料，顯示其中 kik-net 陣列數多達 674 處，而深入岩盤者共 586 處，並且有 77 處坐落於花崗岩盤，而 97 處坐落於泥岩層，其中 7 處花崗岩陣列之強震與微震記錄完整，可供後續地盤反應分析(摺積、反摺積)之用。kik-net 陣列主要量測地表與深層地盤之自由震動，每個位置的紀錄包含垂直、東西與南北 3 個方向之加速度，圖 3-33 為日本 311 地震於 IBRH17 所量到之地震加速度歷時，而圖 3-34 為相對應之反應譜與正規化之反應譜。由圖可知深層地盤之震度遠小於地表之震度，此外深層地盤之震動含有較高頻之能量，由其他陣列與地震紀錄亦可觀察到此特性。上述觀察之差異，可作為後續深層地盤地震衰減模式發展之依據或作為現有地表地震衰減模式之修正基礎。

氦-222 是鈾-238 蛻變系列中的一個放射性核種，為地層中自然存在之放射性示蹤劑，有鑑於日本 H12 報告強調地震為自然影響因子之一，並於日本東濃地區觀測深層地下水受地震影響之氦氣變化，顯示出地下水氦氣監測與地震關連性研究為探討地震影響的靈敏指標。在日本及台灣多震的區域，地下坑道內施工長期而言，會面臨岩體裂隙因地震釋放氦氣的健康問題，因此背景監測地震與氦氣濃度變化，是多地震國家重要的研究課題。不同潛在處置母岩若受地震影響

而產生氬氣背景值的變化，為 IAEA 要求特性調查必須進行的背景監測。

本計畫蒐集地震研究區之氬氣監測數據，評估地下水氬氣受地震影響之逸氣行為，探討地震與氬氣徵兆關聯性，作為後續母岩特性調查研究工作規劃的重要參考依據。於 102 年度開始進行地震與氬氣徵兆關聯性研究工作，探討位於地震帶上的破裂含水層中，地下水氬氣現地揮發逸散的物理化學機制。103 年度持續解析氬氣變化與不同地震的關聯性，在結合地震帶震源機制解釋基礎上，至 104 年累積的研究成果概述如下：

(1) 震時地殼體積應變的計算：

- (a) 同震地殼體積應變會依據不同的地震規模與斷層錯動方式產生不同的應變量(Okada, 1992, pp1025-1030)，為計算地震發生時在觀測井位所產生的體積應變量大小，藉以瞭解體積應變量與水氬變化的相關性。經由個別地震的物理參數，計算在地殼受到斷層移位時在斷層附近區域所產生相對應的位移量與應變量。計算體積應變時，斷層的位態與滑動方式為最主要的物理參數，可從餘震分佈、震源機制解與地表位移量取得。
- (b) 台灣東南部海岸山脈鄰近地區屬於相當活躍的地震群，由地震分布與震源機制解，則顯示其斷層位態與破裂形態十分清楚。2003 年 12 月 10 日  $M_W = 6.8$  之成功地震震時地殼體積應變量呈現東北-西南向拉張應變，而西北-東南向則為壓縮應變。在安通觀測站所受到的應變量約為  $-24.672 \times 10^{-6}$ 。2006 年 4 月 1 日  $M_W = 6.1$  之台東地震震時地殼體積應變量與成功地震略為相似，也呈現東北-西南向拉張應變，而西北-東南向則為壓縮應變。在安通觀測站所受到的應變量較 2003 年 12 月 10 日成功地震小，約為  $-0.455 \times 10^{-6}$ ，其主要原因為地震距離測站較遠且地震規模略小。2008 年 2 月 17 日  $M_W = 5.4$  之安通地震與 2011 年 7 月 12 日  $M_W = 5.0$  之奇美地震震時地殼體積應變量，根據庫侖應力所算出來的結

果，安通觀測站在安通地震與奇美地震所受的體積應變分別為  $0.266 \times 10^{-6}$  與  $-0.003 \times 10^{-6}$ 。

(c) 地震與地下水氣體變化：

在 2011 年發生  $M_w$  5.0 奇美地震，安通溫泉吉祥站地下水氦氣、甲烷及乙烷濃度分別從背景值  $(752 \pm 24)$  pCi/L、 $(8.24 \pm 0.48)$  mg/L 及  $(0.217 \pm 0.010)$  mg/L 下降至最低值  $(447 \pm 18)$  pCi/L、 $(5.81 \pm 0.30)$  mg/L 及  $(0.161 \pm 0.008)$  mg/L。根據地下水氦氣、甲烷及乙烷異常下降之濃度，計算 2011 年  $M_w$  5.0 奇美地震新裂隙中的最大氣體飽和度分別為 8.63%、1.15% 及 0.94%。由圖 3-35 可知，地下水氦氣在地震發生時，為變化相當明顯之地下水溶解氣體。由地下水氦氣下降濃度計算，所得之最大氣體飽和度 (8.63%)，為最適合代表在 2011 年  $M_w$  5.0 奇美地震前安通溫泉地下水氦氣 D1 井之最大氣體飽和度。

在東台灣安通溫泉 D1 井，共監測到 5 次地震中地下水氦氣濃度異常下降，5 次地震之日期及規模分別為 2003 年 12 月 10 日  $M_w$  6.8、2006 年 4 月 1 日  $M_w$  6.1、2006 年 4 月 15 日  $M_w$  5.9、2008 年 2 月 17 日  $M_w$  5.4 及 2011 年 7 月 12 日  $M_w$  5.0。安通溫泉吉祥站 D1 井之地下水氦氣濃度分別在 2003 年  $M_w = 6.8$  的成功地震、2006 年  $M_w = 6.1$  的台東地震及 2008 年  $M_w = 5.4$  的安通地震期間，從背景值  $(787 \pm 42)$  pCi/L、 $(762 \pm 57)$  pCi/L 及  $(700 \pm 57)$  pCi/L 降至最低值  $(326 \pm 9)$  pCi/L、 $(371 \pm 9)$  pCi/L 及  $(480 \pm 43)$  pCi/L，如圖 3-36a-c 所示。地震前異常下降期間觀測到的之地下水氦氣最低值越小，則地震規模越大 (Kuo et al., 2010a, p219)。以 2003 年、2006 年及 2008 年地震觀測到的地下水氦氣最低值作計算，地下水氦氣異常下降與地震規模之關係式如下 (Kuo et al., 2011, p861)。

$$\left(\frac{C_0}{C_w} - 1\right) = 0.6827M_w - 3.189 \quad (3-3)$$

其中，

$C_0$ 代表地下水初始氦氣背景濃度，[pCi/L]。

$C_w$ 代表地下水氦氣濃度地震前異常下降期間最低值，[pCi/L]。

$M_w$ 代表地震規模。

方程式(3-3)可應用於海岸山脈鄰近池上斷層所發生之地震，以安通溫泉吉祥站 D1 井觀測到的地下水氦氣下降程度，探討地震規模大小的關係。

(2) 西南部泥岩區案例：

由於西南部泥岩為前陸盆地受造山作用變形而快速抬升出露，有許多活動斷層。蒐集白河天然湧泉中，自 2009 年 9 月開始觀測記錄地下水氦氣濃度變化。白河湧泉為泥岩層夾裂隙石灰岩含水層。2010 年甲仙及 2012 年霧台地震震央，分別距離白河站 46 及 72 km。白河站觀測到地下水氦氣濃度與地震的變化亦相當明顯，在 2012 年 10 月 25 日發生的  $M_L = 5.4$  高雄地震，其震央距離白河站 100 km (圖 3-37)。在 2010 年  $M_w = 6.3$  甲仙及 2012 年  $M_w = 5.9$  霧台地震前後，地下水氦氣濃度分別從背景值  $(128 \pm 5)$  pCi/L 及  $(92 \pm 21)$  pCi/L 下降至最低值  $(104 \pm 8)$  pCi/L 及  $(30 \pm 5)$  pCi/L (圖 3-38a 及 b)。圖 3-38c 顯示一地下水氦氣異常下降的觀測數據，白河站的地下水氦氣濃度從 2012 年 7 月 25 日的背景值  $(144 \pm 20)$  pCi/L 下降至 2012 年 8 月 3 日的最低值  $(68 \pm 13)$  pCi/L。

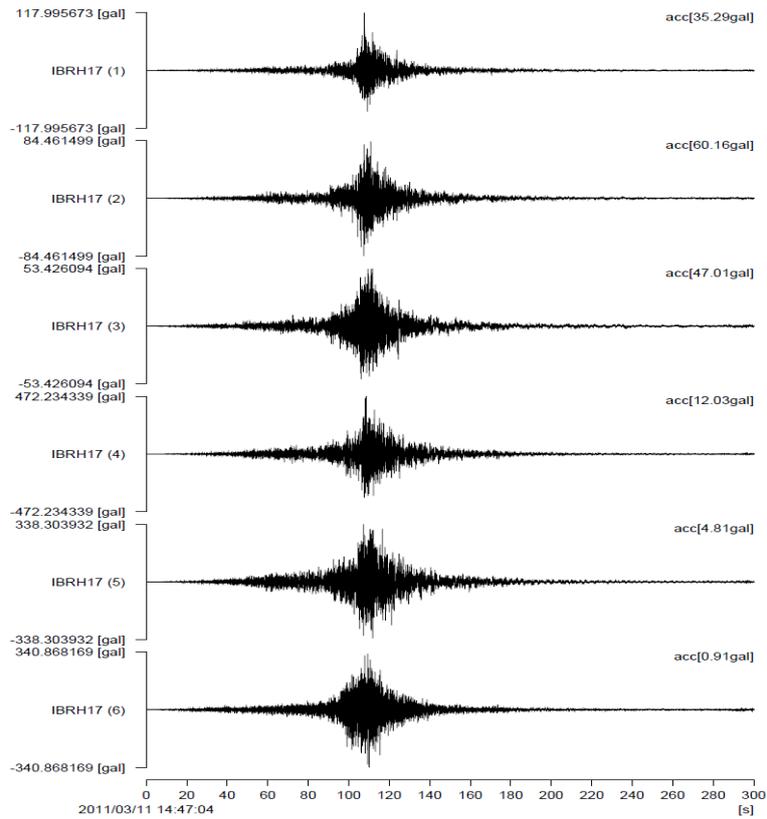


圖 3-33：日本 311 地震於 IBRH17 井下陣列所量測之加速度歷時  
 註：由上至下分別為 NS1、EW1、UD1(20m)；NS2、EW2、UD2(-490m)

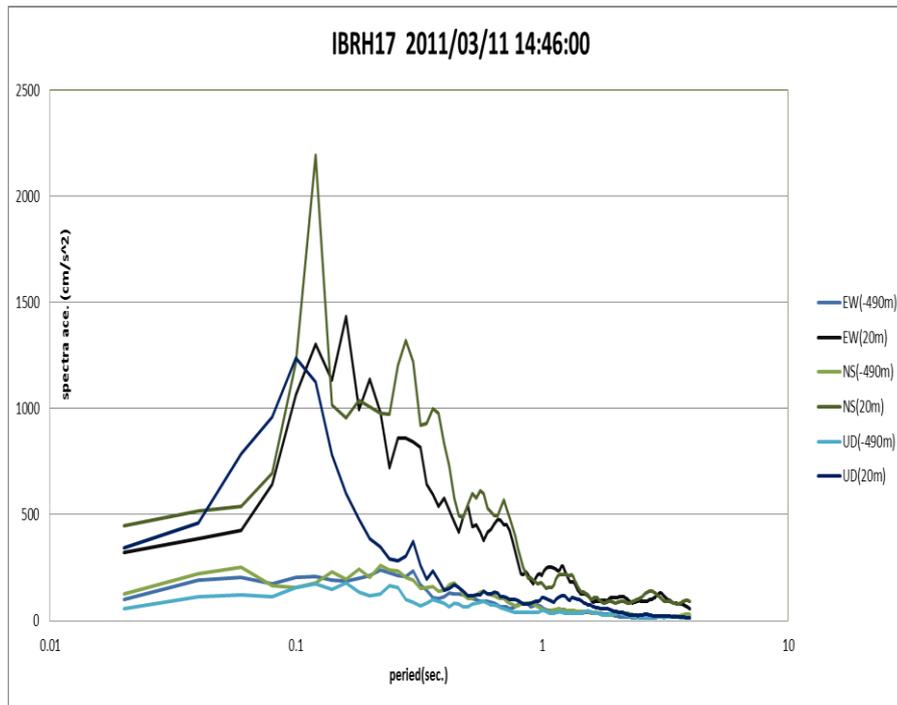


圖 3-34：日本 311 地震於 IBRH17 所量到之地震加速反應譜

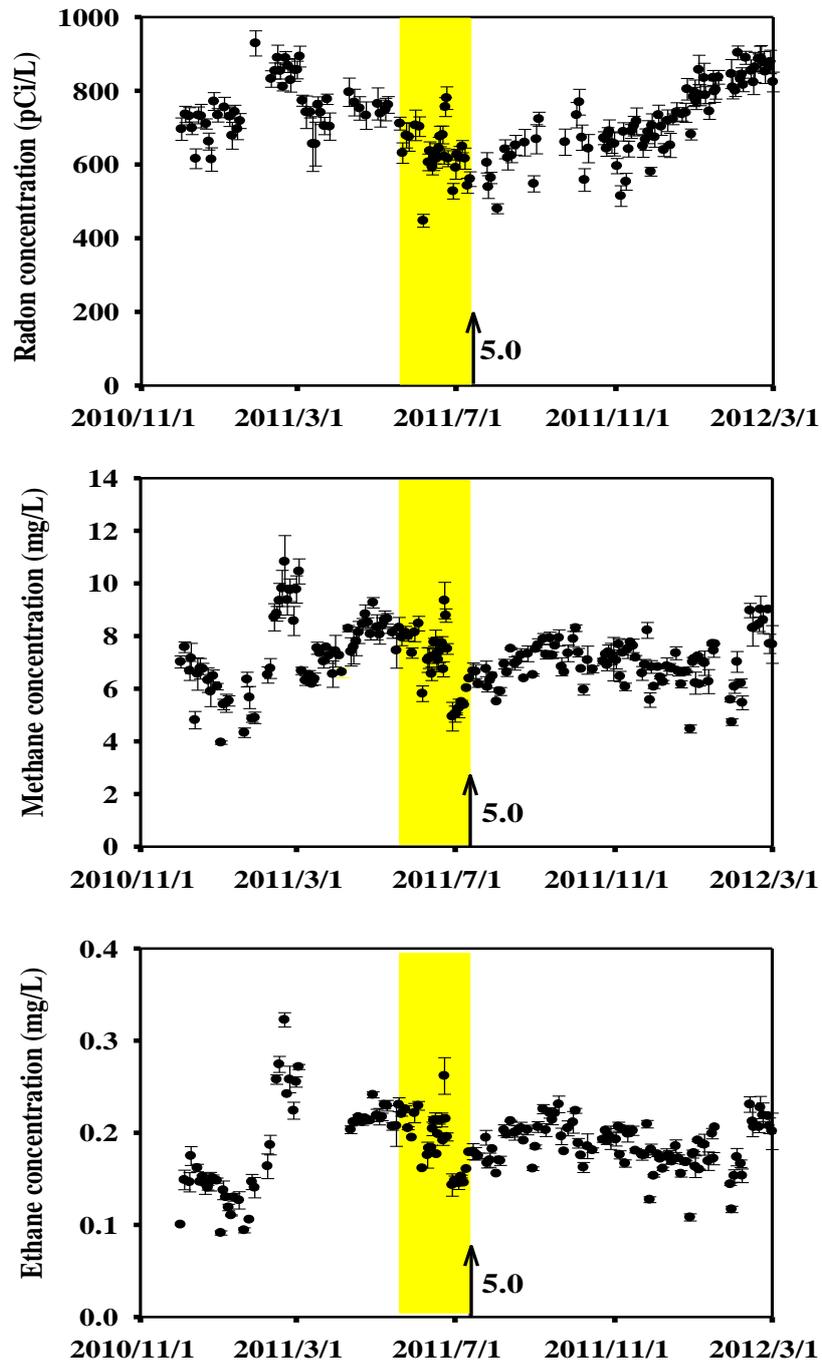


圖 3-35：安通溫泉吉祥站地下水氡氣、甲烷及乙烷濃度變化關係圖  
 註：箭頭標示主震，箭頭旁為地震規模  $M_w$ 。

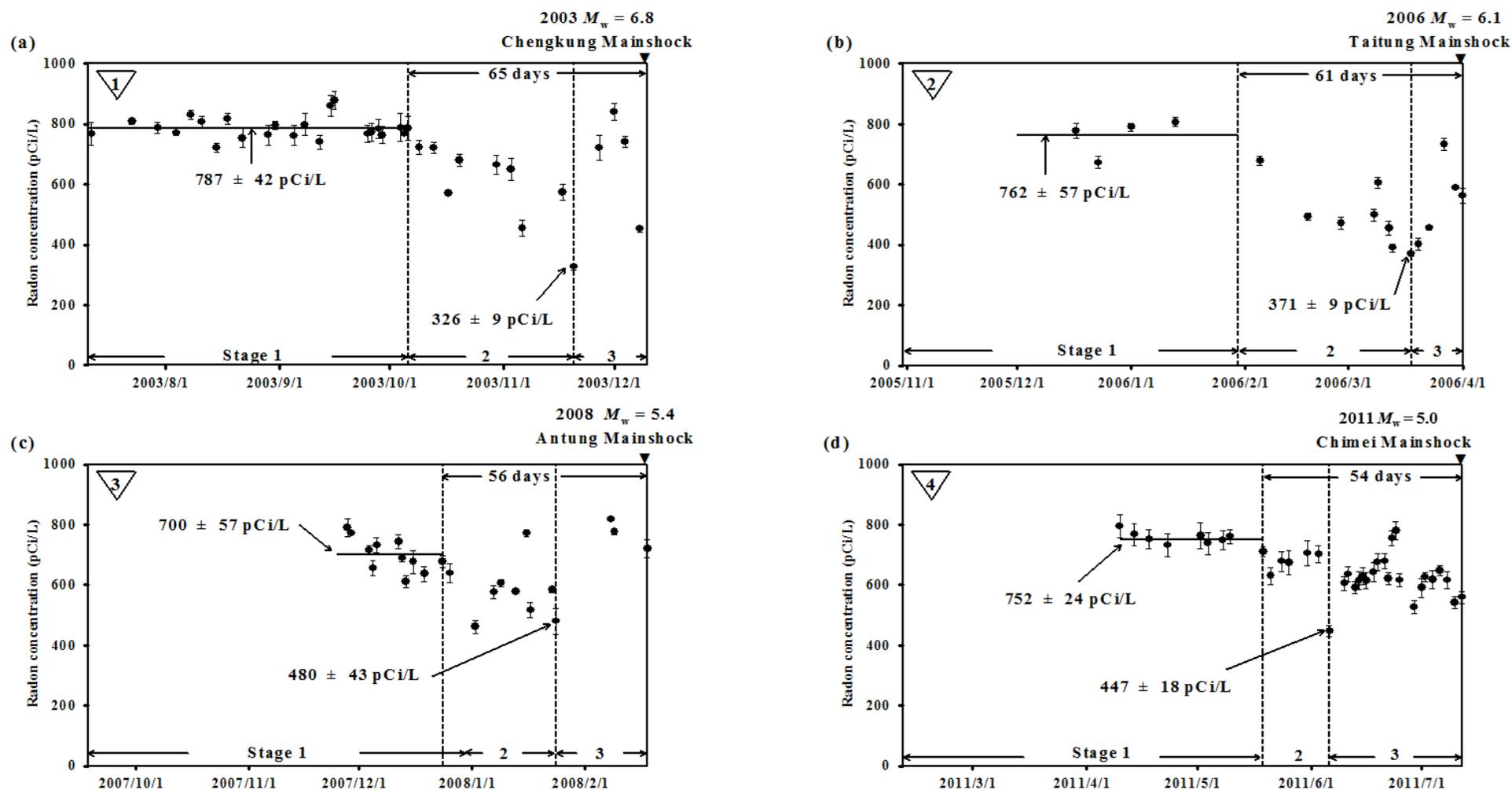


圖 3-36：安通溫泉吉祥站 D1 井地震前地下水水氡濃度變化圖

註 1： (a) 2003 年成功地震：(b) 2006 年台東地震：(c) 2008 年安通地震：(d) 2011 年奇美地震。

註 2： 階段 1 彈性應變：階段 2 裂隙發展：階段 3 地下水流入。

註 3： (a), (b), and (c) from Kuo et al., 2010, p219; 2011, p861。

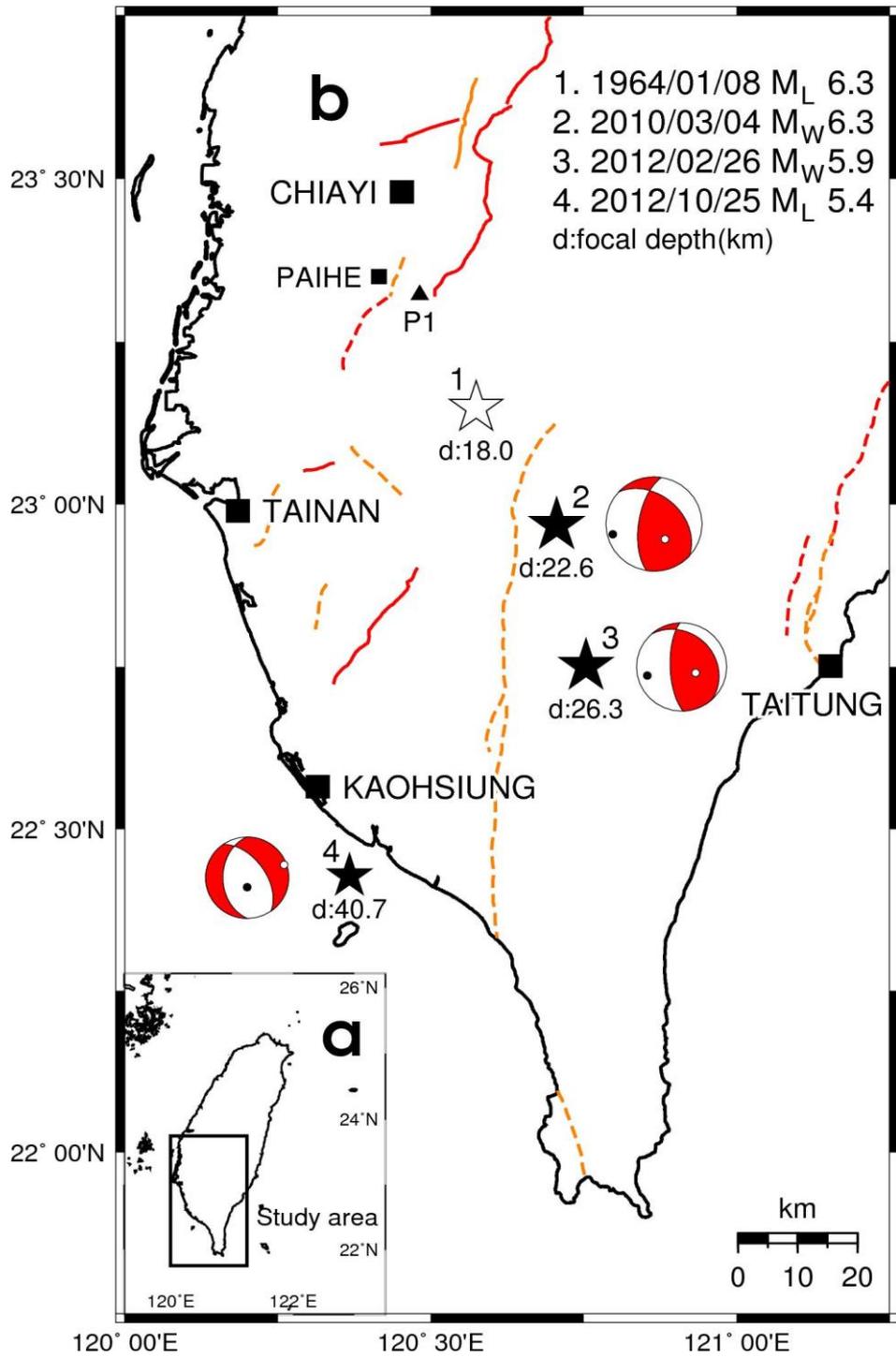


圖 3-37：南臺灣1964年、2010年及2012年發生之地震震央圖

註1：(a) 台灣地理位置圖；(b) 白河研究區域。

註2：空心星星：1964年主震；實心星星：2010年及2012年主震，實心三角形：白河P1監測站。

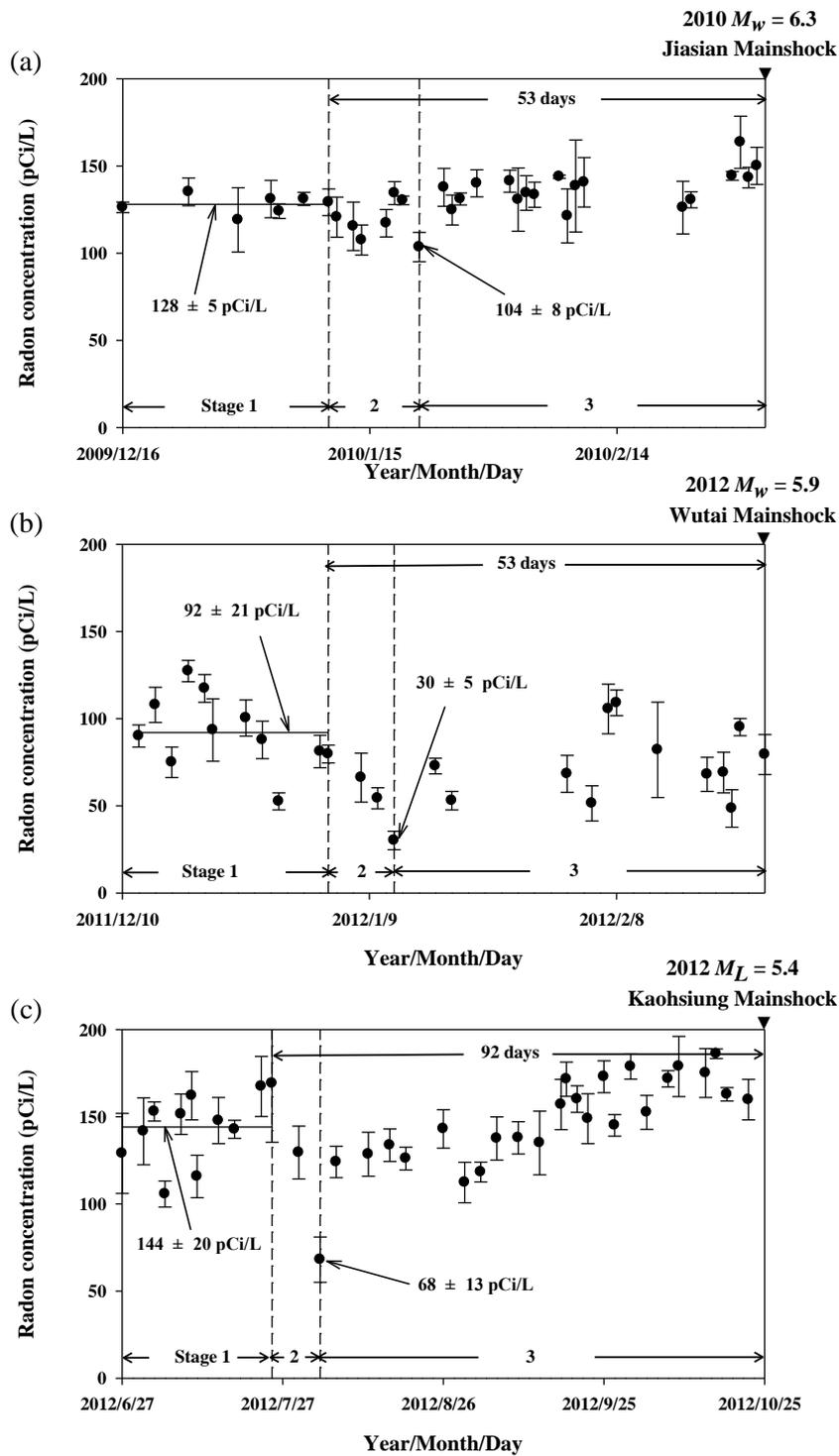


圖 3-38：白河站 P1 井地震前地下水水氡濃度異常下降三階段圖

註1：(a) 2010年甲仙地震；(b) 2012年霧台地震；(c) 2012年高雄地震。

註2：階段1為彈性應變；階段2為裂隙發展；階段3為地下水流入。

### 3.3.3. 抬升與沉陷作用

岩體的抬升/沉陷主要係取決於大地架構及其演化特性。對於放射性廢棄物「深層地質處置」而言，岩體的抬升將縮短處置深度與人類生活圈的安全距離，進而降低岩層對核種遷移的隔離功能，相反地，岩體的沉陷將使放射性廢棄物逐漸遠離人類生活圈。而在評估岩體抬升或沉陷的方法中，GPS 測量是衛星量距的一種方法，雖然相較其他調查方法，是觀測期距最短(只能觀測近數十年的變化趨勢)，但對於觀測大範圍地殼變動(特別是水平向變動)之大地測量中，較具高準確度及快速的方法，故廣範被用於抬升與沉陷作用的相關研究中。

#### 3.3.3.1. 台灣抬升/沉陷特性

台灣西部與台灣海峽的地層關係如圖 3-5 剖面所示，時空演化關係，可以解釋目前造山帶最西側的西部麓山帶，兩套出露的後張裂期地層及前陸盆地期地層，如何發生抬升與沉陷作用。因陸陸碰撞作用(Lu and Hsu, 1992, p39; Shyu et al., 2005, p172)及弧陸碰撞作用(Lin et al., 2003, p456 及其參考文獻)，使得於台灣海峽區域沈積的後張裂期地層，以及前陸盆地期地層，均受到逆衝斷層與褶皺作用，而出露於褶皺逆衝斷層帶中。由於台灣造山帶的荷重，使得台灣西部與台灣海峽地殼往造山帶方向撓曲，往東變深(Lin and Watts, 2002, p. 6)。

沉陷盆地與海水面變化的關係，提供了萬年以來沉陷速率、沉積速率及海水面變動的紀錄，在台灣很大範圍都有相關地質研究進行，主要在泥岩區的嘉南平原與屏東平原；沉積岩區的台北盆地；以及變質沉積岩區的蘭陽平原(陳文山等 12 人，2004, pp80-82)。台灣許多河系的河階發育非常普遍，提供豐富的現地資料，供地形構造學者研究地殼變動與氣候變遷的影響性。謝孟龍(2005, pp47-58)指出：就足夠長時間來看，使侵蝕速率約等於隆升速率的長時間尺度，應超過至少一個氣候循環(如由冰期到間冰期，約十萬年)，本土相關資料仍有限。

河階的形成，反映出一個河流流經地殼隆升區域時，因每年河流下切岩盤，幾千年下來就會形成數個河階地形。由河階地定年得知之大區域河流下切岩盤的速率，為定性、半定性研究構造運動的重要參考。特別是針對千、萬年的時距下，比較同一構造隆升區域之不同河流下切岩盤速率的差異時，往往可以鑒別出，在此構造隆升區域內，相對較穩定的地區；同時，亦可依據河流的下切速率，來推算構造間的相對隆升速率。在鄰近斷層的河段上，如有較詳細的河階定年資料，可供判別斷層上、下盤河流之下切速率的差異值，獲致代表該斷層垂直方向運動的速率(謝孟龍，2005, pp47-58)。

河階的研究提供探討上述諸多影響因子之題材，因此日本 H12 報告對於抬升/沉陷作用、以及氣候與海平面變遷等議題，均大量仰賴日本諸多河階研究成果，並期能藉由地質、地形、河階定年及地體抬升作用的制約，預測未來河階演育、河流下切在陸域長時間對處置環境的影響與評估(JNC, 2000a, c3p33)。

為了評估地質環境的穩定性，預測未來地形的形貌及處置深度覆蓋層厚度是非常重要的工作，地形變化之時空分布的調查，有助於預測未來趨勢(JNC, 2000a, c3p33)。本計畫參考日本 H12 報告的河階研究架構，回顧本土相關資料，彙整成區域性抬升與沉陷作用的本土河階案例，透過台灣河階經典案例分析，提供地殼變動抬升/沉陷作用與河流演育等研析所需的估算資訊。岩體的抬升或沉陷主要係取決於大地架構及其演化特性。對於放射性廢棄物「深層地質處置」而言，岩體的抬升(及剝蝕)，將縮短處置深度與人類生活圈的安全距離，進而降低岩層對核種遷移的隔離功能，相反地，岩體的沉陷將使放射性廢棄物逐漸遠離人類生活圈。

估計區域性長時間的地殼抬升行為及速率，需要發展一些研究技術，例如定年方法、沉積層序與構造。模擬因剝蝕作用導致之地形變化，未來還須考量到地殼抬升、氣候與海平面變遷、以及區域地質特性的影響，即便是未來都將是複雜難解的問題。

河階在定義上，是指現生河床的兩側，受到河流的侵蝕或是堆積作用所形成的階地。根據其成因的不同可以區分成 2 種形態：堆積型河階(alluvial terraces)與侵蝕型河階(strath terraces)。堆積型河階(Bull and Knuepfer, 1987, p15; Bull, 1990, p351)的形成為沉積作用大於下切作用，也就是當河床坡度小於侵蝕基準面坡度時，河流會開始堆積沉積物以達到侵蝕基準面坡度，此種的階地特徵通常具有數十公尺甚至數百公尺厚的河流沉積物覆蓋在底岩面之上；反之侵蝕型河階形成於河流的侵蝕作用，當河床坡度大於侵蝕基準面的坡度時，河流型態以下切為主，此時形成的階地為侵蝕型河階(Schumm, 1993, pp279-280)，大多數情況下僅僅具有數公尺厚的河流沉積物覆蓋在底岩面之上。河流的地形形態受底岩性質、河水流量、河床坡度、構造活動、沉積速率等因素所控制。一般來說，侵蝕型河階代表構造作用形成的地殼抬升，而堆積型河階則往往與突發的堆積性事件，例如山崩、土石流事件有關(Costa and Schuster, 1988, p1054)。

針對區域性長時間地殼變動的研究成果概述如下：

(1) 台灣千、萬年時距地塊上升與沉降速率：

謝孟龍(2005, pp51-52)研究指出在千、萬年時距內的地塊抬升，首要尋找隆出海水面的濱海相化石或沉積物，配合既有定年資料及絕對海水面曲線，可推算各海岸全新世的構造隆升及沉降速率。其研究顯示有發育海階或出露全新世海相化石或沉積物的海岸，都是處於上升狀態，台灣本島出露這些化石或沉積物的地區包括北海岸、竹苗海岸、花東海岸、恆春半島的西側、南側海岸，及西南部丘陵與平原交界處。這些地區的地形與沉積層大都已有資料，其中不乏化石的碳 14 定年。若欲計算千、萬年時距地塊運動速率，可供研究地塊垂直運動的證據多取自海岸地帶，包括因抬升顯著呈現的海階地形，或鑽井取得埋在海岸平原下的濱海沉積物。推算地塊上升、沉降速率，需從地質證據中取得下列資訊(謝孟龍，2005, pp47-58)：

(a) 生成的年代；

- (b) 取得相對於當時生成的「古」海水面的位置資訊；
- (c) 當時「古」海水面相對今天海水面的差異值；
- (d) 測量該證據現今的海拔高度。

由上述資訊，可估算地塊自某一「古」年代至今，平均的上升或沉陷速率。這些階地或沉積物中留下的地質證據，或含有生長於高、低潮線之間的生物化石，如藤壺、牡蠣、鑽孔貝等或臨海沼澤植物群(如紅樹林)，可指示出古平均海水面的位置(誤差由潮差決定，例如：珊瑚若能向外擴張生長成礁石平台，則珊瑚化石出現最高的位置，也能作為古低潮線的指標)。此外，採得的化石若含碳，可利用放射性碳同位素定年法測定其死亡的年代；採得的化石若含鈾，可利用鈾同位素來定年。另外，在濱海沉積層中，也可利用沉積層序及特徵找到當時海水面的大概位置，仔細觀察鑽井或海階上沉積層的上下層位，對應如潟湖、潮坪或臨海沼澤等古濱海環境。

為求得地塊上升/沉降速率，須知化石對應之當代「古」海水面相對於現今海水面的位置，以得到絕對海水面變化的歷史。對萬年時距之絕對海水面歷史，主要參考新幾內亞珊瑚礁海階群的研究，並配合冰期、間冰期海水面升降的模擬。2 百萬年前海水面位置和今天海水面差距不超過 200 m (謝孟龍，2005, pp47-58)，1 萬 8 千年前海水面位置，可能較現今低 120 m，而 6,000 年前海水面快速上升，就澎湖地區研究顯示較今日高約 2 m 至 3 m (陳于高，1993, p144)，這些都是本土可以參考來做海水面變遷的基本資訊。這些資料幫助控制海水面較高及較低點的位置，其間海水面運動的細節則不詳。謝孟龍(2005, pp47-58)指出台灣地區在萬年時距下，對上升、沉陷快速的地區，海水面高低差的不確定性影響並不大( $\pm 10$  m 的誤差除以 3 萬年後僅為  $\pm 0.33$  mm/year)。由於東部變質帶的海岸，許多均為侵蝕海岸，留下可供定年分析的生物化石與海水侵蝕遺跡不多，因此過去相關海平

面升降與地殼變動之研究，多在東南部及西部進行，東部變質帶海岸並無文獻報導。

(2) 西南部泥岩地區河階研究：

本計畫 102 年度成果呈現了西南部泥岩地區經典案例，在方法上回顧幾個重要的河階研究方法：河道地形分析、流域地形分析以及階地定年。利用高解析度地形，以量化指標說明活動構造與河流地形抬升或沉陷的演育關係。西南部山區地形演化，乃受到弧陸碰撞的影響，在台灣的西部麓山帶則發育了許多構造，以龜重溪流域為案例呈現地形演化關係。流經台南市柳營區、東山區及白河區的龜重溪，橫切穿過 3 條構造線，由東至西，分別為前大埔向斜、牛山背斜與六甲斷層。在山前緣的六甲斷層，沒有任何歷史文獻記載著該斷層活動過的證據，透過高解析度地形演育的解析，由河階演育觀點可獲得長時間尺度的構造活躍性。特別是藉由 GPS 即時動態測量 (Real-Time Kinematic-GPS, RTK-GPS) 進行河道坡度的測量，搭配雷射測距儀所得到河道寬度之後，可以回推得到下切速率，在當河川的堆積與侵蝕達到動態平衡時，則下切速率即等於抬升速率。此經典案例說明，西南部泥岩區現有第四紀定年及構造活動分析資料較多，透過河階與構造地形演化的研究，在母岩合適性上深具意義，可以用以證實西南部泥岩的活動構造的活躍性，在地殼隆升與剝蝕作用強烈下，此調查方法可獲得評估長期穩定性之重要參數。

(3) 東部山區河系地形演化：

本計畫現階段蒐集資料著重在宏觀的分析方法，例如針對大區域山區流域及山間盆地的地形變化，以河川陡峭度指標 (river steepness index,  $k_{sn}$ ) 及河流遷急點的分布與特性陳奕維 (2013, pp107-108)，應用於台灣中央山脈構造的相對抬升與沉陷作用。河川中遷急點的產生是受到相對侵蝕基準面變化、岩性，以及構造活動所影響而形成。其中受到構造活動或是因為侵蝕基準面的變化而產生的遷急點，可由河流剖面及其對應的 SA (Slope-Area)

圖形態來判別。剖面若呈垂直階型，代表受到相對侵蝕基準面變化的影響，其 SA 圖會在遷急點處呈針形；剖面若為坡度改變型，代表抬升速率改變所影響，其對應的 SA 圖則會有明顯落差(圖 3-39)。而受到構造活動或是因為岩性差異而產生的遷急點，可由遷急點在空間中的分布判別。受構造擾動所產生的遷急點，會隨時間往上游移動，因此在空間中無特定方向排列；受岩性影響的遷急點，排列方向則會和岩性邊界平行(圖 3-40)。

由於台灣東部河川受人造水利設施影響較小，因此陳奕維(2013, pp107-108)選用中央山脈東翼的 20 條河川(圖 3-41)，由北往南分別是：南澳北溪(nab)、南澳南溪(nan)、和平溪(hp)、立霧溪(lw)、木瓜溪(mg)、壽豐溪(sf)、萬里溪(wl)、豐坪溪(fp)、樂樂溪(ll)、清水溪(cs)、新武呂溪(xwl)、大崙溪(dl)、鹿野溪(ly)、大南溪(dn)、知本溪(jb)、太麻里溪(tml)、金崙溪(jl)、大竹溪(dj)、大武溪(dw)、安朔溪(as)。並假設遷急點以上及遷急點以下，各自代表不同時間尺度下的河流平衡剖面，分別計算其 $k_{sn}$ 數值(圖 3-41)，並利用河川中遷急點所在的分布位置及其類型，對研究區域中的 20 條河流依據特性來分區，由南往北分為 6 組(圖 3-42)。以下分析各組與抬升速率的相關性：

- (a) 第 1 組(鹿野溪、大南溪、知本溪、太麻里溪、金崙溪、大竹溪、大武溪、安朔溪)與第 2 組(新武呂溪、大崙溪)的遷急點多與岩性無關，是與現今的抬升速率達平衡的結果，且第 2 組的 $k_{sn}$ 較高，顯示在第 2 組區域的抬升速率較第 1 組高。
- (b) 第 3 組(豐坪溪、樂樂溪、清水溪)與第 5 組(立霧溪、木瓜溪)為本研究區域中 $k_{sn}$ 數值最高的區域，也代表在研究區域中抬升速率最快，但兩者在遷急點的數目及特性上表現出兩者的抬升原因可能不同；第 3 組遷急點數目多，顯示可能受到斷層活動控制，因此在河道平衡歷史中記錄到多次複雜的遷急點；第 5 組的遷急點則數目少，顯示受到一穩定且持續的抬升機制影響，但機制來源尚需其他研究來討論。

- (c) 第 4 組(壽豐溪、萬里溪)位處兩抬升速率較快的區域中間，卻在河流剖面上產生較特殊的遷緩點(anti-knickpoint)，且遷緩點的產生可能和抬升速率的減緩有關(Baldwin et al., 2003, p2158)。而第 4 組河流所位在的區域，恰好和 Shyu et al. (2005, p172)中的碰撞減緩區域可互相呼應，顯示在第 4 組區域所見之遷緩點，可能和大地構造中應力的改變有關。
- (d) 第 6 組(南澳北溪、南澳南溪、和平溪)的遷急點則是與構造無關，且 $k_{sn}$ 數值也最低，推測也是因為抬升速率減緩，但由於河流長度較短，因此可能已達成均夷，所以並未出現如第 4 組中的遷緩點。

整體來說，藉由 $k_{sn}$ 及遷急點的特性分析山區河系地形特徵，可發現中央山脈東翼有南北兩側抬升速率較慢，而越靠近中心抬升速率越快的趨勢，此結果與 Shyu et al. (2005, p172)中的構造分區可互相呼應(圖 3-42)。此外，為累積結晶岩體數年至數十年尺度高精度的抬升與沉陷觀測資料，蒐集並分析結晶岩體的 GPS 連續觀測資料(圖 3-43)，並根據內政部離島 KMNM 站進行解算，自 2011 年 8 月至 2015 年 10 月期間累積的觀測成果顯示：HGC1 水平位移方向為東南方，HGC2 與 HGC3 兩站水平位移往西南方向。水平速度場分別為 0.7 cm/year、0.9 cm/year 與 0.8 cm/year 間；以迴歸線推估其年沉陷量 HGC1 為 0.3 cm/year，HGC2 為 1.0 cm/year，HGC3 則為 0.7 cm/year。另外，HGC4 連續觀測站自 2014 年 1 月至 2015 年 10 月量測結果，水平速度場約 1.4 cm/year，方向往東南，沉陷速率約 1.6 cm/year。

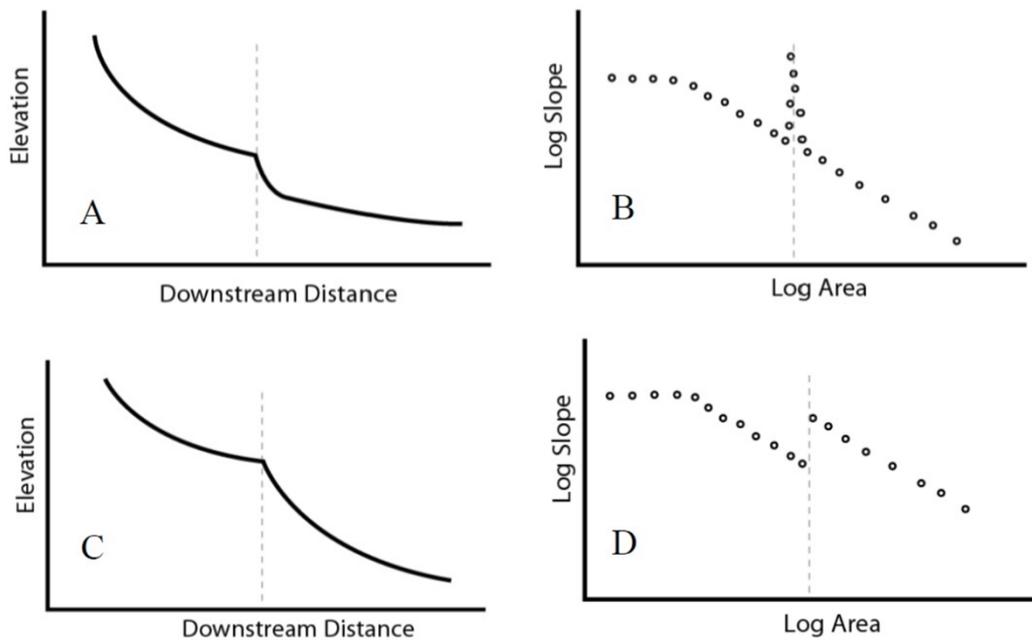


圖 3-39：不同型態的遷急點類型

註 1： 資料來源：陳奕維(2013, p30)。

註 2： (A)、(B)為垂直階型的河流剖面及其對應的 SA 圖形態，代表受到相對侵蝕基準面變化而形成之遷急點；(C)、(D)為坡度改變型的河流剖面及其對應的 SA 圖形態，代表抬升速率改變所造成的遷急點。

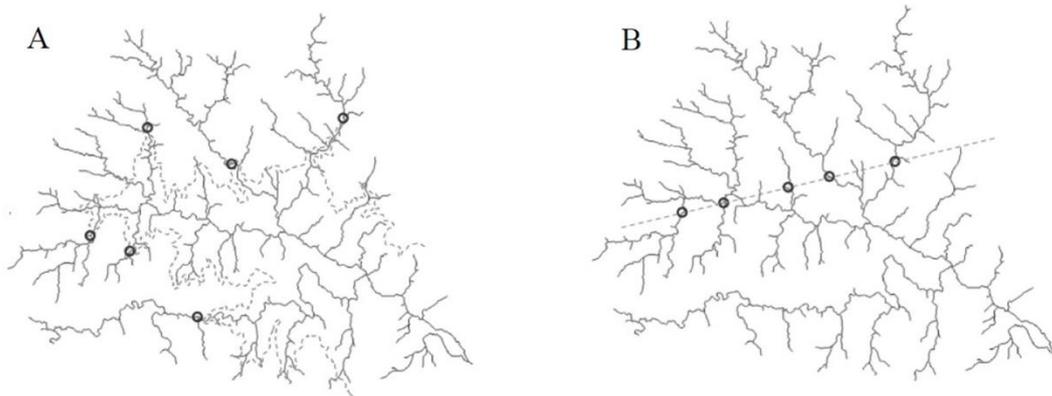


圖 3-40：遷急點的空間分布

註 1： 資料來源：陳奕維(2013, p30)。

註 2： (A)為受構造擾動所產生的遷急點，會隨時間往上游移動，因此在空間中無特定方向排列。(B)為受岩性影響的遷急點，排列方向會和岩性邊界平行。

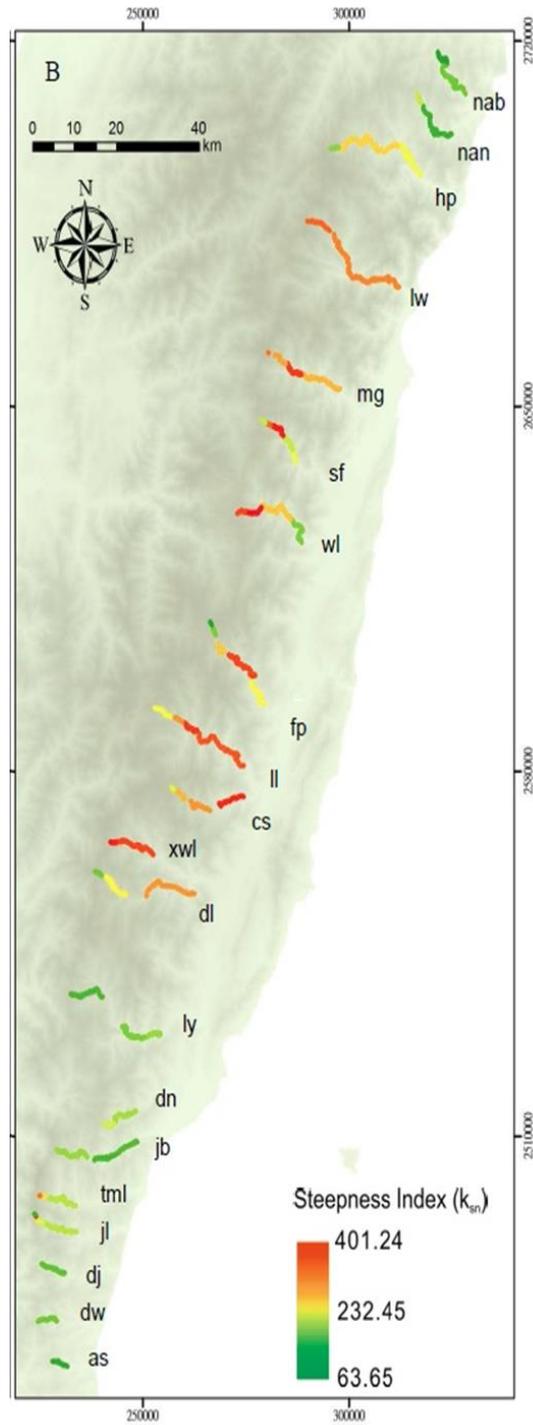


圖 3-41： $k_{sn}$ 及河川地理位置分布圖

註 1： 資料來源：陳奕維(2013, p61)。

註 2： 圖中選擇 20 條河川，以遷急點做分段來計算不同河段的  $k_{sn}$  數值，顏色越偏紅色表示  $k_{sn}$  數值越高，偏綠色表示  $k_{sn}$  數值越低。

註 3： 河川縮寫：nab (南澳北溪)；nan (南澳南溪)；hp (和平溪)；lw (立霧溪)；mg (木瓜溪)；sf (壽豐溪)；wl (萬里溪)；fp (豐坪溪)；ll (樂樂溪)；cs (清水溪)；xwl (新武呂溪)；dl (大崙溪)；ly (鹿野溪)；dn (大南溪)；jb (知本溪)；tml (太麻里溪)；jl (金崙溪)；dj (大竹溪)；dw (大武溪)；as (安朔溪)。

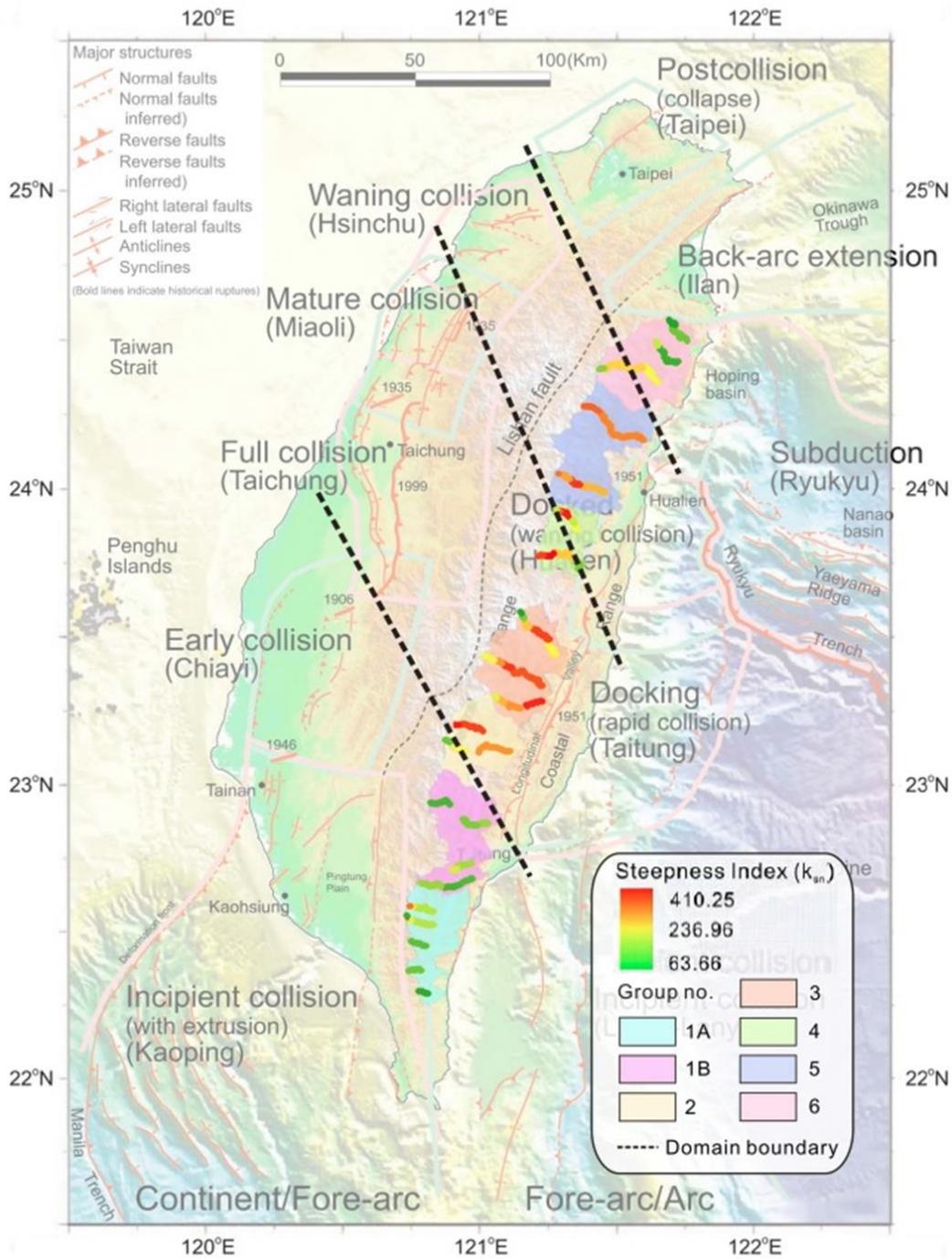


圖 3-42： $k_{sn}$ 與大地構造關係圖

註 1： 資料來源：陳奕維(2013, p91)。

註 2： 東部 20 條河川區  $k_{sn}$  分成 6 組，對照 Shyu et al. (2005, p172) 中的構造領域分區，其中 3 條虛線為初始碰撞、劇烈碰撞、碰撞減緩，及後碰撞之分界線。

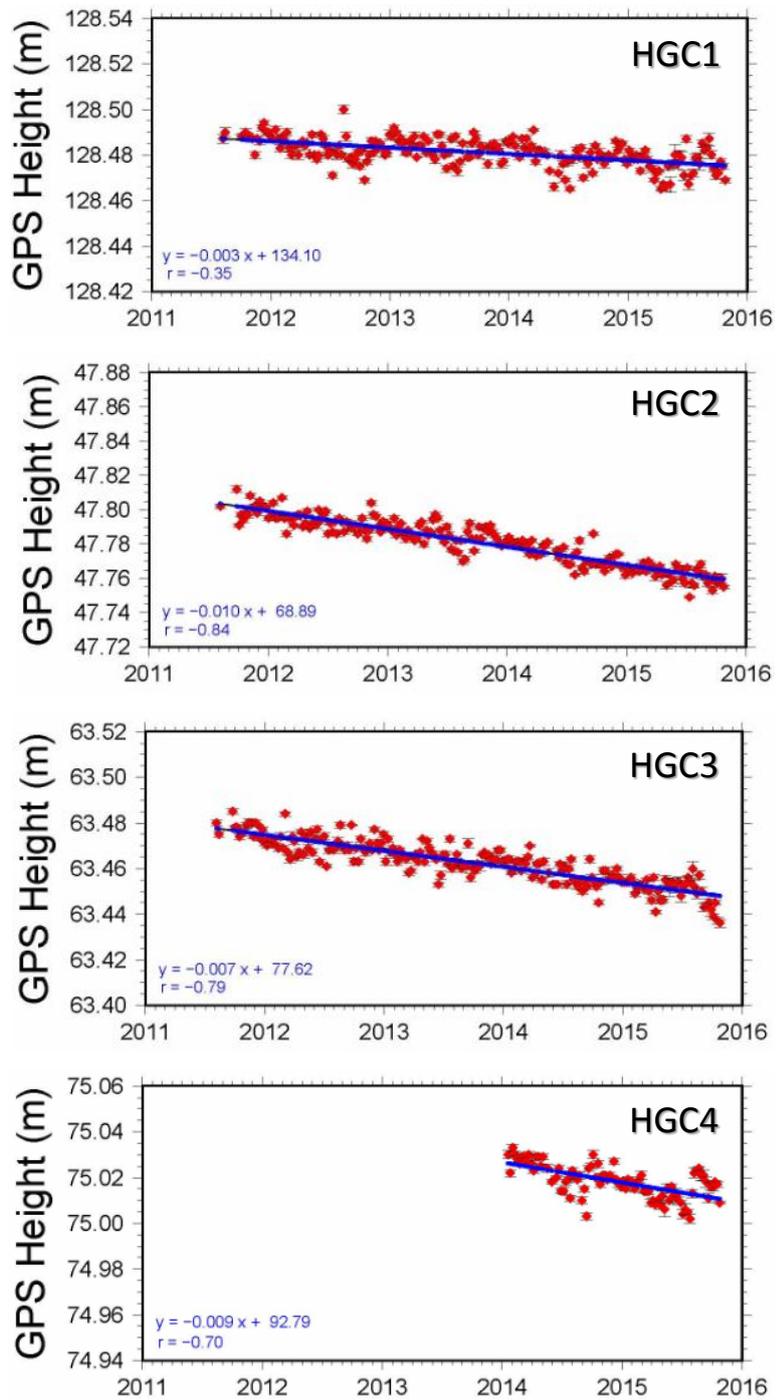


圖 3-43：GPS 連續觀測站垂直向變動時序變化圖

### 3.3.3.2. 剝蝕作用

剝蝕作用對地質環境的影響，包括因減少處置環境覆蓋層的厚度，或改變地形地貌，而導致地下水流場改變。對地質處置而言，抬升伴隨著剝蝕作用，對深層地質處置而言為負面因素；相對而言，沉陷伴隨著沉積作用，則對深層地質處置而言為正面有利因素。因此，針對剝蝕作用造成的自然影響，為地質處置調查，特別是長期穩定性方面，扮演重要的角色(JNC, 2000a, c3p34)。

剝蝕率隨各地而異，因抬升作用可能使高地剝蝕率較高；或因冰期與間冰期的降雨差異，以及海水面升降的差異，剝蝕率也因此有變動。日本 H12 報告用來預測未來剝蝕作用的方法，是基於剝蝕作用學理，以及加上抬升與剝蝕作用對地質環境的影響，從日本有關河流輸砂、海階與河階調查、第四紀地形變化等幾個案例裡學習得來(JNC, 2000a, c3p34)。區域剝蝕率與地形高差很有關係，因此數值地形模型可以有效提供大區域甚至全國尺度的分析。此外，下切作用在日本主要河流的河階研究已經獲致很多重要成果。這些成果顯示在 10 萬年尺度內，下切作用的量幾乎等於地殼抬升的量。雖然這樣大尺度的研究說明：每 10 萬年，剝蝕量可能達到數百公尺，但不涵蓋快速抬升的山區，也不包括同地震抬升的海岸地區。排除掉這些地區，剝蝕深度經 10 萬年以上時間，估計約數十公尺到百公尺 (JNC, 2000a, c3p34)。

台灣的剝蝕作用基本上伴隨著山坡的流水，與河流強力進行懸浮及河床搬運與沖刷，加上常有風災或豪雨下的山崩，導致河流快速移運；有鑑於此，Derrieux et al. (2014, p231) 回顧過去在台灣發展應用過的各種推估剝蝕率的方法，包括 4 類：

#### (1) 量測河流沉積物的方式：

分析數十年主要河流懸浮物載量紀錄，顯示中央山脈估計範圍為 2 mm/year 至 8 mm/year；而全台為 5 mm/year，接近由河流沉積物的宇宙核素測定剝蝕率 5 mm/year 的估值；此法受到颱風

和地震導致的土石流與山崩作用影響甚鉅，即無法代表長期地質時間的剝蝕率。

(2) 以低溫定年估算冷卻率的方式：

應用數百萬年尺度的低溫定年法，主要靠核飛跡法的年代值，加上熱歷史與構造歷史的演化，估計出中央山脈的剝蝕率範圍約 3 mm/year 至 6 mm/year，但近年來重新再以二維熱-力學演化模型加上熱流校正後，顯示整個造山帶呈現較低的剝蝕率，約 2 mm/year 至 4 mm/year (Fuller et al., 2006, p 1; Derrieux et al., 2014, p 231)。

(3) 應用磁黃鐵礦分布的估算方式：

Horng et al. (2012, p 11)提出造山帶剝蝕速率自晚期上新世以來有加速的現象，從原本低於 1 mm/year 提升到高於 2 mm/year，符合台灣弧陸碰撞作用發生的時間。

(4) 宇宙核素分析的方式：

Derrieux et al. (2014, p 243)利用宇宙核素所獲得的台灣山區流域剝蝕率範圍，發現台灣中央山脈東西兩側的剝蝕率有明顯差異，符合大陸楔模式，西側剝蝕率較低(~1 mm/year 至 3 mm/year)，有較低緩的山形；東側較高(~4 mm/year 至 5 mm/year)，位於較深部變質岩與較陡峭的山勢，河流下切較深，因而反映出剝蝕率較高(Derrieux et al., 2014, p. 242)。應用宇宙核素方法獲得流域的剝蝕率，遠低於由水準測量山區高抬升率的範圍(10 mm/year 至 15 mm/year, Ching et al., 2011, p. 7)，也遠低於河流懸浮物估算的剝蝕率範圍(最高達 20 mm/year, Dadson et al., 2003, p 649)。

Derrieux et al. (2014, p231)指出若以整個造山帶來看剝蝕速率，不同的估計方式都涵蓋了 3 mm/year 至 5 mm/year 這個範圍，對局部地區或大區域而言似乎都沒辦法更精確了。從河流沉積物來估算，顯然受到颱風和地震導致的土石流與山崩作用影響甚鉅，即無法代表長期地質時間的剝蝕率。另一方面，低溫年代學的模式因台灣碰撞作

用可能不屬於一種穩定剝蝕的作用，因此探討長時間的剝蝕率應更為審慎。有鑑於此，Derrieux et al. (2014, p242)利用宇宙核素的方式，分別比較了高山山峰受侵蝕岩層的資料，以及中央山脈東西側河域沉積物的宇宙核素分析資料，發現台灣中央山脈東西兩側的剝蝕率有明顯差異(圖 3-44)。

幾個主題說明大區域宏觀台灣剝蝕作用的特徵：

(1) 山區河階調查回顧：

謝孟龍(2007, p209)指出河階植物化石碳 14 年代(幾百年前至 2 萬年前)高品質的定年資料，可重建高解析度的河流演育歷史，得以估算河流堆積、側蝕、下切的速率，進而探討河階的成因及其古環境的意義。根據謝孟龍(2007, p209)回顧近年來山區河階調查成果，獲得的重要突破可包括：

- (a) 階面「聚合」或「發散」的現象：確認不只一階的階面可沿河流「聚合」成為單一個階面，或單一階面可「發散」成為多重階面；其中階數少的階面一般較寬，生成時間也較長，階數多者則相反。
- (b) 局部侵蝕基準面升降對河流行為的影響：因台灣許多地區侵蝕基準面可獲知變化歷史，據以檢驗河階序列後發現，侵蝕基準面變動影響的範圍及幅度有限，可釐清台灣上千公尺的山脈，河流行為主要仍受控於廣大山脈的水文、水力(流量)與沉積物供應量。
- (c) 沉積物供應(或山崩、土石流事件)對河流行為的影響：台灣山脈的侵蝕(或沉積物的供應)在百年至萬年的時距下可能是災變性的，且其頻率、規模、與時機可隨時間及區域而有所不同。在山脈快速隆升的背景下，大量的岩屑曾因暴雨(或大地震)在短時間內進入河流系統，或造成河流大規模加積，或幫助河谷加寬，形成地形面；重複這地形面的生成，並疊加在河流長期的下切之上，便形成一系列所見到的階地。山脈侵蝕的過程及其與地殼運動和微氣候變遷的關聯，是正在

起步的議題，而台灣系列的河階正是研究這議題最好的材料。根據台灣山區河階歷史演育的研究，已能重新詮釋高山平夷面可能是山岳冰河侵蝕下的產物，未發現山麓面及赭土緩起伏面，而部分的高位階地未發育紅土，且定年結果比許多低位階地年輕。

(2) 古山崩與土石流之河階研究：

台灣近年來山崩、土石流災害頻仍，研究這類地表營力現生案例已有豐碩成果，地質調查所 103 年底出版易淹水計畫獲得的流域地質圖，詳細呈現現生山崩、土石流的分布及災害潛勢分析，也反映出短時間尺度地形變化改變地區性的剝蝕條件，例如岩盤剝蝕崩落為加速剝蝕率，但岩盤被堆積或古堆積再崩落則降低剝蝕率。就地質處置技術發展而言，需以長期穩定性的角度，盡可能蒐集古山崩、土石流發生後，河流與這些堆積沉積物間的年代紀錄，據以解析坡地或流域演育的歷史。

(a) 史前山崩、土石流的研究：

山崩、土石流常在山區的坡地或階地上留下雜亂、層理不良的堆積物(混合礫石、砂、泥、生物遺骸等)，藉由植物化石的碳 14 定年(植物死亡的時代)，來推論該山崩、土石流堆積的年代，即可對古山崩與土石流的分布與組成的特性，進一步釐清山區構造、氣候變遷及地形演育的關係。台灣山區已有近 300 個坡地或階地獲致碳 14 年代，迄今累積資料共約 400 筆，年代範圍如圖 3-45 所示，在小於 200 年前至大於 4 萬年前(絕大多數小於 2 萬年前)。資料大多位於蘭陽溪、立霧溪、烏溪、濁水溪、八掌溪、楠梓仙溪、荖濃溪及東部的海岸山脈等地，顯示出古山崩、土石流災害案例較多。

根據這些資料，宏觀台灣古山崩、土石流的特性，概述如下：

- (i) 北部山區山崩、土石流的活動性明顯低於其它山區(雖定年較少，從既有的資料顯示，此間古山崩、土石流的年代較大，規模較小)。

- (ii) 中、南部與東部山區不乏超大規模的古山崩、土石流事件。這些事件所帶來極大量的岩屑，曾在支流匯口堆積成大型沖積扇，並將河床堆高 100 m 以上。
- (iii) 山區古山崩、土石流事件經歷的時間(由流域開始不穩定到重回穩定狀態)，因地而異；可短於幾百年(即碳 14 定年誤差範圍內)，或涵蓋數百年甚至千年之久。
- (iv) 即使彼此相鄰、並擁有相似的地質、地形背景，各流域的古山崩、土石流規模、頻率、與發生的時間點並不相同，也因此形成不同大小與序列的階地。
- (v) 考量到古山崩、土石流因地而異的現象，已知的古山崩、土石流從圖 3-45 呈現出似有集中於某些時段發生，但這些時段與已知的古氣候變遷有明顯的關聯——即使是在較冷、較乾的冰期(即年代老於 1 萬 1 千 5 百年前)，大規模古山崩、土石流依然不斷地發生。

對於資料集中的區域，顯示山區侵蝕旺盛，一般只有較近期或較大事件產生的堆積物，才可能被保存下來。以上所得到的古山崩、土石流紀錄，無論是個數、規模或是頻率，都是最保守的。

(b) 台灣西南部荖濃溪：

荖濃溪堪稱全台灣階地地形最發達的溪流之一(包括主流階地與支流沖積扇、土石扇階地)(Hsieh and Chyi, 2010, p1399)。勤和村上游 5 km 內即有 6 個大型沖積扇階地，產出共 52 筆定年，其中 41 筆落於 0 至 2,000 年前。這些年代及其相伴的地層資料顯示：勤和地區近 2,000 年來至少經歷 9 次大規模的河床堆積事件，其幅度均不小於 2009 年者(Hsieh and Capart, 2013, p83)(圖 3-46)。上一次的堆積事件發生在近 200 年內；再上一次為 200 年至 400 年前；兩次皆源於「布唐布那斯溪」土石扇的成長。今日該溪土石扇的高度其實已逼近 200 年至 400 年前所形成的。此間近

2,000 年來最大的一次堆積事件發生於約 1,400 年前，幅度達一百多公尺，源於「布唐布那斯溪」南方「美秀溪」沖積扇的發育。比這次堆積幅度更大的事件，至少還發生在約 3,000 年前和約 5,500 年前，當時勤和村上游 2 km 處的溪床比今日高 200 m 以上(圖 3-46)。

以美秀扇(MS)和布唐布那斯扇(PT)為例子，Hsieh and Chyi (2010, p1412)發表很多碳 14 定年及階面的剖面資料，發現這 2 個階面雖然在鄰近的流域，但相同的河床比高並無法對應到相同的年代，顯示沖積扇階地的發育可能受控於流域本身的沉積物供應量。另外，藉由階面上取得的定年材料及其高度，可以推算下切速率(圖 3-47)。但在此區所推算的下切速率為每千年 330 m (330 m/ka)，且年輕階地的下切速率會大於老階地的下切速率，同時由加積與下切的歷史，美秀扇在堆積後馬上以極大的速率下切，顯示沖積扇階地在堆積後的下切得非常快，也就是說在荖濃溪利用階地年代計算出來的下切速率，可能無法代表整條河流的下切速率。

(3) 海階演變與剝蝕作用(海岸山脈東岸為例)：

海階定年與海平面變遷可以得出地體抬升與沉陷速率，海岸山脈東岸有台灣數千年至萬年尺度上最高的抬升率，最高甚至超過 10 mm/year (謝孟龍，2005, p52)。謝孟龍、劉平妹(2010, p165)利用老於 3,000 年前的海相、濱海相沉積物(包括原地生長的珊瑚與鑽孔貝)之定年資料，並採用古海水面曲線，來計算花東海岸的地殼隆升速率，發現新社以南大部分的海岸區段，都擁有 4 mm/year 至 5 mm/year 的抬升速率，抬升的海岸呈現出兩個北緩南陡、不對稱的大型背斜：

- (a) 背斜軸部分別位於長濱、膽曼之間，抬升速率達 8 mm/year。
- (b) 杉原、富山一帶，抬升速率高於 10 mm/year。

疊加在這兩個主要背斜之上仍有幾處小幅度的褶皺，但構造形態大致吻合此間海階地形資料。杉原、富山一帶地形與構造關係應

更為複雜，如基盤岩性與沿岸沉積物供應等因素，也影響著海岸地形演育。

上述兩個主要背斜大致對應海岸山脈南、北不同的地形區塊。位於北方的主要背斜包含幾個雁行排列的火山岩山脊，南方的背斜則對應泰源盆地及其東緣的弧形火山岩山脊。幾處抬升速率出現局部轉折的地點也發生在不同種類基盤岩石的交界地帶，且泥岩區(包括利吉混同層)的上升速率均大於火山岩區者。這些現象代表花東海岸新期的構造運動相當程度受到原本島弧系統岩性分布的影響，較硬的火山岩剝蝕率較低，較軟的泥岩剝蝕率較高(Hsieh and Rau, 2009, p606)。

(5) 本島東部剝蝕作用：

不同時間尺度地殼變動在台灣均有研究，顯示尺度不同下，呈現的差異相當大(圖 3-48)，同時對應的地溫梯度估算條件也相當高(Dadson et al., 2003, p649)，主要都是以大陸楔模式來解釋地殼架構，過去都呈現較高的剝蝕率值(Dadson et al., 2003, p649; Willett

et al., 2003, p947)；但最近的研究認為大南澳片岩北部的碰撞作用較早發生(約 2 百萬年前至 4 百萬年前；圖 3-49b)，於今屬於沉陷、隱沒帶的地形發育，使得剝蝕率較低(Kirstein et al., 2010, p270)，根據東部沉積層中碎屑鋯石的核飛跡定年資料分析，中央山脈東翼快速冷卻的事件發生在 4 百萬年前至 1.9 百萬年前，與弧陸碰撞造山運動有百萬年以上的時間延遲(time lag)，但也顯示近期的剝蝕率增加現象(Kirstein et al., 2010, p270)。

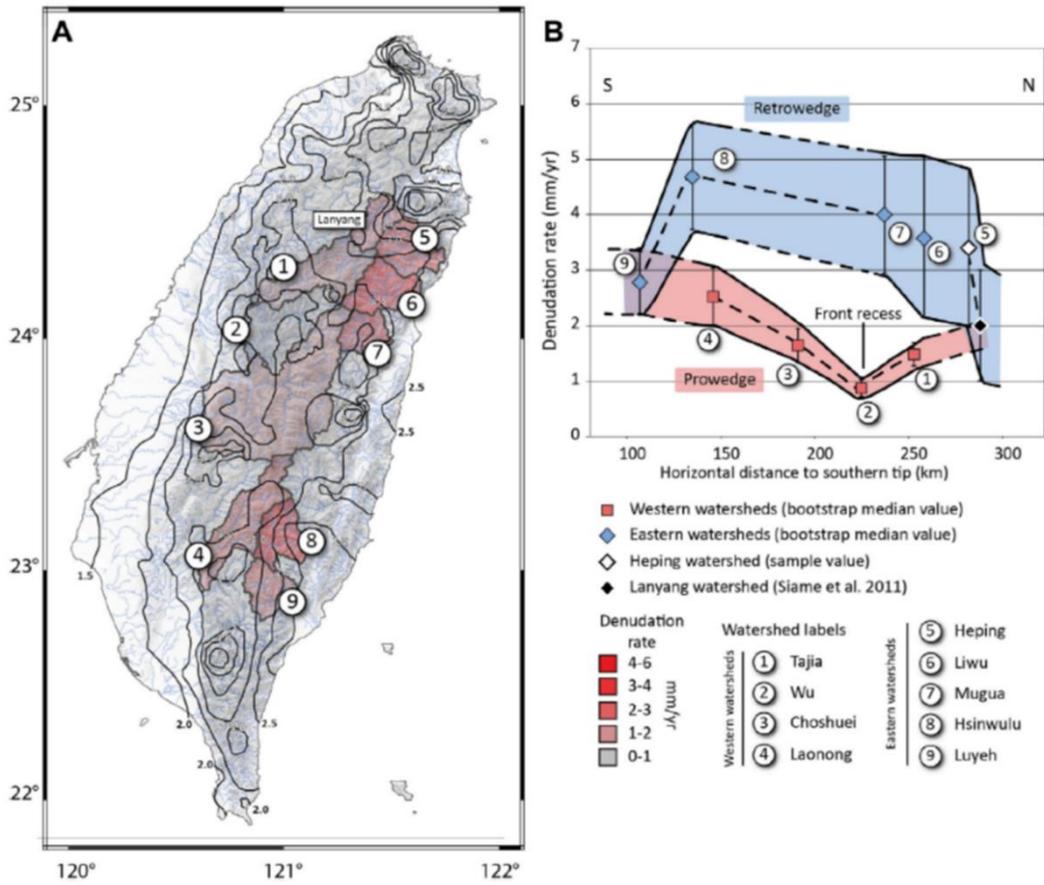


圖 3-44：宇宙核素  $^{10}\text{Be}$  量測得台灣造山帶的剝蝕率

註 1： 資料來源：Derrieux et al. (2014, Figure 7, p243)。

註 2： 左圖：台灣山區各流域的剝蝕率，黑線標示 1949-2009 年間平均年降雨量等值線。右圖：造山帶兩側剝蝕率差異比較，山脈西側剝蝕率低於東側，且東側有往南北兩端剝蝕率降低(和平溪往蘭陽溪方向降低)的趨勢。

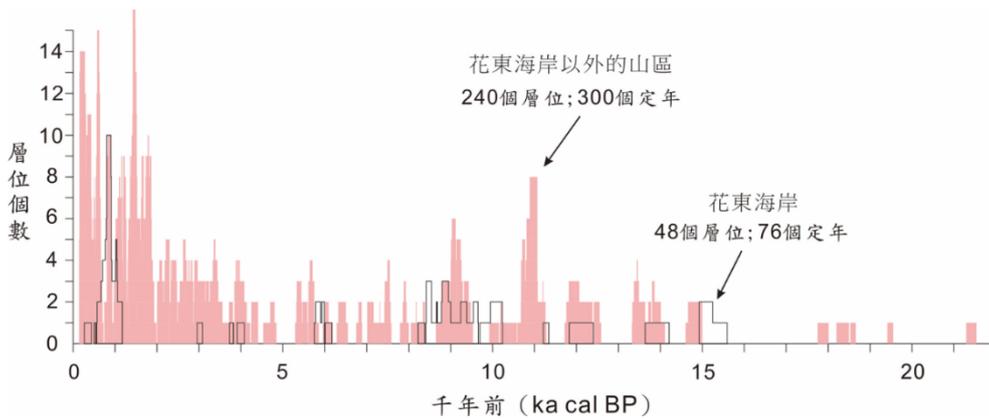


圖 3-45：台灣山區既有古山崩、土石流時間序列圖

註 1： 資料來源：謝孟龍，2007, p209; Hsieh and Rau, 2009, p604; Hsieh and Chyi, 2010, p1406; Hsieh et al., 2011, p378; 2012, p225; Hsieh and Capart, 2013, p83，及謝孟龍教授未發表的資料。

註 2： 以「層位」為單位(年代相近、高差 $\leq 10$  m、距離 $\leq 200$  m者視為同一層位)，各層位由一矩形表示，高(縱軸)為 1，寬(橫軸)為該層位所有定年樹輪校正後一個標準差範圍的總和；此圖乃所有矩形疊加的結果。

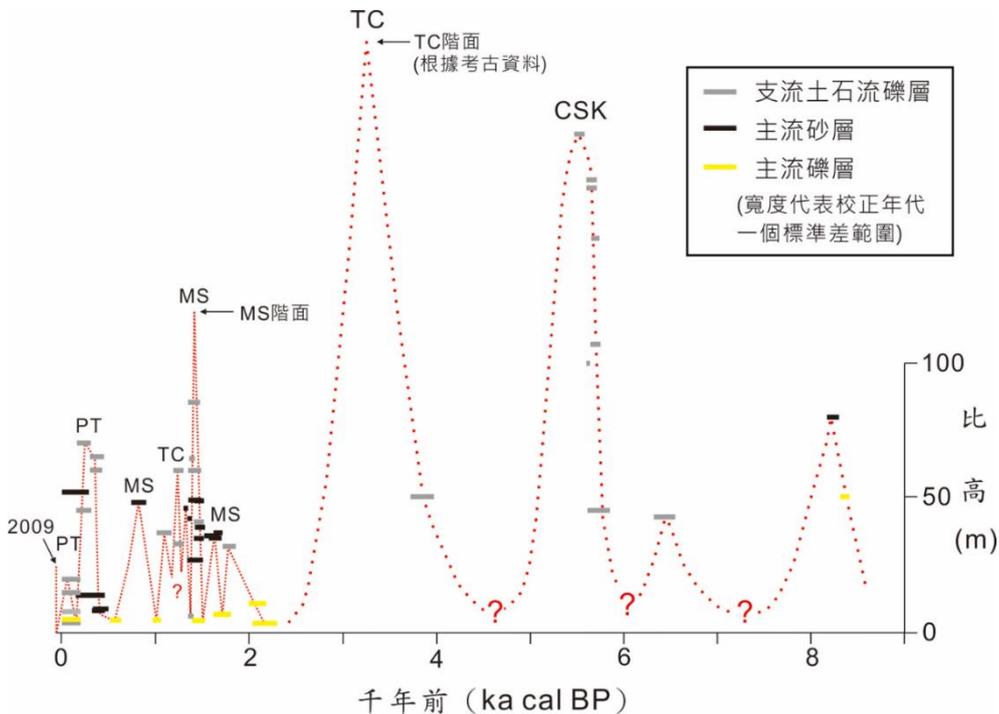


圖 3-46：利用地層與地形推論勤和上游 5 km 河段之堆積及下切歷史

註 1： 修改自：Hsieh and Capart (2013, p83)。

註 2： 距今 2,000 年內的資料與解釋。

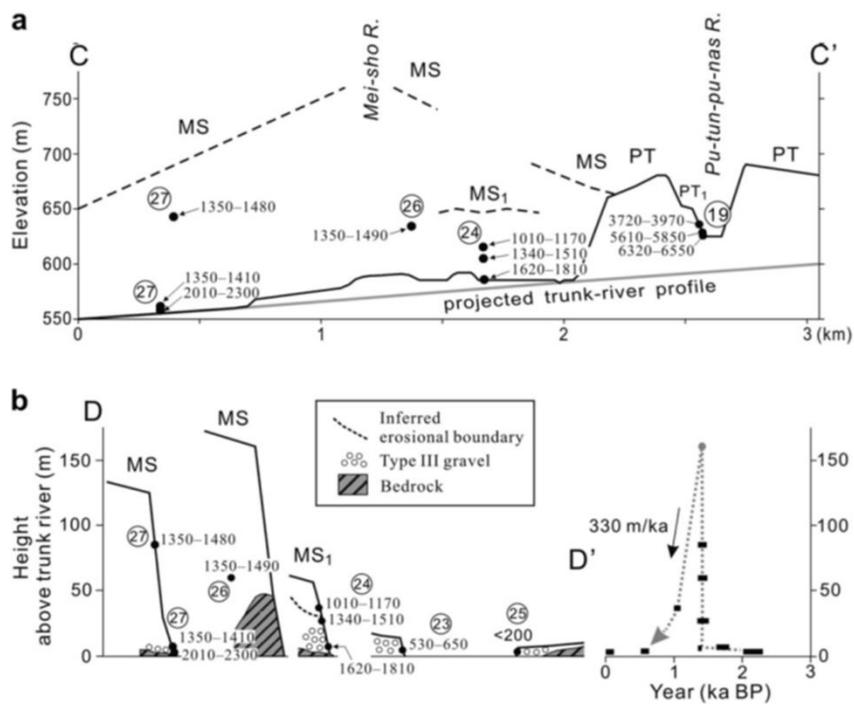


圖 3-47：美秀區域扇階的幾何型態與定年結果

- 註 1： 資料來源：Hsieh and Chyi (2010, p1414)。  
 註 2： (a, b)定年結果；(b)階地可能的發育歷史。

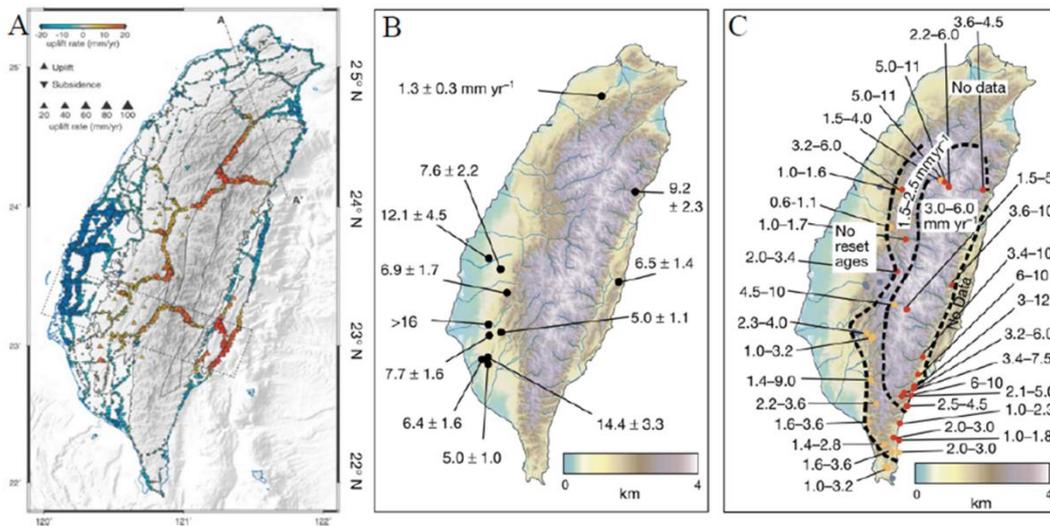


圖 3-48：台灣不同時間尺度地殼變動比較圖

- 註 1： 資料來源：陳奕維(2013, p17)。  
 註 2： (A)年至數十年尺度：水準測量結果呈現山區快速抬升，而東部海岸一帶為明顯沉陷區(Ching et al., 2011, p7)；(B)千年至萬年尺度：河階與海階估算之抬升速率(Dadson et al., 2003, p649)，顯示出此一時間尺度資料相當有限；(C)百萬年尺度之溫度定年結果(Dadson et al., 2003, p649)。

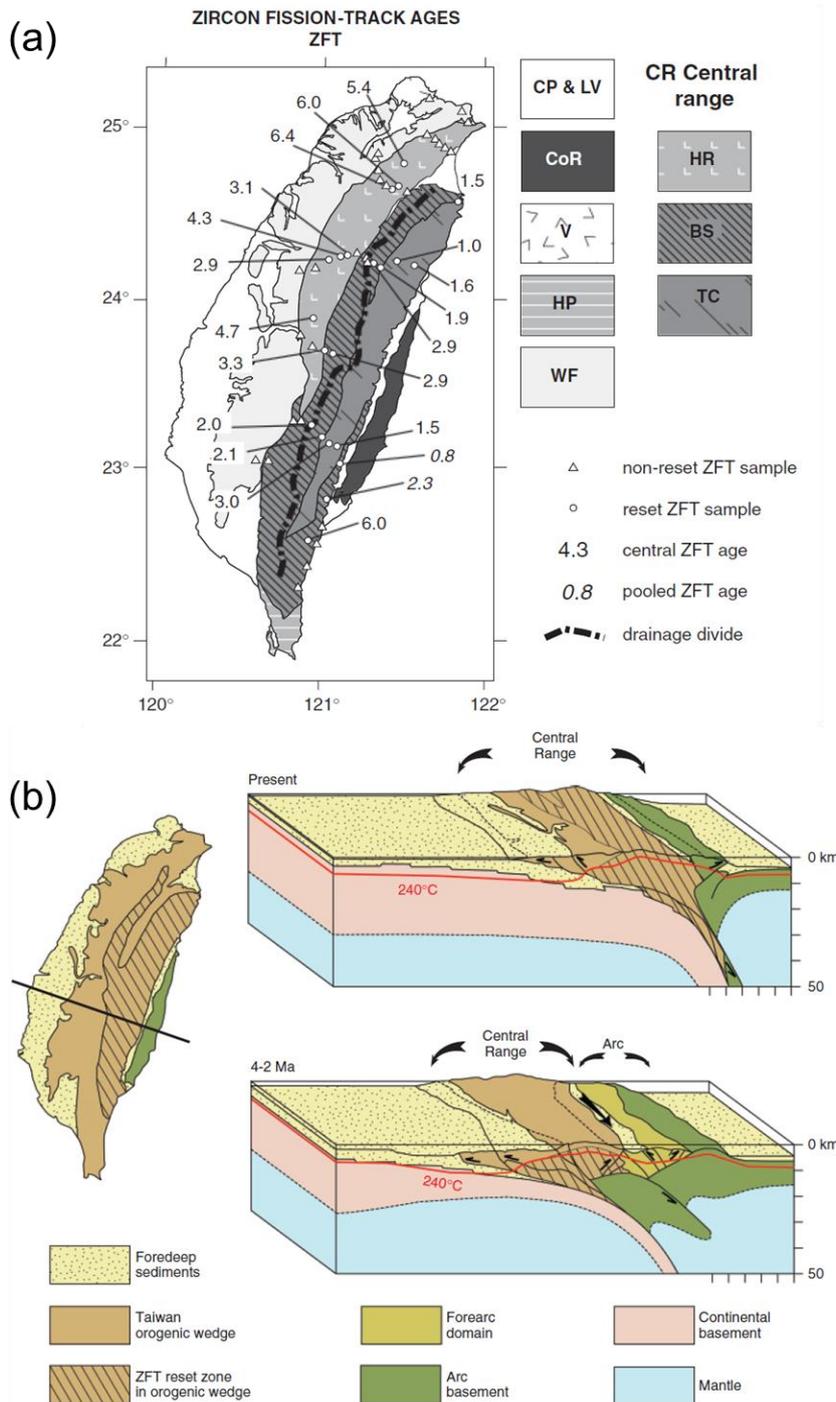


圖 3-49：以古今比較弧陸碰撞作用下中部台灣北側的地質剖面變化

註 1： 資料來源：Kirstein et al. (2010, p272, p282)。

註 2： (a)核飛跡鋁石 (ZFT)定年資料分布圖；

註 3： (b)根據大陸楔模式，由北而南傳遞碰撞作用，於 4 百萬年前至 2 百萬年前台灣北部先發生弧陸碰撞作用，曾經快速剝蝕而使鋁石核飛跡年代重置過(約 1.9 百萬年前)的基盤出露，而今大南澳片岩北段屬於大陸楔下沉的部份，現今呈現隱沒作用的地形及較低的侵蝕率。

### 3.3.4. 氣候與海平面變遷

根據 SNFD2009 報告指出，氣候變遷與海平面變化是影響與威脅處置場址地質環境長期穩定性之 4 項自然活動之一(其他 3 項為：斷層活動、火山活動、地殼垂直活動和剝蝕作用)。由於全球氣候變遷為海水面長期演變之驅動力，海水面變遷則對處置系統造成之衝擊包括：改變地下水流和地下水化性、地下水位變動、海/淡水介面遷移、侵蝕/淤積作用等，以致干擾處置系統的穩定地質環境，進而影響處置場之功能。

考量 SNFD2017 報告所需之氣候與海平面變遷資訊與評估分析能力，陳文山等人(2004, p81)指出因為氣候與海水面變遷的影響，全新世以來台灣平原及麓山帶地區的地形演育，必須考慮海水變動速率與沉積速率的關係。假如沉積速率快於沉陷盆地的沉降速率時，沉積物除了向海側堆積，形成海退層序，山麓前緣沖積扇會朝上游的山麓河谷堆積，此一模式可以解釋東部結晶岩區各河系沉積型河谷、獨立山及河口沖積扇下海退層序的特徵。

102 年度起已蒐集結晶岩區河口沖積扇之沖積層序，由海進作用所形成中間略厚之板狀沖積層，沉積於基盤面之上，表示海水曾經淹蓋過此陸域區域，此海進造成之地層可向內陸延伸，造成地形有溺谷(dump valley)存在。海退層序可解釋為此沉陷盆地沉降速率低於沖積物沉積速率，在快速沉積下發生海岸往東、往海側遷移。但這些海退沉積層東邊邊界，甚至可能往外海延伸，離現今海岸更遠，反映數公里平緩的基盤岩上，萬年至數十萬年來氣候變遷與海平面升降下反覆沉積與剝蝕循環。

104 年度同樣比照結晶岩區，蒐集西南部泥岩山區至平原區地質、鑽井及水文地質資料，透過蒐集涵蓋山間數個河口的高解析度地形資料，以及沉陷盆地與沈積層序的基礎資料，從宏觀角度探討山間盆地發育與河口地形數千年尺度之長期穩定性紀錄，解析河系地形演育、河口沖積扇的海/淡介面變遷，以宏觀角度探討數千年尺度沉陷盆地

發育及河口沖積扇海/淡介面變遷，提供後續就夠水文地質概念模式參考之用，概要說明：

(1) 氣候變遷與海平面升降：

- (a) Chen and Liu (1996, p254)利用澎湖珊瑚礁定年資料，建立了過去 5,000 年來台灣的海水面變遷曲線(圖 3-50)，其中老於 5,000 年的曲線多靠假設，或參考 Sunda Shelf 的海水面變化曲線，假設台灣海水面變動具一致性。
- (b) 謝孟龍(2005, p51)提出針對上升或沉陷速率(且為定值)的區域，藉由特定地點的定年及其它資料如可獲知該年代海水面的位置；若特定地點有 3 個定年，理論上可獲得 3 個年代的海水面位置。比較不同地點依據不同或相同假設下，求得的上升或沉陷速率，即有可能得到多個年代的海水面位置，據以檢驗這些由不同地點得到的絕對海水面位置是否彼此吻合，以此間接獲得台灣絕對海水面的變遷歷史。
- (c) Hsieh et al. (2006, p360)根據西南平原鑽井資料，分析海水面變遷與濱海古生物化石定年數據，建立了絕對海水面曲線(圖 3-51)，並可據以估計地殼變動關係，發現台灣的海水面在 1 萬至 1 萬 1 千年前(即更新世轉全新世時)，是一段相對快速上升的階段。冰期結束時，從 1 萬年前開始，海面上升速率每千年達 8 m 至 9 m，大約在 6,500 年至 6,600 年前達到現今海水面的高度。這些資料將可作為全台灣估算構造沉陷速率或抬升速率的基準。

(2) 構造沉陷速率：

- (a) 中央地質調查所在西南部平原豐富的岩心資料，除用來建立台灣 5,000 年至 1 萬 1 千年前的絕對海水面曲線(圖 3-51)，快速沉陷的速率也可由這些岩心分析獲得(Hsieh et al., 2006, p360)，反映了區域性受到弧前盆地發育的構造作用影響。

(b) 謝孟龍(2005, p52)根據岩心紀錄及定年資料研究，說明嘉南、高雄平原區長期受到構造作用影響，形成一系列的向斜(低窪地容易沉積)與背斜(台地)，向斜地區的構造沉降速率可達 3 mm/year 至 4 mm/year (圖 3-52)。

(3) 水文地質演化：

(a) 中央地質調查所在西南部平原豐富的岩心資料，除用來建立台灣 5,000 年至 1 萬 1 千年前的絕對海水面曲線外，也有相當豐富的地下水觀測資料，水文地質特性受到此活躍的新期構造運動控制影響(使深海沈積層快速抬升，Chen et al., 2001, p1250；陳文山等人，2004，p62)，包含數個海相泥岩組成的基盤高區，以及其間不同型態的沉積谷地。根據鑽井資料，各鑽井間的岩性變化極大，除最上部地下水層具較高的砂層比例外，多為半固結的緻密泥質基盤。

(b) 嘉南平原含水層由北向南逐漸減薄，而泥層比例則升高。就沉積速率而言，嘉南平原北區的沉積速率與濁水溪沖積扇南側相似，近 1 萬年來的沉積厚度約 60 m，愈往南則近 1 萬年來的沉積厚度愈厚，尤其是曾文河流域，因地處於晚第四紀凹谷盆地，此盆地可能是古曾文溪所形成的凹谷，故其沉積速率遠高於其他區域，近 1 萬年來的沉積厚度約 90 m 至 100 m。到鹽水溪以南因受構造影響，沉積速率相差極大，許多鑽探井於深度數十公尺處便已鑽至基盤，到了高雄地區則明顯處於一構造凹陷區內，其沉積速率最高。

(c) 綜合各種水文資料(呂學諭、李元希，2011，p2-3)，嘉南平原大致上可以鹽水溪為界，粗分為北區、南區。北區沉積環境主要受晚第四紀海水面變化控制，地下水層連通性較佳。南區包含含水層主要受新期構造活動控制，地下水層連通性較差，且其東西向縱深僅十數公里，故其含水層的侷限性大。根據地下水質調查資料結果，Lu et al. (2008, p350)認為西南部地下水地球化學特性深受地層鹽水之影響，根據地下水

觀測井之水質及氫氧同位素分析結果，地層水含有高度蒸發的海水，代表在沿海地區最上部地下水層，可能受海水影響或潟湖蒸發作用，淺層地下水有鹽化情形。

- (i) 賴典章等(2003, p14)指出嘉南平原北區之沉積環境主要受到第四紀以來海水面變化的影響，其沉積速率向南遞增，但其粒度卻向南變細。基本上，利用濁水溪沖積扇的分層架構向南延伸，大致上可分為3層主要含水層。第1含水層大致分布在碳-14定年1萬年的深度，隨著向南遷移，其深度也由60 m加深至90 m左右，但沉積物的粒度變化不大。第2含水層約分布於80 m至120 m之間，為1萬8千年前末次冰期之沉積產物，在顆粒度上較粗、導水性質較佳、地下水鹽度也比較低。第3含水層則分布於120 m至210 m之間，而在210 m之下的地下水層則超出鑽井深度，不易判斷含水層厚度及延伸性。
- (ii) 嘉南平原南區至高雄一帶具有高鹽度鹽水層特性，以高雄地區不同深度24個水樣的分析資料來看(Lu et al., 2008, p350)，水質分布在淡鹽水混合線附近，顯示淡水與鹽水混合控制了地下水的水文地球化學特徵。此區大部分樣本化學特性屬於Na-Cl類型，且具有低Cl的樣本，反映內陸淺層含水層特性，另外亦具有高蒸發作用下致使石膏沈澱的機制，隱示原始的地層鹽水可能具有70%-90%的蒸發作用，此推論與現在高雄地區的高蒸發率吻合，亦與地質史上潟湖的發育吻合(陳文山等人，2004，p62)。
- (iii) 長期氣候變遷與海平面升降影響方面，根據呂學諭、李元希(2011, p2-3)提出嘉南地區海/淡水介面演化的研究結果，顯示自1萬5千年之後，曾文溪流域因海面上升與盆地的沉降作用，形成了海水淹沒的潟湖環境。

依現在的地下水質資料顯示，因瀉湖環境的高蒸發率，形成鹵水所含的氯濃度可達一般海水的數倍，同時瀉湖環境下沉積的土壤具有極低的水力傳導係數。自 7000 年前，源自曾文溪搬運的大量沉積物堆積下，使海岸線向西、向海側遷移，曾文溪流域上游含水層開始接受地表天水的補注；直到 300 年，嘉南地區才發育成現在曾文溪流域的形貌，露出海面僅數千年的時間，地表天水仍無法將土壤孔隙中的海水排出，因而造成現在曾文溪流域含水層中具有高鹽度的地下水(呂學諭、李元希，2011，p2-4)。

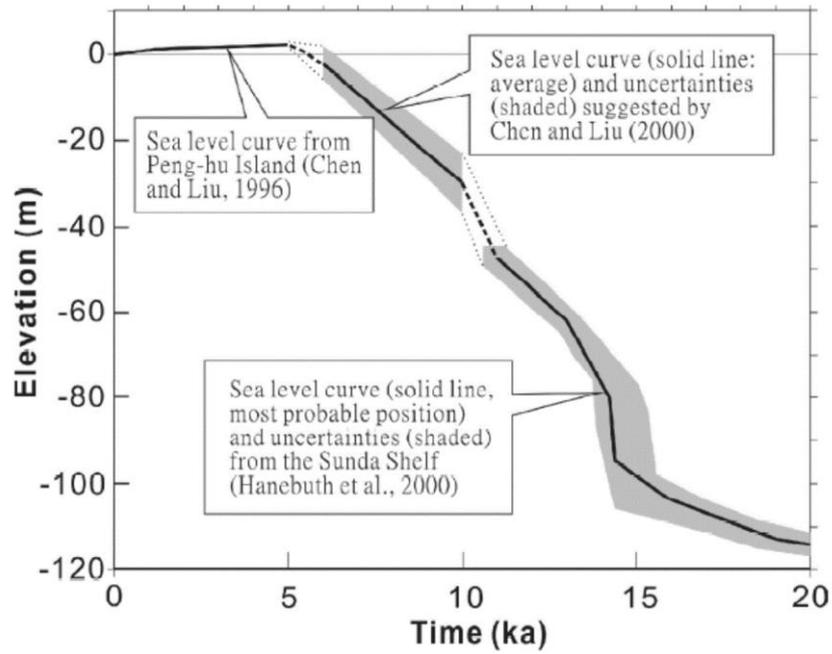


圖 3-50：台灣地區絕對海水面變遷史

註 1： 資料來源：Hsieh et al. (2006, p356)。

註 2： 其中 5,000 年前至 6,000 年前(虛線標示)及 1 萬年前至 1 萬 1 千年前(點線標示)及其不確定範圍為假設。

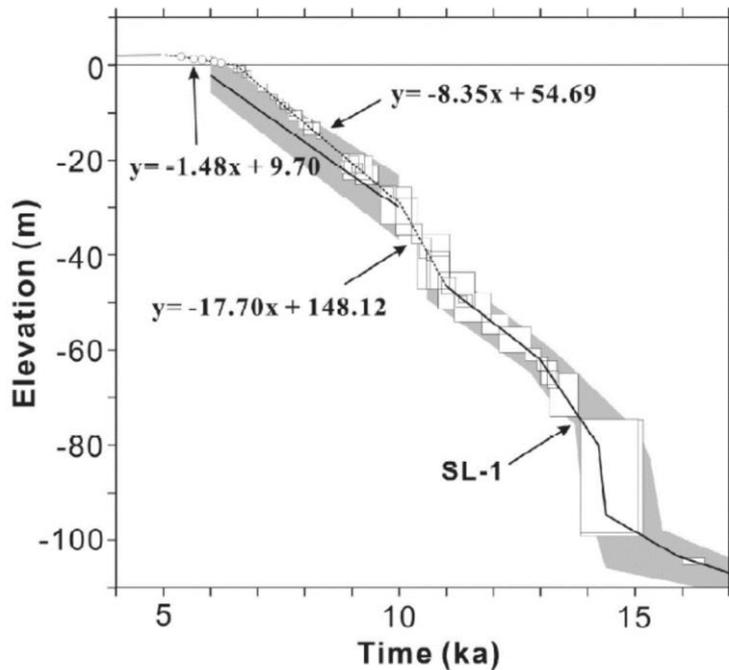


圖 3-51：西南平原的絕對海水面變遷史

註 1： 資料來源：Hsieh et al. (2006, p367)。

註 2： 根據西南平原的岩心紀錄、化石定年及環境變遷，進行海水面變遷與岩石沉陷速率的分析後，獲得最佳海水面變遷曲線。

(單位：mm/yr)

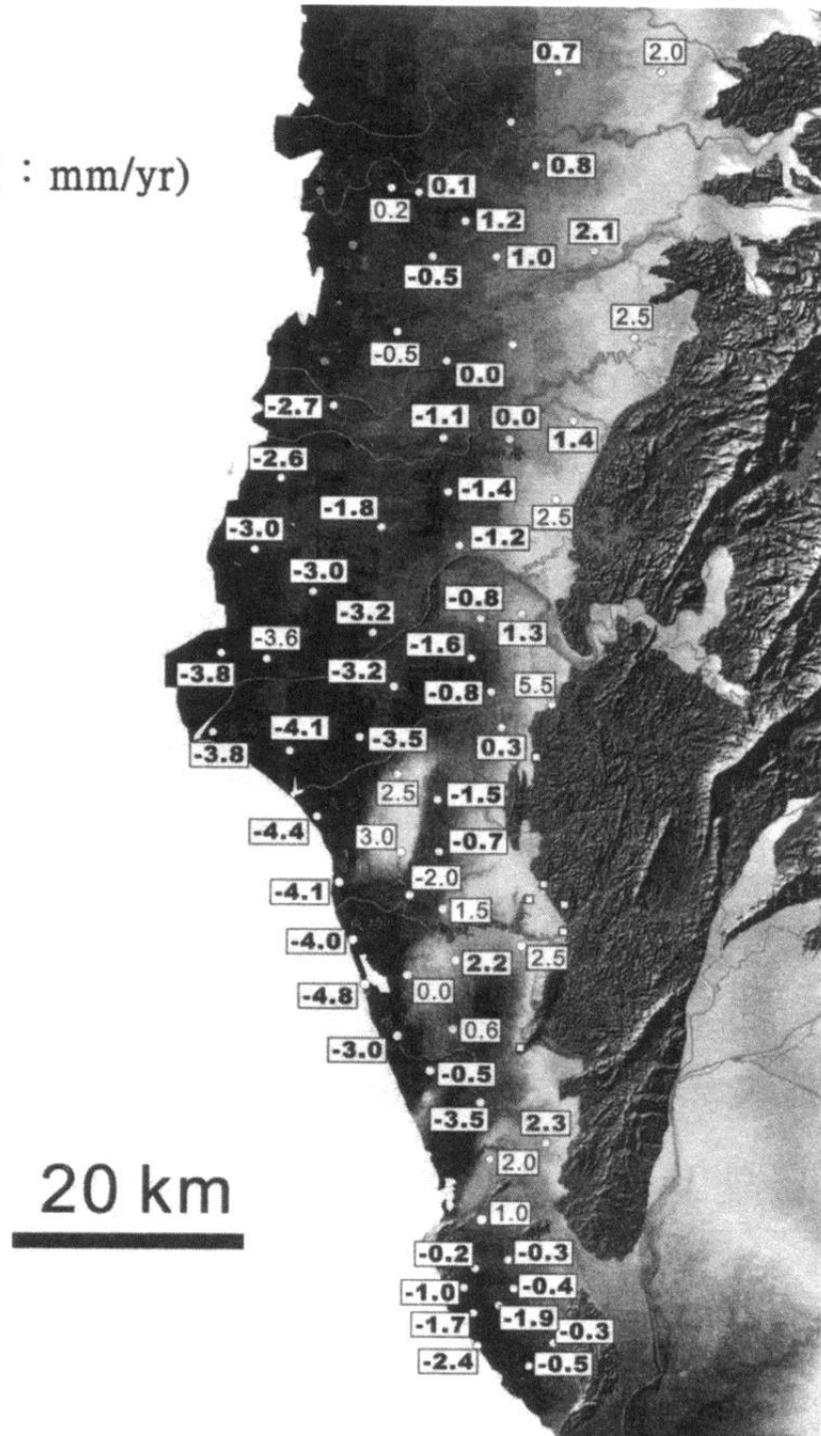


圖 3-52：西南部構造抬升與沉陷速率分析

註：資料來源：謝孟龍(2005, p56)，數值標示抬升速率(正值)及沉陷速率(負值)

## 4. 處置設計與工程技術

### 4.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段處置設計概念及工程技術能力

日本 H12 報告主要說明：「主要目標為安全與合理的工程障壁系統及處置設施提供設計要求，且此目標直接來自主管機關的指引；證實可以運用目前可行的工程技術、或可預期之未來發展的技術合理地來建造工程障壁系統及處置設施(JNC, 2000a, c4.1)」。

在日本 H12 報告中，此章節內容為第 4 章的整體說明。SNFD2017 報告內容，需待第 4 章整體成果大致完成後，再進行彙整說明。

### 4.2. 工程障壁系統與地質處置母岩的功能

日本 H12 報告主要說明：「母岩的主要功能及工程障壁系統中的廢棄物體(waste form)、包封容器(overpack)與緩衝材料(buffer)的主要性能(JNC, 2000a, c4.2)」。

國內在「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(94 年 08 月 30 日發布，102 年 01 月 18 日修正，會物字第 1020001007 號令)，針對國內用過核子燃料有最終處置有明確要求，包括：

第 3 條：高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式。

第 8 條：高放處置設施應採多重障壁之設計。

依據上述法規之要求，國內用過核子燃料最終處置設施將採多重障壁(multiple barriers)之深層地質處置方式進行設計。深層地質處置，是將高放射性廢棄物埋在深約 300 m 至 1,000 m 的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐(canister)、緩衝與回填材料(backfilled material)等工程設施，藉由人工(廢棄物本體、廢棄物罐、緩衝與回填材料)及包含處置母岩(host rock)與地質圈(geosphere)障壁所組成的多重障壁，以有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移(migration)，使核種在到達生物圈時，放射性已衰減至安全限值以下。

結晶岩類(花崗岩)為大部分核能先進國家(如加拿大、英國、芬蘭、日本、西班牙、瑞典、瑞士等國)，進行高放射性廢棄物最終處置計畫所選擇的處置母岩。台灣及福建東南，地處環太平洋中生代岩漿岩帶

(Mesozoic Circum-Pacific Magmatic Belt)的西緣，亦有許多結晶岩出露在中生代基盤岩中，因此，本計畫將結晶岩列為潛在處置母岩的調查對象之一。

處置設施之測試區母岩的預期功能如下：

- (1) 具備長期穩定性，如：斷層帶少、低地層抬升率。
- (2) 具備良好的物理環境，如：低地下水流通率、熱力-力學穩定性等。
- (3) 提供良好的化學環境，如：還原環境。
- (4) 具備核種遲滯與吸附之天然障壁功能。

#### 4.3. 整體處置概念

日本 H12 報告主要說明：「高放射性廢棄物處置系統，包括工程障壁系統及整體的處置設施，此章節描述這些組件的基本概念(JNC, 2000a, c4.3)」。

整體的處置概念包含工程障壁系統及處置設施，工程障壁系統如前所述，包括廢棄物本體(用過核子燃料)、廢棄物罐、緩衝材料及回填材料。處置設施概略分為下列 3 個部分：即地表設施、地下設施及其間之連通設施如：豎井(shaft)或斜坡道(ramp)等。

##### 4.3.1. 工程障壁系統

本章節內容應包含日本 H12 報告的第 4.3.1 節與 4.3.2 節的內容。

日本 H12 報告的第 4.3.1 節主要在說明：「工程障壁設計具有高度可調整空間，以適用於日本地區的廣泛地質條件(JNC, 2000a, c4.3.1)」。第 4.3.2 節主要在說明處置隧道(disposal tunnel)與處置孔(disposal pit)之間可能的配置方式。

本章節內容為本期研究內容之一，相關工作成果已參考日本 H12 報告章節進行編排。

工程障壁系統概念界定之目的，在提供功能評估所需，結果可提供修正處置設施設計與母岩篩選條件等。處置設施設計與功能評估，均須配合測試區調查資料之取得，以進行反覆評估。工程障壁系統之功能需求如下所述：

- (1) 廢棄物本體(用過核子燃料)：
- (a) 用過核子燃料內，短半衰期核種宜經適當衰變，且衰變熱(decay heat)應經適當降溫以便於處置作業。
  - (b) 用過核子燃料宜耐地下水溶解，使其在接觸地下水條件下，仍能確保放射性核種不易外釋。
  - (c) 燃料護套能避免用過核子燃料直接散布於廢棄物罐內。
  - (d) 完整的燃料護套能避免地下水與用過核子燃料直接接觸。
- (2) 廢棄物罐：
- (a) 避免入滲的地下水直接與用過核子燃料接觸。
  - (b) 具長時間的力學結構完整性。
  - (c) 對處置環境具有化學抵抗力。
  - (d) 對其他工程障壁材料不致產生不良影響。
  - (e) 提供在處置設施運轉階段一定程度的輻射屏蔽功能。
  - (f) 保持處置設施處於次臨界狀態。
  - (g) 在廢棄物罐腐蝕後讓核種處於還原環境。
  - (h) 讓廢棄物罐腐蝕產物對核種有吸附作用，以達到放射性核種遲滯之效果。
- (3) 緩衝材料：緩衝材料使用目的，在環繞廢棄物罐周圍，以防止地下水流入罐內，維持廢棄物罐在定位，並遲滯核種遷移。緩衝材料的功能需求包括：
- (a) 能長期完整包圍及保護廢棄物罐抵抗外部岩層之應力作用。
  - (b) 避免地下水入滲而直接與廢棄物罐接觸。
  - (c) 避免地下水直接在廢棄物罐周圍流動。
  - (d) 防止地下水中的腐蝕物質與廢棄物罐直接接觸。
  - (e) 作為核種遷移的擴散障壁。
  - (f) 具適當導熱性使廢棄物罐表面溫度低於 100 °C。
  - (g) 具適當密度與強度能承受廢棄物罐之荷重。
  - (h) 回脹性不得對岩石及廢棄物罐產生過高之壓力。
  - (i) 具適當的柔軟度能容納岩石潛變位移。

- (j) 能允許受腐蝕廢棄物罐可能產生的氣體遷移離去。
- (k) 對核種有吸附與遲滯效能。
- (l) 對微生物與膠體有過濾功能。
- (m) 具化學緩衝能力。
- (n) 對其他工程障壁材料不致造成不利影響。

此外，基於經濟性考量，緩衝材料須為易於取得與施工。

- (4) 回填材料：回填材料的功能需求，為必須維持隧道穩定，並保持緩衝材料於處置孔中。此外，亦須限制地下水的流動，不能使地下水水質劣化，須具有長期的化學穩定性等。

#### 4.3.2. 處置設施

本章節內容應包含日本 H12 報告的第 4.3.3 節與 4.3.4 節的內容。第 4.3.3 節主要在說明處置設施與其功能，第 4.3.4 節則說明處置分區的概念與配置方式。

本章節內容彙整本計畫過去對不同處置設施配置的研究成果，並考量目前的建築法規及土木開挖技術與機具，處置設施的基本設施可概略分為下列 3 個部分：即地表設施、地下設施及其間之連通設施(豎井或斜坡道)。地表設施若以功能性及使用性作為區分，可以分為 6 大系統：地上管理與行政系統、放射性廢棄物管理系統、環境監測與輻射管制系統、岩石處理系統、運輸系統及輔助系統。其中放射性廢棄物管理系統是處置設施最重要的運作系統，包括用過核子燃料接收、包裝、暫貯等功能。

地下設施(含連通設施)系統的功能與需求，包括連通設施、地下控管系統、放射性廢棄物管理系統、處置孔道系統、工程障壁系統、環境監測與輻射管制系統、功能驗證系統、設施封閉系統、輔助系統。

考量國內核能機組運轉規劃，以 KBS-3 處置概念初步推估廢棄物罐數量為 2,505 個如圖 4-1。考量緩衝材料溫度需小於 100 °C，處置孔間距設計為 6 m，隧道彼此間距 40 m，每個處置隧道可配置 44 個處置孔，整體處置設施可配置處置孔 2,728 個，足以容納初步推估的 2,505 個。處置設施中，並非所有處置孔的位置都能理想使用，可

能的影響因素包括：岩性(岩體成分)、地下水流、鑽孔的穩定性、裂隙影響等，因此，目前參考案例處置設施可容納之廢棄物罐大於初步推估數量，可保有處置孔配置上之彈性。

依據瑞典 R-08-116 報告(SKB, 2009a, p3)，處置隧道長軸方向應與最大水平主應力方向相同或正負  $30^\circ$  之內，以降低處置隧道及處置孔岩壁剝落情形。參考案例依 KMBH01 之水力破裂法大地應力量測結果，深度為 430 m，最大水平主應力為 14.43 MPa，方向為  $N76.4^\circ W$ 。本計畫假設深度 500 m，岩石最大水平主應力方向與上述 KMBH01 深度 430 m 最大水平主應力方向相同，處置隧道長軸方向配置為  $N60^\circ W$ ，和  $N76.4^\circ W$  交角為  $16.4^\circ$ ，以符合瑞典 R-08-116 報告(SKB, 2009a, p3)之要求。

SNFD2009 報告之處置隧道與處置區配置，係參考瑞典 SR97 報告之設計概念而得。然而，瑞典分別於 2006 年及 2009 年，依據最新之安全評估結果，提出更新版的處置設施配置研究報告。依據最新技術原則，本計畫將參考瑞典 SKB 最新之處置設施配置研究報告，並以參考案例(表二)的地質條件及大地構造，選定參考案例處置設施位置(圖 4-2)，並配合參考處置設施位置擬定設計參數，供 SNFD2017 報告之參考案例用。

處置隧道長度的考量，則是依據瑞典 TR-10-18 報告(SKB, 2010h, p23)的設計前提(design premises)，主要考量隧道內地下水散布流入必須小於或等於 1.7 L/min、和單點流入必須小於或等於 0.1 L/min。

對於處置隧道的第 1 個處置孔位置，需距離處置隧道入口 20.6 m 以上，最後 1 個處置孔，放置位置需距離處置隧道底端 10 m，主要考量回填材料流失的可能性，瑞典安全評估報告指出若處置隧道封塞(plug)喪失功能，處置隧道前 35 m 之回填材料乾密度會降低，但仍於可接受範圍( $1,240 \text{ kg/m}^3$ )，然而第 1 個處置孔位置可置放於 20.6 m，意味若回填材料密度降低時，可能導致 20.6 m 至 35 m 的處置孔的緩衝材料密度降低。

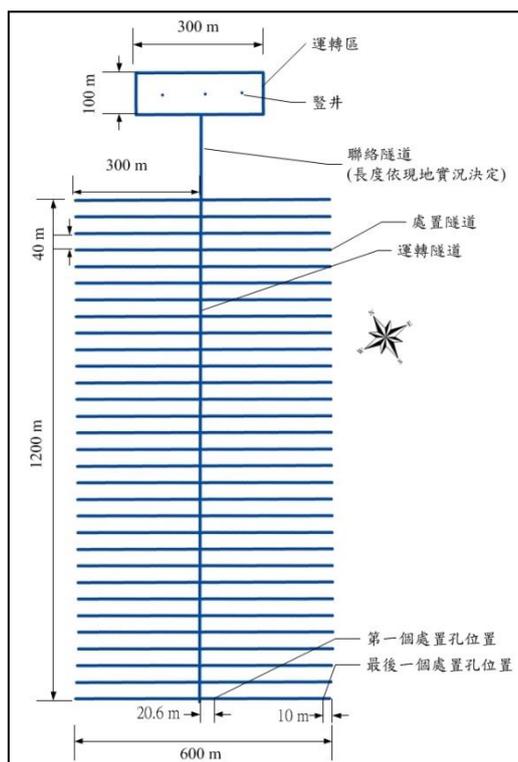


圖 4-1：參考案例地下處置設施配置圖

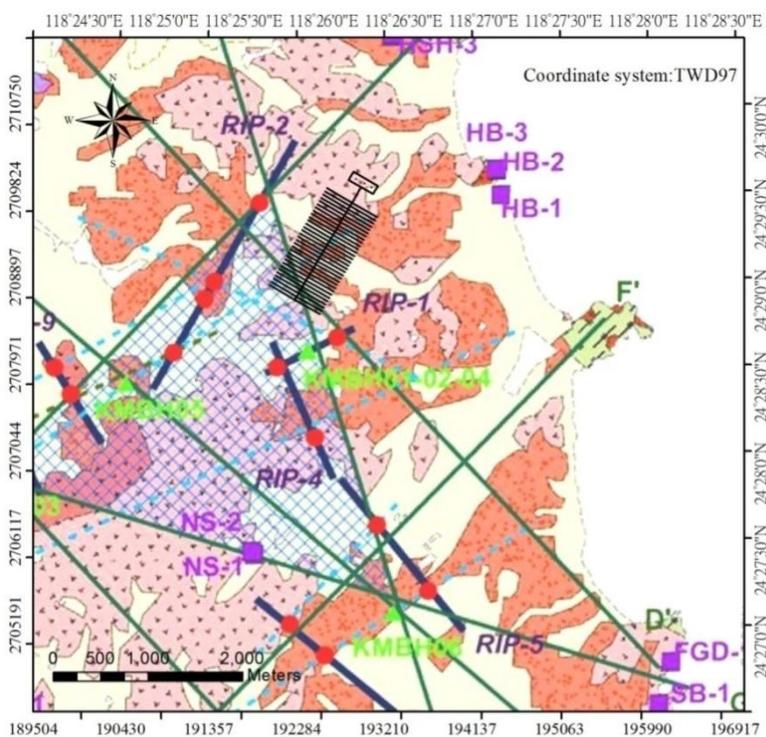


圖 4-2：參考案例處置設施位置

#### 4.4. 設計流程

日本 H12 報告主要說明：「建構工程障壁系統與處置設施的設計方法，此外，日本亦因應該國的 AEC Guidelines 處置設施與工程障壁所制定的方法論，針對設計需求(設計準則)、設計分析及功能評估 3 者的關係進行論述(JNC, 2000a, c4.4)」。

本章節內容為本期研究內容之一，相關工作成果已參考日本 H12 報告章節進行編排。

此章節內容仍需配合後續廢棄物罐、緩衝材料與回填材料的研究成果，繪製工程障壁系統的設計流程。

處置設施設計工作須先判別建造及運轉處置設施所有的資料需求，包括處置系統的設計及功能分析，以列出所有的資料需求。其步驟為(許秀真等，2003，p2-5)：

(1) 定義系統設計目標：

就本研究而言，即為永久安全隔離用過核子燃料於單一處置設施。

(2) 定義系統功能：

亦即處置方式之選擇，本研究採行深層地質處置、多重障壁之原則進行設計。處置設施功能需能提供用過核子燃料運轉期間及封閉後之安全性，且限制核種釋出至人類可及環境。

(3) 定義系統需求：

系統需求係為達成前述功能，所需提供之主、次要設施及設備、進行用過核子燃料接收、處理、置放等作業，並考慮用過核子燃料可回收性、設施封閉與除役等，以及提供運轉所需之輔助服務等。

(4) 定義資料需求：

資料需求包括相關於各項設施設計，所需之用過核子燃料特性、測試區特性、材料特性、施工方法、設備/機具規格、測試區變遷行為之預測、功能/安全評估結果之回饋等。

## 4.5. 影響處置概念的因子

### 4.5.1. 熱與輻射

日本 H12 報告主要說明：「處置源項特性，以及利用 ORIGIN 2.1 程式計算之處置核種活度與衰變熱隨時間的變化情形 (JNC, 2000a)。」

本章節於本期計畫所蒐集之用過核子燃料之燃耗等資訊，可作為 SNFD2017 報告評估用過核子燃料的統計資料。SNFD2009 報告所採用的用過核子燃料燃耗資訊，尚無法保守涵蓋後期高燃耗的用過核子燃料組件，故本期即調整相關運轉條件參數後再行評估。另外，因應現行政府推動國家政策方向之轉變，亦修正整體用過核子燃料組件之總量評估條件，本期研究與先前研究之差異列表說明，如表 4-1 所示。

根據目前已完成蒐集的用過核子燃料組件設計與運轉歷程資料，SNFD2017 報告所需重要核種估量設定如表 4-2 所示；選用 ORIGEN-S 為模擬工具，相較早期版本的 ORIGEN-2，在資料庫與演算法上已進行更新，使得我們的評估結果能更具代表性。

熱與放射性研究成果為高放處置安全評估的源頭，其核種存量為近場、遠場與生物圈核種遷移評估的關鍵；而其中之衰變熱計算，將延伸到後續廢棄物罐與高放處置設施熱傳分析，則是決定高放處置設施規模的要素。具體而言，對廢棄物罐的屏蔽分析，採用上述所選用之保守設定，以起始鈾濃縮度為 4.053 wt% U-235 的 AREVA ATRIUM10 用過核子燃料組件，並在 54 GWd/MtU 高燃耗運轉條件下，完成 BWR 用過核子燃料組件停機後 40 年之射源項評估，如表 4-3 所示，可提供高放處置安全評估，在後續進行廢棄物罐表面劑量率分析用。故合理保守評估熱與放射性極為重要。

表 4-1：SNFD2017 報告與 SNFD2009 報告分析策略差異比較表

設定差異比較	SNFD2009 報告	SNFD2017 報告
BWR最高燃耗	35.9 GWd/MtU	54 GWd/MtU
PWR最高燃耗	48.3 GWd/MtU	58 GWd/MtU
延役與否	正常除役與延役	正常除役
龍門電廠	納入考量	依政策修訂，故不納入考量
重要核種	37個	34個

表 4-2：SNFD2017 報告重要核種評估之計算假設

反應器類型	燃料組件重量	平均起始鈾濃縮度 (wt%)	燃耗 (GWd/MtU)
	kgU/束		
BWR(ATRIUM10)	179.54	4.053	54
PWR (Vantage+)	426.21	4.95	58

表 4-3：高放處置安全評估用沸水式反應器用過核子燃料組件保守射源項

ATRIUM10 @B54C40	neutron (n/s)	fuel gamma (photon/s)	hardware gamma (photon/s)	decay heat (w)
Source strength	$5.236 \times 10^7$	$6.132 \times 11^4$	$2.229 \times 10^9$	$1.708 \times 10^2$

#### 4.5.2. 地質與地形條件

日本 H12 報告主要說明：「處置母岩的空間範圍及體積、裂隙與斷層分佈，為決定處置設施設計之關鍵，故進行整體處置設施設計前，詳細的地形調查為相當重要之工作。地形條件同時影響初始岩體應力及區域地下水流，以及地表設施與聯絡通道或豎井設置之規劃設計位置(JNC, 2000a, c4.5.2)。」

本章節內容為本期研究內容之一，相關工作成果已參考日本 H12 報告章節進行編排。

離島結晶岩測試區為低緩台地的島嶼地形，平均高程約 40 m。局部有侵蝕殘丘分布，丘陵地最高點高程約 262 m，位在島嶼東部中央(尤崇極等，1991，c2)。離島結晶岩測試區主要岩類以花崗片麻岩體、花崗岩體、英雲閃長片麻岩帶、細粒花崗岩株為主，均受到  $1.2 \times 10^8$  年前，地體構造(tectonic)運動導致的斷層帶構造剪切作用所影響，形成具混合岩狀或片麻狀特徵的花崗岩體，並構成主要結晶基盤岩。

離島結晶岩測試區東部以太武山花崗片麻岩體為主，斗門花崗岩體為第 2 大岩體。太武山岩體目前出露面積達 22 km<sup>2</sup>(以太武山出露面積最多)；斗門岩體為鐵鎂礦物含量多的中粒花崗岩體，侵入太武山岩體的北界，周圍出露面積估計約 5 km<sup>2</sup>(中間為平原沉積物所覆蓋)(林蔚等，2005，p4-4)。

太武山斷層及金龜山斷層，是影響離島結晶岩測試區東部基盤岩分布最主要的 2 個斷層(圖 4-3)。太武山斷層為正斷層，其走向大致為 N64E，傾角 70°N(圖 4-4)。金龜山斷層為正斷層，其破裂帶寬數十公尺，主要斷層位態為 N55E，傾角 50°N(林蔚等，2005，p4-26)。



圖 4-3：太武山斷層及金龜山斷層分佈圖

註：圖中虛線為推測的脆性變形斷層帶，雙虛線為推測的塑性變形剪切帶，綠色虛線則為太武山西側至北側岩體邊界。

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-28)

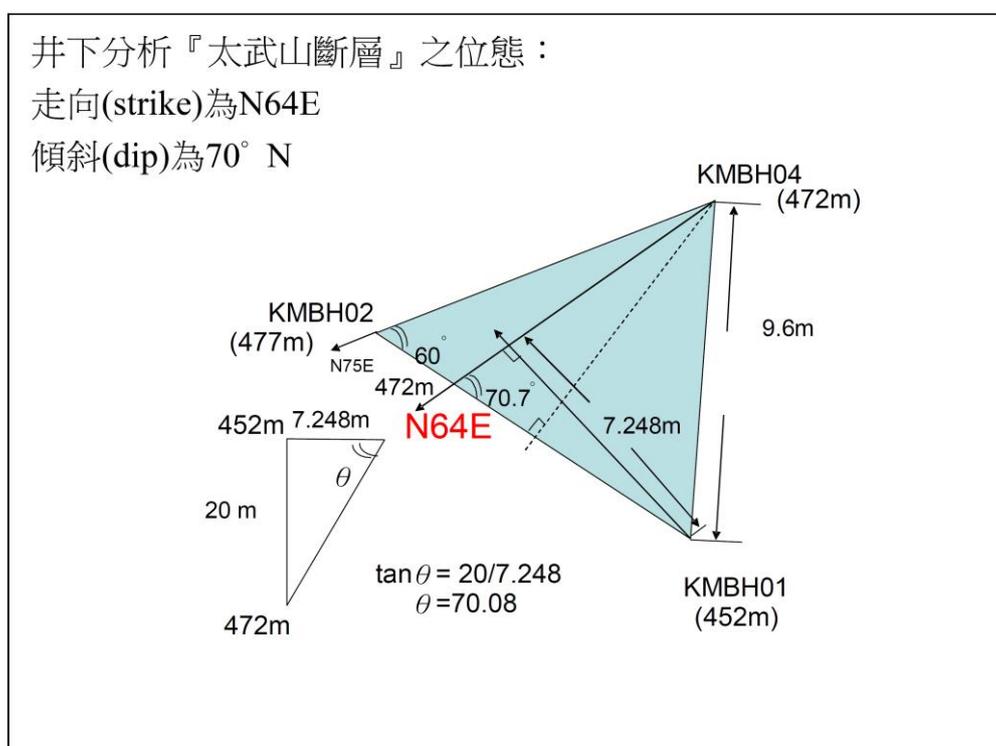


圖 4-4：太武山斷層井下資料幾何分析

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-28)

### 4.5.3. 處置母岩特性

日本 H12 報告主要說明：「工程障壁系統及處置設施於設計、安裝及建造的過程中，處置母岩的力學及熱學特性扮演重要的角色。因此，報告中考慮廣泛的岩石種類及不同的熱-力特性，藉以進行設計概念的評估(JNC, 2000a, c4.5.3)」。

本章節於本期計畫所執行的資料彙整工作，可作為 SNFD2017 報告在無特定場址描述下之設計參數相關參考依據。

針對離島結晶岩測試區 KMBH04 的太武山花崗片麻岩體及 KMBH03 的斗門花崗岩體進行物理性質試驗，試驗項目有乾密度、比重、飽和密度、孔隙率及有效孔隙率共 5 項(林蔚等，2005，c4.3)：

#### 4.5.3.1. 力學特性

離島結晶岩測試區的岩石力學特性試驗項目包含壓縮強度、張力強度、柏松比等，結果如表 4-4 所示(林蔚等，2005，c4.3)。

#### 4.5.3.2. 熱力學特性

離島結晶岩測試區岩石熱力學特性試驗項目包含熱傳導係數及地表溫度等，結果如表 4-4 所示。

#### 4.5.3.3. 水力特性

在離島結晶岩測試區試驗獲得水力傳導係數及水力梯度如表 4-4 所示(林鎮國等，2012，p3-274)。

#### 4.5.3.4. 化學特性

目前離島結晶岩測試區化學特性的初步成果如下(林鎮國等，2012，p3-262)：酸鹼度(pH)隨著深度的增加逐漸由中性轉為鹼性；而氧化還原電位(Eh)，隨著深度的增加逐漸由氧化態轉變為還原態。約深度低於 400 m 以下時，離島結晶岩測試區東部地下水的 pH 值，

其保守估計均大於 8；而氧化還原電位的保守估計為還原態(數值小於 0 mV)。

表 4-4：離島結晶岩測試區岩石特性

試驗對象		太武山花崗片麻岩體 (KMBH04)	斗門花崗岩體 (KMBH03)
物理特性	乾密度[g/cm <sup>3</sup> ]	2.61 至 2.66， 平均 2.63	2.73 至 2.77， 平均 2.75
	比重	2.63 至 2.68， 平均 2.65	2.75 至 2.79， 平均 2.77
	飽和密度[g/cm <sup>3</sup> ]	2.62 至 2.67， 平均 2.64	2.74 至 2.78， 平均 2.76
	孔隙率[%]	0.38 至 0.65， 平均 0.54	0.34 至 0.96， 平均 0.56
	有效孔隙率[%]	0.007 至 0.015	—
力學特性	單軸壓縮強度[MPa]	75.68 至 168.66 平均 125.97	89.16 至 131.21 平均 111.54
	三軸壓縮試驗凝聚力 [MPa]	17.99 至 29.51	26.42 至 28.49
	三軸壓縮試驗摩擦角 [度]	50.71 至 59.08	47.90 至 54.20
	間接張力強度[MPa]	6.91 至 13.33， 平均 9.73	6.99 至 14.60， 平均 10.99
	靜彈性模數 E50[GPa]	34.15 至 51.19， 平均 41.93	31.70 至 52.66， 平均 44.18
	柏松比	0.11 至 0.19， 平均 0.15	0.13 至 0.27， 平均 0.17
	動態剪力模數[GPa]	12.99 至 24.50， 平均 17.98	16.75 至 29.24， 平均 22.88
	動態彈性模數[GPa]	30.28 至 58.37， 平均 42.28	41.31 至 73.60， 平均 55.17
	動態柏松比	0.10 至 0.25， 平均 0.17	0.12 至 0.27， 平均 0.20
熱力學特性	熱傳導係數 [W/(m·K)]	2.85 至 2.94	—
	地溫梯度[°C/100 m]	1.7	
水力特性	水力傳導係數[m/s]	完整岩塊：4.1 × 10 <sup>-12</sup> 至 3.6 × 10 <sup>-11</sup> 裂隙帶：3.0 × 10 <sup>-8</sup> 至 1.0 × 10 <sup>-4</sup>	
	水力梯度	KMNH01-02-04 建議值為 0.1 離島結晶岩測試區東部建議值為 0.01	

資料來源：林鎮國等，2012，p3-274

#### 4.5.4. 處置深度

日本 H12 報告主要說明：「影響處置深度選擇的各種因素，包括長期安全、地化環境特性、現階段的建造與探勘技術、隧道的力學穩定性、工程障壁系統的熱穩定性(JNC, 2000a, c4.5.4)」。

本章節內容為本期研究內容之一，相關工作成果已參考日本 H12 報告章節進行編排。

深層地質處置是國際公認適合處置高放射性廢棄物的方式，即是將高放射性廢棄物埋在深約 250 m 至 1,000 m 的地下，遠離人類環境及人為或自然破壞影響的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐、緩衝與回填材料等工程設施，藉由工程設施與處置母岩所組成的多重障壁，有效阻絕或遲滯核種的外釋與遷移，以換取足夠的時間使用過核子燃料的輻射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略的程度。根據 2003 年歐洲經濟合作暨發展組織核能署(OECD)的建議，國際間經過數十年調查經驗累積，認為用過核子燃料最終處置的適當深度(即安全環境條件)應符合下列幾點：

- (1)長期的地質穩定性：例如較低的地殼抬升與侵蝕率，以及對於地質及氣候變化反應不靈敏的地球化學及水文地質環境；
- (2)合適的物理、化學及構造特性：例如巨厚的處置母岩、緩慢的地下水流速、地球化學環境有利核種遷移的遲滯及工程障壁系統功能的維持、岩石力學特性等；
- (3)足夠的側向延伸性，以便容納處置設施；
- (4)不利或擾動的條件越少越好：包括氣候及天然地質事件影響、處置設施內伴生的氣體或化學反應變化，以及人類未來可能的入侵行為；
- (5)調查技術的可行性：可進行技術驗證，提供足夠的證據，以利決策審定是否進行下一階段處置計畫的進行；
- (6)可預測性：在相當的時間尺度內(例如百萬年內)，地質環境可能發生的變化均可被考量預測，並進行安全評估分析。

## 4.6. 工程障壁系統及處置設施的設計需求

### 4.6.1. 廢棄物罐

日本 H12 報告主要說明：「包封容器的設計要求，以及其抗腐蝕特性(corrosion resistance)、抗壓特性(pressure resistance)、輻射屏蔽特性(radiation shielding)、包封容器的厚度(thickness of the overpack)、包封容器的加工(manufacture of the overpack)與合成的包封容器(composite overpacks)(JNC, 2000a)」。

本章節於本期計畫蒐集廢棄物罐設計準則，以協助建立參考案例，並進行廢棄物罐受地震剪力數值分析，可作為 SNFD2017 報告廢棄物罐安全資訊使用，成果彙整如下。

廢棄物罐基本設計準則包括如下：

#### (1) 抗圍壓條件：

依據瑞典 TR-10-28 報告(SKB, 2010g, p15)，廢棄物罐需抵抗地下水壓與周圍膨潤土濕潤後產生的回脹壓力，總計需抵抗 45 MPa。

#### (2) 不均勻壓力：

依據瑞典 SKB 編號 doc 1206894 技術報告(Börgesson et al., 2009, p21-p25)，廢棄物罐需抵抗因不同密度膨潤土完全飽和，將產生大小不均勻的回脹壓力。

#### (3) 抗剪力條件：

處置設施在封閉後，當地震發生時，可能造成處置孔邊的岩體既有裂隙錯動，對緩衝材料與廢棄物罐形成剪力作用，因此設計上須加以考慮。瑞典 TR-10-14 報告(SKB, 2010a, p35)中，說明 KBS-3 之廢棄物罐設計，採用銅殼係因純銅材料延展性極佳，當發生裂隙剪力位移時，能發揮包覆內部用過核子燃料之功能。

#### (4) 力學接受準則：

依據瑞典 SKB TR-10-28 報告(SKB, 2010g, p10)，廢棄物罐主要由內襯鑄鐵及銅殼組成。兩者分別提供深層處置期間不同的功能，如鑄鐵材料力學強度高，故主要提供罐體力學支撐強度，避免外在負載(如地下水壓與回脹壓力)，以及未能預期的事件(如地震

產生裂隙錯動)所導致廢棄物罐功能失效；銅殼則提供罐體抗腐蝕功能，且因純銅材料延展性較佳，故當地層錯動或剪切面直接貫穿處置孔時，銅殼能有效提供包覆燃料束的功能。

瑞典 SKB TR-10-28 報告(SKB, 2010g, p19-p22)第 3 章介紹鑄鐵與銅的破壞力學準則，並提供 2 種材料力學試驗之結果，匹配個別不同接受準則，可為數值模擬進行案例分析時之判斷依據。

(5) 輻射劑量：個人輻射劑量小於 0.25 mSv/year

依據「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 9 條規定高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 mSv。

(6) 表面劑量：廢棄物罐表面輻射劑量限值 $\leq 1$  Gy/h

為避免地下水輻射水解以及緩衝材料膨潤土受輻射影響，故限制廢棄物罐表面劑量限值要小於 1 Gy/h(SKB, 2010i, p28)；另外，廢棄物罐於搬運輸送途中，仍需相關操作人員就近協作處理，故需規範廢棄物罐表面輻射劑量率，以降低輸送與搬運相關人員所接受之輻射劑量(SKB, 2010i)。

(7) 臨界性：廢棄物罐內需維持在次臨界狀態，中子有效增殖因子需小於 1.0 以確保臨界安全。但為保守起見再取 5%的保守度，進一步要求中子有效增殖因子需小於 0.95(SKB, 2010i, p26)。

#### 4.6.1.1. 相關研究文獻

瑞典曾由 Börgesson(1986, p20-p28)建立 1/10 尺度的處置孔實驗，內含膨潤土塊體與廢棄物罐，探討受不同剪切速率作用下的反應狀況。該研究主要針對剪切面的傾角、位置等因子，探討對廢棄物罐造成之破壞程度的影響。該實驗使用的廢棄物罐為純銅柱體，周圍填充飽和的 MX-80 膨潤土。試驗過程量測剪切應力、應變等實驗數據，並測試不同剪切速率對於試體的影響。實驗結果指出回脹後的膨潤土能提供絕佳的應力支撐，但對於高密度的膨潤土塊，因具較高的回脹壓力，則會導致廢棄物罐嚴重變形。

Börgesson and Hernelind (2006, p23)研究指出下列各因子，會影響廢棄物罐受地震剪力作用後的力學反應：

- (1) 剪切面與處置孔垂直軸的傾角；
- (2) 水平剪切面的位置；
- (3) 剪切面的位移；
- (4) 膨潤土的種類；
- (5) 膨潤土的密度。

依照 SNFD2009 報告(台灣電力公司，2010a)，選定瑞典 KBS-3 為本計畫之參考設計，因此，對於瑞典銅質廢棄物罐的本土化工作正持續進行中。

#### 4.6.1.2. 廢棄物罐數值分析

為進行廢棄物罐耐地震剪力評估本土化工作，參考瑞典 TR-10-14 報告(SKB, 2010a, p30-p33)中的廢棄物罐詳細設計資料，本研究根據此設計資料，使用數值模擬程式 ANSYS 建置數值模型，模型設計細節包括銅殼長度、銅底座直徑及厚度等。圖 4-5 為廢棄物罐參數示意圖。建立之廢棄物罐的有限元素模型如圖 4-6，總元素個數為 119,528 個，節點總數為 148,663 個。各材料性質如表 4-5。膨潤土的模擬則採地盤反力係數，以 combin 39 模擬，採用於 SKB 經由實驗之對應的剪切速率、及密度  $2,050 \text{ kg/m}^3$  的應力應變曲線，如表 4-6。

#### 4.6.1.3. 縮尺試體製作與數值模型驗證

本研究已製作銅與鑄鐵之抗拉與抗壓 2 類標準試體，以及 PWR 與 BWR 廢棄物罐的縮尺試體，其中 PWR 與 BWR 的縮尺試體內包括銅外殼與鑄鐵兩大部分。銅與鑄鐵的抗拉標準試體：直徑 20 mm，長 300 mm；銅與鑄鐵抗彎標準試體：直徑 20 mm，長 350 mm。圖 4-7 為銅抗彎與鑄鐵抗拉的標準試體照片。

BWR 縮尺試體(12 孔鑄鐵廢棄物罐)：直徑 94.9 mm，長 491 mm，每方孔 16 mm × 16 mm；PWR 縮尺試體(4 孔鑄鐵廢棄物罐)：直徑 94.9 mm，長為 491 mm，每方孔 23 mm × 23 mm。圖 4-8 和圖 4-9

分別為 PWR 與 BWR 廢棄物罐內的鑄鐵。銅質外殼：外徑 104.8 mm，內徑 99.2 mm，長 491 mm。圖 4-10 為銅質外殼縮尺試體。圖 4-11 為組合後的廢棄物罐試體模型，包含銅質外殼與鑄鐵內襯。

針對廢棄物罐 BWR 基本參數，運用 ANSYS 建立數值模型，依 3 組鑄鐵材料試驗結果計算之應力容許值如表 4-7，與瑞典 SKB 提出之 395 MPa 的鑄鐵應力容許值(SKB, 2010g, p19-p22)進行比對，可判別廢棄物罐當受外在加載作用後，內部鑄鐵是否達到破壞之依據。將廢棄物罐經上述小節中提及之加載方式，給予初始與邊界條件模擬整體罐體受上方加壓後的分析結果，並得到加載案例軸壓 20 MPa 至 200 MPa 共 10 種數值解；擷取上述提及之容許應力值與內襯鑄鐵最大 von Mises 應力的比值作為安全係數，以判別廢棄物罐受外在加載後，是否達到張力極限破壞。由瑞典 SKB 與鑄鐵應力容許值比較，SKB 所提之鑄鐵應力容許值相對於試驗 I 至 III 平均的應力容許值為小，故可預測經數值分析結果計算之安全係數，相對於試驗亦較小，如表 4-7 當軸壓壓力超過 180 MPa 時，以瑞典 395 MPa 應力容許值計算之安全係數已小於 1，因廢棄物罐整體力學支撐來源為內襯，即表示廢棄物罐此時已達設定的破壞點。若以試驗平均應力容許值計算安全係數，則外在加載至 200 MPa，安全係數皆大於 1，可判別廢棄物罐當受到 200 MPa 的外在軸向加載，亦能維持其功能性。

依上述數值邊界設定運跑分析後，展示縮尺試體試驗軸壓與抗彎測試結果。PWR 與 BWR 試體軸壓試驗後之整體位移隨加載增加而增大。兩組測試單壓皆達 80 t，作用在 PWR 與 BWR 試體面積分別為 5,597.25 mm<sup>2</sup> 與 4,641.25 mm<sup>2</sup>，換算應力分別約 140 MPa 與 169 MPa，其位移分別為 2.16 mm 與 2.17 mm。圖 4-12 至圖 4-14 為數值模擬與試體試驗之比對結果，比對結果趨勢大致相同；但圖 4-12 位移比對方面有些許差異，是因本次縮尺試體銅殼與鑄鐵係分開製作，進行測試前將銅殼套入鑄鐵形成一體，兩材料之間難免有空隙並非緊密黏合狀況，導致軸壓加載使材料產生挫屈(buckling)，進而影響試驗結果。而數值模擬於建模階段，係將 2 種材料視為緊密黏合狀態，

故產生比對結果誤差。PWR 與 BWR 之應力-應變數值比對結果，分別如圖 4-13 至圖 4-14 所示，誤差百分比分別為 9.25%與 9.65%，測試結果與數值解差異不大，可驗證 ANSYS 模式可靠性。

在抗彎試驗比對結果方面，位移比對結果與上述軸壓比對有類似情況發生如圖 4-15，應力-位移比對方面因銅殼與鑄鐵材料有空隙關係，產生之挫屈現象更為明顯，導致位移結果與數值解較無關聯性，因 ANSYS 數值模擬假設銅殼與鑄鐵為緊密黏合狀態。但在載重-應變比對分析如圖 4-16 至圖 4-17 有良好匹配結果，誤差百分比分別為 2.12%與 8.47%。

#### 4.6.1.4. 廢棄物罐圍壓變化影響分析

本研究進行 BWR 全尺寸廢棄物罐受圍壓變化加載分析，考量單純情況之均勻圍壓分布於廢棄物罐銅殼表面上，並以階段加載 35 MPa 至 75 MPa 共 8 個階段性加載數值分析，本研究設定最大圍壓大於瑞典廢棄物罐設計標準 45 MPa，其目的是為探討處置封閉期間將可能遭遇未能預期之狀況，安全係數是否大於 1.0。

圍壓變化加載分析結果顯示，廢棄物罐內部受力行為呈現對稱分布，如圖 4-18。觀察廢棄物罐內部鑄鐵的應力變化，發現應力較集中在燃料束通道內側處，廢棄物罐外圍銅殼處之應力反應，包括銅頂蓋與銅底座相對於內部鑄鐵之值較小，此現象與應變分布相同，此燃料束通道為受幾何斷面影響，方孔容易於 4 個角落處產生不連續現象故容易產生應力集中現象。經分析，加載 35 MPa 與 75 MPa 之最大應力結果，均出現在鑄鐵內側處，分別為 158.76 MPa 與 281.10 MPa；最大應變值分別為 0.0827%與 0.1654%，皆發生於燃料隔間孔壁上。

#### 4.6.1.5. 廢棄物罐極限狀態分析

根據瑞典 TR-10-34 報告(Hernelind, 2010, p37)廢棄物罐剪切分析方法，利用 ANSYS 簡化元素分析廢棄物罐如圖 4-19 與圖 4-20，3/4 罐長處剪切分析結果，X 正向應力為 364 MPa；中央處剪切分析

結果，X 正向應力為 324 MPa，SKB 分析結果和 ANSYS 簡化元素分析結果比較，兩者誤差相差不到 5%，如表 4-8 與表 4-9，證明簡化廢棄物罐於剪切分析中具有一定的精確度。

由廢棄物罐承受岩層剪力位移分析結果可發現，處置孔承受剪力位移於 3/4 罐長處時，所承受應力較受到中間處剪切位移為大，如表 4-10。由於 SKB 剪切位移分析在不考慮長期潛變影響下，僅設定位移量 10 cm，其結果尚未達到廢棄物罐的極限狀態；為了解廢棄物罐最大的抗剪能力，本期研究進一步評估廢棄物罐的極限狀態，並由應力極限狀態來求得極限位移。經分析顯示，廢棄罐剪切位移設定為 20 cm 時，只有設定於 3/4 處垂直剪切的案例，安全係數接近於 1.0，對照中間垂直剪切的安全係數，則還有將近 30% 的餘裕。若將中間剪切位移持續施加至 24 cm，廢棄物罐安全係數接近 1.0，而廢棄物罐外部銅殼極限應變也提高至 19% (如圖 4-21)，仍未超過 24% 的材料極限應變。

#### 4.6.1.6. 屏蔽分析

日本 H12 技術支援報告 (supporting report) 中，對於屏蔽分析關注的重點，主要在於其產生之地下水輻射水分解效應，對廢棄物罐造成之腐蝕效果。由於廢棄物罐為地下處置，因此工程障壁、處置母岩，及地質圈，已為地表生物圈提供足夠之輻射屏蔽；因此，輻射劑量率之計算主要用於處置作業時之人員劑量評估，以及地下水輻射水分解對廢棄物罐腐蝕的影響。

本期計畫蒐集廢棄物罐之幾何與材質組成等資訊，並配合 4.7.4.5 節蒐集之國內核電廠用過核子燃料組件所評估之射源項，可供屏蔽分析程式建立廢棄物罐計算模型。廢棄物罐幾何與屏蔽材質等參數對其表面劑量率之評估至為重要，需持續維持參數資料之更新。本計畫初步完成廢棄物罐資料收集與幾何模型建立。廢棄物罐表面劑量率評估結果可回饋至處置作業之工作人員劑量評估，以及作為地下水輻射水分解對腐蝕作用影響之計算依據。

#### 4.6.1.7. 廢棄物罐耐蝕性能

在瑞典與芬蘭及日本的研究中(表 4-11)，所考慮到的腐蝕過程包括在好氧和缺氧條件下的均勻腐蝕、局部腐蝕(孔蝕，pitting)、微生物腐蝕(microbially influenced corrosion，MIC)、應力腐蝕龜裂(stress corrosion cracking，SCC)。在這些腐蝕過程中，均勻腐蝕和局部腐蝕在許多研究中已經有詳細的分析；微生物腐蝕影響會受限於 $\text{SO}_4^{2-}$ 轉變成 $\text{HS}^-$ 的還原反應；應力腐蝕龜裂則被認為是不可能發生，因為 SCC 媒介的最大濃度和腐蝕電位狀態皆低於其各自的臨界值，且潛變速率將超過裂紋擴展速率。

在原有的瑞典與芬蘭的廢棄物罐壽命評估中(SKB, 2006b, p290-p294; SKB, 2006c, p17-p19)，使用了 1 個結合質量守恆與質量傳輸的方法來預測長期腐蝕行為。腐蝕評估分成有氧(好氧，oxic)腐蝕的初始階段，然後是厭氧(缺氧，anoxic)條件下的長期腐蝕。在這 2 個時期，均勻腐蝕和孔蝕被認為皆有可能發生。

雖然在日本處置設施中沒有正式的銅廢棄物罐壽命預測，但腐蝕最大深度有被評估(JNC, 2000a, c4p13-p22)。正如瑞典/芬蘭和加拿大的研究，需考慮的 2 個腐蝕過程是均勻腐蝕和孔蝕。儘管普遍認為微生物活性會受限於可用的養料，但評估亦指出  $\text{HS}^-$  的產生是源自  $\text{SO}_4^{2-}$  的還原。

本研究欲探討銅廢棄物罐的抗腐蝕特性，已完成長期曝露測試規劃，建置腐蝕量測設備並進行試片製作與準備。試驗規劃製作銅材質與鑄鐵材質之試片，以及金屬材料抗拉與抗彎試片，採用長期曝露試驗法進行腐蝕試驗，藉此了解特定地質條件下(如曝露水質種類、溫度差異、地下水 pH 值、氯離子濃度等特性)各種試片的抗蝕特性，作為後續長期觀測廢棄物罐罐體抗蝕性能相關研究之參考。

#### 4.6.1.8. 小結

本期計畫依 CNS2112 之規範，製作數個使用於抗拉以及抗彎之鑄鐵與銅質材料標準試體，與製作 PWR 與 BWR 廢棄物罐之 1/10 縮

尺試體。並針對材料試驗試體與縮尺試體，進行一系列的力學試驗，包括軸力、彎矩等相關破壞試驗，提供「應力-應變分析」數值模擬驗證所需之參數。而在「極限狀態分析」與「廢棄物罐圍壓變化影響分析」，進行一系列參數變化數值分析，將分析結果轉換成安全係數，其安全係數皆能高於 1.0，並且外部銅殼能以高達 24% 的變形量對廢棄物罐進行包覆，以確保廢棄物罐受地震導致岩體裂隙剪切時的完整性。

表 4-5：材料參數

-	MAT1	MAT2	MAT3	MAT4	MAT5
-	Copper shell	Copper bottom	Cast iron	Steel lid	Copper lid
材料名稱	Cu-OF (oxygen - free copper)	structural steel S355J2G3	EN-GJS-400-15U	structural steel S355J2G3	Cu-OF (oxygen - free copper)
密度 [kg/mm <sup>3</sup> ]	8.94 × 10 <sup>-6</sup>	8.94 × 10 <sup>-6</sup>	7.2 × 10 <sup>-6</sup>	7.85 × 10 <sup>-6</sup>	8.94 × 10 <sup>-6</sup>
彈性模數 [GPa]	120	120	166	210	120
柏松比	0.308	0.308	0.32	0.3	0.308
降伏強度 [GPa]	0.05	0.05	0.267	0.335	0.05
極限強度 [GPa]	0.2	0.2	0.480	0.470	0.2

註：表 4-5 所列材料係對應圖 4-5 所列材質

表 4-6：膨潤土應力-應變試驗結果

Material	Density kg/m <sup>3</sup>	Rate of strain $V_s$	Elastic part E (MPa)	$\nu$	Plastic part: von Mises true stress at the follow plastic normal strains $\epsilon_p$							
					0	0.004	0.01	0.018	0.026	0.036	0.46	1.0
MX-80	2050	1.0	294	0.49	2.94	3.93	4.52	4.83	5.03	5.1	5.04	5.04

註：Börgesson and Hernelind(2010, p57)

表 4-7：廢棄物罐加載案例軸壓分析結果

Load case	最大應力發生位置 (材料)	最大 von Mises 應力 [MPa]	SKB 容許應力 [MPa]	試體容許應力 [MPa]	安全係數 (SKB)	安全係數 (試體)
軸壓 20 MPa	鑄鐵	44.88	395	507.5	8.80	11.31
軸壓 40 MPa	鑄鐵	89.75	395	507.5	4.40	5.65
軸壓 60 MPa	鑄鐵	134.62	395	507.5	2.93	3.77
軸壓 80 MPa	鑄鐵	179.49	395	507.5	2.20	2.83
軸壓 100 MPa	鑄鐵	224.36	395	507.5	1.76	2.26
軸壓 120 MPa	鑄鐵	269.23	395	507.5	1.47	1.89
軸壓 140 MPa	鑄鐵	314.11	395	507.5	1.26	1.62
軸壓 160 MPa	鑄鐵	358.98	395	507.5	1.10	1.41
軸壓 180 MPa	鑄鐵	403.85	395	507.5	0.98	1.26
軸壓 200 MPa	鑄鐵	448.72	395	507.5	0.88	1.13

表 4-8：簡化廢棄物罐中央 90° 剪切

剪切位移 (內部鑄鐵)	ANSYS 簡化剪切位移分 [MPa]	SKB 剪切位移分析 [MPa]	誤差百分比	安全係數 (極限應力)	安全係數 (容許應力)
5 cm	300.805	299	0.6%	1.59	1.31
10 cm	324.05	315	2.8%	1.48	1.22
15 cm	343.69	N/A	-	1.39	1.15
20 cm	362.837	N/A	-	1.32	1.09

表 4-9：簡化廢棄物罐 3/4 罐長處剪切

剪切位移	ANSYS 簡化分 [MPa]	SKB 分析結果 [MPa]	誤差百分比	安全係數 (極限應力)	安全係數 (容許應力)
5 cm	311.658	321	2.9%	1.54	1.26
10 cm	364.793	351	3.9%	1.31	1.08
15 cm	412.113	N/A	-	1.16	0.95
20 cm	453.577	N/A	-	1.05	0.87

表 4-10：SKB 對廢棄物罐受裂隙位移剪切分析結果

剪切位置	剪切角度	最大 von Mises 應力 (MPa)	
		位移量 5 cm	位移量 10 cm
3/4 處	90°	321	351
中間處	90°	299	315
3/4 處	22.5°	290	297
中間處	22.5°	295	301

註：修改自 Hernelind (2010, p37)

表 4-11：瑞典/芬蘭與日本腐蝕評估結果

國家	全面腐蝕	局部腐蝕	使用年限評估	微生物腐蝕影響	應力腐蝕開裂
瑞典/芬蘭	氧氣造成腐蝕厚度為 20 $\mu\text{m}$ 至 30 $\mu\text{m}$ 硫造成腐蝕厚度為 3 mm(最大值) 地下水的硫經過 $10^5$ 年造成腐蝕厚度小於 1 mm	表面粗糙度造成腐蝕厚度為 $\pm 50 \mu\text{m}$	$>10^6$ 年	經過 $10^3$ 年造成腐蝕厚度為 4 $\mu\text{m}$ (最大值)	不考慮；因為拉伸應力的時間有限、SCC 媒介不存在、腐蝕電位值低於門檻值、氯離子抑制效果
日本	經過 $10^3$ 年造成腐蝕厚度為 9 mm 至 13 mm(依據處置設施設計進行評估)	經過 $10^3$ 年造成腐蝕厚度為 18 mm 至 26 mm(使用腐蝕因子為 3); $10^3$ 年造成腐蝕厚度為 2 mm(使用極值分析)	無評估	僅假設硫酸鹽還原菌將全部 $\text{SO}_4^{2-}$ 還原成 $\text{HS}^-$	氨(Ammonia)、亞硝酸鹽(Nitrite)與醋酸鹽(Acetate)濃度最大值低於門檻濃度，因此不會發生

資料來源：瑞典/芬蘭摘自(SKB, 2006b, p290-p294; SKB, 2006c, p17-p19)；日本摘自(JNC, 2000a, c4p13-p22)。

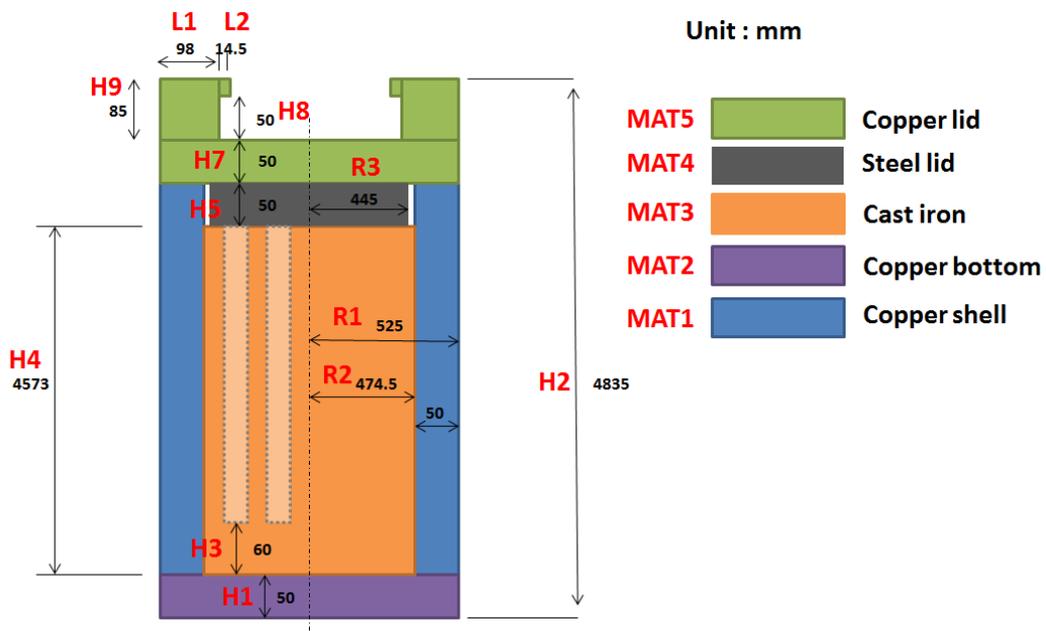


圖 4-5：廢棄物罐參數示意圖

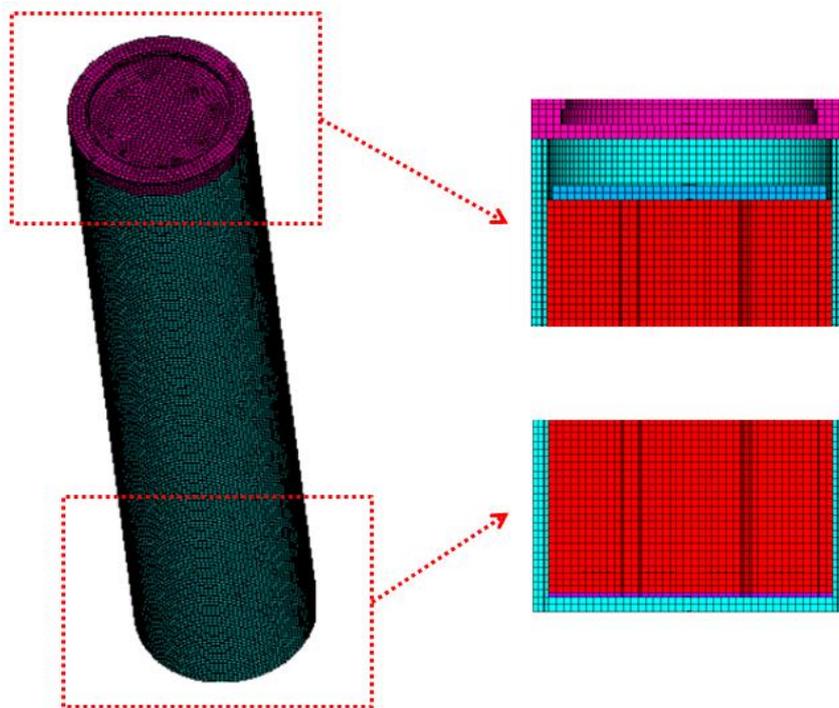


圖 4-6：廢棄物罐有限元素模型



圖 4-7：銅抗彎與鑄鐵抗拉的標準試體



圖 4-8：PWR 鑄鐵廢棄物罐縮尺試體



圖 4-9：BWR 鑄鐵廢棄物罐縮尺試體



圖 4-10：銅質外殼縮尺試體



圖 4-11：組合後的廢棄物罐縮尺試體

**PWR、BWR縮尺試體-軸壓測試**

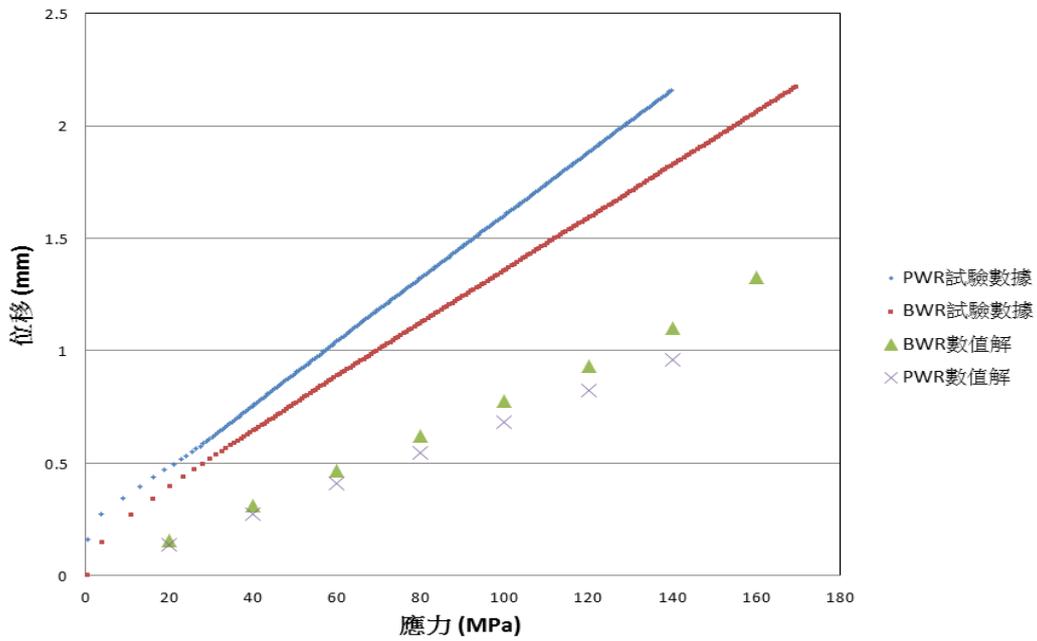


圖 4-12：軸壓測試與數值比對結果(位移)

PWR縮尺試體-軸壓測試

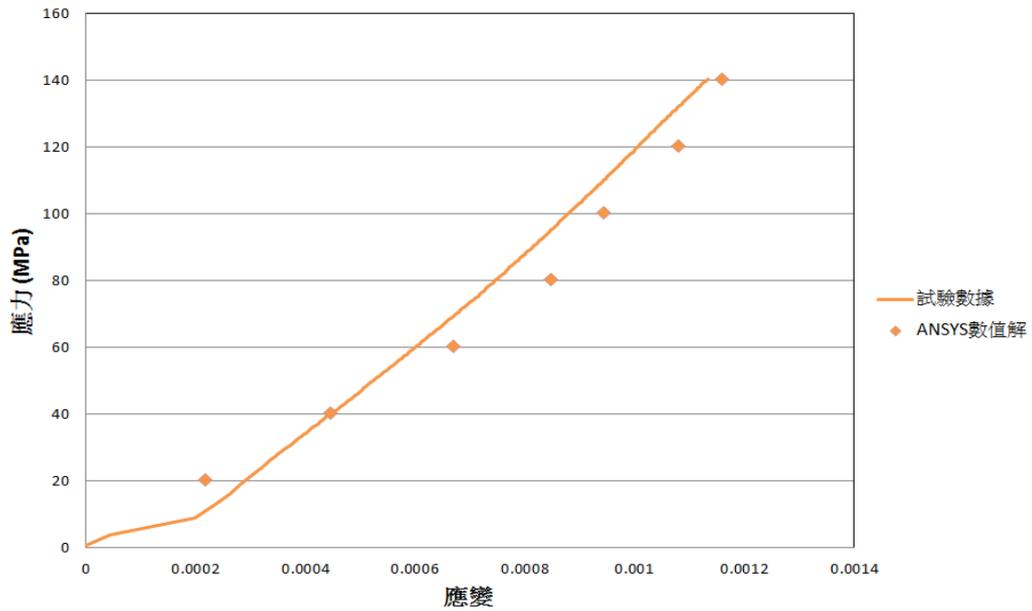


圖 4-13：軸壓測試與數值比對結果(PWR-應變)

BWR縮尺試體-軸壓測試

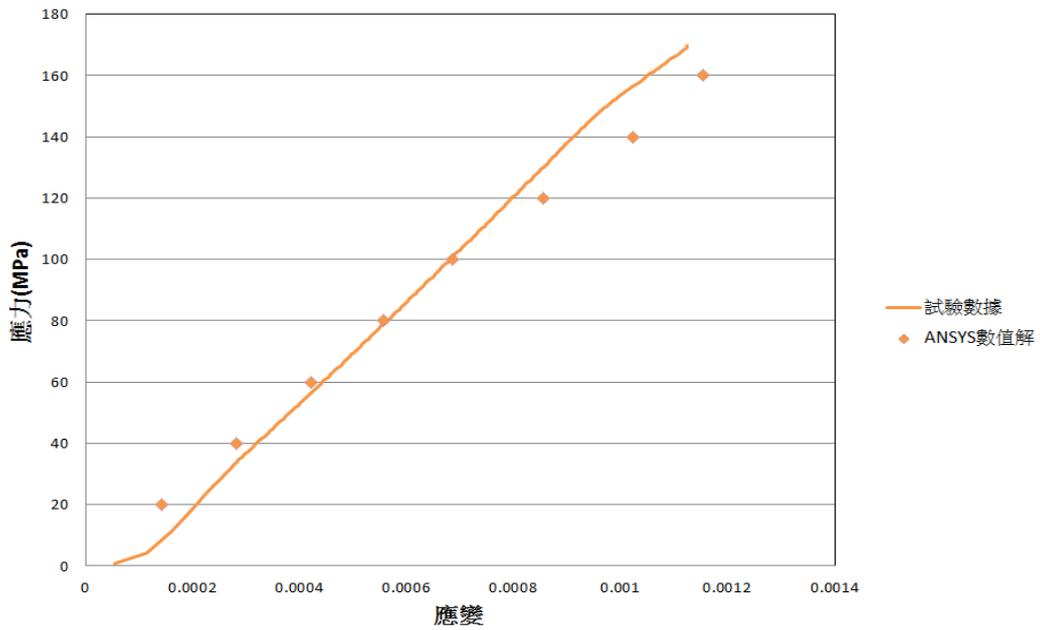


圖 4-14：軸壓測試與數值比對結果(BWR-應變)

PWR、BWR縮尺試體-抗彎試驗

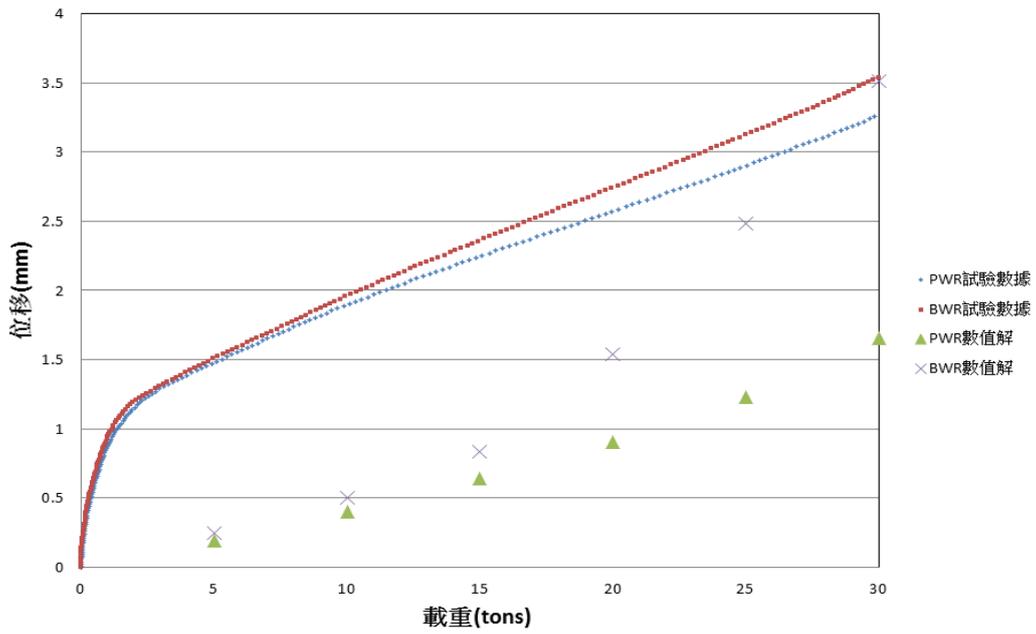


圖 4-15：抗彎測試與數值比對結果(位移)

PWR縮尺試體-抗彎測試

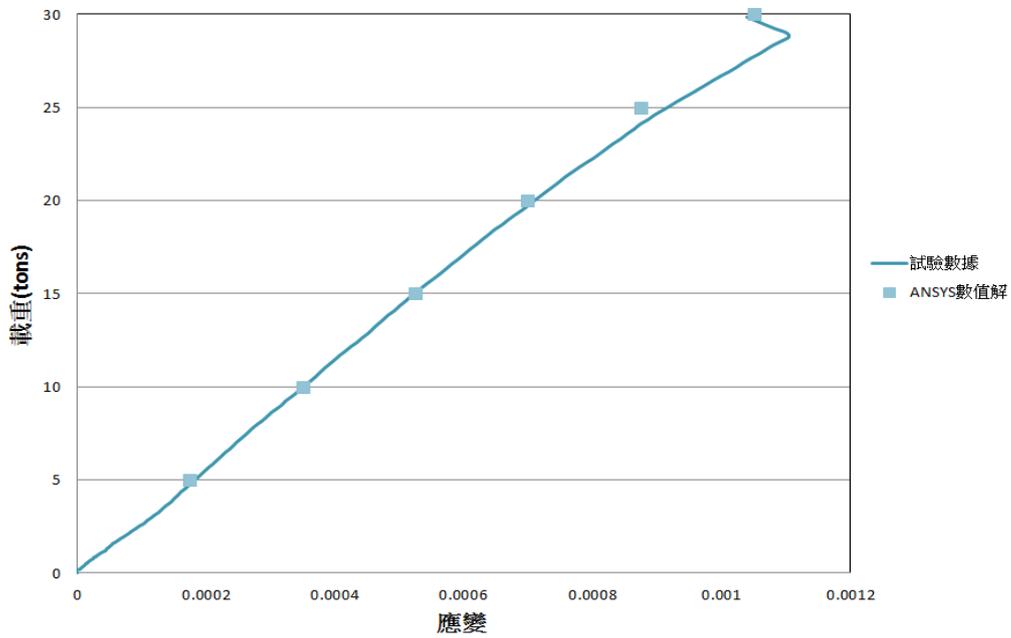


圖 4-16：抗彎測試與數值比對結果(PWR-應變)

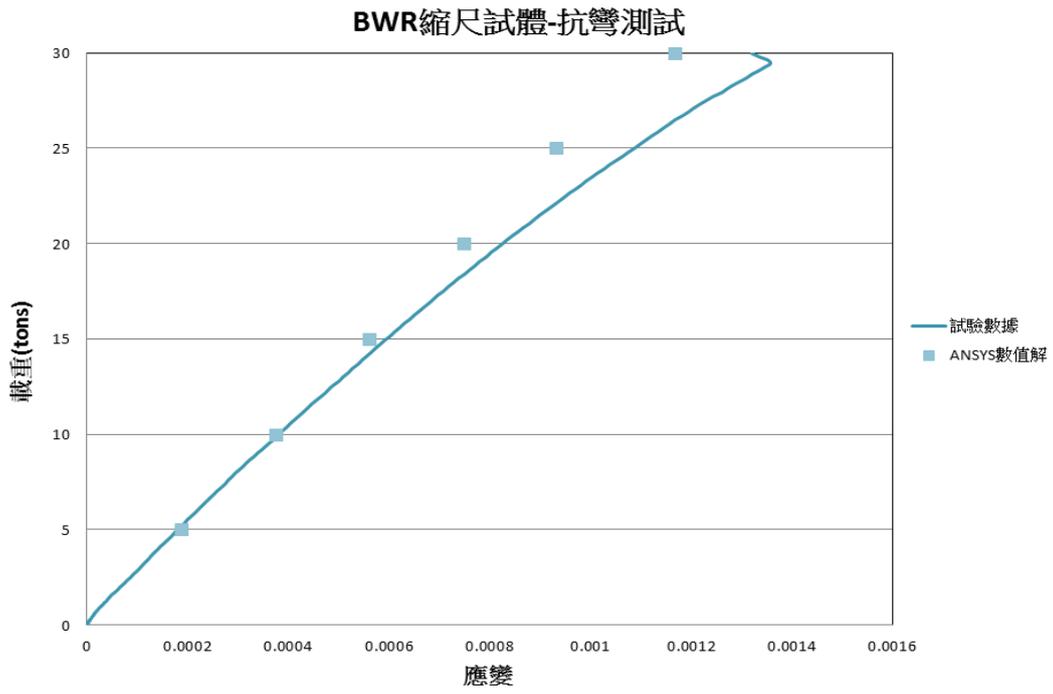


圖 4-17：抗彎測試與數值比對結果(BWR-應變)

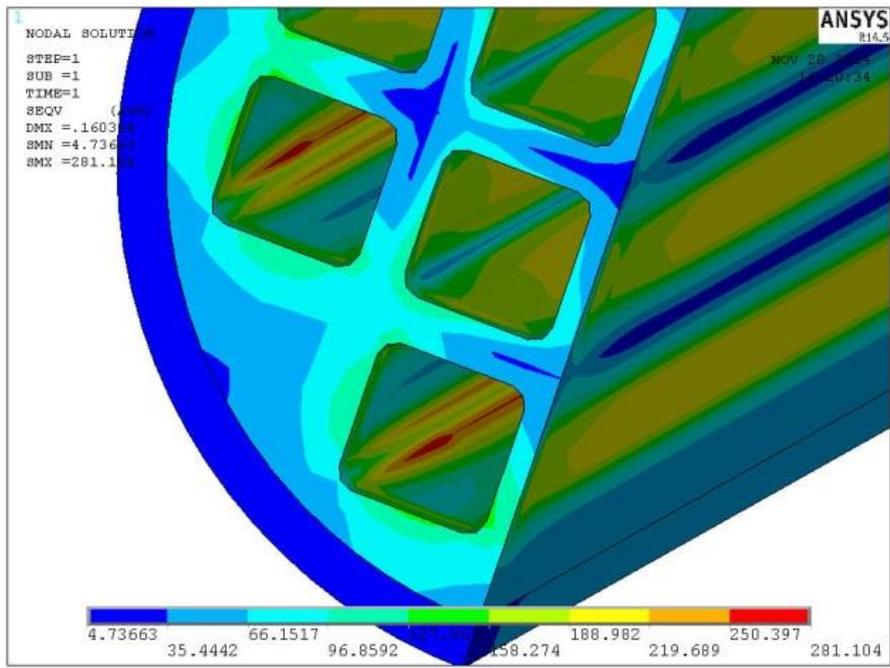


圖 4-18：廢棄物罐內部 von Mises 應力分佈圖(75 MPa)

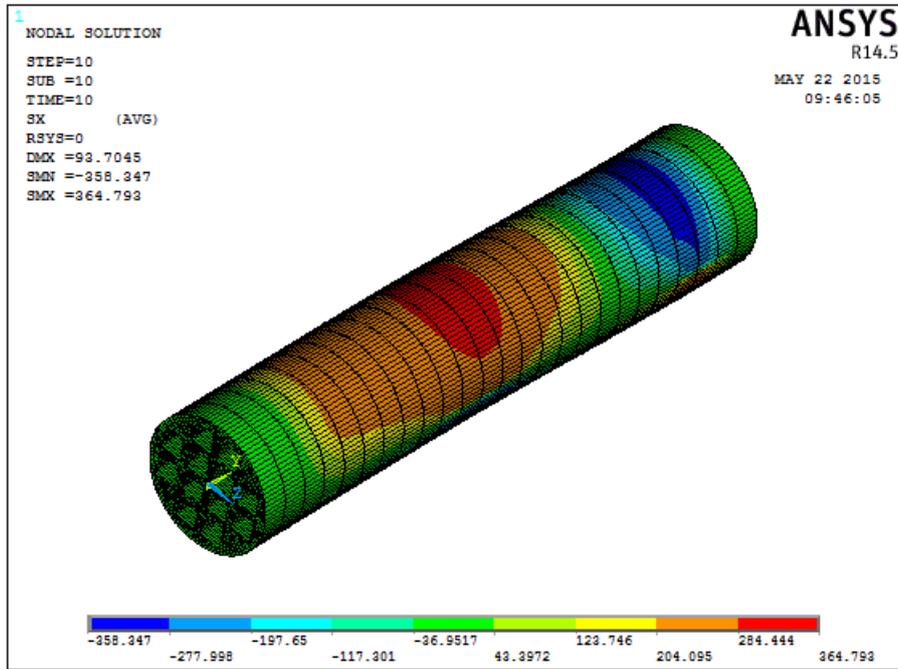


圖 4-19：ANSYS 簡化元素 3/4 罐長處 90° 剪切 X 向正向應力

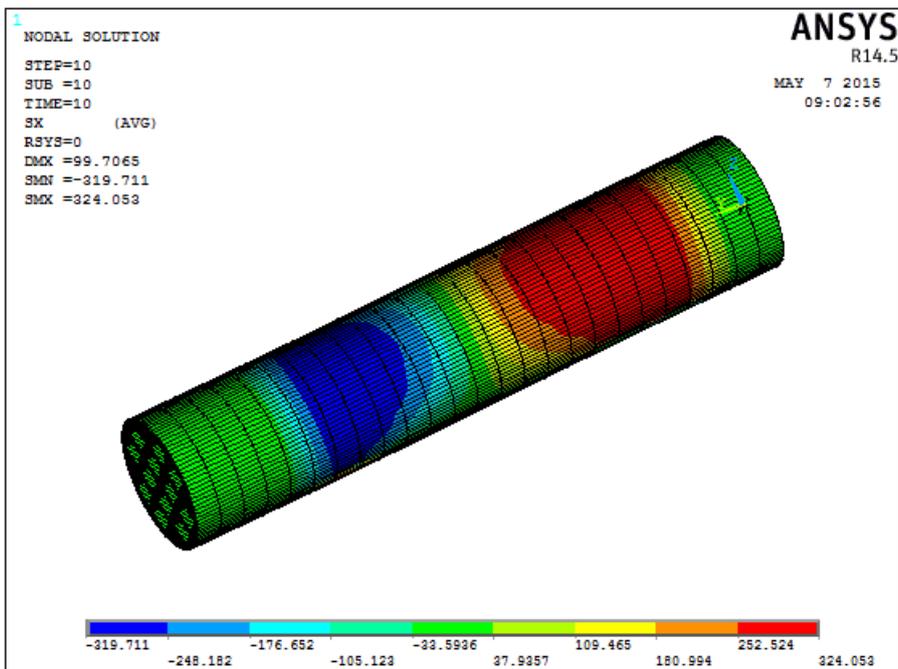


圖 4-20：簡化元素中央處 90° 剪切 X 向正向應力

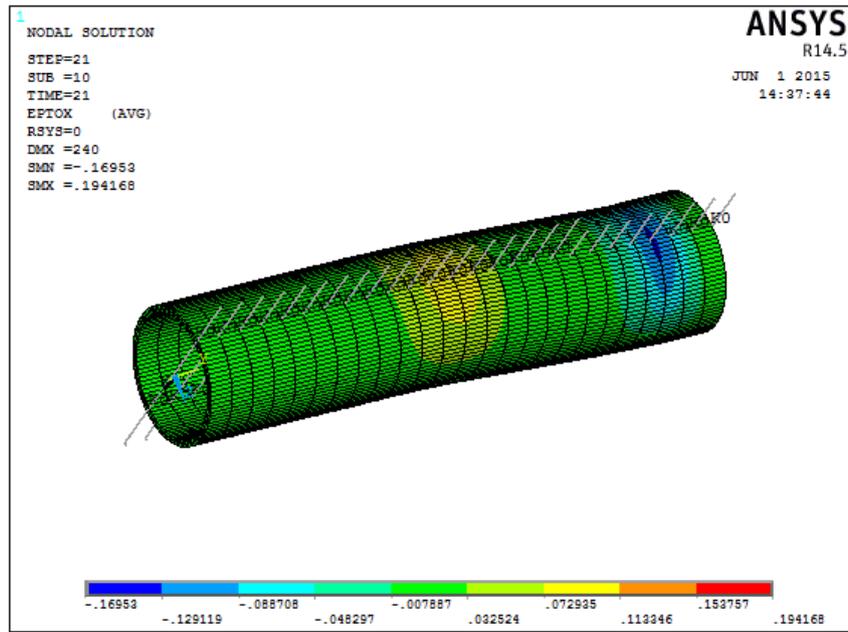


圖 4-21：銅殼中間 90°極限應變分析

#### 4.6.2. 緩衝材料

日本 H12 報告主要說明：「緩衝材料的設計要求，以及其熱傳特性、水力特性、力學特性、化學特性、氣體滲透性、緩衝材料規格和安裝與品質控制(JNC, 2000a, c4.6.2)」。

本章節於本期計畫所蒐集緩衝材料資訊，可作為 SNFD2017 報告工程設計相關功能評估之參考依據。

緩衝材料環繞在廢棄物罐周圍，利用壓實膨潤土本身之吸附與回脹特性，有效遲滯核種，並提供廢棄物罐力學支撐使其維持在定位。依照現階段我國參考瑞典 KBS-3 處置概念，處置孔之規格設計如圖 4-24，處置孔內緩衝材料之尺寸如表 4-12。

緩衝材料之功能需求包括(SKB, 1999a, p21-p23)：

- (1) 能長期完整包圍及保護廢棄物罐抵抗外部岩層之應力作用；
- (2) 能防止地下水流經廢棄物罐，防止腐蝕物質與廢棄物罐接觸；
- (3) 具適當導熱性使廢棄物罐表面溫度低於 100 °C；
- (4) 具適當密度與強度能承受廢棄物罐之荷重；
- (5) 回脹性不得對岩石及廢棄物罐產生過高之壓力；
- (6) 具適當的柔軟度能容納岩石潛變位移；
- (7) 能允許受腐蝕廢棄物罐可能產生的氣體遷移離去；
- (8) 對核種有吸附與遲滯效能；
- (9) 對微生物與膠體有過濾功能；
- (10) 具化學緩衝能力；
- (11) 對其他工程障壁材料無不利影響。

##### 4.6.2.1. 熱傳特性

考量處置設施工程障壁材料之穩定性與工程性能，緩衝材料之設計需具備足夠的熱傳導特性，使廢棄物罐內廢棄物產生之衰變熱可有效傳導，保持緩衝材料周圍環境溫度低於 100 °C。

在放射性廢棄物處置初期，緩衝材料呈未飽和狀態，故設計時需考量緩衝材料於未飽和狀態，即不同含水條件時之熱傳性質。圖 4-22

為 MX-80 型膨潤土，壓製為孔隙比 0.8 之膨潤土塊體於不同含水條件下之熱傳導係數，其未飽和至飽和程度之熱傳導度值範圍在  $0.6 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$  至  $1.3 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$  之間 (Börgesson et al. 1994, p30)。

#### 4.6.2.2. 水力特性

緩衝材料之設計，需有效限制影響處置設施功能與安全條件物質之質量傳輸行為，故緩衝材料需具備低滲透性，可有效限制放射性核種由廢棄物罐傳輸至處置母岩中，以及有效限制腐蝕或沖蝕物質由處置母岩傳輸至廢棄物罐表面。

緩衝材料在飽和狀態下，應用達西定律定義的水力傳導係數可表示內部水份的移流能力。緩衝材料的飽和水力傳導係數與其密度、溫度等有關，飽和滲透率 (intrinsic permeability) 也有一定的關係存在 (Matsumoto et al., 1997, p8-p11;p14-p18)。日本曾對 Kunigel V1 膨潤土，進行不同溫度條件與環境條件之飽和水力傳導係數試驗，由試驗結果可知，當溫度愈高其飽和水力傳導係數則愈高，且試體密度愈高，水力傳導係數則愈低；另該試驗亦比較水力傳導係數受試驗介質之影響 (台灣電力公司, 2003, p14-18)，使用人工海水進行試驗之水力傳導係數，會高於純水之水力傳導係數，可能是因為海水與膨潤土間有離子交換情形所致。

圖 4-23 為 MX-80 型膨潤土於不同密度及 NaCl 濃度條件下之水力傳導係數，由試驗結果可知，隨密度增加而水力傳導係數降低，且因 NaCl 溶液濃度影響，而使得水力傳導係數有些微提高。故針對緩衝材料水力行為設計時，亦需考量地下水環境對緩衝材料水力行為之影響。為降低緩衝材料的平流傳輸，使其呈擴散作用，延緩核種隨地下水流動外釋，故飽和水力傳導係數需低於  $1.0 \times 10^{-12} \text{ m/s}$ 。

#### 4.6.2.3. 力學特性

緩衝材料之力學行為需考慮無圍壓縮強度、彈性模數、抗拉強度、初始孔隙率、壓縮指數、回脹指數、極限狀態參數等，以評估材料之力學行為。緩衝材料之力學特性，受其乾密度設計、緩衝材料中黏土

含量、圍壓大小等影響，國際間針對緩衝材料之相關研究因試驗材料配比有所不同，故僅針對目前現有研究成果進行探討。

陳志霖(2000, p49-p50)採用 MX-80 型膨潤土及我國國產之日興土，混合不同比例之花崗岩碎石粒料，探討材料之力學特性。試驗結果顯示，同為乾密度  $1,900\text{kg/m}^3$  之純膨潤土試體，日興土之破壞強度皆小於 MX-80 型膨潤土破壞強度；純膨潤土試體之最大破壞強度，隨密度增加而增強，且隨圍壓增加而增強；而在固定膨潤土密度且增加碎石體積時，其剪力強度也隨之增強，但其增加之強度，不及增加膨潤土密度來得明顯。就增加緩衝材料強度而言，增加膨潤土乾密度，比增加碎石粒料體積百分比更有效率。

#### 4.6.2.4. 化學特性

緩衝材料之設計，必須有效限制或抑低廢棄物罐受腐蝕之有害物質，如有機物、氧化物、硫化物、氮之化合物及微生物影響，以確保緩衝材料可有效保護廢棄物罐不致被破壞。

膨潤土內的膨潤石，其層間陽離子的離子交換反應，和表面羥族(hydroxyl)的酸/鹼反應(質子化作用/去質子作用)，控制著緩衝材料孔隙水初始的化學性質。

##### (1) 吸附：

日本 H12 報告的吸附試驗結果顯示，夯實膨潤土塊對於多數的核種都有較高的分配係數(distribution coefficient)，即  $K_d$  值(土壤顆粒表面吸附元素與溶液中存在元素之比)，是描述核種吸附程度的 1 種指標。分配係數的取得方法之一，是利用批次吸附試驗(batch sorption test)，此外，也可以從完整膨潤土以擴散試驗方法直接量測。以夯實膨潤土塊為例，由擴散試驗得到的分配係數，比批次試驗得到的更適合實際的處置系統(Tochiyama et al., 1998, p3-p19)。

##### (2) 膠體過濾：

當膨潤土的乾密度為  $1,000 \text{ kg/m}^3$  或更低，以及砂混合比例為重量百分比 50% 或有效黏土密度小到  $700 \text{ kg/m}^3$  時，膠體的穿透現象就會發生。

(3) 蝕變：

膨潤石層間陽離子的交換、與膨潤石族礦物間的改變，會在不同的環境下發生，如溫度、孔隙水化學等。此外，地下水所溶解的矽沉澱會造成膠結作用。這些蝕變會造成緩衝材料特性改變。

#### 4.6.2.5. 氣體滲透性

緩衝材料間的孔隙需容許氣體通過，以避免因氣體聚積造成處置孔內壓，使緩衝材料因內部壓力造成裂隙。

日本 H12 報告提到關於緩衝材料氣體滲透性相關研究的幾項結果(JNC, 2000b, pIV-66)：

- (1) 對於砂含量 30%，乾密度  $1,600 \text{ kg/m}^3$  的混合物，氣體滲透率為  $1 \times 10^{-17} \text{ m}^2$ ；100% 乾密度  $1,800 \text{ kg/m}^3$  的膨潤土，氣體滲透率在  $1 \times 10^{-20} \text{ m}^2$  至  $1 \times 10^{-21} \text{ m}^2$  之間。
- (2) 氣體在膨潤土中遷移的突破壓力，隨乾密度及回脹應力的大小依比例而增加。
- (3) 氣體滲透率隨液體飽和度的增加而降低。

#### 4.6.2.6. 緩衝材料規格

緩衝材料規格需求如表 4-13 包括材料組成、蒙脫石含量、回脹壓力、密度、初始含水量、熱傳導度、飽和水力傳導係數、容許溫度、施工要求，可供 SNFD2017 報告之參考案例使用，並為後續研究發展之基礎。

表 4-12：參考案例選用之處置孔緩衝材料尺寸

緩衝材料位置	尺寸 (cm)
處置孔頂部	實心塊體，直徑175 cm、總高度150 cm
處置孔內廢棄物罐側向	環型塊體，內徑105 cm、外徑175 cm，總高度483.5 cm，使緩衝材料對廢棄物罐包封厚度為35 cm
處置孔底部	實心塊體，直徑175 cm、總高度50 cm

註：現階段初步以處置孔尺寸進行規劃，緩衝材料塊體模製分塊及工作縫隙尺寸視後續緩衝材料製作及設計時再進一步考量。

表 4-13：參考案例選用之緩衝材料規格

項目	規格說明	參考來源
材料組成	純膨潤土	-
蒙脫石含量 [%]	75至90	瑞典TR-10-15報告(SKB, 2010d, p20)
回脹壓力[MPa]	1至15	瑞典TR-11-01報告(SKB, 2011a, p30)
密度 [g/cm <sup>3</sup> ]	1.90至2.05	瑞典TR-10-15報告(SKB, 2010d, p31)
初始含水量 [%]	5至20	瑞典TR-10-15報告(SKB, 2010d, p28)
熱傳導度 [W/(m·K)]	0.7至1.3	Börgesson et al. (1994, p30)
飽和水力傳導係數 [m/s]	$< 1.0 \times 10^{-12}$	瑞典TR-10-15報告(SKB, 2010d, p31)
容許溫度	-4 °C至100 °C	瑞典TR-10-15報告(SKB, 2010d, p31)
施工要求	廢棄物罐體與緩衝材料間之工作縫隙、緩衝材料與處置孔間之工作縫隙，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充	SNFD 2009(台電公司，2010，p3-28)

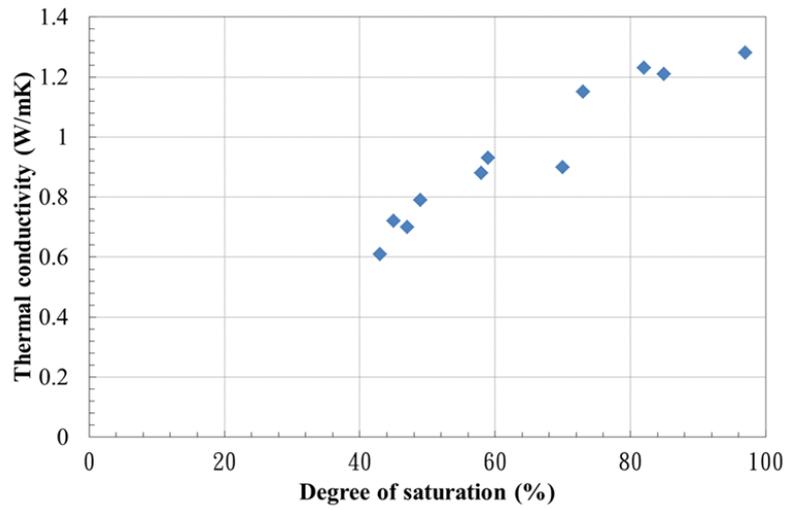


圖 4-22：MX-80 型膨潤土於不同含水量之熱傳導係數  
 資料來源：重繪自 Börgesson et al.(1994, p30)

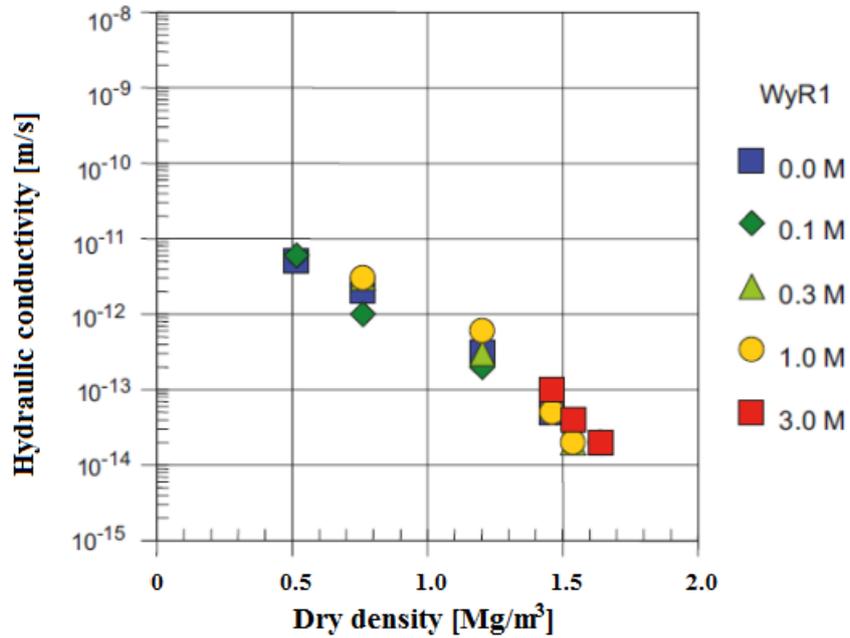


圖 4-23：MX-80 型膨潤土於不同密度及 NaCl 濃度條件下之水力傳導係數  
 資料來源：摘自 Karland et al.(2006, p47)

#### 4.6.3. 工程障壁系統

日本 H12 報告主要說明：「工程障壁系統的設計尺寸與其決定根據(JNC, 2000a)」。

本期計畫依據 SNFD2009 報告初步可行性評估結果，以及參考 SKB KBS-3 最新資訊，完成 SNFD2017 報告之工程障壁系統設定，可作為 SNFD2017 報告工程設計與安全評估之參考依據。

依據前述對廢棄物罐及緩衝材料之設計需求，進行工程障壁系統之規格設計與設置規劃，圖 4-24 為國內目前處置概念下之工程障壁系統設計剖面。目前國內所採用之多重障壁系統，包含(1)廢棄物罐(由銅外殼與鑄鐵內裡所組成)，其尺寸為直徑 105 cm、高 4,835 cm；(2)純膨潤土之緩衝材料，依據處置孔尺寸(直徑 175 cm、扣除回填材料部份 100 cm，高 691 cm)，壓製成塊體型式，填充於處置孔中；(3)回填材料則由純膨潤土填充於處置隧道中。

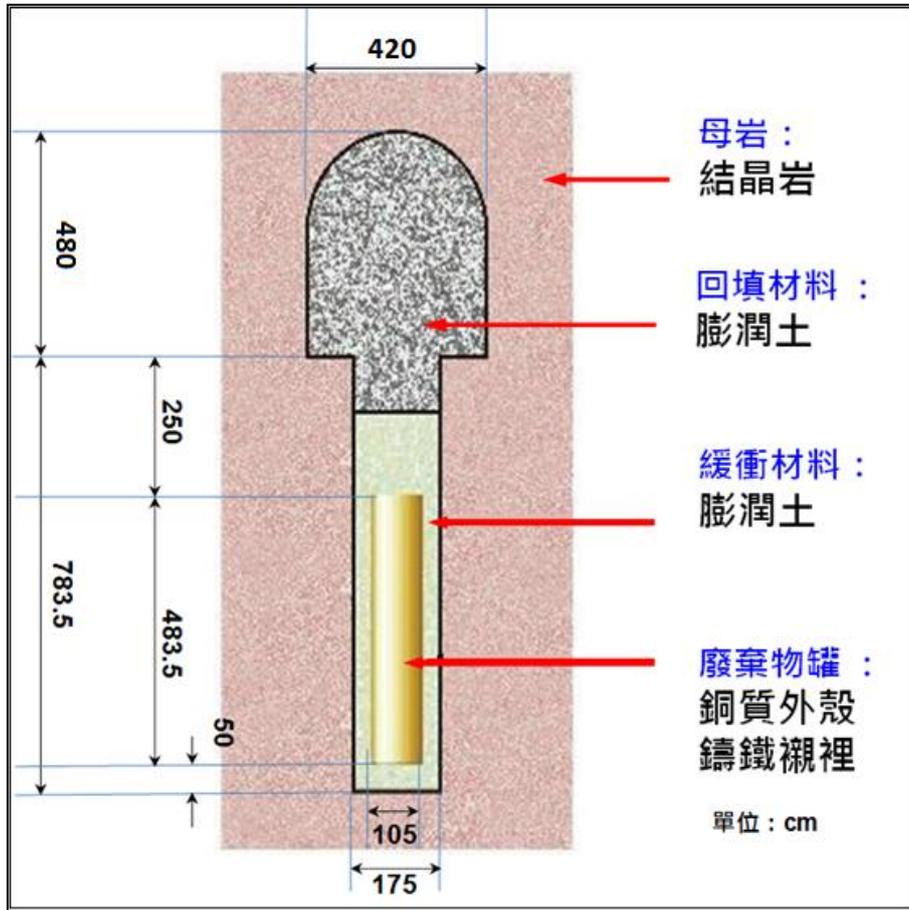


圖 4-24：處置隧道與處置孔剖面

資料來源：重繪自台電公司(2010, p3-34)

#### 4.6.4. 地下設施

日本 H12 報告主要說明：「地下處置設施的設計要求，並描述處置隧道配置的可能方式、坑道間距、對應之開挖方法、開挖數量需考慮地質條件，以及建造運轉封閉的經濟及可行性，使地下設施設計能滿足設計要求，且應消除對工程障壁系統功能的影響(JNC,2000a)」。

日本 H12 報告中於 4.6.4.1 的處置隧道支撐穩定性一節，說明建造時需依處置母岩的條件，有必要加裝隧道支撐以確保工程穩定。

隧道支撐包括噴凝土、岩栓及混凝土襯砌，混凝土材料對於工程障壁的膨潤土，有可能產生不利的影響，如混凝土與水接觸會使得 pH 值上升，導致膨潤土的化學性質改變。對於鋼筋則需考量與地下水接觸後的腐蝕作用，會導致鋼筋的力學強度下降；為了避免此問題發生，解決方法為使用較低 pH 值(約 10.5 至 11)的低鹼性混凝土(Low-pH concrete)，作為隧道支撐材料。日本 H12 報告認為應對低鹼性混凝土進行性能與耐久性評估，以確認不會對工程障壁產生影響。瑞典 R-11-04 報告(SKB, 2011b, p39-p40)、瑞典 R-11-08 報告(SKB,2011c, p15-p230)則以低鹼混凝土針對噴凝土、岩栓、隧道封塞進行設計開發，而低鹼混凝土相關之材料研究，亦見於瑞典 R-09-34 報告(SKB, 2009b, p15)、瑞典 TR-10-62 報告(SKB, 2010l, p1-p10)、瑞典 R-12-02 報告(SKB, 2012, p11-p18)等。

參考 SKB 做法，後續計畫將會設計 1 組低鹼混凝土配比，作為處置隧道支撐材料與處置設施施工、封閉時之用，試驗規劃主要將透過幾項力學性能與耐久特性驗證試驗，確認本土低鹼混凝土技術用於處置隧道施工之可行性。

#### 4.6.5. 回填材料

日本 H12 報告主要說明：「回填材料和隧道封塞方式，以有效回填地下處置設施開挖區塊(包含處置孔頂部與處置隧道)，以確保處置設施與人類環境有效隔絕(JNC, 2000a, pIV-48)」。

本章節於本期計畫蒐集回填材料資訊，可作為 SNFD2017 報告工程設計相關功能評估之參考依據。

回填材料之功能主要以回填隧道及提供隧道支撐為主，防止處置孔內之緩衝材料，因回脹擠壓而溢出至處置隧道中，並可有效的阻滯地下水流動，且利用膨潤土本身回脹自癒特性，填充處置隧道周圍因開挖造成之開挖裂隙，初步設計參數功能說明如下：

- (1) 蒙脫石含量大於 50%：考量回脹特性與水力傳導係數之需求，材料具備足夠之回脹性能，遇水可回脹填充隧道開挖之裂隙通道 (SKB, 2010f, p33)。
- (2) 回脹壓力需高於 0.1 MPa：基本之回脹能力以提供隧道支撐，與填充隧道周圍岩體裂隙自癒特性 (SKB, 2010f, p26)。
- (3) 密度須高於 1.45 g/cm<sup>3</sup>：主要為提供足夠力學支撐、回脹能力、以及有效抑制地下水流動 (SKB, 2010f, p41)，但其實際密度規格需視材料本身夯實能力，以及考量處置孔中緩衝材料飽和後之密度及回脹能力，以提供足夠的壓力使緩衝材料保持在處置孔中。
- (4) 初始含水量條件：視材料夯實條件而定，SKB 以 Milos bentonite 調整為含水量 17%，夯實為塊體後堆疊。
- (5) 熱傳導度 0W/m·K 至 1.5 W/m·K 之間：需具備適當的導熱性能，以維持處置設施環境低於 100 °C，以保持各工程障壁工程性能之長期穩定性，熱傳導度受材料之含水量影響，參考瑞典 TR-10-47 報告之熱傳試驗研究成果，其回填材料之熱傳導度範圍約介於 0W/m·K 至 1.5 W/m·K 之間 (SKB, 2010f, p181)。
- (6) 飽和水力傳導係數低於  $1.0 \times 10^{-10}$  m/s：應避免平流傳輸，以有效限制地下水呈擴散作用，延緩地下水流動及核種外釋行為，飽和水力傳導係數需低於  $10 \times 10^{-10}$  m/s (SKB, 2010f, p26)。
- (7) 容許溫度需大於 -2°C：容許溫度須高於 -2 °C 以避免土壤冰凍影響其自癒特性 (SKB, 2010e, p26)。

回填材料設計規格如表 4-14，日本核燃料開發機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC)，現與日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 整合為日本原子力研究開發機構 Japan, Atomic Energy Agency, JAEA)，為發展大尺寸耦合試驗前，曾分別以預鑄塊體法與現地夯實兩項工法進行比較 (Chijimatsu et al., 1999, pA-1)，由統計結果得知，預鑄塊體的方式，較現地夯實法可得到比較穩定的含水量和密度控制。施工方法比較如表 4-15，考量預鑄塊體法及現地夯實法之 2 項工法：預鑄塊體法優點在於可良好控管材料之製造品質，雖前置作業需較大機具且因品質控管之，故製造流程較複雜，但流程化後生產率高，且因預鑄的方式至現場施工可縮短工時；惟缺點在於需注意運送時保持塊體的完整性、現地安裝流程控管與工作縫隙填充。現地夯實法雖可排除預鑄塊體後安裝之工作縫隙問題且較經濟，但其品質控制皆與現地施工狀況有關，需有效控管現地夯實能量、與原料本身含水量控制(攸關材料完工後之均勻性與密度要求)，相較於預鑄塊體法，較難控制品質條件，且因現地夯實之故，施工工期較預鑄塊體法長。

日本 H12 報告在 4.6.5 節說明回填材料的功能，需包括避免處置隧道成為地下水通道。在施工妥善的狀況下，可造成回填材料體積產生變化的主要因素包括地震導致回填材料液化。對於回填材料的受震穩定性評估，根據過去相關液化研究結果顯示，考慮現地應力、材料組成及地震波特性的方式，可透過材料設計的方式，建立回填材料設計的需求，只要施工時確實品管，則不至於在地震時產生液化，使處置隧道因回填材料液化後的變形，形成地下水通道。參考瑞典 TR-00-18 報告 (SKB, 2000, p16)，針對液化風險所做的研究，目前已規劃採動態三軸等相關設備，使用 Mx-80、SPV 以及高廟子等做為回填材料並依序進行動態三軸試驗，後續將評估回填材料液化潛能，提供回填材料無液化潛能之經濟性設計方法。

表 4-14：參考案例選用之回填材料規格

項目	規格說明	參考來源
材料	純膨潤土	瑞典TR-10-16報告(SKB, 2010f, p35) SNFD 2009(台電公司, 2010, p3-29)/瑞典 TR-99-08報告(SKB, 1999a, p23)
蒙脫石含量 [%]	>50	瑞典TR-10-16報告(SKB, 2010f, p33)
回脹壓力 [MPa]	> 0.1	瑞典TR-10-16報告(SKB, 2010f, p26)
密度 [g/cm <sup>3</sup> ]	> 1.45	瑞典TR-10-16報告(SKB, 2010f, p41)
初始含水量 [%]	視夯實條件而定	-
熱傳導度 [W/(m·K)]	0-1.5	瑞典TR-10-47報告(SKB, 2010e, p181)
飽和水力傳導係數 [m/s]	< $1.0 \times 10^{-10}$	瑞典TR-10-16報告(SKB, 2010f, p26)
容許溫度[°C]	> -2	瑞典TR-10-47報告(SKB, 2010e, p26)
施工要求	填充處置隧道，不易填充之部位，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充	SNFD 2009(台電公司, 2010, p3-29)

表 4-15：施工方法比較

-	-	預鑄塊體法	現地夯實法
品質	地下水滲流	當回脹開始發生時，水進入塊體之間的間隙且回脹完成後(材料完全飽和後)，才會有均勻的滲流。	夯實有重整材料以達均勻致密之效果，故夯實後，應會是均勻滲流。
	緩衝材料流失	塊體與岩體間的工作縫隙是造成塊體密度流失的途徑，因水力梯度的影響造成大的壓力差的條件下，將導致材料流失，故必需確實填充工作縫隙。	材料與岩體間的緊密接觸，較不易產生使材料流失的途徑。
	湧水影響	影響塊體與岩體間的工作縫隙填充工作。	湧水的情形會影響現地夯實的施工。
	品質控管	含水量及密度的品質控制，在預鑄的過程中可達到品質控管的要求。在現地則需要安裝堆疊技術的精度。	膨潤土含水量、夯實後密度的控管皆在現地完成。
	品質劣化	可能會在預鑄壓製、成品運輸、及安裝的過程中損壞。	在現地夯實過程中使品質劣化的可能性較低。
	整體品質	可能會因為塊體壓製完脫模後的回脹行為，造成材料塊體密度不均的情形，與岩體間隙問題，塊體間的接合度可能存在水力及力學特性的弱點(水力傳導係數提高或力學強度降低)。	現場的施工方式合宜，即可達到材料均勻性品質的要求。
製造與安裝	夯實能量	由於需要達到較高的密度，所須的夯實能量也較高，夯實的含水量可低於最佳含水量。	夯實能量小，但可能因為在最佳含水狀態下夯實，使得材料的飽和度較高。
	流程	施工流程除了製造預鑄塊體流程外，另需要塊體運輸至隧道堆疊組裝、以及工作縫隙填充流程。	工作流程只有現地夯實。
	施工時間	施工內容有塊體堆疊及工作縫隙填充，單一塊體尺寸大，現地堆疊組成的施工時間可縮短	施工時間較預鑄塊體長，需精進施工技術以提高施工效率。
經濟性	價格	需要大型的壓製機具、製作過程較複雜、流程化後生產率較高。	夯實能量較預鑄塊體小、且省去需要模具壓實塊體、脫模、包裝和運輸的程序。

資料來源：參考自 Chijimatsu et al. (1999, pA-1)

#### 4.6.6. 處置設施設計

日本 H12 報告主要說明：「處置設施的設計考量，針對處置設施地上設施、豎井、連通隧道及處置隧道等進行配置與規劃。主要依據處置隧道的地點、型態與數量，以及主要隧道與連通隧道之間的安排來進行後續規劃(JNC, 2000a, c4.6.6)」。

本章節於本期計畫彙整處置設計資訊，可作為 SNFD2017 報告工程設計相關功能評估之參考依據。

##### 4.6.6.1. 處置設施設計準則與需求

參考國際原子能總署、與國內外針對核能設施設計之經驗，建立概念設計階段地下處置設施之一般設計準則如下：

- (1) 處置設施必須有設施運轉與系統介面儀控中心，確保設施能在正常情況下安全運轉，並在異常情況下能進行狀況之排除。
- (2) 地下處置設施與地表設施之連通隧道，得採豎井(shaft)或斜坑(ramp)設計，但考慮作業安全應至少為 2 組以上。
- (3) 處置設施運轉隧道需採雙向通路型設計，確保緊急逃生之安全。
- (4) 廢棄物接收、處理、與運送須有一定之路線與範圍，例如使用專用之運輸豎井，以防範可能之輻射污染擴散。
- (5) 處置設施概念設計階段應保留設計之安全餘裕，以保守之設計參數進行分析。
- (6) 工程障壁系統設計應採多重障壁之原則，單一系統之損毀，不得影響整體安全功能之喪失。
- (7) 處置設施概念設計階段宜初步考慮廢棄物可回收性與設施封閉之可行性。
- (8) 設計結果應於處置設施後續發展中進行驗證或現地測試。
- (9) 設計作業應採行必要之品保/品管程序，確保設計的變更過程與理由可以被追溯。

#### 4.6.6.2. 國內最終處置設施設計

處置設施的設計主要依據處置與運轉隧道的地點、外形與數量，以及主要隧道與連通隧道之間的安排來進行規劃。而這些考慮因素又取決於廢棄物罐的數量、工程障壁與母岩的特性。設計處置設施的過程中，執行開挖廢土的清運、廢棄物罐與緩衝材料的運輸與安置等作業，都必須納入考慮。建造、運轉到封閉過程中人員的安全，則是最重要的設計參考要素。處置設施在地底的空間布設方式，也必須針對處置設施所在的現地環境，考量區域地下水流動的方向以加強母岩的天然障壁效能。

我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告(SNFD2009 報告)中，係參考瑞典 SR97 報告之設計概念，假設考慮核一廠、核二廠、核三廠及龍門核電廠運轉 40 年產生之 3,652 個廢棄物罐。在處置設施配置方面，瑞典分別於 2006 年及 2009 年，依據最新之安全評估結果，提出更新版的處置設施配置研究報告。依據最新技術原則，本計畫參考瑞典 SKB 最新之處置設施配置研究報告，並以參考案例(表二)的地質條件及大地構造，選定參考案例處置設施位置，並擬定其設計參數，供 SNFD2017 報告之參考案例用。

104 年度持續評估我國廢棄物罐數量，推估為 2,505 個，參考案例處置設施配置如圖 4-1。處置孔間距設計為 6 m，隧道彼此間距 40 m，每個處置隧道可配置 44 個處置孔，整體處置設施可配置處置孔 2,728 個，足以容納初步推估的 2,505 個。處置設施中，並非所有處置孔的位置都能理想使用，可能的影響因素包括：岩性(岩體成分)、地下水流到處置孔的情形、鑽孔的穩定性、長期安全性、裂隙影響等，因此，目前參考案例處置設施可容納之廢棄物罐大於初步推估數量，可保有處置孔配置上之彈性。

#### 4.7. 工程障壁的穩定性

為檢驗工程障壁設置後之效能，需針對處置設施及工程障壁之規格進行各項分析與評估，本章於本期計畫執行如工程障壁再飽和後之性能、長期力學穩定性、受震穩定性、氣體通過工程障壁之遷移行為，以及緩衝材料因再飽和後膨脹而入侵母岩裂隙變化等研究工作，可做為 SNFD2017 報告內容使用。

##### 4.7.1. 再飽和特性

日本 H12 報告主要說明：「在近場環境中，於膨潤土再飽和過程的熱-水-力耦合現象(JNC, 2000a, pIV-53)」。

本章節於本期計畫所執行近場環境的熱-水-化耦合現象分析，可作為 SNFD2017 報告評估近場條件及提供演化說明之參考，亦可作為 SNFD2017 報告建造施工規劃設計相關參考。

##### 4.7.1.1. 熱-水-化耦合現象研究

本章節內容主要以 TOUGHREACT 軟體建立近場之熱-水-化耦合數值模式，並進行地下水流場及熱-水耦合數值模式驗證，模式發展成果則可於後續計畫，依照處置設施參數更新結果，進行進一步分析。

##### 4.7.1.1.1. 熱-水-化耦合研究文獻

本研究目的在發展模式建立能力，探討熱及核種於飽和緩衝材料內的擴散傳輸情形。本研究案例之邊界條件設定中，左側為給定溫度、給定壓力及給定濃度邊界，右側為零溫度梯度、零壓力梯度及零濃度梯度邊界。

數值模型發展採用長度為 0.35 m，切割網格共 100 格，如圖 4-25 所示。水力參數設定：初始壓力設定為  $5 \times 10^6$  Pa。化學特性設定：選定不同吸附係數( $K_d$ )的 2 個代表核種：Cs-135(高吸附性)及 I-129(低吸附性)。邊界設定部分，左邊界及右邊界分別給予給定水壓邊界，水壓設定為  $5 \times 10^6$  Pa，上下邊界給予零壓力梯度邊界(圖 4-26)，此邊

界設定表示緩衝材料內無水力梯度出現，相關參數在後續應用時仍須依照調查與試驗結果更新。

#### 4.7.1.1.2. 案例分析結果

圖 4-27 為緩衝材料依據上述所列出之模式參數所模擬出之溫度分布結果。由圖中可發現，距離處置孔越近之位置其達到平衡之時間越快，反之越遠達到平衡溫度時間則較慢，所有位置點之溫度約在模擬時間第 0.4 年達到平衡。圖 4-28 為緩衝材料依據上述所列出之模式參數所模擬出之壓力分布結果。由圖中可知，各位置之壓力值約在模擬時間第 0.03 年之後達到穩定壓力。模式設定中，廢棄物罐之溫度為 75 °C，而緩衝材料初始溫度為 40 °C，水體受到溫度抬升影響而膨脹，導致壓力升高，兩側邊界為固定壓力，因此產生壓力差引致水體流動。在 0.03 年之前，越靠近廢棄物罐位置其壓力值越大，但經過一段時間溫度場達到穩態後，壓力亦重新平衡而達到穩態。圖 4-29 為 I-129 於緩衝材料傳輸模擬之結果。由圖中可發現，I-129 約在模擬時間第 5,000 年的時候，核種擴散至緩衝材料總長度的一半；而在第 10,000 年時，核種到達緩衝材料邊緣。圖 4-30 為 Cs-135 於緩衝材料傳輸模擬之結果，由於 Cs-135 具有較高之吸附性，因此傳輸的速度相較於 I-129 慢。由圖中可看出，在模擬時間第 15,000 年時，Cs-135 才擴散至緩衝材料的一半距離，而在第 25,000 年時，Cs-135 到達緩衝材料之最邊緣處。此案例為緩衝材料處於完全飽和且壓力平衡的環境下，因此核種在傳輸的過程相較於前述兩案例容易，造成核種到達緩衝材料邊緣之時間縮短。

#### 4.7.1.2. 小結

本計畫進行飽和緩衝材料的案例模擬時，設定左邊界為給定水壓與給定溫度邊界，右邊界為零壓力梯度與零溫度梯度邊界；上下邊界為零壓力梯度及零溫度梯度邊界；核種由左邊界為給定濃度邊界，右邊界為零濃度梯度邊界。飽和緩衝材料的放射性核種遷移模擬，以不

同吸附特性的代表核種：Cs-135(高吸附性)及 I-129(低吸附性)進行分析，結果顯示 I-129 約在模擬時間 5,000 年時，核種擴散至緩衝材料總長度的一半；而在 10,000 年時，核種到達緩衝材料邊緣；在模擬時間 15,000 年時，Cs-135 才擴散至緩衝材料的一半距離，而在 25,000 年時，Cs-135 到達緩衝材料之邊緣處。

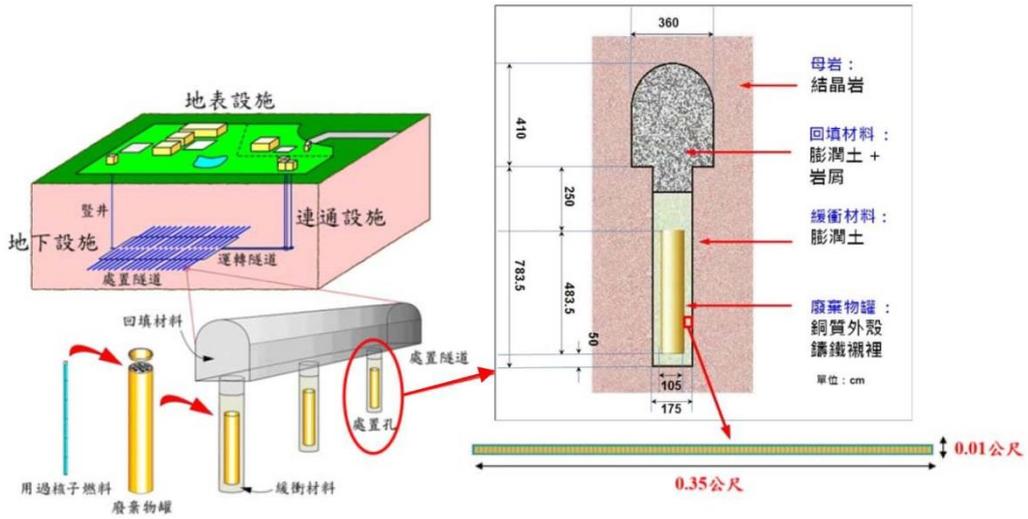


圖 4-25：緩衝材料概念模型示意圖

資料來源：摘自台灣電力公司(2010a)

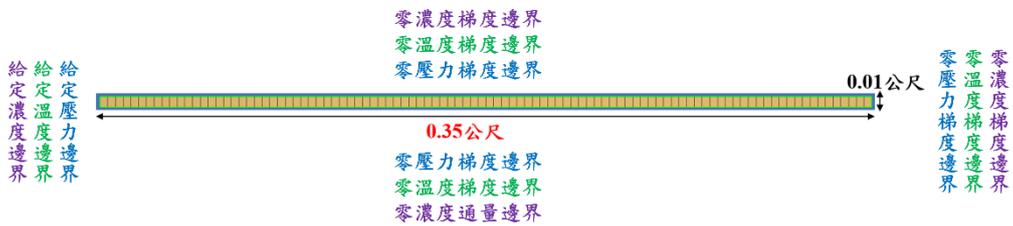


圖 4-26：熱-水-化耦合概念模型與邊界條件設定

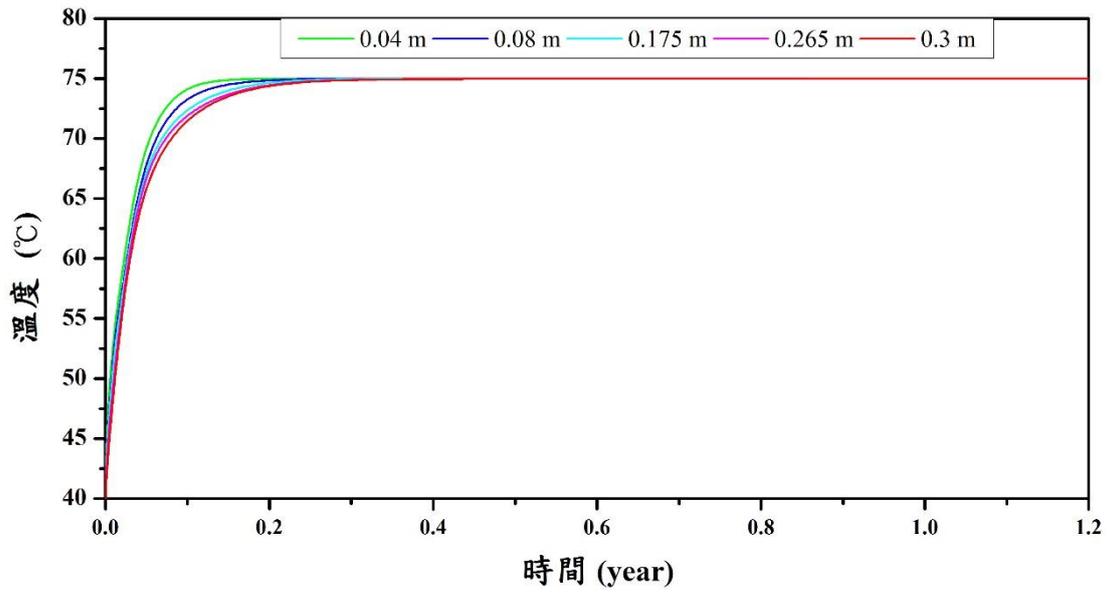


圖 4-27：緩衝材料溫度模擬結果

註：圖例之數字為緩衝材料與廢棄物罐之距離

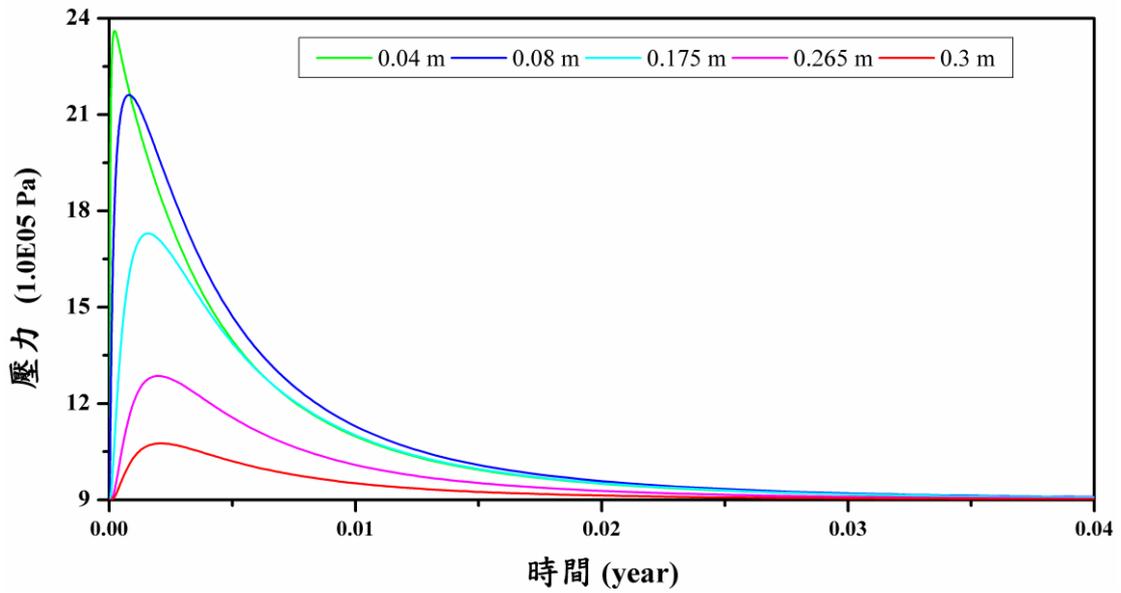


圖 4-28：緩衝材料壓力模擬結果

註：圖例之數字為緩衝材料與廢棄物罐之距離

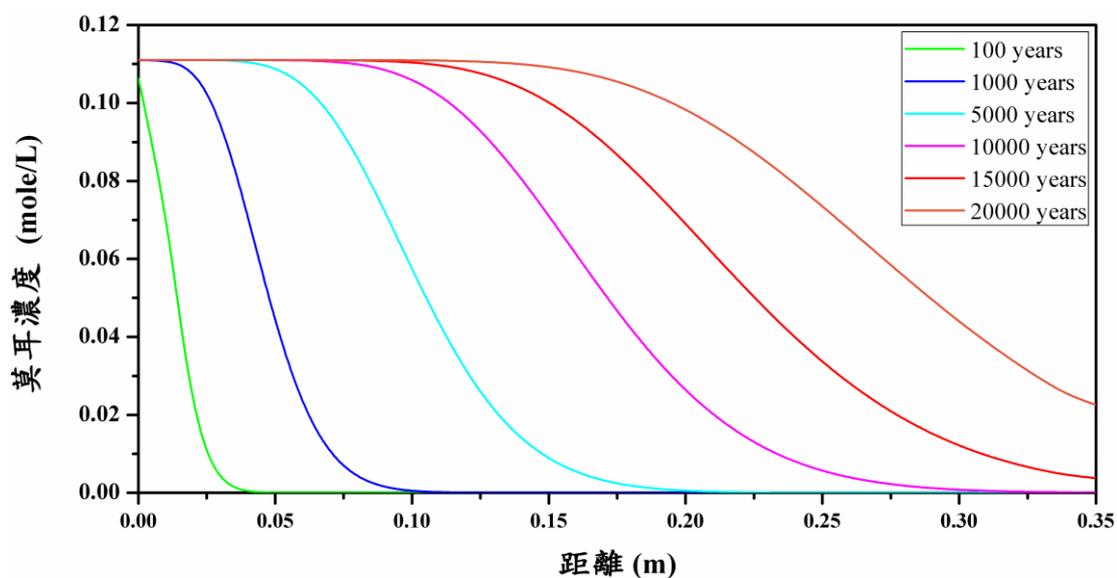


圖 4-29：I-129 於緩衝材料中傳輸模擬結果

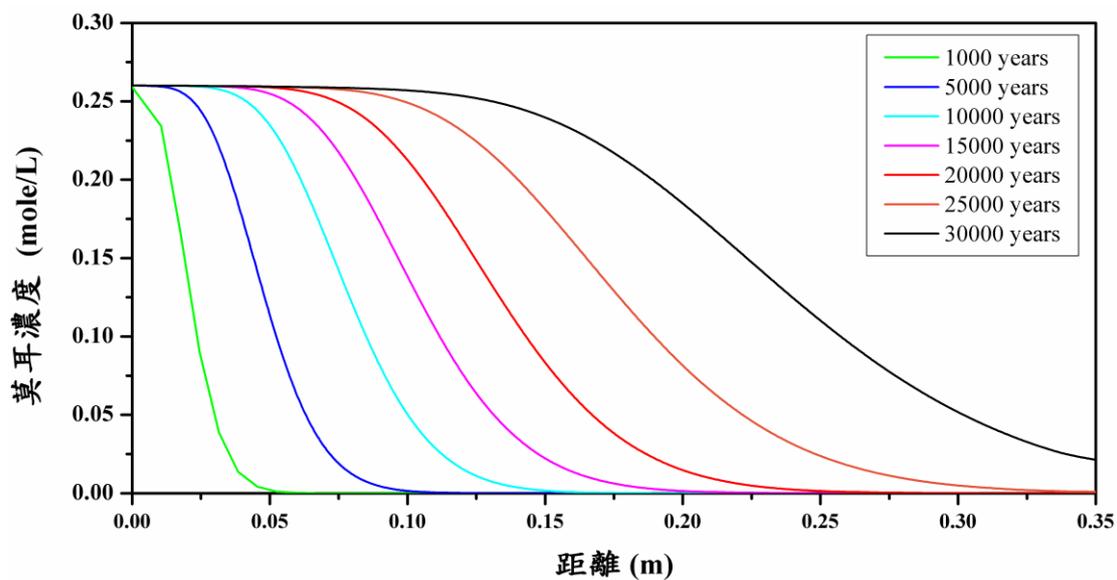


圖 4-30：Cs-135 於緩衝材料中傳輸模擬結果

## 4.7.2. 力學穩定性

日本 H12 報告主要說明：「與力學穩定性有關的項目，包括岩石潛變 (rock creep)、包封容器腐蝕產物造成的膨脹影響 (overpack corrosion product expansion)、包封容器沉陷 (overpack sinking) 等 (JNC, 2000a)」。

關於近場環境的力學穩定性相關研究，目前已進行「處置設施開挖擾動帶之力學特性研究」，成果呈現於第 4.7.2.1 節中；另外，在第 4.7.2.2 節中呈現「工程障壁熱力-力學穩定性研究」之研究成果，該研究藉由 FLAC<sup>3D</sup> 進行工程障壁及周圍岩體受溫度的影響研究。104 年度著重於數值模式的建立，相關測試模式的參數，與 SNFD2017 報告有些許差異，因此，後續計畫如使用這些模式，將以 SNFD2017 報告之參數進行分析。

### 4.7.2.1. 開挖擾動帶力學特性研究

針對隧道開挖的力學特性研究，運用 FLAC<sup>3D</sup> 分析軟體模擬隧道開挖力學行為的影響。

#### 4.7.2.1.1. FLAC<sup>3D</sup> 數值分析模式

本研究以 FLAC<sup>3D</sup> 程式，模擬深層岩體內進行隧道開挖的過程及其力學行為的影響分析，後續使用此模式，參數需依照實際處置設施而更新。

##### 4.7.2.1.1.1. 數值網格

本節將說明本研究三維網格的建立依據及其相關考慮的因素：

##### (1) 模型網格：

處置隧道斷面尺寸為高 4.1 m，寬 3.6 m，總長 60 m，岩石覆蓋深度為 500 m。處置孔設計概念，直徑為 1.75 m，深度 7.91 m，處置孔間距 6 m。模型之座標系統 Z 為垂直方向，Y 為隧道挖掘

方向，X 為垂直於 Y 的水平方向，座標軸原點於兩處置孔與隧道中心處。

(2) 網格邊界條件及範圍：

本研究為避免邊界效應的影響，參考高世鍊(1998, p79)的研究成果，設定邊界網格寬度為主隧道中心距邊界寬度 X 向 60m，中心距邊界深度 Y 向 60m，邊界總高度 Z 向 150m(範圍包含隧道中心點往上 80m 及往下 70m)，整體網格示意圖(如圖 4-31 所示)。

因最終處置設施規劃設置在地底下約 500 m 處，所以，本研究將網格邊界之垂直覆土深度 420 m 轉為垂直應力邊界，再加上網格垂直邊界高度為 80m。假設整體網格邊界節點不受開挖或外力的影響，在網格前後左右與底部邊界皆以輓支承(roller)限制邊界。

(3) 岩石變形行為的假設：

岩體假設為均質材料，並假設岩盤開挖過程中力學行為只受到開挖面向前推進的影響，與時間無關，因此，未考慮到岩體本身潛變所造成的影響。

#### 4.7.2.1.1.2. 岩體材料參數

以 FLAC<sup>3D</sup> 進程式分析時，所需要的參數會隨著所選用的組合律模式而定。岩體材料部份選用完全彈塑性之 Mohr-Coulomb 模式進行分析，必須輸入的參數有剪力模數(shear modulus, G)、體積模數(bulk modulus, B)、凝聚力(cohesion, c)、摩擦角(friction angle,  $\phi$ )、單位重(unit weight,  $\gamma$ )及現地初始應力等。

本研究岩石單壓強度( $\sigma_c$ )係參考 SKB 深層硬岩試驗室於地表下 460 m 之花崗岩隧道取樣測試結果(SK B, 2004, p43)，該試驗結果平均值約 210 MPa。而表 4-4 的數據，將列為後續研究目標，並且在我國相關結晶岩隧道開挖或地下實驗室具有變形量測結果，將再進行更新數值模式的力學參數，材料參數主要假設岩體評分參數(RMR)為 30 及側向壓力係數(K)為 1，代入岩體變形模數( $E_m$ )關係式推求岩體模

數係數；採用岩體變形模數( $E_m$ )取代彈性力學理論公式中的彈性模數( $E$ )值，以計算所需之剪力模數  $G$  與體積模數  $B$ 。岩體強度參數採用 Hoek-Brown 破壞準則(Hoek and Brown, 1997, p1165)來估計岩體強度，由岩體評分 RMR 值或地質強度指數 GSI 值(Geological Strength Index)推求 Hoek-Brown 破壞準則之參數  $m_b$ 、 $s$ 、 $a$ 。

#### 4.7.2.1.1.3. 處置設施現地應力之設定

依據鄭寶山與王文禮(1993, p54)研究結果，台灣中部與東部地區的  $K$  值集中在 0.5 至 1.5 之間，本研究模擬之覆土深度為 500m， $K$  值接近 1.0，故合理假設  $K=1$ ，作為初始側向壓力係數。

#### 4.7.2.1.2. 隧道與處置孔掘進模擬分析

數值模型設置之監測點(如圖 4-32 所示)共有 8 處，掘進中的分析僅就其中之關鍵監測點 2 予以探討。如圖 4-33 所示，是在監測點 2 所量得在主隧道開挖階段時的掘進變位曲線，開挖擾動帶隧道  $Z$  方向垂直變位在  $-0.7B$  及  $-0.5B$  時，產生明顯變形； $Y$  方向水平變位在  $-0.7B$  及  $-0.5B$  時，即產生明顯變形，通過監測點後監測點 1、2 隨即回升，直至在  $1B$  時  $Y$ 、 $Z$  方向之變位曲線趨近一穩定值。圖 4-34 則為在處置孔 2 的開挖階段時，監測點 2 的掘進變位曲線圖，當掘進處置孔 2 時監測點 2 之變位由於處置孔 2 挖除後向監測點 2 擠壓，處置孔 2 之右壁可能產生些許隆起變形。

#### 4.7.2.1.3. 小結

整體處置設施掘進完成後之塑性分布圖顯示，具 EDZ 主隧道四周岩體全部會進入塑性，在主隧道與處置孔的交叉段會有相當明顯的應力和變形的集中現象，分析的成果可以提供未來在現地的施工與設計上的參考依據。

隧道進行交叉段開挖的先後順序，會產生不同應力集中之不穩定區域，這些不穩定的應力集中區域，在地下處置設施施工上需特別注意。同時，由本研究的模擬分析可知，處置隧道的掘進過程，會對處

置孔周圍造成不同程度應力與應變變化。瞭解應力與應變隨處置隧道掘進進程的變化，有助於處置設施建造程序布置及建造工法的選擇。

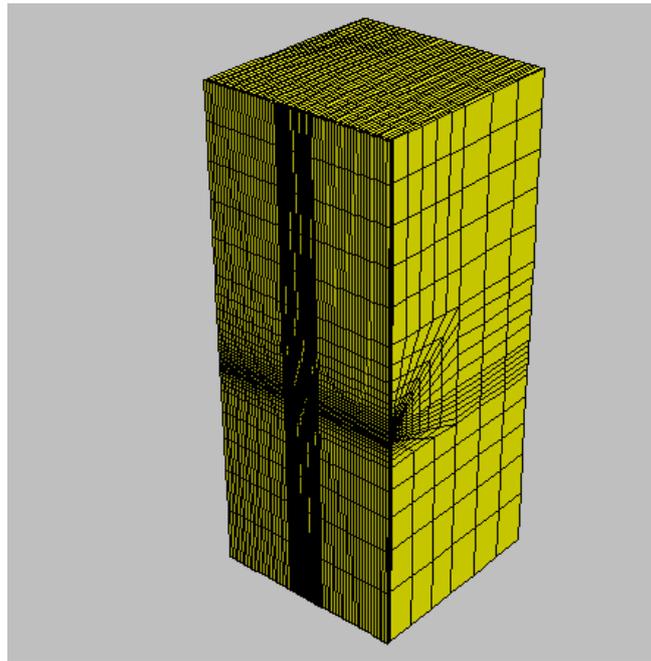


圖 4-31：整體網格示意圖

資料來源：摘自游創博 (2013)

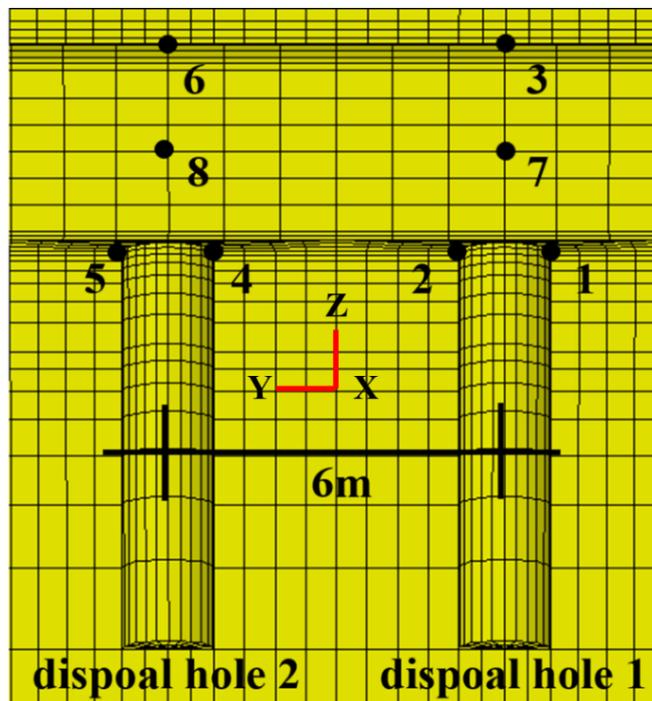


圖 4-32：監測點位置圖

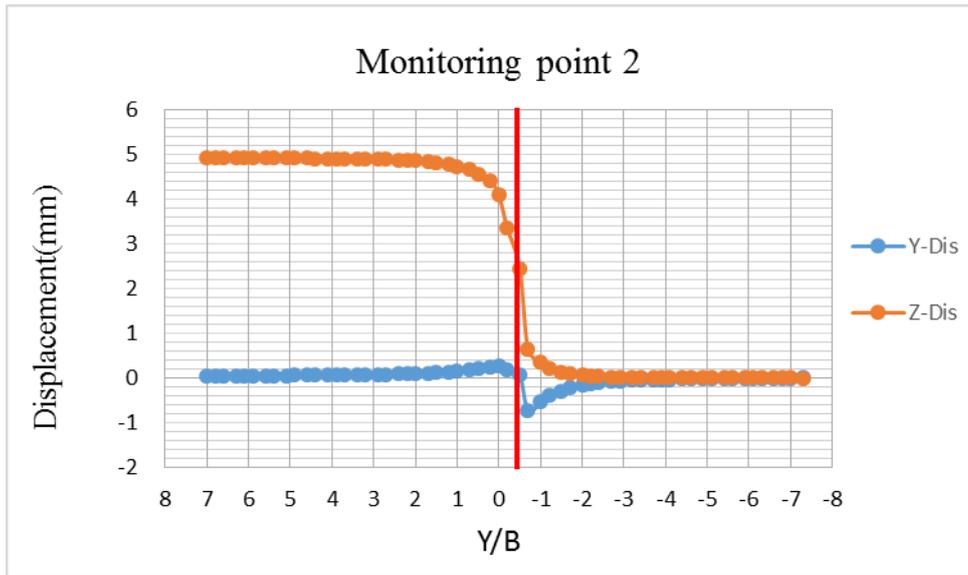


圖 4-33：頂拱處(監測點 2)之掘進變位曲線

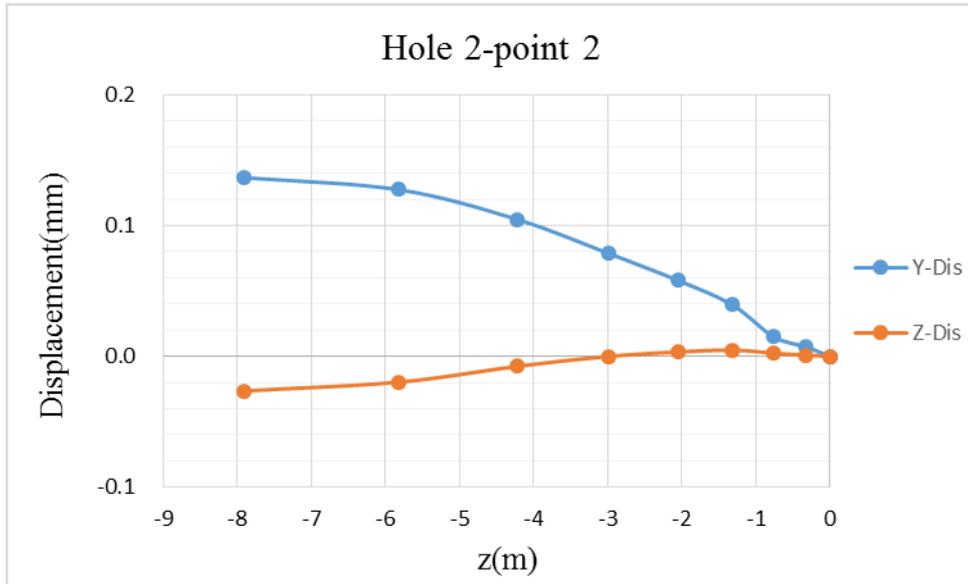


圖 4-34：仰拱處(監測點 2)處置孔 2 之掘進變位曲線

#### 4.7.2.2. 工程障壁熱力-力學穩定性研究

本章節內容，主要藉由 FLAC<sup>3D</sup> 數值分析軟體建立模式，進行在單處置孔、不同間距之雙處置孔及雙處置隧道等 3 種案例下，工程障壁及周圍岩體受溫度與應力的作用影響研究，此模式未來應用時應依照處置設施參數進行更新。

##### 4.7.2.2.1. 數值模型

###### 4.7.2.2.1.1. 橫斷面與尺寸

本計畫之模擬模型斷面，係參考台灣電力公司(2010, ch3p34)之處置孔型式。隧道寬度為 3.6 m，放置高放射性廢棄物罐之處置孔深度為 7.835 m，直徑為 1.75 m，高放射性廢棄物罐之設定尺寸為長 4.835 m，直徑為 1.05 m，搭配處置隧道間距 40 m 及高放射性廢棄物罐中心至中心間距 6 m，詳如圖 4-35 所示。廢棄物罐於處置孔中心，廢棄物罐假設為主要熱源，周圍再環置經高壓夯實之膨潤土，最後以回填材料將處置孔上部斷面予以回填。

###### 4.7.2.2.1.2. 邊界範圍與條件

FLAC<sup>3D</sup>近場網格之長、寬、高尺寸為 40 m×80 m×40 m 之矩形網格，網格頂部坐落在地下 480 m 處，離網格內部設置之處置隧道地面為 20 m，網格底部則設在地下 520 m 處。假設地下水位於地表，故模型上方之水壓力為 4.8 MPa (480 m (深度)×1,000 kg/m<sup>3</sup> (水的密度)×10 m/s<sup>2</sup> (重力加速度)，亦考慮岩體受靜水壓力梯度影響，假設靜水壓力梯度為 0.01 MPa/m，故在模型底端之水壓力為 5.2 MPa。大地應力之假設，在地下 500 m 深時，所求 k 值接近 1.0，故以  $\sigma_h = \sigma_v = 1(k = 1)$  作為初始之現地計算。

假設在網格之邊界上不受外力之影響，以輓支承(Roller)限制邊界處之運動與位移方向。假設以輓支承網格之前後左右與網格底部，並於分析之網格上方施以上部岩體自重，如圖 4-36 所示。

#### 4.7.2.2.1.3. 材料參數

本次熱傳模擬模式建立，係假設一靜止介質(固體及流體混合)中，存有溫度梯度時，熱量由高溫傳至低溫的狀態，故係以熱傳導(thermal conduction)的方式進行，並假設材料性質為均向性熱傳性質。因本次模擬暫不考慮斷層及其他地質構造之影響，故不考慮熱對流狀態，並忽略輻射熱的影響。

#### 4.7.2.2.1.4. 初始溫度

本研究假設地表平均溫度為 20.8 °C，且溫度隨著深度每下降 1 m 溫度增加 0.017 °C，故設定初始溫度為 29.3 °C。另外，假設現場地溫為穩定分布，除了處置孔熱源以外，忽略其他地溫變動因素之影響。

本計畫所有數值模擬的案例之熱衰減歷程，直接採用 SKB 在 2009 年技術報告 R-09-04(Sundberg and Hellström, 2009, p21)中提出之衰變熱方程式，如式(4-1)所示：

$$P(t) = \sum_{i=1}^7 a_i \exp\left(-\frac{t}{t_i}\right) \quad (4-1)$$

式中，t 為處置時間[年]， $t_i$  為時間常數(依年份計)， $a_i$  為對應時間常數  $t_i$  之各階段熱衰變係數。

#### 4.7.2.2.2. 案例分析

在現實的處置隧道中，廢棄物罐非單一存在，故需決定數值模擬時，至少需擺入多少的廢棄物罐數量，方使數值模擬更具備其代表性。所以，本案例考慮平行間隔 40m 之對稱雙處置隧道，並以每隧道中配置間距 6 m 之 5、7、9、11 及 13 個廢棄物罐，進行純熱傳分析。

緩衝材料溫度歷程曲線(1 至 13 孔/每隧道，平行對稱雙隧道)，整理至圖 4-37 所示。由此確定，對近場處置隧道進行數值分析時，至少需配置 7 個廢棄物罐才具代表性，其高放射性廢棄物罐數與處置隧道中心點之緩衝材料最高溫度比較曲線，如圖 4-38 所示。

#### 4.7.2.2.2.1. 廢棄物罐處置間距之影響

假設平行間隔為 40 m 之對稱雙處置隧道，並以每隧道中配置 7 個廢棄物罐其間距分別為 6 m、6.8 m、8.4 m、9 m 及 10 m 並搭配不同的圍岩熱傳導係數(2 W/(m· °C)、2.5 W/(m· °C)、3 W/(m· °C)、3.5 W/(m· °C)及 4W/(m· °C))進行熱傳分析。

分別以相同處置孔間距(6m、6.8m、8.4m、9 m 及 10m)，探討在不同母岩的熱傳導性質下，處置隧道中心點之緩衝材料之溫度歷程，如圖 4-39 至圖 4-42 所示。從溫度歷程曲線發現，母岩的熱傳導係數對緩衝材料最高溫度產生，具明顯的影響，當母岩的熱傳導係數愈小時，其緩衝材料溫度愈高。反之，當母岩的熱傳導係數較大時，其緩衝材料溫度變低。

分別以相同母岩的熱傳導性質(2 W/(m· °C)、2.5 W/(m· °C)、3 W/(m· °C)、3.5 W/(m· °C)及 4W/(m· °C))，探討在不同處置孔間距下，處置隧道中心點之緩衝材料之溫度歷程。由圖 4-43 顯示，當母岩熱傳係數較小時，緩衝材料最高溫發生的時間較早。反之，當母岩熱傳係數較大時，緩衝材料最高溫發生的時間較晚。

分析不同母岩之熱傳導係數 2 W/(m· °C)、2.5 W/(m· °C)、3 W/(m· °C)、3.5 W/(m· °C)與 4 W/(m· °C)搭配上不同的處置孔間距(6 m、6.8 m、8.4 m、9 m 及 10 m)進行熱傳分析，並求取各種間距及不同熱傳導係數之緩衝材料最高溫度，並將結果整理於圖 4-44。由結果得之，間距愈大時，緩衝材料之最高溫度愈低，反之當間距愈小，其緩衝材料最高溫度則愈高；當母岩熱傳導係數愈小時，其緩衝材料最高溫度較高，反之母岩熱傳導係數愈大時，則緩衝材料最高溫度較低。圖 4-44 顯示，在所有案例中，當處置孔間距為 6 m，且母岩熱傳導係數為 2 W/(m· °C)時，其緩衝材料最高溫度約為 102.5 °C，此溫度值已超過緩衝材料 100 °C之限制，故可得知，當母岩熱傳導係數小於 2 W/(m· °C)時，即不適合配置 6 m 之處置孔間距。經由以上分析結果，圖 4-44 可作為設計處置孔間距設計之參考。

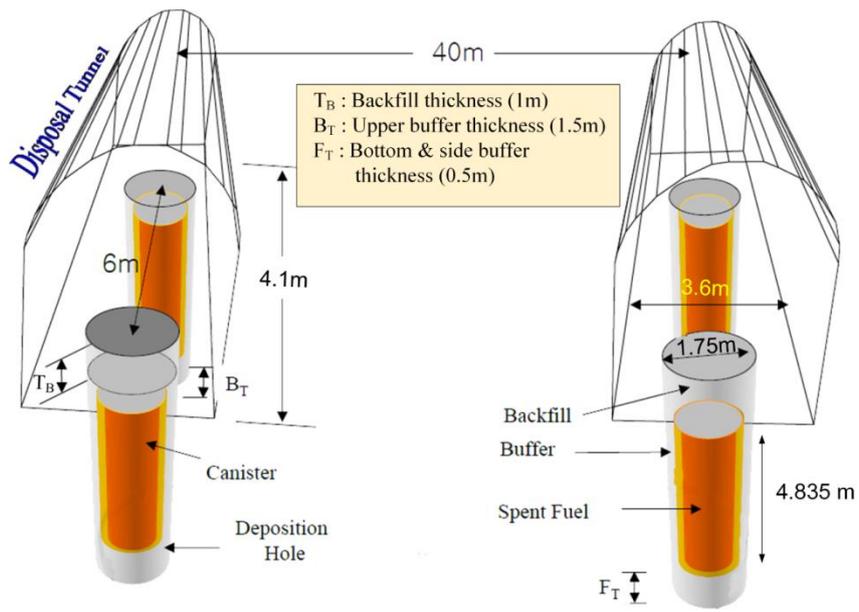


圖 4-35：工程障壁之垂直處置方式

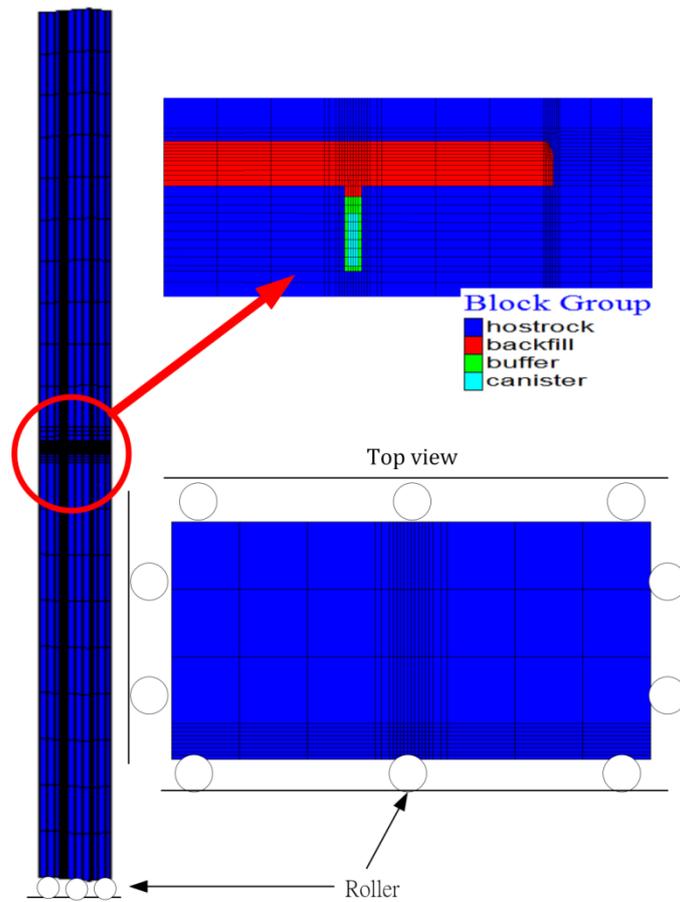


圖 4-36：邊界限制條件設定

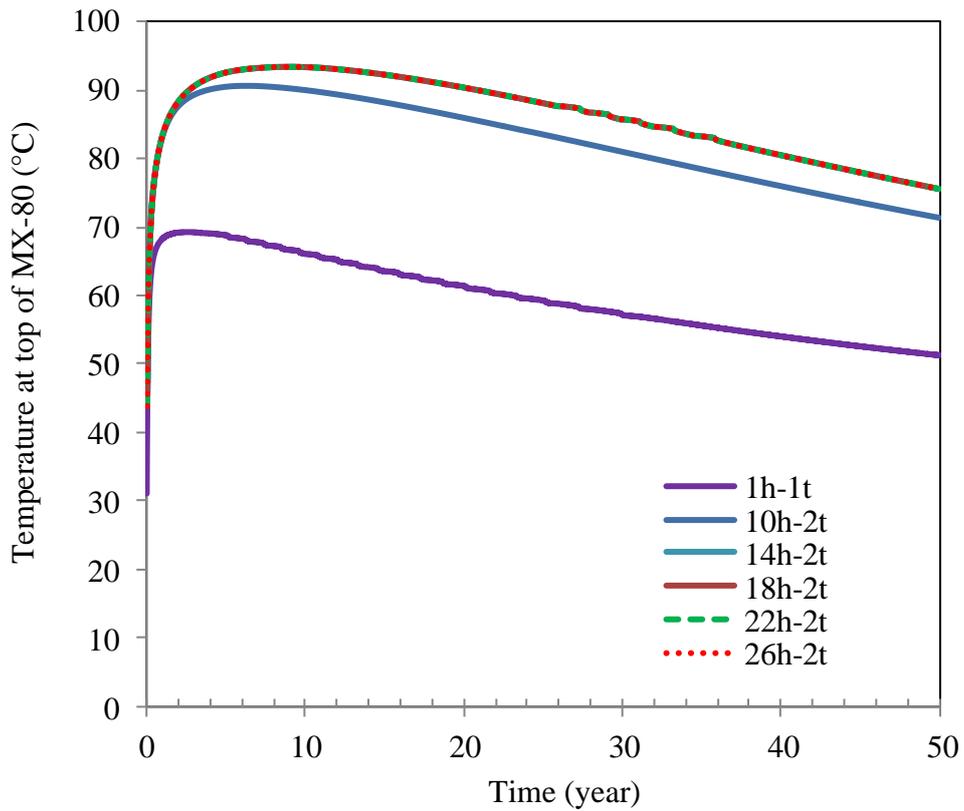


圖 4-37：緩衝材料(MX-80)溫度歷程曲線(1 至 13 孔/每隧道，雙隧道)

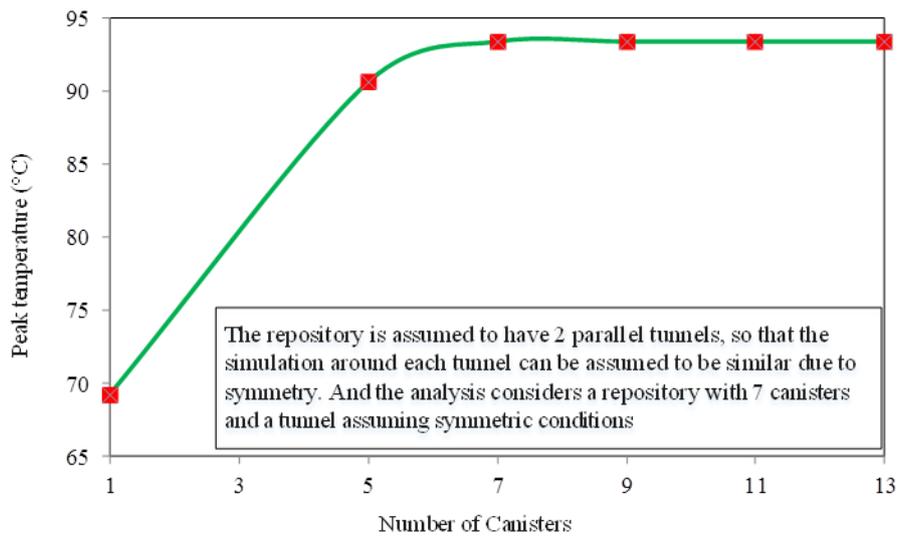


圖 4-38：使用罐數與緩衝材料最高溫對照曲線

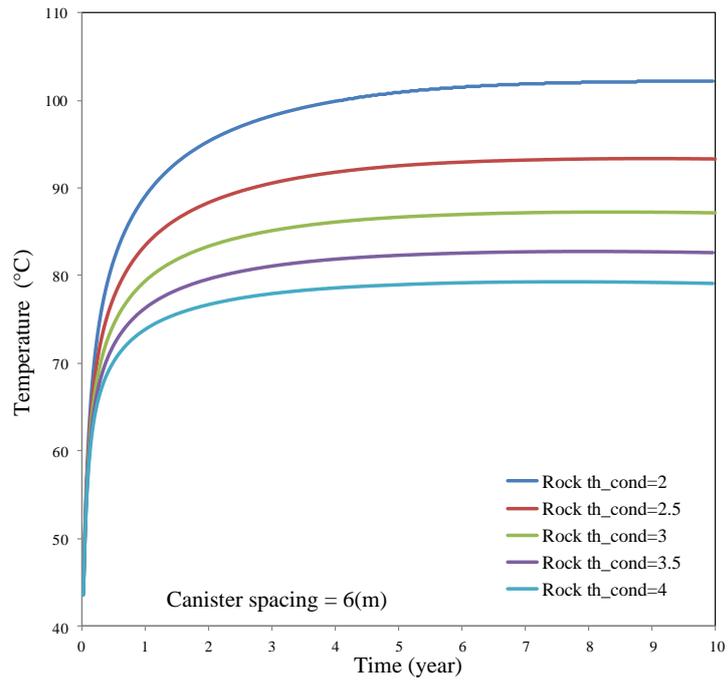


圖 4-39：各種母岩熱傳導係數與緩衝材料最高溫歷程曲線(處置孔間距 6 m)

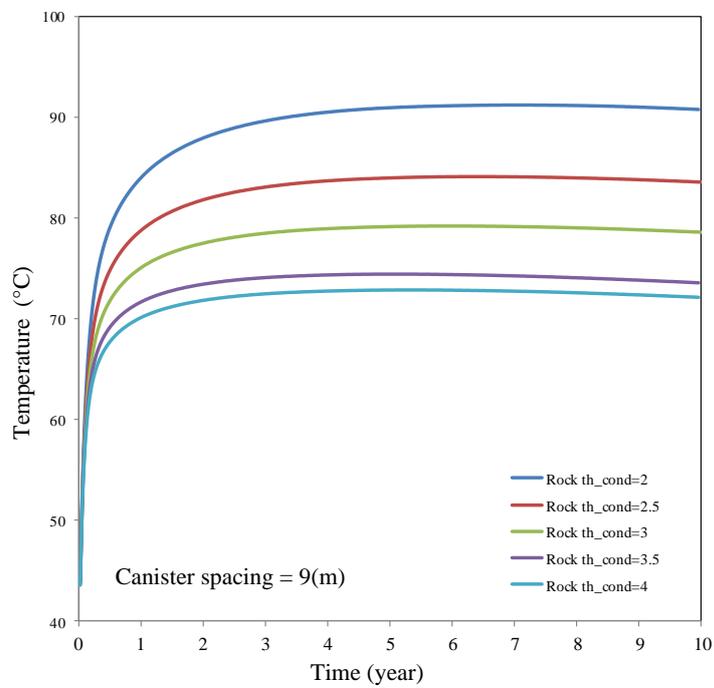


圖 4-40：各種母岩熱傳導係數與緩衝材料最高溫歷程曲線(處置孔間距 9 m)

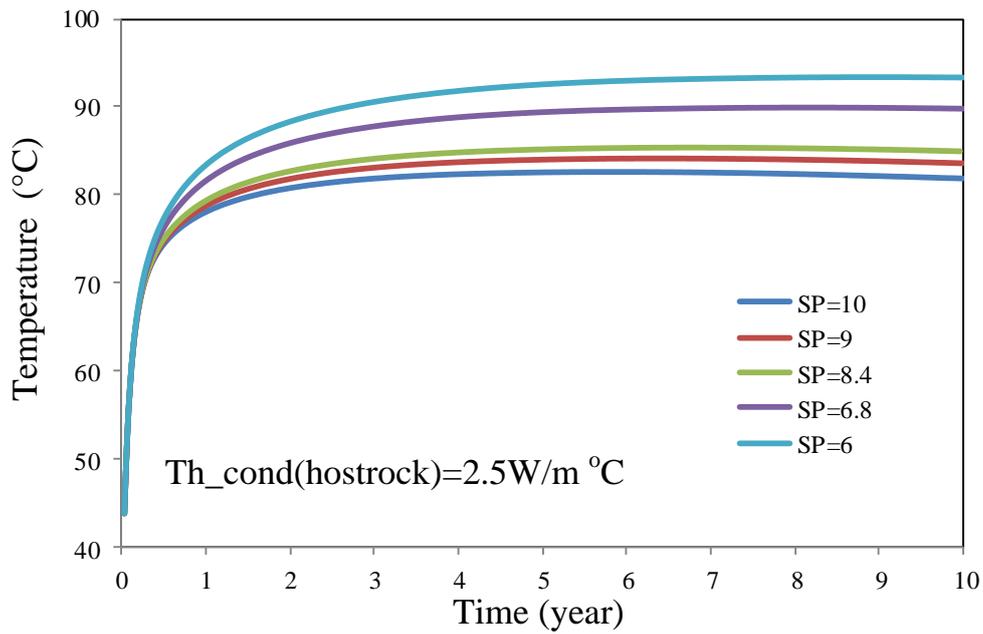


圖 4-41：各種處置孔間距與緩衝材料最高溫歷程曲線(母岩熱傳導係數為 2.5 W/(m·°C))

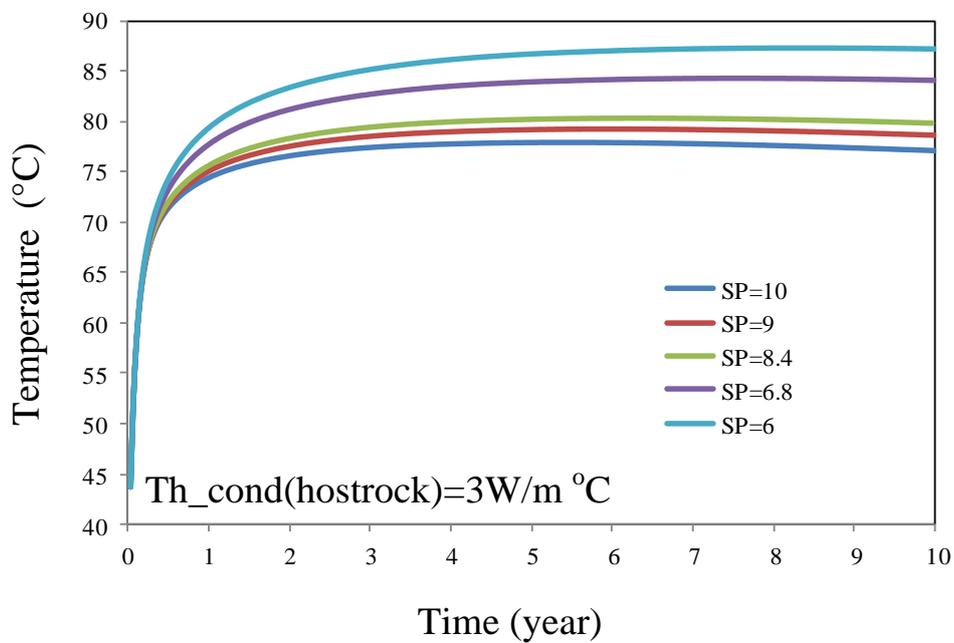


圖 4-42：各種處置孔間距與緩衝材料最高溫歷程曲線(母岩熱傳導係數為 3 W/(m·°C))

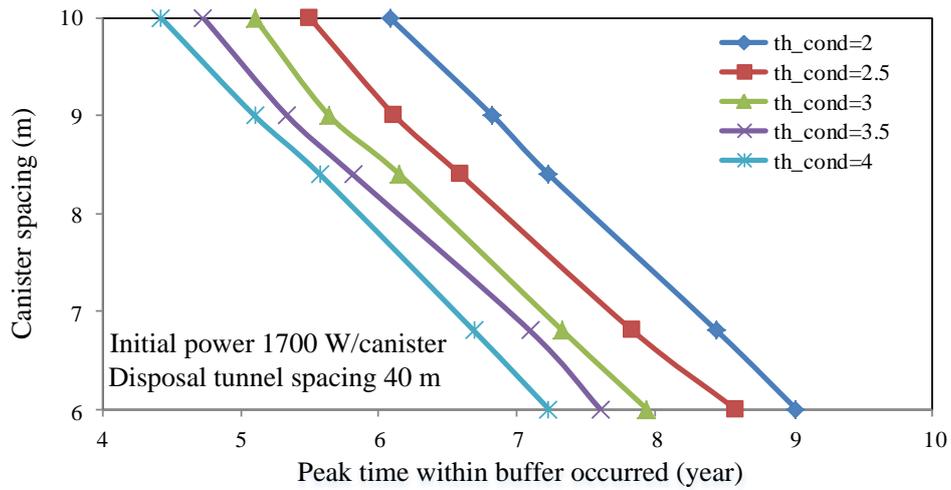


圖 4-43：各母岩熱傳導係數於緩衝材料產生最高溫時，與各處置孔間距對照曲線

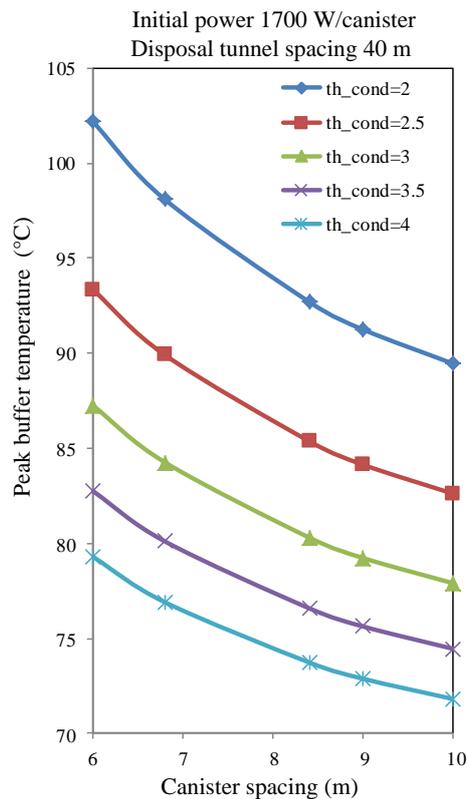


圖 4-44：間距與緩衝材料最高溫對照曲線

### 4.7.3. 受震穩定性

日本 H12 報告主要說明：「廢棄物罐置放後，為了維持工程障壁系統的完整性，在地震擾動下，工程障壁系統不能受地震影響而仍須維持穩定(JNC, 2000a)」。

本章節於本期計畫所執行的處置隧道在運轉期間受震穩定性之研究，可作為 SNFD2017 報告運轉期間受震穩定性評估參考。

#### 4.7.3.1. 測試區域之地表設計地震歷時

由於目前測試區之地震危害度分析仍持續在進行，本工作目的在建立受震分析模式，本期依據核研所內部資料與張毓文等(2010, p65-p66)，建立地表地震反應譜如圖 4-45。對於垂直向的設計反應譜，參考一般核電廠的設定，其垂直方向/水平方向反應譜的比值關係設定為 2/3。

數值分析所需地震加速度歷時，採原始地震紀錄建立與反應譜相符之地震紀錄。東部結晶岩測試區所選取之原始地震紀錄，為發生於 2002 年 3 月 31 日之花蓮外海地震，芮氏規模 6.8 地震，所記錄之地震測站為編號 HWA045 之和平國小測站(121.7489, 24.3075)；因離島結晶岩測試區並無設置地震站，故無量測強震紀錄可供使用，因此該區所考慮的地震為集集地震事件(芮氏規模 7.3)，因離島結晶岩測試區距離閩粵東南濱海斷裂帶約 30 km，故所考慮的地震測站為距離集集地震破裂帶 31 km 之 CHY087(嘉義縣澧水國小)，二度分帶座標為(201111, 2586903)。CHY087 測站與離島結晶岩測試區均為堅硬地盤，故地震時地表震動特性應為類似。

產出與地震反應譜相符之地表加速度歷時如圖 4-46 所示，其中，東部結晶岩測試區與離島結晶岩測試區之 PGA 分別為 665 gal 與 304 gal。此為地表面之加速度歷時，必須採用地盤反應的觀念推估地下工程障壁之加速度歷時。但由於欠缺深井的剪力波速量測資料及材料動態曲線，無法實際進行地盤反應分析。本研究嘗試以下列方式訂出地下深處的剪力波速，此數據僅為假設：中央氣象局於東部結晶岩測試

區之地表設有一地震測站 ILA053，其二度分帶座標為(325012, 2691653)，國家地震中心對於該測站進行地表之剪力波速量測，其深度 30 m 以內之平均剪力波速為 0.534 km/s，並將此波速值繪於圖 4-47 中。將此測站 ILA053 之波速值，視為東部結晶岩測試區之地表(深度 30m)剪力波速參數，並以 Wu et al.(2007, p1-13)之評估結果，假設深度 2,000 m 處之剪力波速為 2.95 km/s，以此深度之波速作為基準進行回歸，得出通過此參數之回歸曲線為：

$$v_s = 0.5751 \ln(Z) + 2.5507 \quad (4-2)$$

其中， $V_s$  為剪力波速，[km/s]； $Z$  為深度，[km]。如圖 4-47 中之黑色曲線。進一步藉由此回歸式，給定東部結晶岩測試區深度 1,000m 以內之不同深度下所對應之剪力波速參數，如圖 4-47 中之紅色三角形。假設此區域符合一維波傳模式，則可計算對應地層與表層之間的頻率反應函數，了解波傳的折減狀況(如圖 4-48)，於此圖依據 Wu et al.(2007, p1- p13)與郭俊翔等(2011， p30- p39)，對東部結晶岩測試區波速參數推估而得。

目前因離島結晶岩測試區並無類似資料可供參考，故後續離島結晶岩測試區之地震加速度歷時推估將直接使用圖 4-48。經由頻率域之計算，即可獲得東部結晶岩測試區與離島結晶岩測試區 500 m 深度，所對應的工程障壁地震加速度歷時如圖 4-49 與圖 4-50。

#### 4.7.3.2. 三維地下空間數值模型之建構

利用大型有限元素軟體 ABAQUS 建構數值模型，依據地下空間斷面尺寸如圖 4-24 所示，建構三維數值模型，模型整體尺寸為 280 m(X)×50 m(Y)×200 m(Z)，考慮岩石材料為線彈性。於邊界外圍分別設置 10 m 之無限元素以模擬大範圍的岩盤。共有元素 459,396 個，其中有限元素 425,393 個，無限元素 34,003 個。

隧道與處置孔位於主要分析區中央，處置孔底部距離底邊界 17 m，隧道側邊距離兩側邊界 112 m。模型底部之垂直位移設為零，模

型的 4 個垂直面設為無限元素，模型的 4 個垂直面之水平位移設為零，模型頂部設為自由端。本研究之目的為探討隧道間距與處置孔間距，在靜態環境與地震作用下對隧道安全性的影響，因此，將隧道間距與處置孔間距作為控制變因進行模型的建立，含有 2 條平行隧道，每條隧道含 3 個處置孔。隧道間距之設定距離為：10 m、25 m、35 m；處置孔間距之設定距離為：4 m、6 m、8 m、10 m。

#### 4.7.3.3. 地質材料參數與安全係數的計算方法

岩石材料力學性質之不確定性，因此需要透過適當的假設條件，以使數值方法之模擬與計算易於分析。因此，針對所分析之型態做下列之基本假設：

- (1) 岩體為等向性且均質材料；
- (2) 岩體之變形只受覆土應力與地震作用影響，與時間無關；
- (3) 岩體為線彈性材料；
- (4) 岩體為連續且不含節理、裂隙。

安全係數(F.S.)以摩爾庫倫(Mohr-Coulomb)破壞準則，由最大與最小主應力評估地震時之安全性。

#### 4.7.3.4. 純重力作用下之安全性評估

邊界條件設定完成後施以岩層覆蓋壓力，圖 4-51 為覆蓋深度 500 m 之地下空間附近，受自身重力作用而產生之水平應力 $\sigma_{xx}$ 、垂直應力 $\sigma_{yy}$ 、軸向應力 $\sigma_{zz}$ 與剪應力 $\tau_{xy}$ 、 $\tau_{xz}$ 、 $\tau_{yz}$ 的分佈，分別為離島結晶岩測試區圍岩材料參數所對應之結果。

水平應力 $\sigma_{xx}$ 分布情形：隧道側壁之應力值較低，乃因開挖後側向應力解除，於頂拱之應力值隨著角度增大，至頂拱正上方 90°時為最大值，隧道側壁與地面交界處有應力集中之現象。垂直應力 $\sigma_{yy}$ 分布情形：頂拱之應力值較低，乃因開挖後垂直應力解除，隧道側壁與地面交界處及頂拱正上方，有應力集中之現象。軸向應力 $\sigma_{zz}$ 分布情形：應力變化主要分佈於處置孔周圍，其餘區域則無明顯之變化。剪應力 $\tau_{xz}$ 分布情形：應力變化主要分佈於處置孔周圍，呈現大小相同、方向相

反之對稱分布。剪應力 $\tau_{xy}$ 分布情形：頂拱區域角度約 $40^\circ$ 之位置與隧道側壁與地面交界處，有應力集中之現象，呈現大小相同、方向相反之對稱分布。

#### 4.7.3.5. 地震力作用下處置孔間距與隧道間距對安全係數之影響

考慮離島結晶岩測試區之圍岩材料參數，飽和度設為零，並設定岩層覆蓋深度 500 m，隧道間距設定為：10 m、25 m、35 m，處置孔間距設定為：4 m、6 m、8 m、10 m。

分別進行僅受自身重力作用下的靜態安全係數分析，可得不同隧道與處置孔間距下之初始安全係數，結果如圖 4-52(a)所示，隧道與處置孔間距越大，初始安全係數越高，而隧道間距對初始安全係數之影響大於處置孔間距；加上地震作用下之動態安全性分析，可得不同隧道與處置孔間距下之最小受震安全係數，結果如圖 4-52(b)所示，隧道與處置孔間距越大，最小受震安全係數越高。由兩者計算所得之安全係數變化百分比，結果如圖 4-52(c)所示。

由以上結果可推知，處置孔間距固定時，隨著隧道間距增加，安全係數減少之百分比隨之下降；另隧道間距固定時，隨著處置孔間距增加，安全係數減少之百分比亦隨之下降。因此，隧道與處置孔間距的增加可減少破壞發生的可能性。

#### 4.7.3.6. 小結

本研究以有限元素數值模型，評估工程障壁受震之安全性，並以安全係數來量化所造成的影響，研究結果得到下列結論：

- (1) 靜態情況下，隧道間距與處置孔間越大，安全係數越高，而隧道間距對安全係數的影響大於處置孔間距。
- (2) 受震時，隧道間距與處置孔間越大，對安全係數之影響越小。

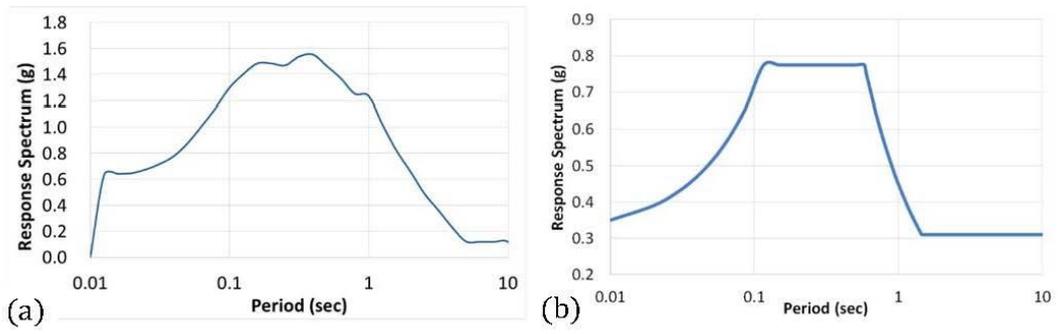


圖 4-45：(a) 東部結晶岩測試區與 (b) 離島結晶岩測試區  $10^6$  年再現週期設計反應譜

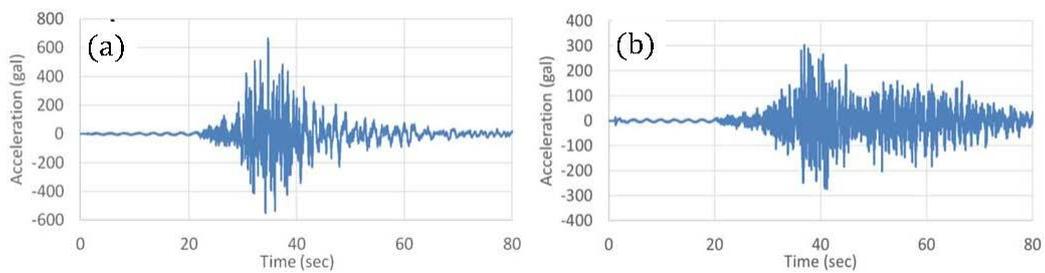


圖 4-46：(a) 東部結晶岩測試區與 (b) 離島結晶岩測試區地表  $10^6$  年再現週期之水平方向加速度歷時

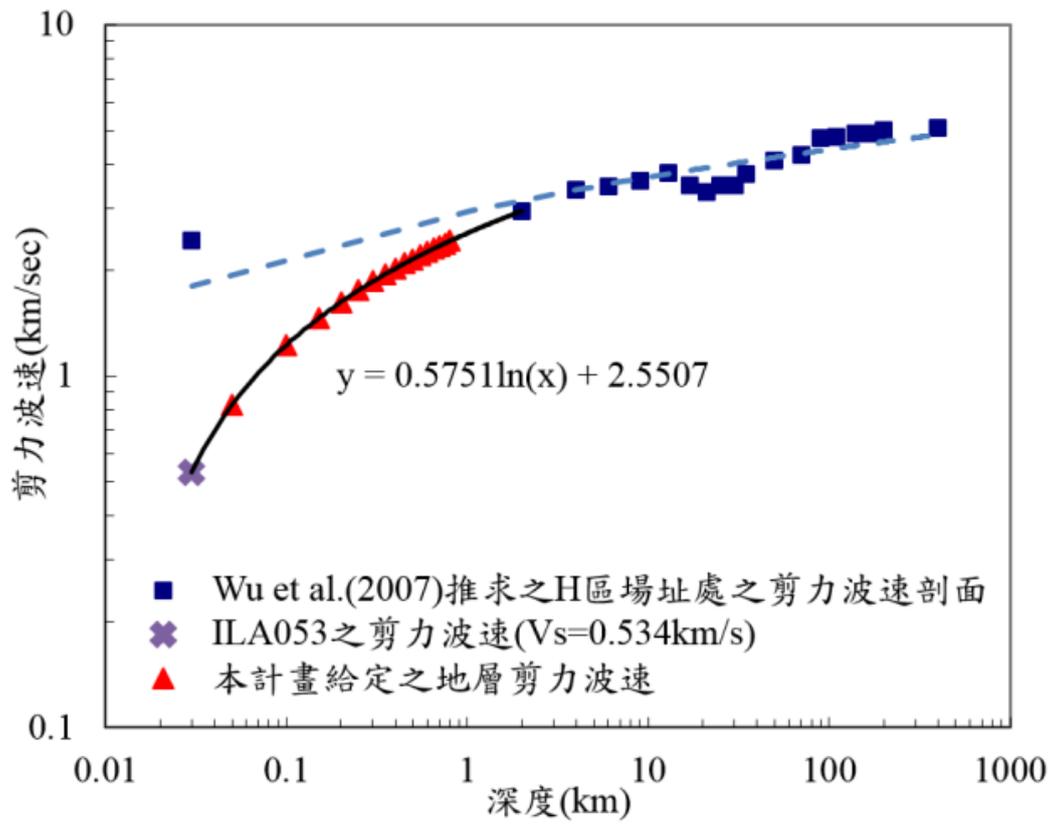


圖 4-47：東部結晶岩測試區不同深度剪力波速推估與本計畫之設定值

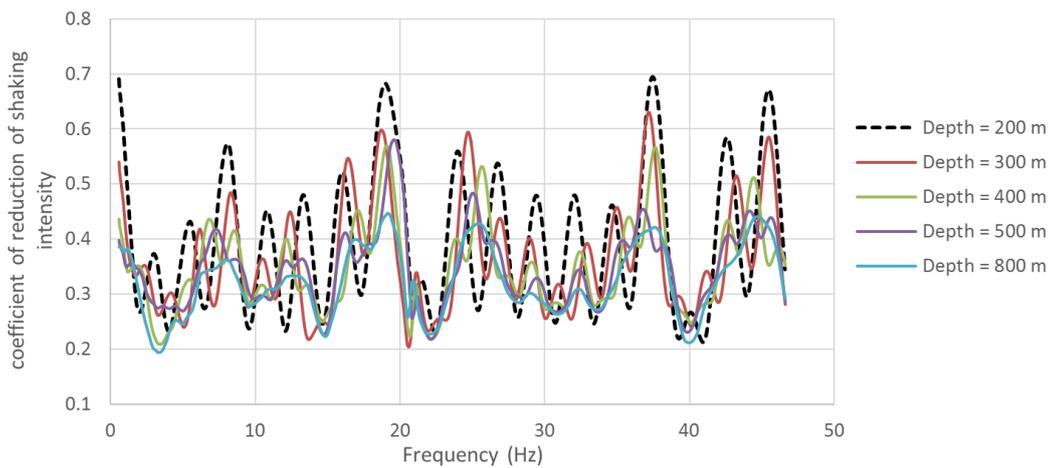


圖 4-48：測試區不同深度之地震力折減係數

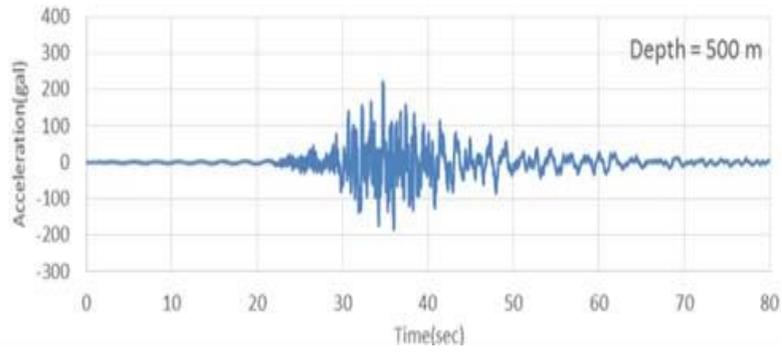


圖 4-49：東部結晶岩測試區不同深度所對應之工程障壁水平方向設計地震加速度歷時

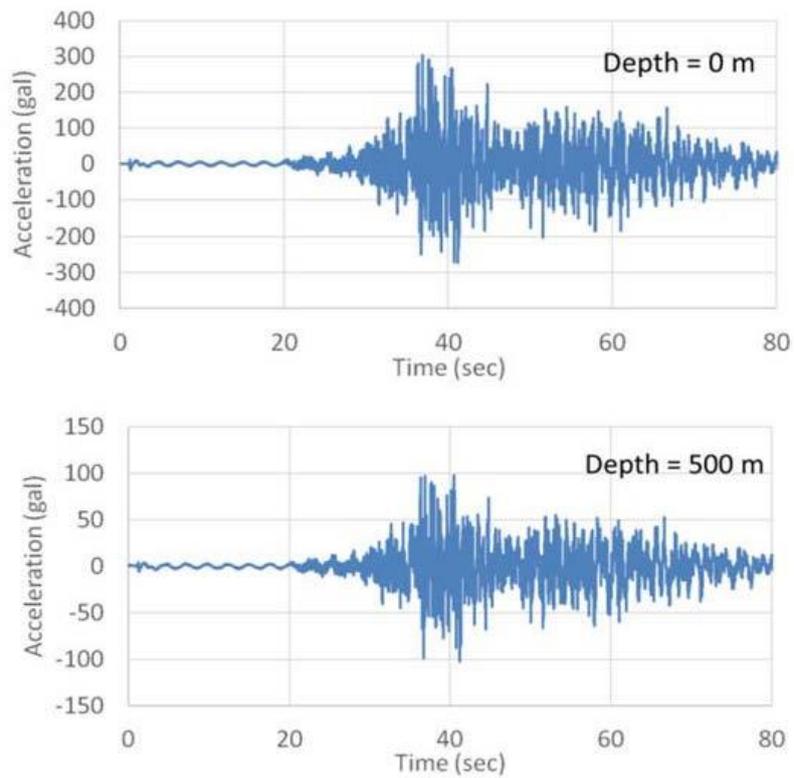
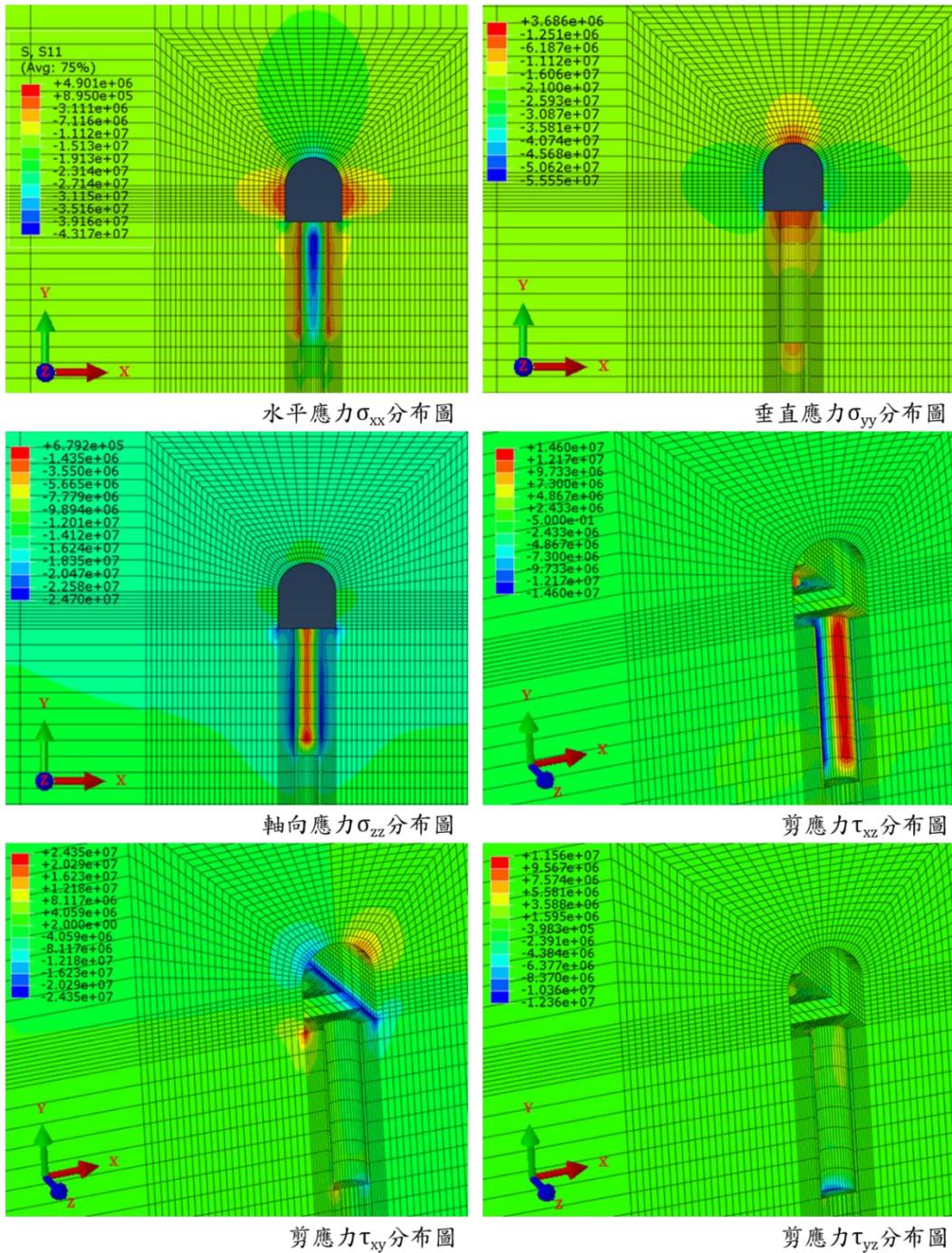


圖 4-50：離島結晶岩測試區地表與深度 500m 處之工程障壁水平方向設計地震加速度歷時



註：單位：Pa

圖 4-51：深度 500 m 時覆蓋應力產生之應力分佈圖-以離島結晶岩測試區為範  
例

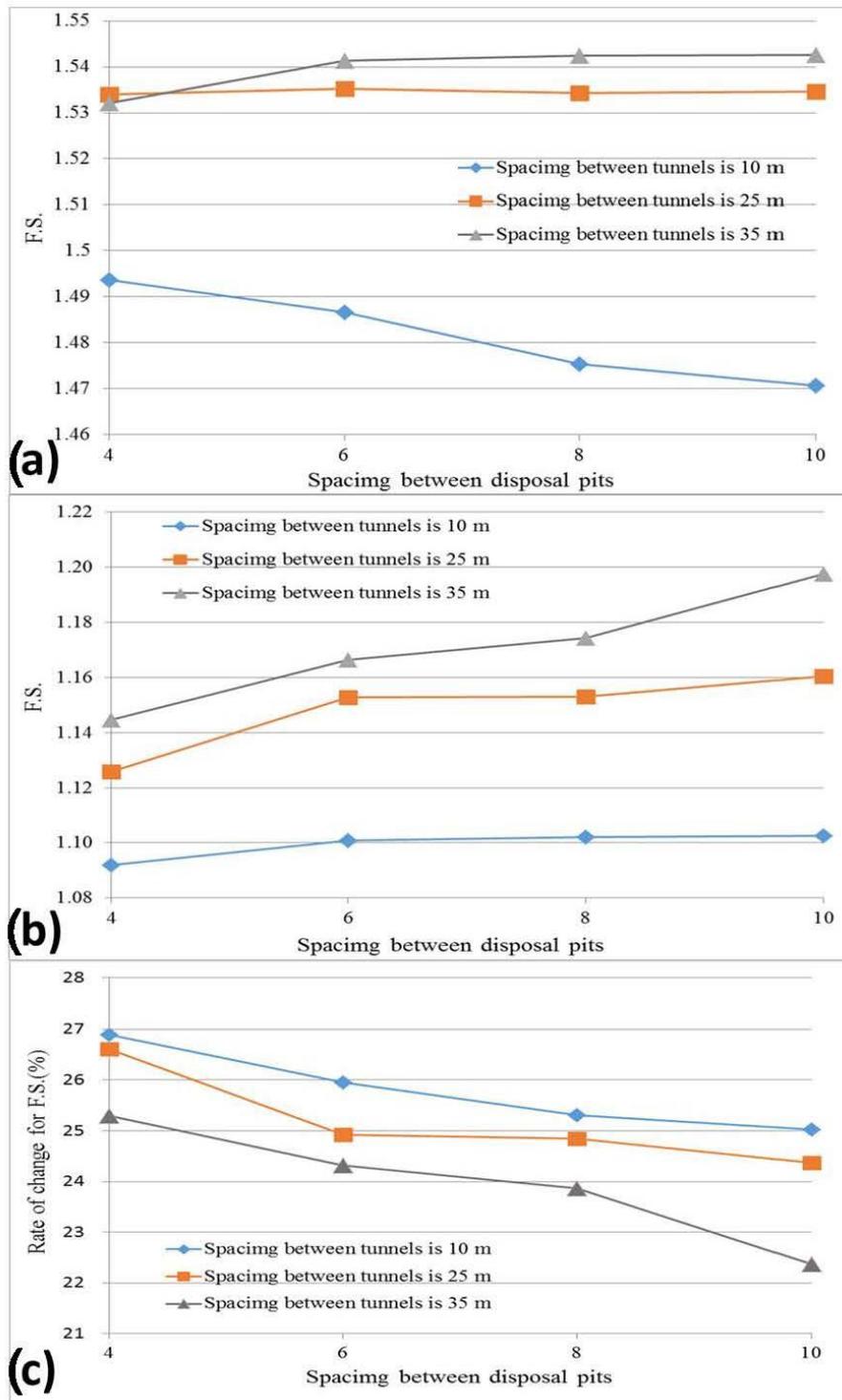


圖 4-52：不同隧道與處置孔間距之隧道底部區域之(a)初始安全係數、(b)最小受震安全係數、與(c)區域安全係數變化百分比

中英文對照：F.S. (安全係數)；Spacing between tunnels (隧道間距)；Spacing between disposal pits (處置孔間距)。

#### 4.7.4. 氣體遷移

日本 H12 報告主要說明：「氣體遷移評估時使用的參數(溶解氫的有效擴散係數、氫氣產生率)，並利用氣體遷移的分析結果，說明產生的氫氣之遷移對緩衝材料、母岩或核種遷移的影響(JNC, 2000a, pIV-58)」。

本研究蒐整與氣體遷移有關的研究成果，包括氣體的生成原因、溶解氣體的遷移機制，未來可彙編成 SNFD2017 報告章節內容。

##### 4.7.4.1. 氣體的生成原因及影響

近場環境中，氣體生成主要源自於下列幾個方面：

- (1) 在低氧或無氧條件下金屬容器因腐蝕而產生氫氣。
- (2) 廢棄物中之放射性核種衰減導致水輻射分解而產生的氫氣。
- (3) 因微生物作用使有機物質變質而產生的二氧化碳、甲烷、硫化氫、氫氣等氣體。
- (4) 其他作用所產生之氣體，例如：由  $\alpha$  射線作用引起的氫氣、有機物質受到輻射產生的氫氣及母岩中的外釋氣體等。其中金屬物質的腐蝕是氣體生成的主要因素，因為鐵是廢棄物、廢棄物罐及處置設施內結構材料最重要的金屬成份，相關的試驗工作多著墨在鐵及鐵合金的腐蝕，且涉及到 3 種不同的生成環境而較為複雜，分別是在滲水之前的大氣條件下、在非飽和狀態下及在飽和狀態下。

##### 4.7.4.2. 氣體的遷移機制

瑞典研究報告(SKB, 2005, p9-10)指出，於低氣體產生率時，氣體溶解於水中經由擴散及對流方式遷移，以及當氣體產生率增加，壓力值超過氣體與土壤試體相互連接之值，氣體將進入土壤內隨孔隙水遷移，其主要分為 4 種遷移機制，包括：

- (1) 氣體溶解之平流與擴散遷移：

於初始階段中，氣體生產較少氣體壓力累積較低，所有產生之氣體均溶解於多孔材料之液相中，經由擴散與平流方式使氣體遷移。

(2) 黏毛細管雙相流遷移(visco-capillary two-phase flow)：

氣體藉由擴散與平流遷移是有限的，當氣體產生率較高，不可移動之氣相組成隔離，隨後形成氣泡氣體壓力開始積聚，當氣體壓力值超過氣體進入土壤試體孔隙值，氣體將進入土壤孔隙內隨孔隙水排出。

(3) 擴容現象控制氣體流量(dilatancy-controlled gas flow)：

假設氣體產生率，大於氣體經由擴散之流出率和經由黏毛細管雙相流之流出速率，此時氣體壓力將持續增加。當氣體壓力趨近外應力，氣體可能藉由擴張現有孔隙，產生額外孔隙空間進入至膨潤土中，此機制被稱為擴容現象。此種膨潤土遷移機制已有相關研究，包括滋長與微孔的開口或現有孔連接至流動通道。

(4) 氣體流沿宏觀張裂隙遷移：

由於壓密之膨潤土為低滲透性，當氣體處於高產生率之狀態，上述之遷移機制是無法遷移處置孔產生之所有氣體。然而，氣體產生積聚壓力持續增加，一旦局部氣體壓力超過最小主應力與膨潤土拉伸強度之總和，會於垂直平面上產生宏觀之裂隙。此階段氣體遷移過程的模擬十分困難，因為傳統之流動理論不適用於描述這種行為，處理上應引用破壞力學與強度準則。

#### 4.7.4.3. 氣體遷移實驗建置

日本 H12 技術支援報告(supporting report)中，為了評估氣體遷移行為對緩衝材料的影響(JNC, 2000b)，以 100%膨潤土(bentonite)及參考緩衝材料(70%膨潤土及 30%砂土)2 種試體，於飽和且完全膨脹之常溫條件下進行試驗研究。試驗設置圖 4-53 所示，緩衝材料試體主要置於試驗容器中(test vessel)，水由試體下方注入，其回脹壓力(swelling pressure)以上方的測壓元件(load cell)量測；待試體飽和後，開始由下方逐步增加壓力直到可注入氫氣為止，此可注入之壓力

稱為突破壓力(breakthrough pressure)，氫氣注入過程中持續監測突破壓力、回脹壓力及氣體流率(gas flow rate)，相關實驗結果包括：

(1) 氣體滲透率(Gas permeability)：

氣體滲透率  $K_g$  [ $m^2$ ] 主要根據以下關係式計算獲得：

$$K_g = \frac{2Q\mu PL}{A(P_i^2 - P_o^2)} \quad (4-3)$$

$Q$  = 氣體流率， [ $m^2/s$ ]。

$P$  = 該流率下之壓力， [Pa]。

$\mu$  = 氣體黏滯係數， [Pa·s]。

$L$  = 試體厚度， [m]。

$A$  = 試體截面積， [ $m^2$ ]。

$P_i$  = 注入端壓力， [Pa]。

$P_o$  = 出口端壓力， [Pa]。

氣體滲透率與有效黏土密度(effective clay density)關係之量測結果如圖 4-54 所示，乾重密度  $1,600 \text{ kg/m}^3$  之參考緩衝材料(70%膨潤土及 30%砂土)，量測所得之氣體滲透率為  $10^{-17} \text{ m}^2$ ；乾重密度  $1,800 \text{ kg/m}^3$  之 100%膨潤土，其氣體滲透率為至  $10^{-21} \text{ m}^2$ ，由於密度增加導致有效孔隙相對減少，故氣體滲透率隨著有效黏土密度增加而有遞減之趨勢。

(2) 突破壓力：

圖 4-55 為有效黏土密度與突破壓力間之試驗結果，由於有效黏土密度增加導致有效孔隙減少，其氣體注入試體所需之突破壓力亦相對提升。突破壓力  $P_c$  [MPa] 及有效黏土密度  $\rho_e$  可藉由下列關係式予以描述(JNC, 2000a, pB-49)：

$$P_c = 0.1831\rho_e^{5.064} \quad (4-4)$$

(3) 突破壓力與回脹壓力之關係：

根據 Pusch et al. (1993, p30)，以 MX-80 膨潤土為試體所進行之氣體遷移試驗，結果顯示回脹壓力( $P_s$ )與突破壓力( $P_c$ )間之比率約為 1.0；日本 H12 報告中之氣體遷移試驗，亦呈現出相似結果(圖 4-56 所示)。當試體厚度為 0.01 m 時，突破壓力與回脹壓力兩者大致相等；然而當試體厚度增為 0.05 m 時，此時突破壓力約為回脹壓力之 2 倍。當試體厚度增加時，黏土中氣體壓力變化與裂縫擴張(expansion of cracks)間之延遲時間(time lag)亦增加；換言之，當試體厚度增加，原突破壓力將無法傳遞通過整個試體，故需要較長反應時間及較大之突破壓力，方能造成裂縫擴張將氣體注入試體中。

(4) 氣體路徑回復(recovery of gas pathways)：

廢棄物罐腐蝕生成之氣體，首先累積於廢棄物罐與緩衝材料間的交界面，爾後才在緩衝材料產生之擴張裂縫路徑中進行遷移，當氣體通過後其擴張裂縫，將會自動密合(self-sealing)回復。日本 H12 技術支援報告，亦針對緩衝材料之回復能力進行探討(JNC, 2000b, pB-50)，藉由相同試體條件，量測不同注氣過程相對應的突破壓力。試驗結果指出，當第 1 次氣體注入試驗產生之流通路徑，於停止注氣時，受黏土回脹作用而消失並回復至原狀，因而導致相同試體下，進行 2 次試驗所得之突破壓力皆相近(表 4-16 所示)。相同試體條件下，不同試驗過程其緩衝材料之水力傳導係數值亦相近(表 4-17 所示)，顯示氣體流經緩衝材料時，緩衝材料因自身回脹特性，將可回復並維持原有之穩定性。

(5) 飽和度(degree of saturation)：

相對氣體滲透率(relative gas permeability)受飽和度影響而有所變化(如圖 4-57 所示)，氣體滲透率隨著液相飽和度(degree of liquid saturation)增加而遞減；當液相飽和度為 70% 時，此時氣體滲透率僅為最大值的 1/100 至 1/1,000 倍。

瑞典 TR-85-36 報告(SKB, 1985)介紹 MX-80 在臨界壓力下的氣體突破現象，亦針對該議題執行相關試驗，圖 4-58 為製備膨潤土試樣之 oedometer 裝置，a 為加壓活塞，b 為應變儀，c 為透水石，d 為試樣放置處，e 為進水口。

圖 4-59 為氣體收集裝置，a 為集氣用滴管，b 為注射裝置，c 為透水石，d 為試樣放置處，e 為進水口，由裝置下方通入氣體進行測試。

試驗結果得知，將回脹壓力結果與早期的試驗比較後，發現飽和液化性對回脹壓力的影響，可能受統體密度控制。超過  $2.0 \text{ t/m}^3$  的試樣，高鹽度與低鹽度飽和的回脹壓力試驗結果接近；而較低統體密度的試樣，高鹽度飽和試驗之回脹壓力，即大幅低於以低鹽度飽和的試驗。在較低統體密度的試樣中，受水力梯度滲透試樣的水，在剖面上大致呈現一致的分佈，可猜測導水行為在此模式下為均質性的變化。但在較高統體密度的試樣中(大約超過  $1.8 \text{ t/m}^3$ )，氣體藉由擠出 1 條扭曲的通道達成穿透行為，顯示在此模式下，導水行為可能為異質性的變化。提供導水之微裂隙的大小，差距可能在 10 至  $1,000 \text{ \AA}$  之間。

在臨界壓力下產生氣體突破的試驗，綜合了顯微證據及氣體試驗結果，確認的確有臨界壓力的存在，而超過臨界壓力的氣體傳播行為，則由溶解-移流模式，轉變為擴開黏土中連通孔隙通道，排擠孔隙水的模式。

#### 4.7.4.4. 燃料組件評估模式建立與資料蒐集

日本採用的玻璃固化體型式進行深層地質貯存，由於其核種活度與衰變熱特性分析係使用 ORIGIN 2.1 程式計算，以燃耗 45,000 MWD/MtU、 $^{235}\text{U}$  起始鈾濃縮度 4.5%、冷卻時間 50 年之用過核子燃料基本資訊，做為評估參數進行高放射性廢棄物的特性分析(JNC, 2000a)。瑞典 SKB 進行高放處置規劃時，則是將各種燃料組件的設計參數、燃耗、運轉時間與冷卻時間等資訊詳細羅列，搭配處置設施配置所規範之廢棄物罐熱源限值，將廢棄物罐進行分群裝載，使得各

廢棄物罐之衰變熱源接近，但低於 1,700 W 裝載限值，有效使用處置設施之空間，對於處置設施成本與安全評估皆具重大影響性。

燃料組件評估模式建立與資料收集，是評估熱與放射性的根本，亦為高放處置安全評估的源頭，其燃料組件設計與運轉參數皆影響廢棄物罐內熱與放熱性之特性，進而影響廢棄物罐之設計與處置設施配置。具體而言，彙整實際運轉參數採用合理保守數據進行評估極為重要。本工作項目未來預計詳細收集欲處理用過核子燃料之燃料組件設計等資訊，回饋至 4.5.1 熱與輻射工作項目中，作為 SNFD2017 報告評估用過核子燃料的評估模型初步建立之資料，並且根據上述蒐集資訊所建立之燃料組件模型，配合彙整統計之運轉歷程資訊，採用 SCLAE 模擬程式評估出的保守射源項與熱源項，可作為 SNFD2017 報告廢棄物罐工程設計相關功能評估及處置設施配置熱傳分析之參考依據。同時由於營運中核能電廠之相關運轉參數將持續更新，故未來必須持續進行相關資訊之彙整與更新。

表 4-16：緩衝材料之氣體突破壓力試驗結果

No.	突破壓力 第 1 次試驗 [MPa]	突破壓力 第 2 次試驗 [MPa]
1	8.88	8.14
2	0.60	0.59
3	0.62	0.65
4	3.59	3.15
5	1.64	1.70

資料來源：摘自 Tanai et al.(1999, p54)

表 4-17：相同試體之水力傳導係數試驗結果

-	突破壓力 [MPa]	水力傳導係數 [m/s]
第 1 次試驗	1.20	$3.64 \times 10^{-12}$
第 2 次試驗	1.20	$3.62 \times 10^{-12}$
第 3 次試驗	1.16	$3.03 \times 10^{-12}$

資料來源：摘自 Volckaert et al.(1995)

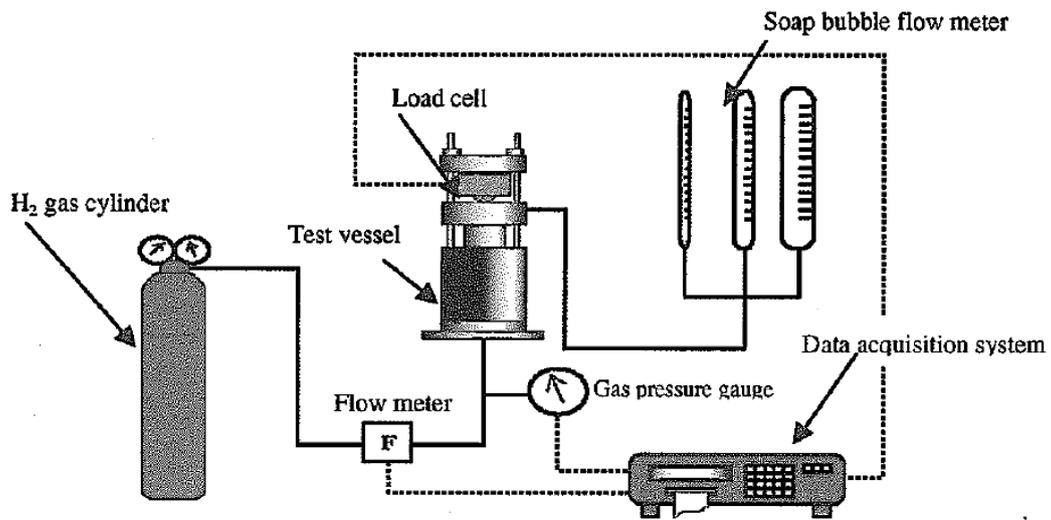


圖 4-53：緩衝材料氣體遷移試驗設置

資料來源：摘自 JNC (2000b, pB-47)

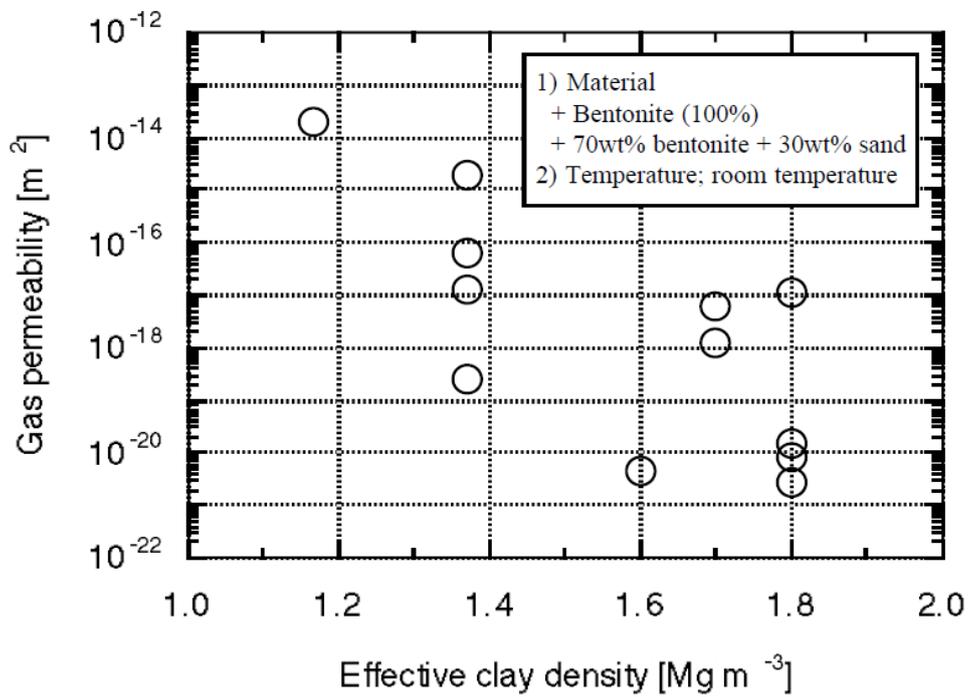


圖 4-54：有效黏土密度與氣體滲透率關係

資料來源：摘自 JNC (2000b, pB-48)

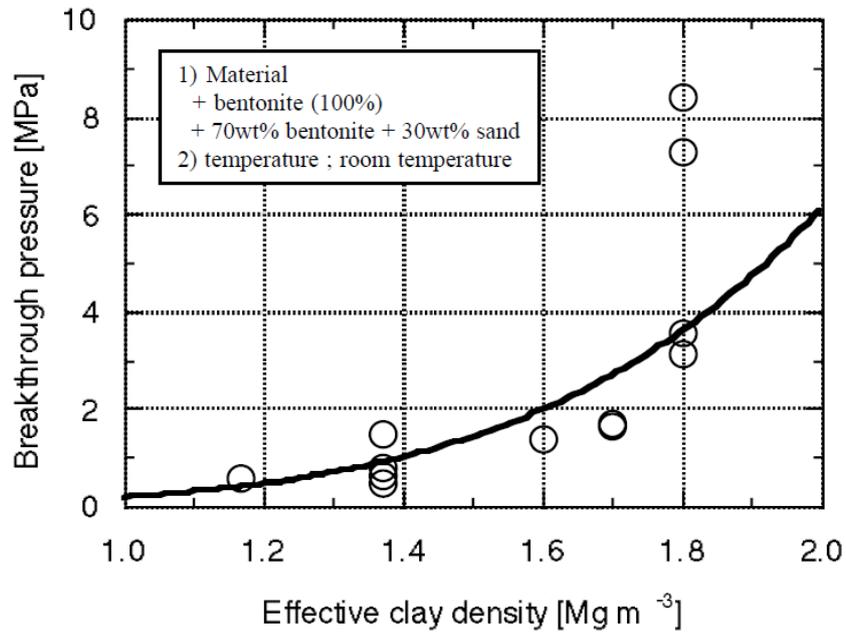


圖 4-55：有效黏土密度與突破壓力關係

資料來源：摘自 JNC (2000b, pB-49)

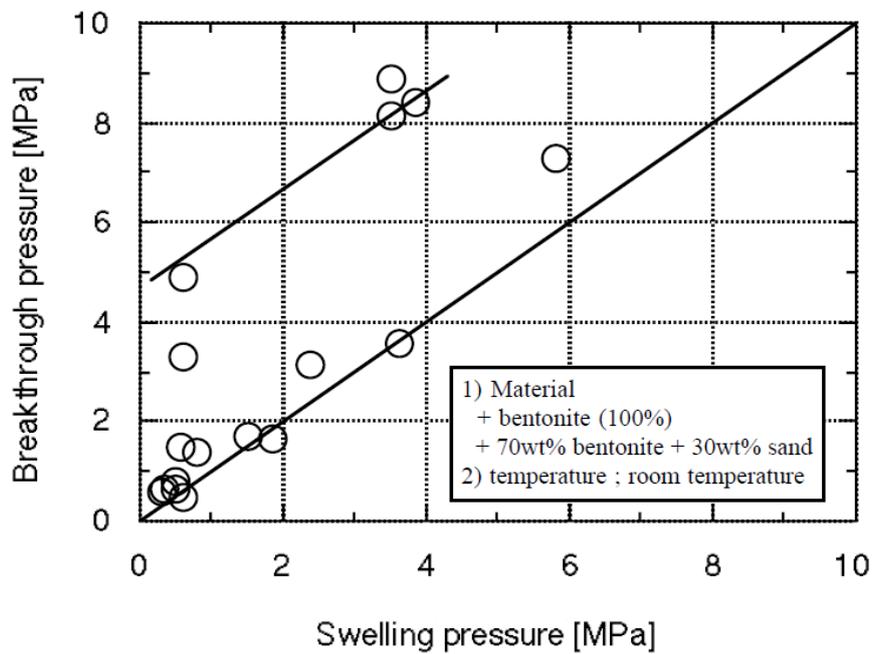


圖 4-56：回脹壓力與突破壓力關係

資料來源：摘自 JNC (2000b, pB-50)

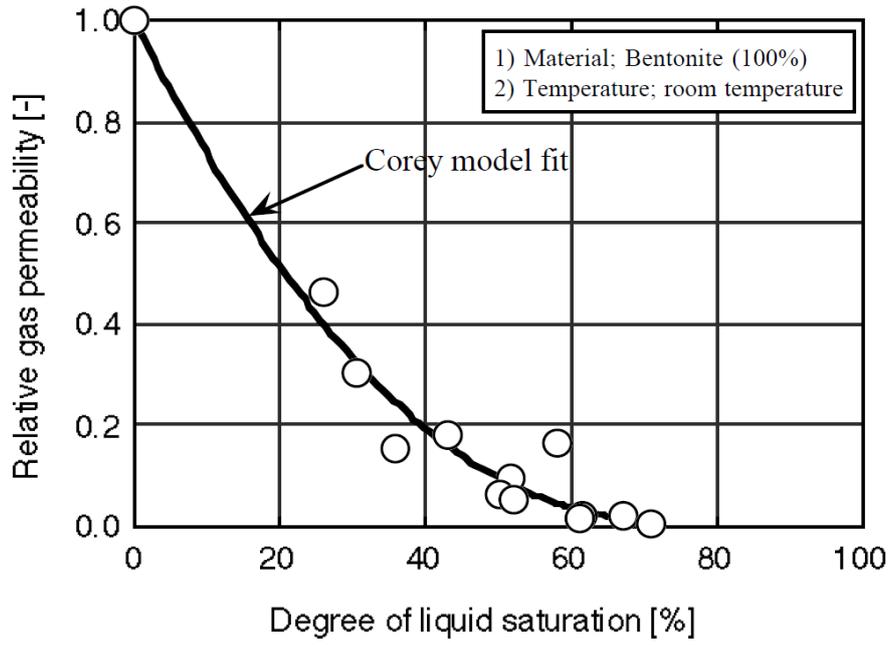


圖 4-57：相對氣體滲透率與液相飽和度之關係

資料來源：摘自 JNC (2000b, pB-51)

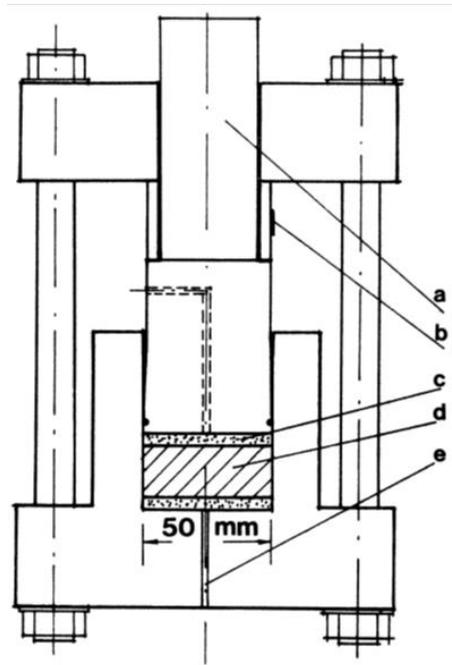


圖 4-58：oedometer 裝置

資料來源：摘自 SKB(1985, p3)

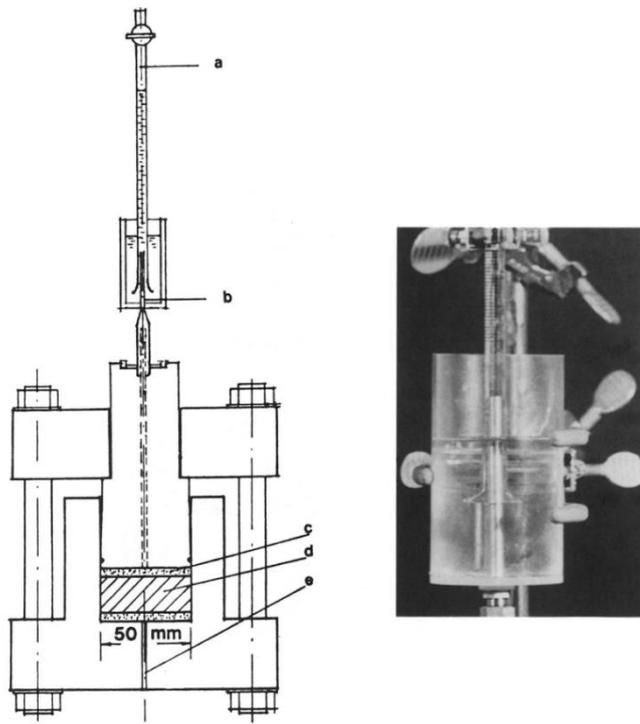


圖 4-59：氣體收集裝置

資料來源：摘自 SKB(1985, p8)

#### 4.7.5. 膨潤土特性

日本 H12 報告主要說明：「膨潤土因回脹壓力而把膨潤土擠入周圍母岩的裂隙中，造成膨潤土密度降低，探討此現象對工程障壁系統功能的影響(JNC, 2000a, pIV-60)」。

本章節於本期計畫執行之膨潤土特性研究，可作為 SNFD2017 報告膨潤土設計評估之用，亦可作為 SNFD2017 報告相關參考依據。

104 年度研究成果如下：

##### (1) 緩衝材料乾燥收縮特性：

緩衝材料塊體製作，需考慮處置孔中廢棄物罐釋出之衰變熱對緩衝材料受乾燥收縮的影響。Suzuki and Fujita(1999b, c3p3-c3p15)利用 Kunigel V1 進行乾燥收縮試驗，試體以不同密度純膨潤土、以及混合石英砂的膨潤土試體，圖 4-60 為試體的開裂狀況圖，由試驗結果可知，當試體含水量越高，乾燥後之開裂數量及開裂深度越明顯，且同密度同初始含水量之試體，純膨潤土試體之開裂情形較混合石英砂試體明顯。

薛新翰(2007, p97-p154)利用 MX-80 膨潤土進行緩衝材料乾裂、與回脹自癒特性研究，並比較純膨潤土試體與添加 50% 石英砂試體之開裂影響，由圖 4-61 中 MX-80 試體於 100 °C 下乾燥之試體開裂過程，由試驗結果可知，試體隨著乾燥時間越長，因膨潤土顆粒間的水份蒸散而使得試體表面產生收縮裂縫，且純膨潤土試體之開裂情形較混合 50% 石英砂試體明顯，其原因在於石英砂不吸水且受乾燥影響不大，故可抑制膨潤土張裂行為。

##### (2) 緩衝材料回脹特性：

土壤中黏土質含量的定義，是粒徑小於 2 μm 部分的重量百分比，黏土質多寡，會造成膨潤土的回脹性能的差異、雜質含量亦影響土壤之回脹性能，鐵可能存在於黏土 TOT 層結構中，替代結構中矽或鋁，部分則以黏土中微量鐵化合物形態存在(El Rayah and Rowell, 1973, p137-p144；Breu et al, 1993, p313-p320)。存在於結構中的鐵會替代部分的矽或鋁離子，造成結構電荷增加而降

低回脹量。此外，自由鐵或鐵化合物(氧化鐵或氫氧化鐵)會形成膠結材料，披覆在黏土表面或使黏土顆粒形成團束(clump)，因而降低黏土的回脹行為(Igwe et al, 1999, p111-p123)。

(3) 緩衝材料塊體接合特性：

日本 JNC 檢驗緩衝材料的塊體接縫，對力學及水力特性之影響，分別進行塊體接合試體之剪力性質及水力傳導性質(Chijimatsu et al., 1998, p2-p24)。表 4-19 為飽和度 50%一體成型試體與分離型試體及 100%之一體成型試體、分離型試體與黏著型試體，進行剪力試驗後之尖峰剪力強度及極限剪力強度值。由試驗結果得知，一體成型試體在任何垂直應力條件下，其尖峰剪力強度及極限剪力強度都較其它兩型試體大；而黏著型之試體較分離型試體更具結合力，故其剪力強度大於分離型，但在垂直應力大於 1 MPa 時，強度差異則變得不明顯。表 4-20 為各試體之土壤剪力參數，在試體飽和度 50%時，分離型試體之剪力強度遠小於一體成型試體。

圖 4-62 分別為飽和度 100%之純膨潤土與添加石英砂試體之剪力強度差異，混合石英砂之一體成型試體的尖峰剪力強度與極限剪力強度約為純膨潤土之 1/2；分離型之純膨潤土試體與含石英砂試體的尖峰剪力強度與極限剪力強度相近，黏著型試體因黏著作用對剪力強度有些許影響(比分離型剪力强度高)，但含石英砂試體沒有純膨潤土試體顯著。由上述結果得知，導致膨潤土混合石英砂試體剪力強度退化的原因，是由於膨潤土及石英砂的彈性模數差異太大，使得應力集中於砂粒邊緣所致。

(4) 膠體瀝濾：

地下水飽和狀態時，若廢棄物罐受損，放射性核種將溶解於地下水中，並與周圍的緩衝材料膠體物質結合；因此，緩衝材料之膠體瀝濾性能為減緩核種遷移。Kurosawa et al.(1997, p963-p970)利用膠體金(gold colloids)進行過濾試驗，評估緩衝材料中膠體粒子傳輸。膠體金粒徑尺寸具有單分散性(mono-dispersion)，粒

子可在膨潤土孔隙水中均勻地分散，且可利用表面分析技術測定元素的分佈。在 Kurosawa et al.(1997, p963)的試驗中，製備了約 100 ppm 濃度的膠體金粒子，利用 Kunigel V1 製作飽和度為 100% 試體，膨潤土混合 0%、30%、40% 及 50% 石英砂，且乾密度為  $1,000 \text{ kg/m}^3$ ；以及膨潤土混合 50% 石英砂，乾密度為  $1,800 \text{ kg/m}^3$ ，試驗結果如表 4-21 所示。TEM 分析可檢測出膠體金被膨潤土的微孔隙結構補捉，唯一只有混合 50% 石英砂、乾密度  $1,000 \text{ kg/m}^3$  之膨潤土試體無法阻擋膠體金的通過，但混合 50% 石英砂、乾密度  $1,800 \text{ kg/m}^3$  之膨潤土試體卻仍具備膠體滯滯功能。由黏土的有效密度來看，Kunigel V1 膨潤土做為緩衝材料設計時，其黏土有效密度設計在高於  $700 \text{ kg/m}^3$  可具備膠體滯滯功能。

緩衝材料之滯滯功能為重要的防護因子之一，而設計密度與膠體滯滯性能有關，國內未來進行緩衝材料設計時亦應建立相關驗證技術，以確保所設計材料之滯滯性能。

#### (5) 高溫高壓對緩衝材料之影響：

在深地層處置設施環境中，因受到地溫梯度及廢棄物罐之衰變熱作用影響，緩衝材料將受到  $50 \text{ }^\circ\text{C}$  至  $100 \text{ }^\circ\text{C}$  的溫度影響。因此，必須瞭解緩衝材料在此溫度範圍下之性能與行為，以及任何可能由於高溫影響的劣化行為。Towhata et al.(1998, p27-p30) 研究發現，將膨潤土經由溫度  $60 \text{ }^\circ\text{C}$ 、 $100 \text{ }^\circ\text{C}$  及  $200 \text{ }^\circ\text{C}$  熱處理 5 天後，膨潤土的塑性限度、液性限度及自由回脹性能皆無影響。且 Towhata et al.(1993, p184-p190) 使用類似高嶺土之 MC 黏土及膨潤土材料，以  $200 \text{ }^\circ\text{C}$  熱處理 5 天後，進行單軸壓縮試驗結果顯示，膨潤土試體之單軸壓縮強度亦未受影響。

而溫度對緩衝材料之水力傳導係數影響，由前節討論得知，由於水的黏滯性隨溫度升高而降低，故溫度越高水力傳導係數越大 (Matsumoto et al., 1997, p20)。另外，亦考慮壓密性能對緩衝材料水力傳導係數之影響，Towhata et al.(1998, p27-p30) 研究發

現膨潤土在溫度 90 °C 時之壓密率較常溫狀態下高，且高溫可加速膨潤土的 2 次壓密行為，利用 MC 黏土進行壓密排水及壓密不排水三軸試驗，在相同圍壓下，在高溫狀態下的 MC 黏土試體壓密速率較室溫下的黏土試體高，且勁度與強度亦較常溫黏土大。故適當的溫度影響可幫助緩衝材料之壓密作用，使得緩衝材料更加緻密，此類的研究成果可供進行緩衝材料長期性能的探討。其它膨潤土試體介於 50 °C 至 100 °C 之間的相關試驗，因材料本身特性不同亦有不同的發現。Börgesson et al.(1988, p32) 利用 MX-80 膨潤土進行溫度 20 °C 與 60 °C 剪力試驗結果，得知溫度對於其剪力行為並無明顯影響，Pusch et al.(1990, p83) 針對鈉型 MX-80 膨潤土與鈣型 MX-80 膨潤土混合 50% 之石英砂、試體飽和密度 1,610 kg/m<sup>3</sup> 至 2,060 kg/m<sup>3</sup> 進行溫度 90 °C 至 130 °C 之回脹試驗，其結果顯示鈉型膨潤土隨溫度升高回脹量增大(Pusch et al., 1993, p79)；但在密度 2,060 kg/m<sup>3</sup> 回脹變化較不受溫度影響，鈣型膨潤土則為隨溫度增加回脹量減小(Pusch et al., 1990, p86)。

由上述文獻結果顯示，不同膨潤土受溫度影響行為趨勢各有不同，其特性與膨潤土本身性質有關，但仍可從中得知高溫及壓力對膨潤土之壓密性質有所影響，建議未來進行膨潤土力學相關參數試驗應考慮溫度影響。

(6) 緩衝材料耦合試驗發展：

深層地質處置之緩衝材料如圖 4-24，介於廢棄物罐與周圍處置母岩之間，將受放射性廢棄物產生之衰變熱、地應力及周圍處置母岩滲入之地下水影響下，產生熱-水-力-化學耦合作用。為瞭解耦合作用間之交互關係，各國皆著手進行緩衝材料大尺寸試驗研究，例如中國緩衝材料熱-水-力-化學耦合性能大型試驗台架(T-H-M-C China-Mock-up)於 2010 年完成組裝，於 2011 年 7 月 8 日正式運行，試驗模型中監測緩衝材料在長期加熱及進水飽和過程中之溫度、濕度、力學及位移變化過程，同時進行相關理論分

析方法，以建立模擬深層地質條件下緩衝材料之行為；瑞典在 Äspö HRL 的緩衝材料長期性能試驗(Long Term Test of Buffer Material, LOT)(Karland et al., 2000, p11-p27)，係為驗證過去利用實驗室試驗發展出的相關評估模式之正確性；另外還有比利時的 OPHELIE Mock-up 和 Pracly 長期性能試驗(Li et al., 2010, p103-p110)、西班牙在 CIEMAT 的室內模型試驗(Martin and Barcala, 2005, p298-p316)，以及 ENRESA 在 Grimsel 地下實驗室進行的 FEBEX 計畫的現地試驗(Zheng et al., 2011, p45-p60)，都是為了驗證緩衝材料長期演化行為而發展之試驗研究。

我國過去針對緩衝材料之研究多為膨潤土材料基本特性試驗，所得之經驗與成果雖可參考但較無法實際應用於深層地質處置設施功能設計與安全評估之參考，未來我國處置設施緩衝材料設計研究，建議依參考處置概念之設計需求條件下，建立材料特性試驗技術與取得目標膨潤土材料之參數，如：不同密度條件及水質條件之水力傳導係數、不同密度條件之熱傳導度，以提供緩衝材料設計之依據；依據安全評估參考演化概念之研究，發展膨潤土材料長期演化影響之相關試驗，如：地下水質影響、侵蝕行為等；耦合試驗之發展，初期可採以縮尺模型試驗，建立試驗技術與程序，以及感測器性能測試，同時可建立各項耦合交互影響之關係與理論研究，後期再依研究目的與技術能量，發展中型及大型尺寸之耦合試驗模型，工程技術方面可建立緩衝材料製作與安裝技術，同時建立數值模擬技術之研發，相互驗證做為緩衝材料功能與長期安全性能的評估依據。

表 4-18：初始含水量試體於不同溫度環境下之體積收縮量

環境設定	體積收縮量[%]	
	日興土	MX-80 膨潤土
常溫乾燥皿	2.20	5.50
常溫乾燥 7 日再以 60 °C 乾燥	2.80	5.10
常溫乾燥 7 日再以 100 °C 乾燥	2.30	5.80
100 °C 乾燥	2.27	5.70

資料來源：摘自吳冠漢 (2004, p102)

表 4-19：不同形式膨潤土試體之剪力強度

飽和度	試體型式	尖峰剪力強度[MPa]				極限剪力強度[MPa]			
		0.2	1.0	2.0	3.0	0.2	1.0	2.0	3.0
垂直應力[MPa]		0.2	1.0	2.0	3.0	0.2	1.0	2.0	3.0
50%	一體成型	2.83	2.75	3.22	3.68	1.67	1.80	2.84	3.14
	分離型	0.20	0.90	1.56	2.09	0.20	0.70	1.20	1.40
100%	一體成型	0.95	1.53	1.47	1.48	0.95	1.20	1.20	1.20
	分離型	0.15	0.52	0.64	0.72	0.15	0.50	0.64	0.72
	黏著型	0.60	0.74	0.74	0.90	0.40	0.57	0.57	0.77

資料來源：摘自 Chijimatsu et al.(1998, p12)

表 4-20：不同形式膨潤土試體之剪力強度參數

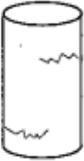
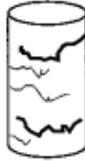
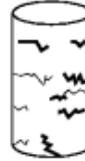
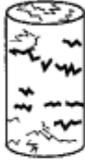
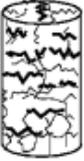
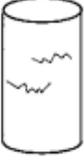
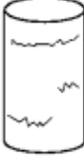
飽和度	試體型式	尖峰剪力強度[MPa]		極限剪力強度[MPa]	
		凝聚力 [MPa]	摩擦角 $\phi$ [degree]	凝聚力 [MPa]	摩擦角 $\phi$ [degree]
50%	一體成型	2.61	33.8	1.46	30.3
	分離型	0.15	18.1	0.21	23.4
100%	一體成型	0.81	35.9	0.89	17.4
	分離型	0.06	24.8	0.06	23.6
	黏著型	0.57	9.9	0.36	12.0

資料來源：摘自 Chijimatsu et al.(1998, p12)

表 4-21：膠體瀝濾試驗結果

膨潤土試體乾密度 [kg/m <sup>3</sup> ]	添加砂比例[wt%]	黏土有效密度 [kg/m <sup>3</sup> ]	膠體瀝濾能力
1,000	0	1,000	有
1,000	30	790	有
1,000	40	700	有
1,000	50	610	無
1,800	50	1,350	有

資料來源：摘自 Kurosawa et al.(1997, p965)

Initial water content [%]	8~10	12~13	15~16	18~20	22	25
<b>Bentonite-sand mixture</b> (70wt% KunigelV1 + 30wt% sand) $\rho_d=1.6 \text{ Mg m}^{-3}$	 B	 B	 C	 C		 D
<b>Bentonite (Kunigel V1)</b> $\rho_d=1.6 \text{ Mg m}^{-3}$	 A	 B	 C	 D	 D	 D
<b>Bentonite (Kunigel V1)</b> $\rho_d=1.8 \text{ Mg m}^{-3}$	 A	 B	 C	 D		
<b>Bentonite (Kunigel OT-9607)</b> $\rho_d=1.65 \text{ Mg m}^{-3}$	 A		 B	 D	 D	

 ; Fissure       ; Crack

- A : Very few fissures
- B : A few fissures
- C : Many fissures and few cracks
- D : Many fissures and cracks

圖 4-60 : Kunigel V1 試體乾燥試驗結果

資料來源：摘自 Suzuki and Fujita(1999a, p4)

乾燥 時間	MX-80 膨潤土試體	混合 50%石英砂試體
20 min		
60 min		
180 min		

圖 4-61：MX-80 試體於溫度 100 °C 乾燥開裂過程

資料來源：摘自薛新翰 (2007, p113)

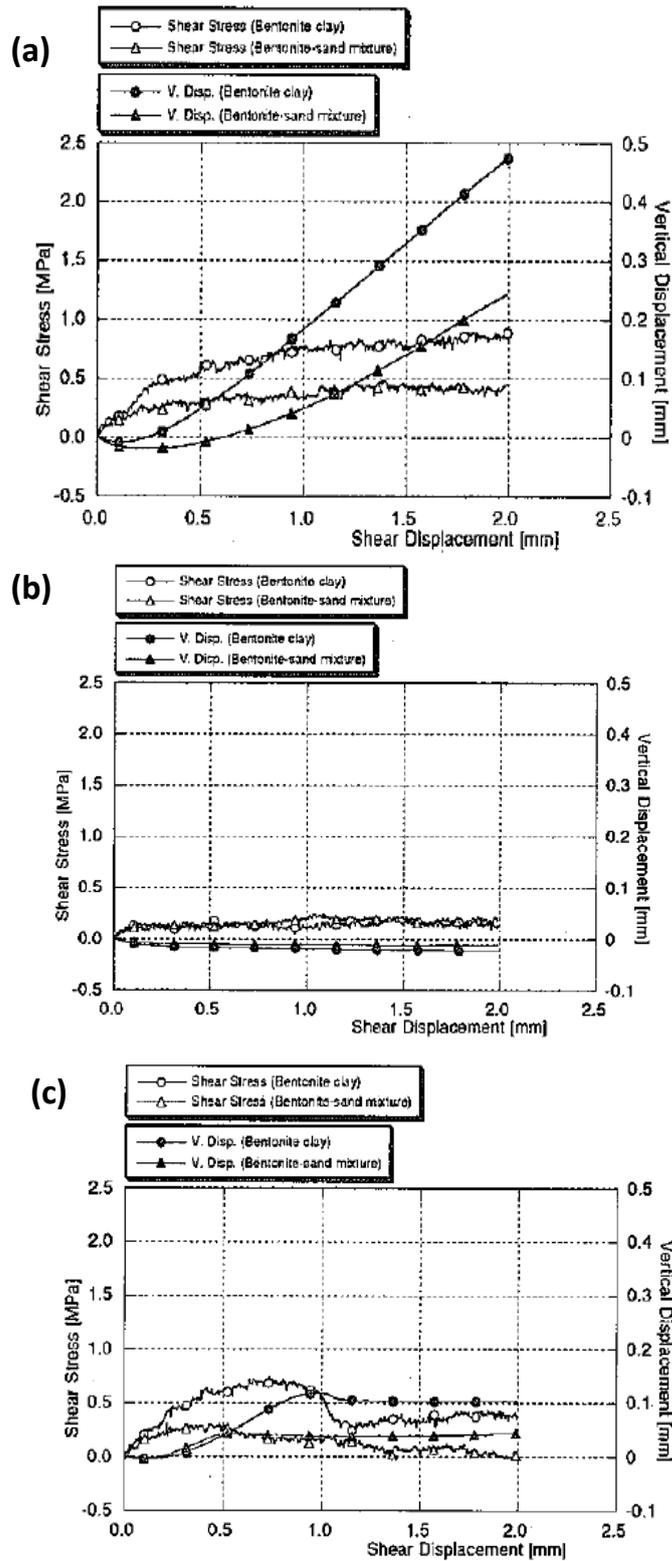


圖 4-62：試體飽和度 100%、垂直應力 0.2 MPa 之剪力試驗結果  
 註：(a)一體成型試體；(b)分離型試體；(c)黏著型試體。  
 資料來源：摘自 Chijimatsu et al.(1998, p24-p25)

#### 4.8. 建造/運轉/封閉技術

日本 H12 報告主要說明：「處置設施在建造、運轉和封閉各階段的主要作業內容(JNC, 2000a)」。

在 SNFD2017 報告內容上，需要再行彙整後續章節內容再行彙整。

##### 4.8.1. 建造階段

日本 H12 報告主要說明：「處置設施各坑道所採用的施工方法、建造可能遇到且須特別注意的擾動現象，以及這些現象的預測方法與對策(JNC, 2000a)」。

下述內容僅提供鑽炸工法與隧道鑽掘機工法的比較，針對 SNFD2017 報告內容需要再加強隧道開挖工法、不同工法對岩體擾動程度的探討，並減低岩體擾動的對策。

處置設施初期建造時程通常約在 5 年左右，隨後配合每年處置用過核子燃料之速度，逐年進行地下處置隧道之開挖工程。國際上如瑞典(Stripa 礦場、Äspö 硬岩實驗室)、芬蘭(Olkiluoto)、日本(東濃試驗場址)及瑞士(Mont Terri、Girmsel 岩石實驗室)等國家所採用之施工方法，主要為鑽炸工法(drilling and blasting method)與隧道鑽掘機工法(tunnel boring machine method, TBM)。鑽炸工法與隧道鑽掘機工法在工程方面之差異性比較，擇要列舉如下：

- (1) 開挖速率：隧道鑽掘機工法最明顯的效益就是高開挖速率，與傳統鑽炸工法相比約快 4 至 6 倍。主要因其為機械開挖，且開挖期間可同時進行支撐工程。另外，作業皆可各自分工互相配合，工作內容單純化且訓練容易。
- (2) 超挖量：一般而言，雖然良好的開炸控制可以降低超挖量，甚至有所謂的「平滑開炸法」。但是在傳統鑽炸工作中超挖量很少低於 10%的；若控制不良，隧道超挖量可能會高達 25%。隧道中超挖的部分，最後還是要以混凝土回填，因此，工程成本自然隨超挖量而增加。隧道鑽掘機工法的優點之一，即可減少超挖量。

- (3) 支撐數量：由過去經驗得知，在類似的地質狀況下施工，隧道鑽掘機工法所需鋼支保數量平均為鑽炸工法的 1/12，鋼支保數量較傳統工法約節省 90%至 95%，可降低整體工程相當之經費。而對其他型式的支撐而言(如岩栓與噴凝土)，也是以採用隧道鑽掘機工法較經濟。
- (4) 勞力需求：施工效率也必須考慮勞力需求。雖然在隧道鑽掘機工法中，每個作業班的組成較為龐大，但是其工作效率通常可達傳統鑽炸工法 4 倍以上。同時因為分工細、工人訓練較容易且技術養成較快。另外，在妥善作業流程規劃下，隧道鑽掘機工法的作業班組成尚可縮小。
- (5) 機具設備與耗材：鑽炸工法中設備成本主要為鑽堡、出碴機械及必要的維生系統(如通風機與抽水機等)。在長隧道施工中，還要加上工作橫坑與豎井使成本增高；同時亦需加上耗材成本，如鑽頭鑽桿及炸藥等。相對隧道鑽掘機工法，主要設備成本為隧道鑽掘機本身的折舊或租金。對於多數隧道工程計畫，隧道鑽掘機在工程結束後尚有相當的剩餘價值，經整修後可考慮於其他計畫中使用。另外，還需考量電力輸送條件，由於施工所需電量甚鉅，對於電力的調度應有妥善的計畫與安排。隧道鑽掘機的訂製交貨時間較長，對於工程進度的安排須非常謹慎且其成本相當高，重覆使用性又較鑽炸法為低，故須詳細評估地質狀況、施工期限、相關經驗、隧道長度及斷面大小等各相關因素。
- (6) 臨時性構造：隧道鑽掘機工法的開挖速率，平均較鑽炸工法快 4 倍，在施工中往往可以避免採用施工期臨時性構造物，如橫坑與豎井等，因此而可以節省工程成本。
- (7) 隧道斷面：全斷面隧道鑽掘機並非完全優於傳統鑽炸工法。由於隧道鑽掘機的鑽掘機頭為圓盤，故所挖掘之隧道斷面必為圓形。若需要挖掘其他形狀，則必須配合其他方式開挖修正，此乃隧道鑽掘機的限制之一。且所挖掘之斷面尺寸僅可作數公分的調整，

無法像傳統鑽炸工法具有較大之彈性。隧道鑽掘機一般使用於地質變化不大、且岩石強度較高的長隧道較為普遍。

- (8) 地質環境：決定使用隧道鑽掘機工法前，應先詳細評估地質條件，並依地質條件訂製或租用合適的隧道鑽掘機。甚至若地質條件不佳，可考慮以傳統鑽炸工法進行隧道開挖工程。否則非但不能獲得機械開挖的高效率，反而會因機械損毀及工程停頓，造成意外工程延誤及工程費用的大幅增加。

國內參考處置概念係以鑽炸法或機械鑽掘作為豎井、運轉隧道與處置隧道之施工方法，處置孔則以機械鑽掘方式較可減少開挖擾動。瑞典經驗顯示處置孔以機械式垂直鑽掘 1.75 m 的直孔，在岩壁所產生新裂隙不超過 10 cm 距離，但此裂隙距離須加上彈塑性應力重新分布的影響。而鑽炸法所造成的開挖擾動帶，在處置隧道頂部及側面產生約 30 cm，在底部則產生約 0.8 m 至 1.5 m 之開挖擾動帶。開挖擾動帶將使隧道的孔隙率上升進而增加軸向的水力傳導係數，亦將導致應力的重新分布。建造及運轉期間，必須維護隧道的穩定及控制地下水滲流，可能採行支保、噴凝土與岩釘等支撐措施，並對含水裂隙進行灌漿處理。此外，通風與排水亦為施工與運轉期間必備之重要措施。

#### 4.8.2. 運轉階段

日本 H12 報告主要說明：「廢棄物罐從接收到置放前的運輸概念和廢棄物罐的置放概念(JNC, 2000a)」。

下述內容僅提供處置作業概念，針對 SNFD2017 報告內容需要再加強運輸概念。

處置設施估計每年約有處置 100 個廢棄物罐之效能，依所有需處置之用過核子燃料數量，初步假定運轉時間約 40 年至 50 年。地下處置設施在運轉期間之處置作業概念假定如下：

- (1) 廢棄物罐經由豎井電梯運抵 500 m 深的地下設施，由地下控管中心以遙控作業方式對廢棄物罐進行登錄與檢視。

- (2) 廢棄物罐視情況以軌道方式移轉到暫貯區域；或直接移轉到輪形運輸車輛上，直接送往處置區電腦指定的處置孔進行處置。
- (3) 處置孔預先完成底部與側壁緩衝材料之置放作業。
- (4) 運輸車輛將廢棄物罐運抵處置孔上方，定位後將廢棄物罐安置處置孔中。
- (5) 封填置入廢棄物罐之處置孔，並加蓋板防止膨潤土脹溢。
- (6) 處置隧道暫不回填，保留可回收機制。

在廢棄物罐正常運作期間，廢棄物罐銅殼反覆吊裝數次，廢棄物罐身的銅殼吊掛裝置需有一定的面積能夠支撐因吊掛所產生的自重，並且不可超過銅材料強度。而在除了正常的吊裝運作外，也需考量電梯吊裝裝置本身的因突發因素所產生的緊急停止裝置，將使廢棄物罐本身承受額外的慣性力。

電梯吊裝緊急停止所產生慣性力應考慮兩種情況，參考瑞典 TR-10-28 報告 (SKB, 2010g, p9):

- (1) 當廢棄物罐於正常運行吊裝過程中以 0.033 m/s 的速度運行，緊急停止時間為 0.5 s 考慮重力加速度  $9.81 \text{ m/s}^2$ ，所產生的有效重力為 273 kN。
- (2) 當廢棄物罐於正常運行吊裝過程中，因突發事件電梯失去電力等運轉能力，廢棄物罐呈現自由落下狀態速度為 11.8 m/s，緊急停止時間為 0.5 s 考慮重力加速度  $9.81 \text{ m/s}^2$ ，所產生的有效重力為 922 kN。

#### 4.8.3. 封閉階段

日本 H12 報告主要說明：「各坑道的封閉概念(JNC, 2000a)」。  
下述內容已說明封閉措施，針對 SNFD2017 報告內容，可再加強對裂隙或隧道封塞(plug)的設計概念。

處置設施完成全部用過核子燃料處置後，依法規要求進行必要監管與除役措施。取得許可後以進行封閉作業。封閉作業主要為回填地下開挖運轉隧道與作業區，並對天然或隧道開炸所造成岩石力學與水

文性質改變的重要地點加以補強，包括使用混凝土塊體阻隔等。這些措施有助於限制水流傳輸途徑，並阻止人類侵入。

處置設施之回填與封閉措施假定如下：

- (1) 逐次拆除運輸軌道與管線設備；
- (2) 各處置隧道以膨潤土及岩屑適當配比所組合成之回填材料分層夯實回填；
- (3) 回填時破碎帶以灌漿方式封塞或以混凝土封塞；
- (4) 處置隧道口以混凝土封塞；
- (5) 運轉隧道與連通設施(豎井)，以適當設計之回填措施與材料加以回填。

處置設施完成封閉後，對處置設施須進行觀察、監測並執行必要之維修作業。監管期結束後監管設施亦應清除，環境進行復育並於處置區範圍設立永久標示。處置有關資訊亦應提報主管機關、地方政府等相關單位參考保存。

#### **4.9. 處置設施營運管理技術**

日本 H12 報告主要說明：「封閉後確保安全的原則、管理的目的與考量、管理的主要內容，包括處置設施與工程障壁在設計、製造、安裝、建造等方面之品管、工程障壁周圍的地質環境監測、每個階段的監測項目與要求等(JNC, 2000a)」。

本章節內容非本期研究內容。下述內容僅說明營運管理程序，針對 SNFD2017 報告，需加強日本 H12 報告相關主題內容。

參考日本 H12 報告(JNC, 2000a)，針對處置設施營運管理程序的主要項目有：

- (1) 工程障壁及處置設施的設計、製造、裝設及建造之品質控制；
- (2) 工程障壁及處置設施建造前、建造期間及處置設施建造後之地質條件監測。

除此之外，安全管理雖然與地質處置長期安全性無直接關係，但也是處置設施管理程序的一部份。

品質控管將應用於所有處置設施在建造、運轉及封閉後的每個階段，以確認處置設施設計的適宜性，並確保工程障壁與處置設施的製造、裝設及建造，符合設計準則。

對工程障壁及處置設施周圍進行一定程度的監測活動，可確保處置設施在建造階段、或廢棄物裝設階段的擾動狀況，是否在可接受的安全範圍內，相關監測設備需設計成不影響工程障壁及地質圈之長期隔離性能。

## 5. 安全評估

國際原子能總署 (International Atomic Energy Agency, 簡稱 IAEA) 對「功能評估」的定義：對廢棄物處置系統或分系統功能進行分析，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較；「安全評估」：則以輻射劑量 (radiation dose) 或是輻射風險 (radiation risk) 作為主要指標，評估整體處置系統之安全性。功能/安全評估的最終目的，在於整合放射性廢棄物特性、工程障壁功能及場址特性，就整個處置系統的功能進行整體性的量化分析，以評估處置系統的適當性與安全性。

### 5.1. 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標

依據我國用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)之規劃目標，第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」於 2017 年完成「用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2017 報告)，藉以完成此階段之下列目標：

- (1) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估；
- (2) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術，並建議下階段(2018 年至 2028 年)候選場址調查區域。

原能會針對 SNFD2017 報告，要求應達成下述 3 項階段性目標(2011 年 2 月 22 日會議紀錄)：

- (1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；
- (2) 地質處置工程技術能力是否完備；
- (3) 地質處置設施長期安全性之評估。

基於上述本階段的計畫目標，安全評估將著重於運用現階段測試區的調查成果、現階段的處置設施設計概念、工程障壁系統的功能要求概念，建構處置設施可能面對的基本情節，建立安全評估模式鍊進行地質處置設施長期安全性之評估，以期能達到下述目標：

- (1) 建立可信賴的安全評估技術以運用於國內不同的地質環境與處置設施設計；

- (2) 評估國內進行安全地質處置的可行性；
- (3) 提供國內未來選址與發展安全功能標準的技術支援。

## 5.2. 安全評估方法

### 5.2.1. 法規

國內「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 3 條規定：「高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式」；第 8 條規定：「高放處置設施應採多重障壁之設計」。目前國內的用過核子燃料最終處置設施設計以國際成熟之 KBS-3 為參考概念，採用多重障壁深層地質處置方式，以符合國內相關法規之要求。

國內「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第 9 條規定：「高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 mSv」；第 10 條規定：「高放處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外關鍵群體中個人所造成之個人年風險，不得超過一百萬分之一」。

我國安全評估依循原子能委員會相關管制法規之安全標準進行分析。目前發展之安全評估技術將建構基本情節及替代情節，以模式鍊整體性量化分析輻射劑量與劑量風險，安全評估所分析的時間尺度為峰值出現或至少達百萬年。

### 5.2.2. 安全評估案例的建置方法

國際原子能總署於放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估 SSG-23(IAEA, 2012, p4-p5)，於 2.5 節說明安全評估需評估處置系統的功能並定量化對於人類健康與環境的潛在輻射劑量影響，應考慮設施於運轉與封閉後的潛在放射性影響。放射性影響可能從封閉後漸進的作用產生，這些作用可能引起設施及其系統組件(例如天然與工程障壁)的功能退化演進，也可能來自於不連續的擾動事件，這些事件可能影響廢棄物的隔離作用(例如地震、斷層作用、人類無意侵入)。安全評估應證明此處置設施是否符合適用的管制要求。

依據國內「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」對設施外一般人的個人年有效劑量與個人年風險之規範，104 年度彙整國際間建立安全評估案例的相關資訊，其中並以瑞典高放法規 SSMFS-2008-21E(SSM, 2009a, p1-p16) 與 SSMFS-2008-37E(SSM, 2009b, p1-p18)為研究標的，分析國內安全評估所需案例建置之方法與步驟。

SNFD2017 報告為第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」目標，完成技術可行性評估，分析國內安全評估所需案例建置之方法與步驟，後續安全評估方法採用由上而下法建構地下水腐蝕與地震剪力之基本情節，依據情節假設篩選重要的 FEP，以參考演化概念進行 FEP 對處置系統之安全功能影響分析，並建立模組化之安全評估模式鍊(Assessment Model Flow Charts, AMFs)，量化評估處置設施對人類健康與環境的潛在輻射劑量影響，評估時間尺度設定為百萬年。

### **5.3. 處置系統初始條件與安全功能**

#### **5.3.1. 處置系統的初始條件**

本計畫 SNFD2009 報告，已完成初步的處置系統概念並考量相關的處置系統元件。本節於 SNFD2017 報告的章節內容將依據第 3 章地質環境、第 4 章處置設計與工程技術之內容，以離島結晶岩測試區為安全評估案例，確認安全評估所界定之地質環境、處置設施、地質與生物圈介面、參考系統，及用過核子燃料內之阿伐與貝它射源資訊之處置系統特性，完成 SNFD2017 參考案例之表一、表二與表三，其中表一為處置系統工程概念設計之初始條件，表二為處置母岩結晶岩測試區之初始條件。另表三為 SNFD2017 參考案例安全評估之情節建構、傳輸路徑、模式及參數說明，將於第 5.7 節基本情節評估案例中說明。

#### **5.3.2. 處置系統的安全功能**

地質處置設施設計的概念是藉由工程障壁設計提供被動式防護以及地質天然障壁提供主動式隔離，以避免高放射性廢棄物接近生物

圈；工程障壁與天然障壁的設計功能，主要是藉由物理與化學相關特性/機制以發揮圍阻或隔離能力，亦即需具備多項的安全功能。瑞典 KBS-3 安全處置概念的安全功能，包括工程障壁設計圍阻(contain)10 萬年用過核子燃料安全存放於銅質廢棄物罐中，以及工程障壁與天然障壁作為遲滯(retard)所有從廢棄物罐釋出的放射性核種，保護人類與物種在生物圈的輻射安全。因此，圍阻(containment)和遲滯(retardation)是安全評估中的重要議題，由於本計畫目前參考瑞典 SKB 之 KBS-3 處置概念，經 SKB 專家於 104 年之技術研討會中，審視我方數據與模型等資料之合理性與適用性後，初步判斷現階段可直接引用 SR-Site 安全功能。104 年度已初步完成參考案例處置系統概念設計的功能研析，並分別依據選定的腐蝕失效情節與剪力失效情節，完成處置系統安全功能的選定，將於 105 年度進行深入研究，據以評估處置系統有關圍阻以及遲滯的安全功能。

#### 5.4. 參考演化

處置設施會受到長期外在條件的影響，探討整個處置系統安全功能於長期隨時間的變化，即為參考演化。參考演化除了成為後續分析主要情節的重要依據外，同時也針對在替代情節的選擇及分析裡所考慮到的不確定性，建立一個比較基準。SKB 將有可能影響處置系統的外部條件分為下列 3 個類別：氣候相關議題、大規模地質的作用與效應及未來人類活動。

104 年度主要以參考 SKB 發展 SR-Site 的參考演化經驗，完成配合 SNFD2017 報告之執行規劃，如下說明：

- (1) 基本情節建構中，外部條件以最近的一個冰河週期 12 萬年循環為基本假設，冰河週期當中的變化與最近一次的冰河週期相似；之後將隨之重複 7 次冰河週期的循環，據以涵蓋安全評估時間尺度百萬年之需求。配合基本情節的分析案例需求，探討地下水對廢棄物罐腐蝕作用之演化推論，以及探討地震引發的剪力位移與剪切速度對廢棄物罐損毀分析的演化推論。

- (2) 考慮人類活動排放溫室氣體而造成全球暖化、氣候變遷之影響，作為替代情節的選擇及分析。
- (3) 處置設施封閉後會隨長時間演化漸漸流失監管作為及資訊，考量未來人類活動造成侵入，作為替代情節的選擇及分析。

此外，在參考演化的基本案例分析中，共區分為 4 個時間區間，包含開挖運轉期、封閉後初始溫暖期(封閉後的 1,000 年)、剩餘冰河循環時期及接續冰河循環時期。

參考演化主要是聚焦在處置系統的圍阻能力，並結合處置設施之外部條件之影響，故在每個時間區間中，亦會透過 4 項主題來描述氣候、生物圈、地質圈中的 THMC 作用機制與工程障壁中的 THMC 作用機制演化的現象。以下將依據 4 個時間區間重點說明上述 4 項主題之演化現象。

#### **5.4.1. 開挖運轉期**

##### **5.4.1.1. 近場熱演化**

對於開挖運轉期而言，高放射性廢棄物的殘餘衰變熱的熱影響仍有潛在重要性。探討廢棄物罐所處置的用過核子燃料隨時間變化的溫度峰值是安全所需考量之議題。105 年度配合安全功能評估執行時，將依據 4.5.1 節之成果進行基本情節評估案例之近場熱演化，包含衰變熱計算、處置場配置熱分佈計算，以確保符合緩衝材料最高溫度小於 100°C 之安全功能。

##### **5.4.1.2. 開挖引起近場岩石力學演化**

對於開挖運轉期而言，考量可能因開挖過程中移除原本存在的岩石而造成岩體現地應力產生局部調整，如岩石剝落與區域岩塊不穩定等問題，此部分將可配合處置場設計與開挖工程考量岩石力學等相關問題的評估獲得合理的防護，參考瑞典 SKB 報告(SKB, 2009a, p95-p98)，此部分議題就處置設施長期安全評估中並非重要的問題。

為確保開挖運轉期的岩體安全，可採用 4.7.2 節所建立之數值模型進行評估。後續配合地質調查需就地質圈初始條件整體評估地質條件、處置母岩之 THMC 特性，另對於開挖過程對於誘發地震、裂隙再活化、EDZ 發展等議題，未來將持續蒐集國內外技術發展與研發成果，研析上述各項議題對處置設施安全之定性影響。

#### **5.4.1.3. 水文地質演化**

為了要充分瞭解深層地下水的運移，確定深地層的水力梯度以及岩石滲透率十分重要。大體而言，隨著深度增加，水力梯度則隨之變小，此外，岩石的圍壓會隨著深度的增加而增大，而滲透率則會隨之減低。此部分可依據地質環境調查完成水文地質初始條件之掌握。於開挖運轉期，會因開挖過程使得隧道處於大氣壓力狀態中，造成水流場的變化，改變開挖區域中的水文地質初始條件之變化，以及封閉後的水文地質特性的平衡與恢復，也是此階段安全評估所需考量的議題，以確保開挖工程的安全以及工程障壁的施工完整。

#### **5.4.1.4. 緩衝材料、回填材料與封塞的演化**

探討開挖運轉期對緩衝材料、回填材料與封塞的演化，著重瞭解其對材料特性之影響，包括緩衝/回填材料的孔隙率分佈、水力傳導係數、核種分配係數、回脹壓力、回填材料的耗氧量。

#### 5.4.2. 封閉後初始溫暖期

依據我國用過核子燃料最終處置計畫書(2014 年修訂版)之規劃目標，預計 2055 年完成處置場之建造，現今人類所處的氣候狀況相對於冰河期來說為溫暖期，預期在處置場封閉後可以延伸數千年，此時期是影響處置設施安全評估最重要的一環。瑞典輻射安全局(SSM)法規要求處置設施在這期間內的處置場演化要有詳細的論述，考量高放射性廢棄物的核種活度特性及對現代科技新知所能掌握的未來變化，對於封閉後初始 1,000 年受到特別關注。

在未來用過核子燃料最終處置計畫的研究發展中，本計畫亦將研究重點著重於封閉後初始 1,000 年階段。對封閉後初始 1,000 年中，處置設施外部條件包括冰河循環對海平面變化、海岸線的自然變動以及人類未來生物圈的自動遷移；內部條件主要探討處置場系統的初始條件的變化與作用機制，如延續開挖運轉期的近場熱演化、岩石力學演化、水文地質演化、水文化學演化、緩衝材料與回填材料的飽和，探討對廢棄物罐及周邊工程障壁的圍阻安全功能之影響。

#### 5.4.3. 剩餘冰河循環時期

基本情節建構中，外部條件以最近的一個冰河週期 12 萬年循環為基本假設，冰河週期當中的變化與最近一次的冰河週期相似，預期在處置設施封閉後，會先歷經初始溫暖期後，隨之而來即是剩餘冰河循環時期，此約為 10 萬年數量級的時間觀點，本計畫初步以 SKB 評估 Forsmark 場址的 3 種氣候特徵作為剩餘冰河循環時期的假設基礎，並依據國內與國際上次冰河循環氣候變遷研究成果，來建立適用於國內使用之氣候期。依據目前氣候與未來冰河循環與全球暖化可能溫度變化，認為離島結晶岩測試區氣候期可能可分為熱帶氣候期、亞熱帶氣候期與溫帶氣候期。處置設施在剩餘冰河循環時期的演化將延續封閉後初始溫暖期，探討處置設施外在環境與內在條件變化與作用機制之需求，包括處置設施外部條件中的冰河循環對海平面變化、海岸線變化的自然變動以及人類未來生物圈自動遷移的推估；內部條件主要

探討處置設施系統的初始條件的變化與作用機制，如岩石力學演化、水文地質演化、水文化學演化、緩衝材料與回填材料的飽和，探討對廢棄物罐及周邊工程障壁的圍阻安全功能對安全評估之影響。

#### 5.4.4. 接續冰河循環期

基本情節建構中，外部條件以最近的 1 個冰河週期 12 萬年循環為基本假設，冰河週期當中的變化與最近 1 次的冰河週期相似；之後將隨之重複 7 次冰河週期的循環，據以涵蓋安全評估時間尺度百萬年之需求，故在接續的 7 次冰河循環期將如同剩餘冰河循環時期的假設。

### 5.5. 情節發展

#### 5.5.1. 特徵/事件/作用(FEP)之建置與選擇

SNFD2017 報告係以結晶岩測試區作為探討安全評估技術建立之可行性，且以瑞典 KBS-3 處置概念作為工程技術發展建立之主要標的物，因此在建置結晶岩測試區 FEP 報表的作法，係規劃將本計畫過去已完成篩選適用於國內用過核子燃料處置的 524 個因素的 FEP 初始報表，與瑞典 SR-Site FEP 資料庫進行比對，廣泛納入以往未考慮到的 FEP，整併成涵蓋範圍較為廣泛的結晶岩測試區特徵事件作用初始報表。

至於結晶岩測試區生物圈 FEP 的篩選，因國內測試區與 SR-Site 的 Forsmark 之地表環境條件截然不同，故本計畫採因地制宜作法，以下列 4 步驟進行結晶岩測試區生物圈 FEP 的篩選：

- (1) 比較 H12 報告與 SKB 之生物圈相關所有 FEP；
- (2) 整理出相同名稱及內容之 FEP(並確認是否符合結晶岩測試區)，符合則保留；
- (3) 討論確認其它 SKB 及 H12 報告每項 FEP 之名稱及定義，若 FEP 名稱不同但 FEP 定義內容相同，且符合結晶岩測試區則保留；若 FEP 名稱不同定義不同則討論是否符合結晶岩測試區，若不符合則刪除；

(4) 以 SKB 名稱及分類為主，將 H12 報告之 FEP 併入 SKB(SKB 分類及 FEP 名詞定義包含之範圍較廣，可包括 H12 報告的 FEP)。

選擇與瑞典 SR-Site FEP 資料庫對比，是基於 SNFD2017 報告在處置廢棄物(用過核子燃料)、處置概念(KBS-3)、母岩(結晶岩)方面都與瑞典相近，且現階段用過核子燃料最終處置計畫，係以 SR-Site 安全分析報告為參考，因此在經過這次對比後，將 SR-Site FEP 資料庫中，FEP 初始表沒有考慮的 FEP 納入，增加 FEP 初始報表的深度與廣度。在我國用過核子燃料長程處置計畫而言，結晶岩為潛在母岩之一，這次將 SR-Site FEP 資料庫的相關 FEP 納入 FEP 初始報表後，配合在結晶岩測試區進行的安全分析工作，對我國相關處置技術能力的建立將會有實質助益。

FEP 報表建置的工作牽涉學門極為廣範，故通常以專家群體研究為主。由於需掌握龐大的資料，且多數 FEP 來自專家主觀的討論與集思廣益，為能確保 FEP 報表建置工作的完整性，且 FEP 的資料也必須要可以追蹤及文件化，必須有一套適當程序來彙整這些 FEP 的分析資料，並提供良好的文件管理與品質紀錄，以利各種 FEP 資料的管理與保存，提昇結果的可信度；並因應未來可能的公眾驗證與查詢，以及避免日後追溯不到該項資料之窘境。

由於 FEP 資料須經過不斷的整理、篩選與精進，而在這些過程當中，若能建立一套完善的 FEP 資料庫，便能將 FEP 資料的引用來源、篩選的決策過程、被選用及被排除之理由，決定者與決定階段，都能給予詳細記載，並可接受查詢。結晶岩測試區 FEP 報表已在本計畫原有基礎上，新增許多參考自 SR-Site FEP 資料庫的 FEP，重新整合為適合國內處置計畫的特徵、事件及作用初始報表。本計畫在 105 年度也將持續進行結晶岩測試區 FEP 資料庫的建置，將以 SR-Site FEP 資料庫為參考，建置以網路管理、追蹤與紀錄之 FEP 資料庫，以達到可追溯的目的並回饋於 SNFD2017 報告。

### 5.5.2. 情節與案例定義

本計畫於 SNFD2009 報告發展建構基本情節，SNFD2017 報告為第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估階段」目標，完成技術可行性評估，安全評估方法採用由上而下法建構地下水腐蝕與地震剪力案例之基本情節，並考量人類活動排放溫室氣體所造成全球暖化氣候變遷，以及考量未來人類活動造成侵入之影響，作為替代情節案例之建構及分析。

本章節內容將針對安全評估分析中的基本情節、替代情節所分析的案例分別進行定義與說明。

### 5.5.3. 基本情節

SNFD2017 報告基本情節主要是根據參考演化的結果而得，以最近的 1 個冰河週期 12 萬年循環為基本假設，冰河週期當中的變化與最近 1 次的冰河週期相似；之後將隨之重複 7 次冰河週期的循環，據以涵蓋安全評估時間尺度百萬年之需求。

SNFD2017 報告基本情節架構，以結晶岩測試區特徵事件作用初始報表為依據，探討外部條件因子包括冰河循環對海平面變化、海岸線變化的自然變動以及人類未來生物圈的自動遷移；內部條件主要探討處置設施系統的初始條件的變化與作用機制，如延續開挖運轉期的近場熱演化、岩石力學演化、水文地質演化、水文化學演化、緩衝材料與回填材料的飽和，探討對廢棄物罐及周邊工程障壁的圍阻安全功能之影響。

SNFD2017 報告設定的基本情節包括 2 個案例，第 1 個案例為主要探討地下水造成的腐蝕失效案例，第 2 個主要探討因深層地震可能引發的剪力失效案例，並分別據以評估工程障壁圍阻失效後，核種在深層母岩的遲滯與傳輸行為，最後量化可能對生物圈造成的劑量風險。

#### 5.5.4. 替代情節

SNFD2017 報告建構的基本情節，係基於離島結晶岩測試區在自然狀況下的演化狀態；SNFD2017 報告於替代情節建構上，其中擾動情節係考量情節不確定性，例如氣候條件的不確定性，造成初始條件、外部作用及相關的內部交互作用機制的改變。隔離失效情節係考量工程障壁或天然障壁受到外力作用，而造成原始具有隔離效果之障壁功能失效，如日本 H12 報告中的人類入侵行為，直接破壞地下之工程障壁設施。綜上所述，SNFD2017 報告將考量人類活動排放溫室氣體，而選定全球暖化氣候變遷作為擾動情節；考量未來人類活動造成侵入之影響，作為隔離失效情節等替代情節案例。

#### 5.6. 安全評估整體模式鍊

由於安全評估的過程中需要使用大量數值模式進行相關系統分析以證明其適當性，瑞典 SKB 報告(SKB, 2010j)說明不同模式之間交互作用機制，以及不同模式之間資料轉換的介面與方式，發展出用來建構安全評估的模式分析系統，模式分析系統分為開挖/運轉與封閉後的初始溫暖期、永凍土與冰河條件下進行處置設施長期安全評估。由於兩部份的評估具有不同需求、範圍與時間尺度，根據瑞典 SKB 報告(SKB, 2010j)的研究成果，兩部份安全評估流程的數值模式選用與建置，亦有相當程度上的差異。

在數值模式選用上，瑞典 SKB 大多採用國際間普遍使用且經過驗證的商用數值模式，亦針對未有商用模式的特定評估需求進行相關程式的自主開發。對於模擬程式的選用，瑞典 SKB 要求程式系統需要經過品質保證的程序，以確認程式的定義與可靠度。根據瑞典 SKB 報告(SKB, 2010j, p4)中對於模擬程式的要求如下：

- (1) 必須證明該程式適用於評估需求；
- (2) 必須證明該程式可以被合理的使用；
- (3) 必須證明該程式的發展過程，有經過適當的品質保證程序且能夠產出正確的結果；
- (4) 必須能夠描述資料如何在不同計算案例中轉換。

本節將於 SNFD2017 報告中綜合說明建立安全評估之程式關聯，範圍區分為外部作用處理與模式、內部作用處理與模式兩部分，並完成基本情節腐蝕情節與地震剪力案例之全系統安全評估模式鍊。

### 5.6.1. 外部作用處理與模式

影響處置設施長期安全的外部條件有可能是極大作用或是長久作用而成，這些外部條件包括：氣候相關議題；大規模地質作用；未來人類入侵；以及隕石流星衝擊或其他作用。

SKB 在申請 SR-Site 場址申照文件，採用 11 個步驟建立安全評估流程中，第 7 個步驟為參考演化的定義與分析，而於該報告的第 10 章中，論述 Forsmark 場址建造 KBS-3 處置場開挖後的 100 萬年期間參考演化。SKB 將參考演化分為：開挖運轉期、封閉後 1,000 年為參考冰河循環的初始溫暖期、剩餘冰河循環期及接續冰河循環期(7 次)，一直到達封閉後 100 萬年等 4 個時間階段(SKB, 2011a, p287-p549)。因此，冰河循環氣候變遷可視為長期驅動參考演化的重要外部影響變動因子。

雖然從現有資訊來看，我國雖然只有在本島少數 3,000 m 以上高山地區曾發現冰河遺址，但是冰期時地表溫度大幅降低，大量的水凝結至冰河(glacier)、冰層(ice sheet)，而導致海平面比現在可能下降達 120 m(陳文山等人，2005)。所以，冰河循環勢必會影響台灣地表氣候、地殼荷重、地貌、地表與地下水文、水質，進而對生物圈、地質圈、回填材料、緩衝材料及廢棄物罐造成影響。圖 5-1 為從地球最外層，開始去想像冰河循環或氣候如何影響處置設施安全的示意圖；表 5-1 為整理氣候相關議題與參考演化有關的重要潛在研討項目，相關內部作用處理與機制，將於 5.6.2 節內部作用處理與模式中探討。

安全評估需要設定一參考冰河循環，以提供評估所需的參考狀況，而此參考冰河循環的基本模式建立，係從古氣候研究而來。冰河循環下，全球海平面因冰層形成擴充與衰退而升降，海岸線亦將隨之變遷，地表冰河與水體變化，亦影響整體地殼的均衡。為詳細瞭解冰河循環對地殼內部均衡調整狀況，目前國際上有所謂 GIA (Glacial Isostatic

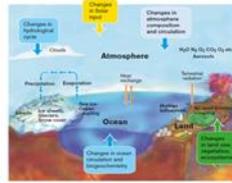
Adjustment)模式，來處理相關問題。GIA 模式運跑考量的因素包括海洋範圍與深度、隨時間變化的冰層位置與厚度、固體地球的結構與性質及其對地表面呈現的反應等。

104 年度初步分析台灣地區潛在的參考冰河循環之外部條件，可得以下簡易結論：(1)預期國內潛在母岩所處之地區較不受冰河循環造成冰河與冰層的影響，(2)利用古氣候冰河循環下全球海平面變化情形，可建立參考冰河循環下不同時間台灣或特定區域地形與地表水體的模型，作為生物圈環境遷移假設之依據，104 年度已取得我國科技部海洋學門資料庫的海底地形資料，據以建立不同海平面升降變化下之台灣地區可能的地表地形模型，如圖 5-2。由於古氣候研究需長期投入資源，未來本計畫將持續蒐集國內外資訊與文獻，並配合 SNFD2017 技術可行性評估報告之心得與建議，規劃下一個階段所要進行的相關研究。

另一類可能影響處置設施安全之外部作用 FEP 為未來人類活動，這些活動可以分成在處置設施或處置設施附近，例如區域性或全球性的利用母岩中的資源，這些活動可能包含岩石鑽探、採礦、嚴重污染、地下設施建設和有意或無意的入侵行為。SNFD2017 報告將於替代情節的隔離失效案例中，參考瑞典 SKB 報告(SKB, 2010k, p17-p19)之評估方法，評估未來人類活動對處置設施之影響。

表 5-1：氣候相關議題與參考演化有關的重要潛在研討項目

範圍	對象	研討項目
大氣	冰河循環與全球暖化造成氣候與地球環境變異	參考冰河循環與氣候時期、全球海平面變化、溫度與降雨氣等氣候因子變異
地形	地形與地表水文	地殼抬升、風化侵蝕、潮流、海岸線位移、地形變化、地表水體流動與分佈
生物圈	核種遷移與生物圈劑量	氣候變遷對生態系、核種遷移隔室 (compartment) 與概念模型、農漁食物生產與攝食因子等影響
地質圈	岩石力學	冰河冰層、海洋範圍深度、地殼特性影響地殼均衡所造成廢棄物罐承載影響
	地下水流水力驅動力	降雨、海岸線位移造成影響
	地球化學	不同氣候期 對溫度、溶氧、微生物、地表土壤物質影響
近場	化學演化	大氣降水滲透、海岸線位移、年降雨量變化、水體狀況造成影響
	熱演化	大氣地表溫度變化導致地下溫度分佈變化之影響
	緩衝與回填材料飽和	海水上升對地下水流影響
	緩衝與回填材料化學演化	地下水流、近場溫度演化等因素之影響
	廢棄物罐演化 (腐蝕)	地下水流所含硫化物、氧、硫酸鹽還原菌與有機質加速腐蝕作用之影響



大氣+海平面與地形變化開始導致地表水文與生物圈變化。

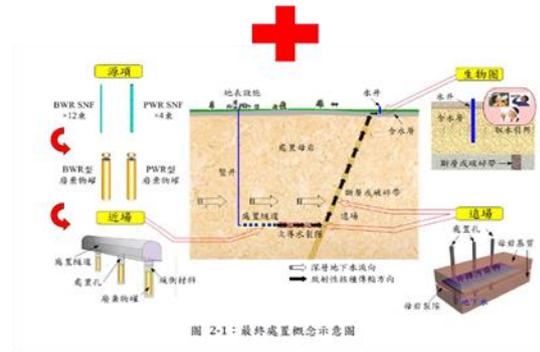


圖 5-1：冰河循環或氣候影響處置設施安全的示意圖

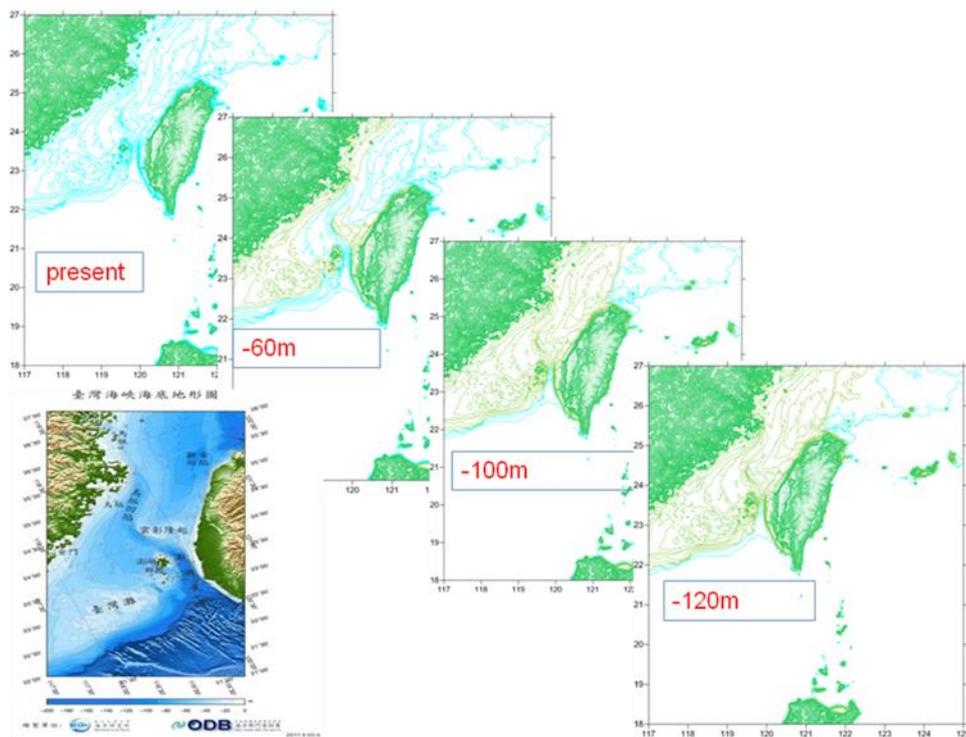


圖 5-2：台灣海平面變化下可能地表地形模型演化

### 5.6.2. 內部作用處理與模式

本節主要針對燃料、廢棄物罐、緩衝材料、隧道回填材料、地質圈及其他系統等 6 部分進行作用處理及模式之探討，已規劃於 105 年度，進行內部作用處理與模式之研究與探討。

### 5.6.3. 全系統安全評估模式鍊

安全評估的過程中需要使用大量數值模式進行相關系統分析以證明其適當性，為了更加瞭解不同模式之間交互作用機制，以及不同模式之間資料轉換的介面與方式，需整合與分析高放處置設施安全評估使用之模式，建立全系統安全評估模式流程圖 (Assessment Model Flow chart, AMF)。

SNFD2017 報告參考瑞典 SKB 報告 (SKB, 2010j, p17) 開挖期及溫暖期之安全評估模式鍊，建立兩組基本情節案例的安全評估模式鍊，分別為腐蝕作用模式鍊及剪力效應模式鍊。安全評估模式鍊需包含：

- (1) 模式之評估功能；
- (2) 輸入模式或由模式輸出之數據；
- (3) 針對模式輸出之數據進行評估。

表 5-2 為 104 年度執行 SNFD2017 報告基本情節安全評估所需之模式建立，並與瑞典 SKB 發展的模式作一比較。為順利建構兩組基本情節的安全評估模式鍊，104 年度所完成的技術細節成果包括輻射源項之核種特性相關參數之評估技術研究、地質環境之遠場裂隙岩體流場與傳輸參數升尺度技術發展、近場與遠場核種特性參數之評估研究，以及生物圈參考案例評估技術發展，將分述於下：

- (1) 輻射源項之核種特性相關參數之評估技術研究：

104 年度以 ORIGEN-ARP 完成分析用過核子燃料最終處置設施之放射性核種盤存活度評估，並以放射毒性指數進行核種特性分析及重要核種篩選。總共篩選出 34 個重要核種，其中分裂及活化核種 13 個核種，鈾系核種及子核 21 個。各項具體成果包括：

(a) 核種盤存量分析結果：

根據 ORIGEN-ARP 程式的輸入需求，本研究以核一廠的用過核子燃料先進行參考案例分析，參考案例計算之核種存量及衰變熱隨時間變化趨勢如圖 5-3 所示。

(b) 核種放射毒性指數建立：

由 ORIGEN 程式計算結果的輸出檔案內容發現，用過核子燃料中產生的放射性核種包括分裂核種、活化核種、錒系核種及其子核，幾乎涵蓋週期表中大部分的元素及核種，數量超過數百個，因此，本研究對這些核種提出放射毒性指數，以作為重要性核種篩選的依據。

近年來的研究(Daniel, 2007, p598; POSIVA, 2013, p491)則大多參考國際放射防護委員會 ICRP 所建議的劑量轉換因子(dose conversion factor, DCF，單位為 Sv/Bq)，來建立核種放射毒性(Radiotoxicity Index, RI)，如下式：

$$RI = A_0 \times DCF \quad (5-1)$$

式中的  $A_0$  為核種比活度，RI 為劑量單位[Sv]，以 ICRP 所公布的 DCF 轉換成 RI，可以直接用輻射劑量所對應的風險(risk)來表示放射毒性，本研究根據 ICRP 的建議將 2012 年 ICRP119 號報告中最新的 DCF 值納入以建立各核種的 RI 值。DCF 依攝入體內的途徑分為嚥入與吸入，本研究以成人嚥入途徑之 DCF 值代入式(5-1)中使用。

(c) 重要核種篩選：

圖 5-4 為本研究提出之我國用過核子燃料重要核種篩選流程。首先根據 ORIGEN 程式的參考案例結果，依照類別可分為分裂核種(fission product, FP)，活化核種(activation product, AP)、錒系核種及其子核(actinides and daughters, AC 及子核)等。其中 FP 及 AP 沒有衰變系列子核，因此，可以用相同篩選流程；AC 及子核則以另一流程考量。

(d) 分裂產物及活化產物篩選：

由於用過核子燃料的處置採多重障壁的方式，因此，在工程障壁及天然障壁維持基本功能的合理假設下，在 1,000 年內核種無法外釋至生物圈，因此，半衰期在 10 年以下者，1,000 年後核種活度約為原來的  $10^{-30}$ ，可視為已完全不存在。因此，以半衰期 10 年為界，10 年以下者不予考慮。另外，以  $1.57 \times 10^7$  年長半衰期放射毒性指數超過 100 Sv 的核種 I-129 為標準，其他放射毒性在 0.1 Sv 以下者貢獻不超過 I-129 的 1/1,000；因此，也不予考慮，據此 23 個核種列入初步考慮。將這 23 個核種依照最終處置後不同時間期放射毒性變化作圖。其中在處置初期 1,000 年內的重要毒性是由 Sr-90 及 Cs-137 所貢獻，這 2 個核種也是主要的衰變熱貢獻核種，因此首先挑選出這 2 個核種；其他在 1,000 年內之毒性貢獻遠低於這兩者，且 10,000 年後因衰變而沒有毒性貢獻的核種在這階段也予以排除；在此原則下，剩下 13 個核種列入考量，分別為 Sr-90、Cs-137、Tc-99、Zr-93、Pd-107、I-129、Cs-135、Sn-126、Se-79、C-14、Cl-36、Ni-59、Nb-94。

(e) 錒系核種及子核篩選：

錒系核種是指原子序超過錒(Ac)89 以上的核種，這些核種要進行多次的阿伐及貝他衰變，最後到鉛(Pb)才達到穩態。本研究首先依照 ORIGEN 程式計算的超鈾核種中，找出衰變系列最原始的母核(也是原子序及質量數最高者)開始，繪製完整的衰變系列，然後排除半衰期 10 年以下者，以及沒有貢獻活度者。整個錒系核種及子核最終選出 21 個核種，連同分裂及活化核種，總計篩選出 34 個重要核種，如表 5-3 所示。上述之結果可作為實驗及安全評估之參考。

(2) 地質環境之遠場裂隙岩體流場及傳輸參數升尺度技術發展：

104 年度主要研究開發並測試符合裂隙岩層的三維離散裂隙網路(discrete fracture networks, DFN)；開發的 DFN 模式功能可生成不同空間分佈、大小、位態與開口寬裂隙。

研究中透過 Delaunay 三角化技術，生成 DFNe(Discrete fracture network effect, DFNe)初始網格，再以邊界回復法，建立複雜 DFNe 非均勻網格系統。網格生成模式可自動完成 TOUGH 系列模式及相關的 EOS 模組網格輸入格式；最後，使用數值測試案例展示 104 年度所開發的離散裂隙網路及非均勻網格生成模式。模擬結果顯示此模式可成功分析核種於裂隙岩體中的傳輸行為。各項具體成果包括：

(a) 遠場裂隙岩體流場及傳輸參數升尺度技術發展所需之 DFN 網格生成：

裂隙定義為兩岩體表面間的空隙，並具有高滲透特性 (Pruess and Tsang, 1990, p1916; Kwicklis and Healy, 1993, p4091; Liu et al., 2002, p1177)；岩體中的裂隙通常利用統計模型去描述其空間分佈(Hestir and Long, 1990)。Pruess and Tsang (1990, p1916)提出，裂隙具有粗糙表面，並且裂隙介於 2 個不透水面之間，因此，可以將裂隙視為二維多孔隙介質。研究中藉由此裂隙多孔隙平板介質概念，建構三維離散裂隙網路(DFN)。由於母岩的滲透性相對裂隙而言較低，因此忽略在母岩中的水流與傳輸行為。本研究目的是生成三維 DFN 及其水流傳輸模擬網格，並且應用 TOUGH 程式模擬裂隙中的水流與傳輸行為。假設裂隙為橢圓形，裂隙空間分佈符合推估的統計結構，如 Poisson 或 uniform 等分佈模型 (Hestir and Long, 1990, p21565; Min et al.,2004a, p497; Min et al., 2004b, p1191; Pichot et al., 2012, pB86)。

(b) 生成 DFN 模式與計算裂隙強度：

考慮裂隙母岩系統在統計結構上是均質，對於裂隙每個特性具有各別統計結構。假設具有 N 個裂隙存在於 R 空間中，並

符合 Poisson 分佈，其平均數為  $\mu$  ( $\mu = \nu \cdot \lambda$ )，其中  $\nu$  代表在 R 空間的體積， $\lambda$  代表分佈的強度。在此  $N=n$ ， $n$  代表 R 空間中符合 uniform 分佈的裂隙中心個數。最後，Poisson 分佈可以下式表示 (Ross, 1997)：

$$P(N = n) = e^{-\mu} \frac{\mu^n}{n!} \quad (5-2)$$

La Pointe et al.(1993)定義裂隙強度為母岩總體積內包含裂隙總面積的比值。在三維空間中，裂隙強度  $P_{32}$  可以透過下式表示：

$$P_{32} = \frac{\sum_{i=1}^n A_i}{V} \quad (5-3)$$

其中， $A_i$  代表第  $i$  個裂隙面積， $V$  代表母岩體積， $n$  代表具有裂隙個數。在計算  $P_{32}$  時，必須考慮去除裂隙位於關注母岩體外的面積，在此我們將具有相互連通的裂隙或是與特定邊界相連通的裂隙，視為有效離散裂隙網路，因此，本研究中亦針對此目的，開發搜索 DFNe 的搜尋分析工具。圖 5-5 中顯示具有 5 片裂隙的離散裂隙網路，為精確統計有效裂隙與裂隙強度，需獲得裂隙位於岩體內的總面積及確定裂隙的連通性，圖中 5 片裂隙為本研究測試案例，母岩中此 5 片裂隙皆具有彼此連通特性，因此稱此 5 片裂隙為有效離散裂隙網路。而實線代表裂隙與裂隙間的共線，虛線代表裂隙與母岩模擬邊界的共線。此母岩體為 7 m × 10 m × 5 m，經模式計算後獲得裂隙強度  $P_{32}$  為 0.3657 m<sup>-1</sup>。

(c) DFNe 網格生成：

本研究設定在岩體中生成的裂隙幾何形狀為橢圓 (de Dreuzy et al., 2013; Xu and Dowd, 2010, p294)。將裂隙視為多孔隙介質，藉由三角柱網格生成 DFNe 網格 (Lee and Ni, 2015,

p67)。透過裂隙開口寬設定裂隙網格三角柱的高，可隨開口寬空間位置而改變。此三維網格生成模式可輸出符合 TOUGH 系列網格格式。藉由 Delaunay 三角化技術，生成 DFN 非均勻網格，且每片裂隙的初始網格互相獨立。

裂隙在岩體的關係非常複雜，具有不連通、共線(2 片裂隙)或是共點(3 或更多裂隙)等特性。

(d) TOUGH 系列模式網格資訊：

以 DFN 網格生成為基礎，本研究開發適用於 TOUGH 網格所需資訊。這些資訊包括網格體積、網格座標、網格交界面積、網格中心至交介面距離( $d_1$ 、 $d_2$ )，以及網格中心間與重力兩向量餘弦。圖 5-6 與圖 5-7 說明了網格生成後，輸出至 TOUGH 系列模式所需的資訊及計算概念。圖 5-6(a)中顯示 4 個計算元素與元素間的 1 條共線，圖 5-6(b)顯示相連的剖面關係。本研究中，為使得裂隙開口寬可隨空間改變，每裂隙中的網格都有獨立的厚度資訊。圖 5-7 中則表示三角柱網格體積如何被計算，此網格被切割成 3 個四面體。此三角柱體則可以根據 6 個頂點的座標計算整體體積，作為 TOUGH 系列模式所需的資訊。

(e) 數值測試案例：

本研究以 2 個案例進行測試。這些案例均透過 TOUGH2/ECO2N 與 EOS7R 模組，進行裂隙岩體系統水流與傳輸模擬。這 2 組案例分別為：不同裂隙強度設定下，產生數組 DFN 模式計算等效滲透係數；以及相對較小裂隙岩體中，單衰變核種傳輸分析。

(f) 複雜裂隙母岩系統水流模擬：

等效裂隙母岩滲透率可表現整體母岩滲透率。在水流模擬，裂隙可被當作快速水流通道或流動的屏障。如裂隙具有高滲透性的話，可能導致裂隙增加等效滲透；然而，裂隙亦可能具有低滲透性，作為該減小裂隙岩體的等效滲透流動屏障。

等效滲透率可透過質量守恆關係式計算，在穩態水流系統，裂隙母岩達西速度可表示為：

$$V = \frac{\rho g k_{eq} \Delta H}{\mu \Delta L} \quad (5-4)$$

其中  $\rho$ [M/L<sup>3</sup>]和  $\mu$ [M/LT]分別代表流體密度與黏滯係數， $g$ [L/T<sup>2</sup>]代表重力加速度，以及 $k_{eq}$ [m<sup>2</sup>]代表等效滲透率。水力梯度可被定義為在距離差 $\Delta L$ [L]，其與水頭差  $\Delta H$ [L]的比值。因此，如果可以透過 DFN 水流模式計算裂隙母岩流率，即可計算等效滲透率。

在此案例，我們生成多組 DFN 測試網格與進行裂隙母岩系統水流模擬，表 5-4 列出生成 DFN 重要參數。對於模擬邊界條件只有在特定裂隙與邊界交線網格上進行設定，並且 DFN 模式要直接設定生成裂隙強度是困難的，因此， $P_{32}$  是透過 DFN 生成後再計算所得。圖 5-8 表示 1 組裂隙水流模擬，在此設定裂隙平均半徑為 6 m 大於模擬區域的岩體大小，以期能夠產生裂隙較能與母岩邊界產生連通關係。

(g) DFNe 模擬核種傳輸：

此測試案例生成多組 DFN 網格，以模擬水流與核種傳輸於裂隙母岩系統。表 5-5 列出此測試案例之重要參數設定。設定 U-234 經原子核衰變( $\alpha$ 發射)為 Th-230 此核種，其中 U-234 半衰期為 245,500 年；設定 U-234 在  $x=2$  位置之定濃度為  $1 \times 10^{-5}$  莫爾分率。並設定裂隙均質滲透率為  $2.112 \times 10^{-11}$  m<sup>2</sup>，孔隙率為 0.38。總模擬時間與初始時間步階，分別為 3,300 day 與 1 day。

(3) 近場及遠場核種特性參數之評估研究：

104 年度主要針對日本、瑞典、芬蘭、瑞士、美國及中國等 6 個國際相關研究成果，將其研究成果的緩衝/回填材料與天然母岩重要核種特性參數，主要為分配係數( $K_d$ )與有效擴散係數( $D_e$ )，

其他包括：溶解度、地下水化學條件等，進行彙整與分析，資料彙整如表 5-6。各項具體成果包括：

(a) 近場核種遷移相關參數：

近場核種重要特性與參數資料(如：溶解度、分配係數、擴散係數等)，由日本、瑞典、芬蘭、瑞士、中國及美國等 6 個國家之研究成果，整理核種特性參數(溶解度限值、分配係數與擴散係數)如表 5-7 至表 5-12。表 5-7 為溶解度限值，表 5-8 為近場(膨潤土)分配(吸附)係數( $K_d$ )，表 5-9 為近場(膨潤土)有效擴散係數( $D_e$ )。缺少完整數據的國家則單獨列出於表 5-10、表 5-11 與表 5-12。

(b) 遠場核種遷移相關參數：

遠場核種重要特性與參數資料(如：分配係數、擴散係數、地球化學條件等)，由日本、瑞典、芬蘭、瑞士、中國及美國等 6 個國家之研究成果，整理核種特性參數部分(分配係數與地球化學條件-地下水成分)如表 5-13 與表 5-14。其中美國無法蒐集到相關資訊，而缺少完整數據的國家(中國)則單獨列出於表 5-15。

(4) 生物圈參考案例評估技術發展：

104 年度於生物圈評估技術發展，已經將 2012 年 ICRP 第 119 號報告中，最新的 DCF 參數完成建檔，分為工作人員與一般民眾，以及吸入、嚥入 2 項體內曝露途徑，予以整理成電子表單，並與我國頒布的「游離輻射防護安全標準」內容作比較，核對 34 個重要核種，確認 ICRP 第 119 號報告最新的 DCF 參數與我國法規數值完全相同。另外亦完成蒐集分析美國跟日本陸域與海域轉移參數發現：經由水域或是海域的途徑，各核種的轉移參數大多大於 1，顯示水產及海產類都具有生物濃縮的效應，未來本計畫將特別注意攝食水海產食物之劑量評估。各項細部研究成果說明如下：

(a) 劑量評估參數蒐集結果：

目前 ICRP 尚未根據 103 號報告(ICRP, 2007, p41-p47)的精神，將 DCF 重新制定，然而 ICRP 將原先訂定的 DCF 重新檢視後，於 2012 年公布第 119 號報告(ICRP, 2012, p13-p16)，並將最新的 DCF 參數納入在該報告中。

因此，本研究蒐集 ICRP 第 119 號報告附錄中的 DCF，區分工作人員與一般民眾，以及吸入、嚥入 2 項體內曝露途徑，並與我國頒布的「游離輻射防護安全標準」內容作比較。表 5-16 中比較所篩選的 34 個重要核種之 DCF，顯示 ICRP 第 119 號報告內容與目前我國頒布的標準，兩者數值完全相同。

(b) 核種轉移參數蒐集與分析：

本研究蒐集分析美國 Savannah River Site(SRS)國家實驗室在 2007 年出版的評估報告(Lee and Coffield, 2007, p39-46)，由於 SRS 場址為美國過去製造核武的再處理設施，目前持續進行環境監測並隨時提出最新的劑量及風險評估報告。該報告中彙整 PNNL、EPA、NRC、IAEA 等劑量評估報告中所使用的生物圈核種，在陸域及海域曝露途徑轉移參數數值，範圍相當廣泛，是目前較為完整的生物圈核種轉移參數資料。此外，生物圈曝露途徑與居民的飲食生活習慣直接相關，本研究也蒐集日本 H12 報告第三冊附錄 A(JNC, 2000b, volume 3, Appendix 1)中的生物圈核種轉移參數。

美國的報告中考慮的生物圈食物鏈途徑分為陸域及海域兩部分，陸域的部分為(1)土壤→蔬菜根部；(2)飼料→牛奶；(3)飼料→肉類。海域的部分則考慮水體→魚類。

日本 H12 報告中考慮的生物圈食物鏈途徑，陸域的部分為(1)土壤→各式作物；(2)飼料→各式肉類。海域的部分則考慮(1)淡水→各式水產動物；(2)海水→各式海產類。

上述陸域與海域轉移參數經分析後發現，美國跟日本的數值均有如下的趨勢：陸域的途徑各核種的轉移參數大多小於 1，而海域的途徑各核種的轉移參數大多大於 1。這表示如果是

經由地表水污染土壤而最終進入人體的陸域途徑，直接飲水途徑是最關鍵的，若經由土壤透過作物、牛乳、肉類食物等間接食物鏈的途徑再進入人體，其結果是「稀釋」的作用，屬於次要的劑量曝露途徑；反之，如果是經由水域或是海域的途徑，水產及海產類都具有生物濃縮的效應，因此攝食這些水海產食物是較關鍵的劑量曝露途徑。

105 年度在全系統安全評估模式鍊技術發展中，除將持續進行模式之建立與相關模式適用性分析，並針對基本情節之腐蝕失效案例與深層地震可能引發的剪力失效案例，建立安全評估模式鍊，分別據以評估工程障壁圍阻失效後，核種在深層母岩的遲滯與傳輸行為，最後量化可能對生物圈造成的劑量風險。

表 5-2：104 年度建立 SNFD2017 報告安全評估模式與瑞典模式之比較

模式	SNFD2017 使用之程式	瑞典 SKB 使用之程式
衰變熱	ORIGEN-S	ORIGEN-S
緩衝材料與母岩溫度	FLAC <sup>3D</sup>	3DEC
緩衝材料侵蝕計算	Same as SKB (including local data)	Equations in TR-10-66
銅腐蝕計算	Same as SKB (including local data)	Equations in TR-10-66
近場核種傳輸	GoldSim	COMP23
遠場核種傳輸	GoldSim	FARF31/MARFA
生物圈	AMBER	Ecolego, MIKE_SHE, Pandora, ERICA

表 5-3：本研究重要核種篩選結果

-	SNFD2009	SKB(2010b)	本研究結果
分裂及活化產物	C-14	C-14	C-14
	Cl-36	Cl-36	Cl-36
	Ni-59	Ni-59	Ni-59
	Ni-63	-	-
	Se-79	Se-79	Se-79
	Rb-87	-	
	Sr-90	Sr-90	Sr-90
	Mo-93	-	-
	Zr-93	Zr-93	Zr-93
	Nb-94	Nb-94	Nb-94
	Tc-99	Tc-99	Tc-99
	Pd-107	Pd-107	Pd-107
	Sn-126	Sn-126	Sn-126
	I-129	I-129	I-129
	Cs-135	Cs-135	Cs-135
	Cs-137	Cs-137	Cs-137
	Sm-147	-	-
	Th-232	Th-232	Th-232
鈾系核種及子核 (4N)	U-236	U-236	U-236
	Pu-240	Pu-240	Pu-240
	Th-229	Th-229	Th-229
鈾系核種及子核 (4N+1)	U-233	U-233	U-233
	Np-237	Np-237	Np-237
	Am-241	Am-241	Am-241
	Pu-241	-	-
	Cm-245	Cm-245	Cm-245
	-	Pb-210	Pb-210
鈾系核種及子核 (4N+2)	Ra-226	Ra-226	Ra-226
	Th-230	Th-230	Th-230
	U-234	U-234	U-234
	U-238	U-238	U-238
	Pu-238	Pu-238	Pu-238
	Pu-242	Pu-242	Pu-242
	Cm-246	Cm-246	Cm-246
	-	Ac-227	Ac-227
鈾系核種及子核 (4N+3)	Pa-231	Pa-231	Pa-231
	U-235	U-235	U-235
	Pu-239	Pu-239	Pu-239
	Am-243	Am-243	Am-243
總計	37	34	34

表 5-4：生成 DFN 重要參數

參數	數值
X最小值/X最大值	0.0/2.0 m
Y最小值/Y最大值	0.0/2.0 m
Z最小值/Z最大值	0.0/2.0 m
裂隙強度	2.0 and 4.0 m <sup>-1</sup>
傾向(最小值/最大值)	96.0/334.0
傾角(最小值/最大值)	10.0/90.0
橢圓平均半徑	6.0 m
滲透率	$2.083 \times 10^{-10} \text{ m}^2$
開口寬	5.0-0.5 m

表 5-5：核種傳輸重要參數設定

參數	數值
X最小值/X最大值	0.0/2.0 m
Y最小值/Y最大值	0.0/2.0 m
Z最小值/Z最大值	0.0/2.0 m
裂隙強度	2.0 and 4.0 m <sup>-1</sup>
傾向(最小值/最大值)	96.0/334.0
傾角(最小值/最大值)	10.0/90.0
橢圓平均半徑	6.0 m
滲透率	$2.112 \times 10^{-11} \text{ m}^2$
孔隙率	0.38
分子擴散	$1.21 \times 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$
延散度	0.0
母岩密度	2,650 kg/m <sup>3</sup>

表 5-6：不同國家資料之核種特性參數彙整

	近場	遠場	文獻來源
日本	◎膨潤土	◎結晶岩	H12(JNC, 2000a)
瑞典	◎膨潤土	◎花崗岩	SKB (SKB, 2010c) SKB (SKB, 2006a) SKB (SKB, 1999b)
芬蘭	◎膨潤土	◎花崗岩	POSIVA 2013-01(POSIVA, 2013) POSIVA 2014-02(POSIVA, 2014)
瑞士	◎膨潤土	◎黏土	NAGRA NTB14-10(NAGRA, 2014a) NAGRA NTB-12-04(NAGRA, 2014b) NAGRA NTB10-01(NAGRA, 2010)
美國	○膨潤土	X	SAND2011-6203(SNL, 2011)
中國	○膨潤土	○花崗岩	姚軍等(2003, p102-p106)；章英杰等(2006, p146-p151)；張言等(2011, p124-p128)；姜濤等(2011a, p77-p83)；姜濤等(2011b)；游新鋒等(2015, p171-p176)
◎完整-最終處置場址(候選場址或參考案例)：重要核種特性參數(多於10個) ○部分-可能(預定)場址(或特定條件)：個別核種特性參數(少於10個) X無相關數據(少於3個)			

表 5-7：核種重要特性-溶解度

Element	溶解度(mol/L)					
	瑞士 (NAGRA NTB 10-01)	瑞典 (SKB TR-06-32)	芬蘭 (POSIVA 2013-01)	日本 (JAEA H-12)	美國 (SAND 2011-6203)	台灣 (SNFD 2009)
Ac	$2.0 \times 10^{-6}$	-	-	$2.0 \times 10^{-7}$	$6.0 \times 10^{-6}$	-
Ag	$3.0 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-6}$	$5.1 \times 10^{-6}$	-	-	-
Am	$2.0 \times 10^{-9}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$6.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-1}$
Be	High	-	$4.4 \times 10^{-6}$	-	-	-
C	$2.0 \times 10^{-4}$ (inorg)	$7.1 \times 10^{-3}$	Unlimited	-	-	$1.0 \times 10^9$
Cl	High	-	Unlimited	-	-	$1.0 \times 10^9$
Cm	$2.0 \times 10^{-9}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$6.0 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$6.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-2}$
Cs	High	n.s.l (no solubility limit)	Unlimited	Highly soluble	-	$1.0 \times 10^9$
Ho	$9.0 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-6}$	-	-	-	-
I	High	-	Unlimited	-	-	$1.0 \times 10^9$
Mo	$3.0 \times 10^{-5}$	-	$2.4 \times 10^{-6}$	-	-	$1.0 \times 10^9$
Nb	High	$2.4 \times 10^{-5}$	$1.9 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$4.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^3$
Ni	$3.0 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-5}$	$8.3 \times 10^{-4}$	-	-	$1.0 \times 10^2$
Np	$5.0 \times 10^{-9}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$2.0 \times 10^{-8}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$5.0 \times 10^{-2}$
Pa	$1.0 \times 10^{-8}$	$3.0 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-8}$	$2.0 \times 10^{-8}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$1.0 \times 10^{-2}$
Pb	$3.0 \times 10^{-3}$	-	-	$2.0 \times 10^{-6}$	-	-
Pd	$2.0 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-6}$	$3.9 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-9}$	$3.0 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-2}$
Pu	$4.0 \times 10^{-12}$	$1.3 \times 10^{-7}$	$6.3 \times 10^{-9}$	$3.0 \times 10^{-8}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-1}$
Ra	$1.0 \times 10^{-5}$	$9.8 \times 10^{-8}$	$6.7 \times 10^{-11}$	$1.0 \times 10^{-12}$	$1.0 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-1}$
Sb	-	-	-	-	$1.0 \times 10^{-7}$	-
Se	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-10}$	$5.9 \times 10^{-11}$	$3.0 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-8}$	$1.0 \times 10^0$
Sm	$2.0 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-7}$	$3.6 \times 10^{-7}$	$2.0 \times 10^{-7}$	-	$1.0 \times 10^1$
Sn	$1.0 \times 10^{-7}$	$8.6 \times 10^{-8}$	$6.3 \times 10^{-8}$	$5.0 \times 10^{-6}$	$3.0 \times 10^{-8}$	$5.0 \times 10^0$
Sr	$3.0 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-4}$	$7.4 \times 10^{-4}$	-	-	$1.0 \times 10^1$
Tc	High	$4.4 \times 10^{-9}$	$3.9 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-8}$	$3.0 \times 10^{-8}$	$5.0 \times 10^{-2}$
Th	$3.0 \times 10^{-9}$	$7.9 \times 10^{-7}$	$4.2 \times 10^{-9}$	$5.0 \times 10^{-6}$	$4.0 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-1}$
U	$5.0 \times 10^{-7}$	$9.5 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-8}$	$8.0 \times 10^{-9}$	$4.0 \times 10^{-10}$	$3.0 \times 10^{-1}$
Zr	$6.0 \times 10^{-6}$	$9.7 \times 10^{-9}$	$1.8 \times 10^{-8}$	$1.0 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-8}$	$5.0 \times 10^{-2}$

表 5-8：核種重要特性-核種分配(吸附)係數：膨潤土

Element	分配(吸附)係數 $K_d$ ( $m^3/kg$ )					
	瑞士 (NAGRA NTB 14-10)	瑞典 (SKB TR-10-52)	芬蘭 (POSIVA 2014-02)	日本 (JAEA H-12)	美國 (SAND 2011-6203)	台灣 (SNFD 2009)
Ac	$4.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^0$	-	$1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^1$	-
Ag	0	-	0	-	-	-
Am	$4.0 \times 10^0$	$2.4 \times 10^1$	$3.2 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$3.0 \times 10^0$
Be	$2.0 \times 10^{-1}$	-	$3.9 \times 10^1$	-	-	-
C	0	0	0	-	0	0
Cd	-	$7.0 \times 10^{-2}$	-	-	-	-
Ce	-	$5.0 \times 10^0$	-	-	-	-
Cl	0	0	0	-	0	0
Cm	$4.0 \times 10^0$	$2.4 \times 10^1$	$3.2 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$3.0 \times 10^0$
Cs	$3.0 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^0$	$4.8 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^0$ [ $6.5 \times 10^{-2}$ ]
Eu	-	$5.0 \times 10^0$	-	-	-	-
Ho	$4.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^0$	-	-	-	-
I	0	0	0	-	-	$1.0 \times 10^{-3}$
Mo	0	0	$2.1 \times 10^{-2}$	-	-	$3.0 \times 10^0$
Nb	$1.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$5.4 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$
Ni	$2.0 \times 10^{-1}$	$7.0 \times 10^{-2}$	$2.4 \times 10^{-1}$	-	-	$5.0 \times 10^{-1}$
Np	$6.0 \times 10^1$	$4.0 \times 10^1$	$6.3 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$
Pa	$5.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$8.1 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-1}$
Pb	$7.0 \times 10^0$	$4.6 \times 10^1$	-	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^1$	-
Pd	$5.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^0$	$2.7 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$3.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-1}$
Pu	$4.0 \times 10^0$	$4.3 \times 10^1$	$9.9 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$
Ra	$2.0 \times 10^{-3}$	-	$1.4 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^{-1}$
Rb	-	-	-	-	-	$3.0 \times 10^0$
Rn	-	0	-	-	-	-
S	-	0	-	-	-	-
Sb	-	-	-	-	$1.0 \times 10^{-1}$	-
Se	0	0	0	0	$3.0 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^{-3}$ [ $5.5 \times 10^{-3}$ ]
Sm	$4.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	-	$1.0 \times 10^0$
Sn	$8.0 \times 10^2$	$4.0 \times 10^1$	$5.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^1$	$2.0 \times 10^{-1}$
Sr	$3.0 \times 10^{-3}$	-	$1.4 \times 10^{-3}$	-	$1.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-1}$
Tc	$2.0 \times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^1$	$6.3 \times 10^1$	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^{-1}$
Th	$6.0 \times 10^1$	$4.0 \times 10^1$	$6.3 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$	$3.0 \times 10^0$
U	$4.0 \times 10^1$	$4.0 \times 10^1$	$5.2 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^1$	$5.0 \times 10^{-1}$
Zr	$1.0 \times 10^1$	$5.0 \times 10^0$	$6.3 \times 10^1$	$1.0 \times 10^1$	$3.0 \times 10^1$	$1.0 \times 10^0$

註：括號中為引用資料報告編號

表 5-9：核種重要特性-有效擴散係數(De)：膨潤土

Element	有效擴散係數(De) (m <sup>2</sup> /s)		
	瑞士 (NAGRA NTB 14-10)	瑞典 (SKB TR-99-23)	芬蘭 (POSIVA 2014-02)
Ac	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	-	-
Ag	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	2.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Am	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	7.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Be	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	-	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
C	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	3.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Cl	-	1.1 × 10 <sup>-12</sup>	7.8 × 10 <sup>-12</sup>
Cm	-	7.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Cs	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	6.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.0 × 10 <sup>-9</sup>
Ho	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	2.1 × 10 <sup>-10</sup>	-
I	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	3.1 × 10 <sup>-12</sup>	7.8 × 10 <sup>-12</sup>
Mo	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	-	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Nb	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Ni	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	1.1 × 10 <sup>-9</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Np	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	1.1 × 10 <sup>-9</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Pa	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	7.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Pb	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	-	-
Pd	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	1.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Pu	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	3.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Ra	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Se	1.0 × 10 <sup>-10</sup>	7.1 × 10 <sup>-11</sup>	7.8 × 10 <sup>-12</sup>
Sm	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	2.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Sn	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	7.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Sr	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Tc	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Th	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	7.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
U	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-10</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>
Zr	7.2 × 10 <sup>-10</sup>	5.1 × 10 <sup>-11</sup>	1.3 × 10 <sup>-10</sup>

註：括號中為引用資料報告編號

表 5-10：核種重要特性-溶解度(中國)

Element	北山地下水(Beishan groundwater)
Np(OH) <sub>4</sub> (am)	$3.7 \times 10^{-8}$

資料來源：姚軍等人(2003，p102-p106)。

表 5-11：核種重要特性-核種分配(吸附)係數:膨潤土(中國)

Element	分配(吸附)係數(m <sup>3</sup> /kg)
Np	$8.9 \times 10^1$
Pu	$2.1 \times 10^0$
Sr	$3.7 \times 10^2$
Tc	$2.6 \times 10^3$

資料來源：張言等人(2011，p124-p128)；游新鋒等人(2015，p171-p176)；姚軍等人(2003，p102-p106)；章英杰等人(2006，p146-p151)。

表 5-12：核種重要特性-有效擴散係數(De)(單位 m<sup>2</sup>/s)：膨潤土(日本)

Element	Fresh type groundwater (Reference Case)
Se	$2 \times 10^{-10}$
Cs	$6 \times 10^{-10}$
Other elements	$3 \times 10^{-10}$

資料來源：JNC(2000a, pK-4)。

表 5-13：核種重要特性-核種分配(吸附)係數:天然母岩

Element	分配(吸附)係數 $K_d$ ( $m^3/kg$ )-天然母岩				
	瑞士-黏土 NAGRA NTB 14-10	瑞典-花崗岩 SKB TR10-52	芬蘭-花崗岩 POSIVA 2013-01	日本-結晶岩 JAEA H-12	台灣-結晶岩 SNFD 2009
Ac	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	-	$5.0 \times 10^0$	-
Ag	0	$3.49 \times 10^{-4}$	0	-	-
Am	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^{-1}$
Be	$9.0 \times 10^{-1}$	-	$5.5 \times 10^{-3}$	-	-
C	0	0	0	-	$1.0 \times 10^{-3}$
Cl	0	0	0	-	-
Cm	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-4}$
Cs	$5.0 \times 10^{-1}$	$3.49 \times 10^{-4}$	$5.4 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-1}$ [ $3.5 \times 10^{-2}$ ]
Eu	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	-	-	-
Ho	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	-	-	-
I	0	0	0	-	$5.0 \times 10^{-4}$
Mo	$1.0 \times 10^{-2}$	0	$3.0 \times 10^{-4}$	-	$2.0 \times 10^0$
Nb	$1.0 \times 10^0$	$1.98 \times 10^{-2}$	$4.2 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$
Ni	$9.0 \times 10^{-1}$	1.10E-03	$5.5 \times 10^{-3}$	-	$2.0 \times 10^{-1}$
Np	$5.0 \times 10^1$	$5.29 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^{-1}$
Pa	$5.0 \times 10^0$	$5.92 \times 10^{-2}$	$2.2 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^{-1}$
Pb	$2.0 \times 10^0$	$2.52 \times 10^{-2}$	-	$1.0 \times 10^{-1}$	-
Pd	$5.0 \times 10^0$	$5.20 \times 10^{-2}$	$5.5 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$
Pu	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^0$
Ra	$7.0 \times 10^{-4}$	$2.42 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-3}$	$5.0 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^{-1}$
Rb	-	-	-	-	$2.0 \times 10^0$
Se	0	$2.95 \times 10^{-4}$	0	$1.0 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^{-4}$ [ $1.9 \times 10^{-3}$ ]
Sm	$1.0 \times 10^1$	$1.48 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^0$	$4.0 \times 10^{-2}$
Sn	$1.0 \times 10^2$	$1.59 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^{-1}$
Sr	$1.0 \times 10^{-3}$	$3.42 \times 10^{-6}$	$3.0 \times 10^{-5}$	-	$1.0 \times 10^{-2}$
Tc	$4.0 \times 10^{-2}$	$5.29 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$2.0 \times 10^{-1}$
Th	$5.0 \times 10^1$	$5.29 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^0$	$5.0 \times 10^{-1}$
U	$2.0 \times 10^1$	$1.06 \times 10^{-4}$	$1.6 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$
Zr	$1.0 \times 10^0$	$2.13 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^{-1}$

表 5-14：地球化學條件-地下水成分(或孔隙水)

成分	地球化學-地下水條件					
	瑞士	瑞典	芬蘭	日本 H12 參考案例*4		中國
離子(M)	Opalinus*1	Forsmark*2	Olkiluoto*3	一般地下水	鹽類地下水	北山*5
Na	$1.64 \times 10^{-1}$	$8.88 \times 10^{-2}$	$1.15 \times 10^{-1}$	$3.60 \times 10^{-3}$	$6.20 \times 10^{-1}$	$4.79 \times 10^{-2}$
K	$2.60 \times 10^{-3}$	$8.75 \times 10^{-4}$	$2.80 \times 10^{-4}$	$6.20 \times 10^{-5}$	$1.10 \times 10^{-2}$	$3.69 \times 10^{-4}$
Ca	$1.25 \times 10^{-2}$	$2.33 \times 10^{-2}$	$3.24 \times 10^{-2}$	$1.10 \times 10^{-4}$	$3.30 \times 10^{-4}$	$6.03 \times 10^{-3}$
Mg	$9.65 \times 10^{-3}$	$9.30 \times 10^{-3}$	$2.60 \times 10^{-3}$	$5.00 \times 10^{-5}$	$2.50 \times 10^{-4}$	$2.13 \times 10^{-3}$
Fe	$5.24 \times 10^{-5}$	$3.31 \times 10^{-5}$	$2.50 \times 10^{-6}$	$9.70 \times 10^{-10}$	$3.90 \times 10^{-8}$	$3.58 \times 10^{-7}$
Al	—	—	—	$3.40 \times 10^{-7}$	$3.20 \times 10^{-9}$	—
C	$2.51 \times 10^{-3}$	$1.77 \times 10^{-3}$	$5.50 \times 10^{-4}$	$3.50 \times 10^{-3}$	$3.50 \times 10^{-2}$	$2.18 \times 10^{-3}$
S	$2.47 \times 10^{-2}$	$6.80 \times 10^{-3}$	$2.10 \times 10^{-4}$	$1.10 \times 10^{-4}$	$3.00 \times 10^{-2}$	$1.48 \times 10^{-2}$
B	—	—	—	$2.90 \times 10^{-4}$	$1.70 \times 10^{-3}$	—
P	—	—	—	$2.90 \times 10^{-6}$	$2.60 \times 10^{-7}$	—
F	$1.53 \times 10^{-4}$	$4.42 \times 10^{-5}$	$5.26 \times 10^{-5}$	$5.40 \times 10^{-5}$	$1.00 \times 10^{-4}$	$1.14 \times 10^{-4}$
Br	—	$2.98 \times 10^{-4}$	$5.51 \times 10^{-4}$	—	$5.30 \times 10^{-4}$	—
I	—	—	—	—	$2.00 \times 10^{-4}$	—
N	—	—	—	$2.30 \times 10^{-5}$	$5.20 \times 10^{-3}$	$6.37 \times 10^{-4}$
Cl	$1.60 \times 10^{-1}$	$1.53 \times 10^{-1}$	$1.81 \times 10^{-1}$	$1.50 \times 10^{-5}$	$5.90 \times 10^{-1}$	$3.26 \times 10^{-2}$
Si	$1.78 \times 10^{-4}$	$1.85 \times 10^{-4}$	$3.60 \times 10^{-4}$	$3.40 \times 10^{-4}$	$3.00 \times 10^{-4}$	—
Mn	—	$3.93 \times 10^{-5}$	$5.83 \times 10^{-6}$	—	—	—
Li	—	$7.35 \times 10^{-6}$	—	—	—	—
Sr	$2.11 \times 10^{-4}$	$9.18 \times 10^{-5}$	—	—	—	—
pH	7.2	7.0	7.40	8.5	8.0	8.20
Eh (mV)	-164	-143	— (確定為還原狀態)	-281	-303	-280

資料來源：\*1：NAGRA (2014b, p12);\*2：SKB(2006a, p.14);\*3：POSIVA(2013, p.745);\*4：JNC(2000a, pK-2);\*5：姜濤(2011a, p77-p83)

表 5-15：核種重要特性-核種分配(吸附)係數：花崗岩(中國)

Element	$K_d$ (m <sup>3</sup> /kg)
I	$1.0 \times 10^{-5}$
Am	$6.0 \times 10^1$
Np(IV)	$1.6 \times 10^3$

資料來源說明：姜濤等人(2011b, p25-p31)；貫鴻志等人(2009, p189-p192)；陸誓俊(1991, p91-p95)

表 5-16：本研究 34 個重要核種之 ICRP 119 號報告吸入及嚥入劑量係數 DCF  
與目前國內頒布標準之比較

	吸入 - 職業		嚥入 - 職業	吸入 - 公眾	嚥入 - 公眾
	1 $\mu\text{m}$	5 $\mu\text{m}$			
C-14	—	—	$5.8 \times 10^{-10}$	$5.8 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-10}$
			$5.8 \times 10^{-10}$	$5.8 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-10}$
Cl-36	$6.9 \times 10^{-9}$	$5.1 \times 10^{-9}$	$9.3 \times 10^{-10}$	$7.3 \times 10^{-9}$	$9.3 \times 10^{-10}$
	$6.9 \times 10^{-9}$	$5.1 \times 10^{-9}$	$9.3 \times 10^{-10}$	$7.3 \times 10^{-9}$	$9.3 \times 10^{-10}$
Ni-59	$1.8 \times 10^{-10}$	$2.2 \times 10^{-10}$	$6.3 \times 10^{-11}$	$4.4 \times 10^{-10}$	$6.3 \times 10^{-11}$
	$1.8 \times 10^{-10}$	$2.2 \times 10^{-10}$	$6.3 \times 10^{-11}$	$4.4 \times 10^{-10}$	$6.3 \times 10^{-11}$
Se-79	$2.9 \times 10^{-9}$	$3.1 \times 10^{-9}$	$2.9 \times 10^{-9}$	$6.8 \times 10^{-9}$	$2.9 \times 10^{-9}$
	$2.9 \times 10^{-9}$	$3.1 \times 10^{-9}$	$2.9 \times 10^{-9}$	$6.8 \times 10^{-9}$	$2.9 \times 10^{-9}$
Sr-90	$1.5 \times 10^{-7}$	$7.7 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^{-8}$	$1.6 \times 10^{-7}$	$2.8 \times 10^{-8}$
	$1.5 \times 10^{-7}$	$7.7 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^{-8}$	$1.6 \times 10^{-7}$	$2.8 \times 10^{-8}$
Zr-93	$2.5 \times 10^{-8}$	$2.9 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^{-10}$	$2.5 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-9}$
	$2.5 \times 10^{-8}$	$2.9 \times 10^{-8}$	$2.8 \times 10^{-10}$	$2.5 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-9}$
Nb-94	$4.5 \times 10^{-8}$	$2.5 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-9}$	$4.9 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-9}$
	$4.5 \times 10^{-8}$	$2.5 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-9}$	$4.9 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-9}$
Tc-99	$3.9 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$7.8 \times 10^{-10}$	$1.3 \times 10^{-8}$	$6.4 \times 10^{-10}$
	$3.9 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$7.8 \times 10^{-10}$	$1.3 \times 10^{-8}$	$6.4 \times 10^{-10}$
Pd-107	$5.5 \times 10^{-10}$	$2.9 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-11}$	$5.9 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-11}$
	$5.5 \times 10^{-10}$	$2.9 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-11}$	$5.9 \times 10^{-10}$	$3.7 \times 10^{-11}$
Sb-126	$2.7 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-9}$
	$2.7 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-9}$	$3.2 \times 10^{-9}$	$2.4 \times 10^{-9}$
I-129	$3.7 \times 10^{-8}$	$5.1 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$3.6 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$
	$3.7 \times 10^{-8}$	$5.1 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$3.6 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$
Cs-135	$7.1 \times 10^{-10}$	$9.9 \times 10^{-10}$	$2.0 \times 10^{-9}$	$8.6 \times 10^{-9}$	$2.0 \times 10^{-9}$
	$7.1 \times 10^{-10}$	$9.9 \times 10^{-10}$	$2.0 \times 10^{-9}$	$8.6 \times 10^{-9}$	$2.0 \times 10^{-9}$
Cs-137	$4.8 \times 10^{-9}$	$6.7 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-8}$	$3.9 \times 10^{-8}$	$1.3 \times 10^{-8}$
	$4.8 \times 10^{-9}$	$6.7 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-8}$	$3.9 \times 10^{-8}$	$1.3 \times 10^{-8}$
Pb-210	$8.9 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-6}$	$6.8 \times 10^{-7}$	$5.6 \times 10^{-6}$	$6.9 \times 10^{-7}$
	$8.9 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-6}$	$6.8 \times 10^{-7}$	$5.6 \times 10^{-6}$	$6.9 \times 10^{-7}$
Ra-226	$3.2 \times 10^{-6}$	$2.2 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-7}$	$9.5 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-7}$
	$3.2 \times 10^{-6}$	$2.2 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-7}$	$9.5 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-7}$
Ac-227	$5.4 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-6}$	$5.5 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-6}$
	$5.4 \times 10^{-4}$	$6.3 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-6}$	$5.5 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-6}$
Th-229	$9.9 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-5}$	$4.8 \times 10^{-7}$	$2.4 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-7}$
	$9.9 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-5}$	$4.8 \times 10^{-7}$	$2.4 \times 10^{-4}$	$4.9 \times 10^{-7}$

表 5-16：本研究 34 個重要核種之 ICRP 119 號報告吸入及嚥入劑量係數 DCF  
與目前國內頒布標準之比較(續)

	吸入 - 職業		嚥入 - 職業	吸入 - 公眾	嚥入 - 公眾
	1 $\mu\text{m}$	5 $\mu\text{m}$			
Th-230	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-7}$
	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-7}$
Th-232	$4.2 \times 10^{-5}$	$2.9 \times 10^{-5}$	$2.2 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-7}$
	$4.2 \times 10^{-5}$	$2.9 \times 10^{-5}$	$2.2 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-7}$
Pa-231	$1.3 \times 10^{-4}$	$8.9 \times 10^{-5}$	$7.1 \times 10^{-7}$	$1.4 \times 10^{-4}$	$7.1 \times 10^{-7}$
	$1.3 \times 10^{-4}$	$8.9 \times 10^{-5}$	$7.1 \times 10^{-7}$	$1.4 \times 10^{-4}$	$7.1 \times 10^{-7}$
U-233	$8.7 \times 10^{-6}$	$6.9 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-8}$	$9.6 \times 10^{-6}$	$5.1 \times 10^{-8}$
	$8.7 \times 10^{-6}$	$6.9 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-8}$	$9.6 \times 10^{-6}$	$5.1 \times 10^{-8}$
U-234	$8.5 \times 10^{-6}$	$6.8 \times 10^{-6}$	$4.9 \times 10^{-8}$	$9.4 \times 10^{-6}$	$4.9 \times 10^{-8}$
	$8.5 \times 10^{-6}$	$6.8 \times 10^{-6}$	$4.9 \times 10^{-8}$	$9.4 \times 10^{-6}$	$4.9 \times 10^{-8}$
U-235	$7.7 \times 10^{-6}$	$6.1 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-8}$	$8.5 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-8}$
	$7.7 \times 10^{-6}$	$6.1 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-8}$	$8.5 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-8}$
U-236	$7.9 \times 10^{-6}$	$6.3 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-8}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-8}$
	$7.9 \times 10^{-6}$	$6.3 \times 10^{-6}$	$4.6 \times 10^{-8}$	$8.7 \times 10^{-6}$	$4.7 \times 10^{-8}$
U-238	$7.3 \times 10^{-6}$	$5.7 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-8}$	$8.0 \times 10^{-6}$	$4.5 \times 10^{-8}$
	$7.3 \times 10^{-6}$	$5.7 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-8}$	$8.0 \times 10^{-6}$	$4.5 \times 10^{-8}$
Np-237	$2.1 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-7}$
	$2.1 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$5.0 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-7}$
Pu-238	$4.3 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-7}$
	$4.3 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-5}$	$2.3 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-7}$
Pu-239	$4.7 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$2.5 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-7}$
	$4.7 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$2.5 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-7}$
Pu-240	$4.7 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$2.5 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-7}$
	$4.7 \times 10^{-5}$	$3.2 \times 10^{-5}$	$2.5 \times 10^{-7}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.5 \times 10^{-7}$
Pu-242	$4.4 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.4 \times 10^{-7}$
	$4.4 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-5}$	$2.4 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.4 \times 10^{-7}$
Am-241	$3.9 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$
	$3.9 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$
Am-243	$3.9 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$
	$3.9 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-7}$
Cm-245	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$9.9 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$
	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$9.9 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$
Cm-246	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$9.8 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$
	$4.0 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$	$9.8 \times 10^{-5}$	$2.1 \times 10^{-7}$

註：上方為 ICRP 119 號報告數值，下方為國內現行標準值，單位為 Sv/Bq

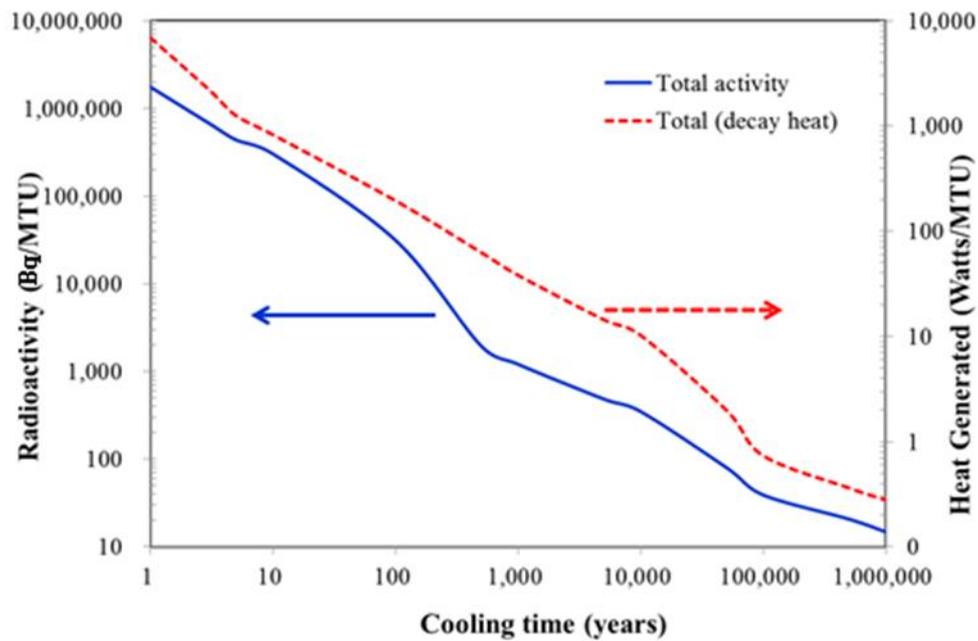


圖 5-3：我國用過核子燃料核種存量活度及衰變熱分佈(參考案例)

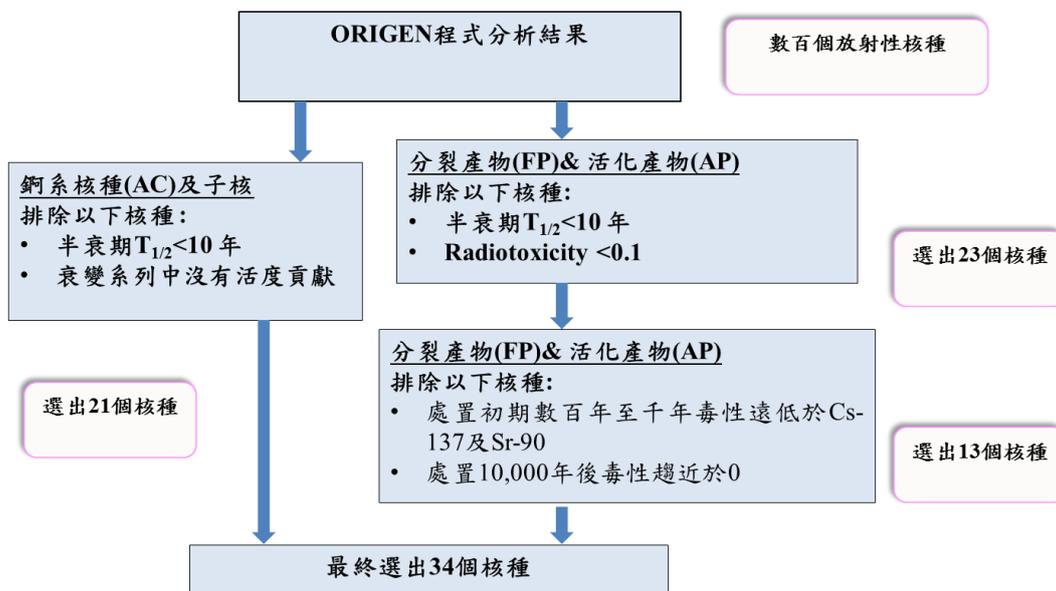


圖 5-4：國內用過核子燃料重要核種篩選流程

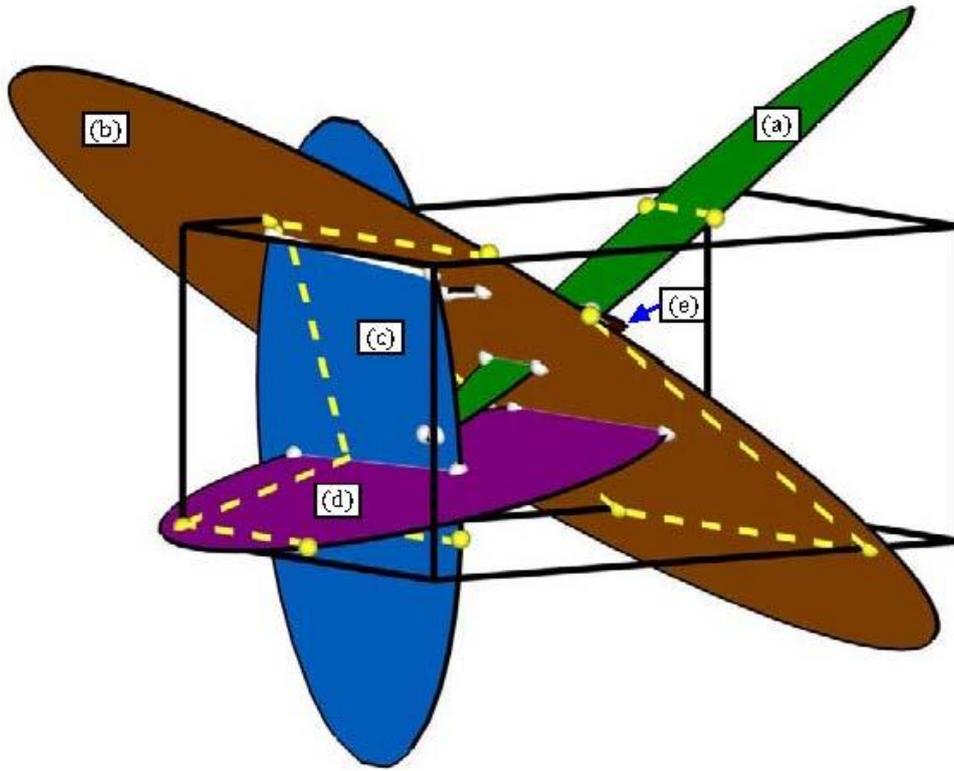


圖 5-5：隨機生成 DFN 模式包含 5 片裂隙於 7 m × 10 m × 5 m 母岩

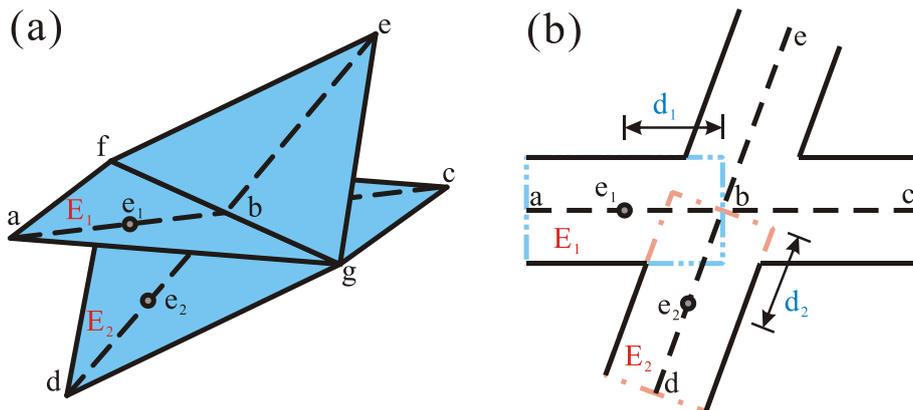


圖 5-6：計算 TOUGH 系列網格資訊

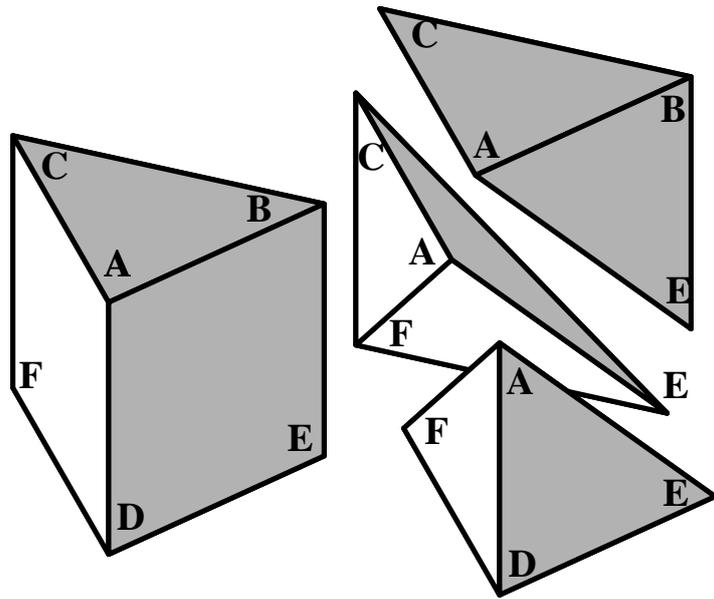


圖 5-7：計算 TOUGH 系列網格體積

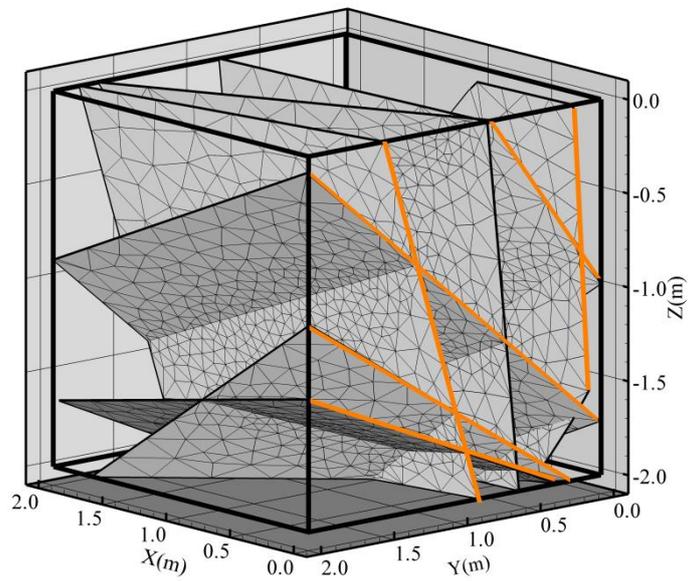


圖 5-8：DFN 網格生成測試案例

## 5.7. 基本情節評估案例

本計畫在 SNFD2009 報告已發展 INPAG-N、INPAG-NV2 與 INPAG-NH 程式，並分別針對廢棄物罐垂直置放與水平置放方式之核種外釋情形進行評估，報告中亦說明相關的核種遷移概念與假設、數值分析理論、使用之參數及國際間使用程式的驗證(台電公司，2010，p4-83)。

本計畫預計在 SNFD2017 報告中參考瑞典發展 SR-Site 之經驗與成果，以處置系統安全功能概念，採由上而下法建構基本情節評估案例，104 年度考量國內環境條件，完成建構腐蝕作用情節案例與剪力效應情節案例，以探討廢棄物罐在深層地質處置下，受地下水化學演化以及深層地震之影響。

### 5.7.1. 腐蝕作用情節

國際輻射防護委員會第 122 號報告說明深層地質處置在可預期的長期演化中，放射性核種的外釋將有可能發生，此潛在曝露視為規劃曝露(planned exposure)，設計基準演化中應包括天然事件，建議以劑量約束或是風險約束來規範此規劃曝露情境(ICRP, 2013)。為此，本計畫假想廢棄物罐在深層地質處置中，可能因處置孔周圍存在母岩裂隙，考量長時間下可能因地下水經由裂隙與緩衝材料接觸，而緩慢地對緩衝材料進行侵蝕，緩衝材料因受地下水侵蝕作用將造成質量損失，當緩衝材料損失質量達到一定程度時，地下水將在緩衝材料中以平流作用，加速地下水與廢棄物罐接觸，致使廢棄物罐可能遭受地下水化學作用機制，造成廢棄物罐銅殼發生腐蝕作用；一旦廢棄物罐銅殼完全被腐蝕，將會使地下水滲入廢棄物罐內，使得放射性核種以地下水為載體，透過相通的母岩裂隙傳輸，而可能再度進入生物圈。104 年度透過上述情境合理推論，完成腐蝕作用情節案例之建構。

本計畫在發展安全評估量化技術中，因用過核子燃料所含的放射性核種將隨時間衰變，所以，廢棄物罐失效的量化罐數及可能發生時間，將是評估潛在曝露的劑量約束或是風險約束值的重要參數；為此，建立安全功能及安全功能指標的量化程序，將是安全評估技術發展的

重要環節；104 年度已透過研析瑞典 SKB 報告(SKB, 2011a)，完成選定腐蝕作用情節相關安全功能及安全功能指標。本計畫將於 105 年度建立安全功能及安全功能指標的量化評估技術，並將技術回饋至發展全系統安全評估模式鍊，分別據以評估工程障壁圍阻失效後，核種在深層母岩的遲滯與傳輸行為，最後量化可能對生物圈造成的劑量風險。

### **5.7.2. 剪力效應情節**

由於台灣位於歐亞大陸板塊東緣，坐落於環太平洋構造活動帶上，故發生頻繁之地震活動，為此，104 年度亦將斷層(地震)活動作為設計基準演化的自然條件，完成剪力效應情節案例之建構，選定相關安全功能及安全功能指標。105 年度將整合本計畫在地震危害度分析技術的成果，建立安全功能及安全功能指標的量化評估技術，並將技術回饋至發展全系統安全評估模式鍊，分別據以評估工程障壁圍阻失效後，核種在深層母岩的遲滯與傳輸行為，最後量化可能對生物圈造成的劑量風險。

### **5.7.3. 基本情節參數敏感度分析**

本計畫在發展全系統安全評估模式鍊中，將分別建立工程障壁圍阻失效技術與核種在深層母岩的遲滯與傳輸行為模式，過程中需要引入大量的地質環境調查參數，以及核種於工程障壁/岩體裂隙之吸附反應與擴散行為研究結果，相關本土化數據需要長期建立。故在 SNFD2017 報告中，本計畫將於 105 年度進行重要參數敏感度分析，以瞭解參數對安全評估之影響程度。

## **5.8. 替代情節評估案例**

### **5.8.1. 擾動情節**

本計畫 SNFD2009 報告已建構基本情節。SNFD2017 報告將根據 FEP 的分析結果，進行擾動情節分析。

在自然因素的地質演化考量上，因台灣本島位於歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊聚合交界處，最終處置設施可能受地體抬升與地表剝蝕作用，使得地下處置設施上方的覆蓋厚度逐漸減小，再加上海水面可能因氣候變遷而上升，使得處置設施上方地面極接近或稍高於海水面，甚至可能被海水淹沒。

關於此議題本計畫規劃 2 個子項工作，分別對地表淹水與颱風豪雨可能引發土砂災害，對地表環境及設施的影響進行研究。

#### **5.8.1.1. 地表淹水因素分析及影響作用之研究**

本研究以本島東部結晶岩分佈區域為主要測試區，根據所蒐集及分析的地文及水文資料，分別利用 Cornell Multi-grid Coupled Tsunami Model (COMCOT Model) 及地文性淹排水模式 (Physiographic Drainage-Inundation Model, PHD Model)，進行海嘯及淹水模擬，並根據模擬結果建立洪水變異情節演化概念模型。

##### **5.8.1.1.1. 小結**

本研究根據過去全球發生大規模地震的歷史紀錄，分別假設 6 個情境，並在不同的海平面上升情況下，利用 COMCOT Model 模擬馬尼拉海溝或琉球海溝發生大規模地震時，所引發海嘯之海嘯波傳遞情形及對本島東部結晶岩測試區沿岸水位變化情形，各情境地震矩規模從 8.3 到 9.3 不等。

研究結果發現，當無海平面上升及海平面上升 1 m 時，各情境發生海嘯幾乎不會對本島東部結晶岩測試區造成影響；當海平面上升 5 m 時，因海平面與沿岸地區高程差變小，海嘯傳遞變得容易，故造成大範圍地區的淹水，各情境淹水地區的高程皆在 8 m 以下；當海平面上升 10 m 時，部份沿岸地區由於高程較低，因海平面上升而被淹沒成為海域，當海嘯發生時仍會在內陸地區造成淹水，各情境淹水地區的高程皆在 15 m 以下。

### 5.8.1.2. 颱風豪雨引發土砂災害對地表環境及設施影響之研究

本研究為瞭解未來環境變異情況下，颱風豪雨可能引發土石災害對於測試區域地表設施環境的可能衝擊，首先分析測試區域之整體環境變異特性，並根據其環境變異特性或趨勢，研擬可能之環境變異境況。

#### 5.8.1.2.1. 小結與建議

茲就本研究之研究成果進行以下說明：

- (1) 降雨特性分析成果顯示，和平溪流域之降雨多集中在 5 月至 11 月(梅雨與颱風季)，約占全年降雨量的 82%，而近 18 年之最大年降雨量發生於 2001 年的 5,486.0 mm；最少年雨量發生於 2002 年的 2,377.5 mm，最高與最低年雨量相差 3,108.5 mm，顯示區域之年雨量差異懸殊。
- (2) 地文特性分析顯示，和平溪流域上游至下游之地勢變化大，超過 48%面積屬於 6 級坡，容易造成流域坡面土壤沖蝕，河道的侵蝕作用及河岸坡面崩塌的發生頻繁。
- (3) 和平溪流域坡面年平均土壤沖蝕深度約 0.72 cm，其中沖蝕較為嚴重之區域為和平北溪流域；約 0.82 cm，和平南溪流域次之；約 0.79 cm，而和平溪下游流域之年平均沖蝕深度約 0.33 cm，為和平溪流域整體土壤沖蝕程度較輕之區域。
- (4) 崩塌發生潛勢評估結果顯示，和平北溪流域內具多個重大崩塌區及高潛勢岩體滑動區；和平南溪流域雖較少重大崩塌區，但仍有多個高潛勢岩體崩滑區存在；相對於和平北溪及南溪，和平溪下游流域內未存在重大崩塌區及高潛勢岩體滑動區，其坡面相對穩定，崩塌發生潛勢較低。
- (5) 本研究選取 FLO-2D 模式，作為不同情節規模下土石流數值模擬之應用程式，並藉由 2 場土石流實際災例，進行 FLO-2D 模式土石流數值模擬測試；結果顯示，FLO-2D 模式之模擬結果能有效說明土石流災害情形，有助於相關單位瞭解土石流之發生歷程、

運動特性及可能影響範圍，可作為土石流災害評估之參考依據及模擬之應用程式。

## **5.8.2. 隔離失效情節**

本計畫 SNFD2009 報告已建構基本情節。SNFD2017 報告將根據 FEP 的分析結果，參考日本 H12 報告與美國 10CFR63 內容，進行隔離失效情節分析。

台灣地處環太平洋地震帶，地震可能造成周圍母岩破壞或透過母岩震動與變形，導致地下設施發生不同程度之損害。地震可能對處置設施的影響為隔離失效情節考量的重點之一。因此，運用大地震對地質模型地殼變形影響之斷層模型方法，分析大地震對各目標分區地質模型短、中、長期的地殼變形影響。

### **5.8.2.1. 本島東部結晶岩測試區**

#### **5.8.2.1.1. 地震活動**

##### **5.8.2.1.1.1. 本島東部結晶岩測試區地震活動度及地震特性**

台灣位於菲律賓海板塊與歐亞板塊交界處，在其東北方，菲律賓海板塊沿琉球海溝向北隱沒於歐亞板塊之下，形成琉球島弧之弧溝系統。在其南方，屬於歐亞板塊的南中國海岩石圈沿馬尼拉海溝向東隱沒在菲律賓海板塊下方，形成呂宋島弧之弧溝系統。本島東部結晶岩測試區位於台灣東北方之弧溝系統，在板塊運動的作用下，此區域有很高的地殼變形率和活躍的地震活動。

##### **5.8.2.1.2. 地震事件之變形分析**

就地震循環的概念，地表變形可以區分為 3 個部分。(1)震間變形，亦即現今之地表活動速率，其特徵為穩定之速度場，同時反映斷層鎖定並累積能量的特性；(2)同震位移，即地震發生時所造成之永久位移；(3)震後變形，亦即本研究之工作重點，由於同震位移對圍岩產生應力變化，透過下部地殼或上部地函之黏彈性物質釋放這些應力

所造成之變形。一般而言，此變形會在早期將應力快速釋放掉而造成較大之變形量，在晚期則逐漸回歸為震間期之活動速率。

模型分為同震位移及震後變形兩大部分，震後變形又分為震後 100 年、震後 1,000 年及震後 100,000 年，地函平均黏滯係數為  $10^{18}$  Pa·s 至  $10^{21}$  Pa·s，本研究以黏滯係數  $10^{20}$  Pa·s 來模擬。根據 Hsu et al. (2012, p3-p4) 之研究，進行 1920 年花蓮東方近海的琉球海溝模型，紅色實線為模擬琉球海溝的地表破裂面，紅色虛線為斷層面，斷層長度為 110 km，深度 13 km，傾角  $10^\circ$  向北傾， $290^\circ$  方位角；除此之外，也將在台灣本島最接近本島東部結晶岩測試區之大型構造—梨山斷層加入此模擬，長度為 200 km，深度 15 km，傾角  $70^\circ$  向東傾， $30^\circ$  方位角，每一格點間距為 10 km(圖 5-9)。

同震模型結果指出，本島東部結晶岩測試區由於受梨山斷層及琉球海溝的影響，整個同震水平分量位移方向呈現順時鐘旋轉方向，位移量 0.02 m 至 0.38 m；而在垂直分量的部分，則是東部沿海地區下降 0.01 m 至 0.24 m，靠近梨山斷層地區抬升 0.02 m 至 0.37 m。

震後模型結果顯示，在地函黏滯係數  $10^{20}$  Pa·s 的狀況下，黏彈性鬆弛效應造成之震後水平分量，本島東部結晶岩測試區從震後 100 年的 0.01 m 至 0.10 m 及震後 100,000 年的 0.02 m 至 0.51 m，大致成西南方向；而垂直分量則是從震後 100 年有 0.01 m 至 0.02 m 之下降量及震後 100,000 年有 0.08 m 至 1.74 m 下降量。

同震位移與震後位移加總結果(圖 5-10)顯示，本島東部結晶岩測試區震後 100 年的抬升量為 0.14 m 至 0.40 m，而震後 100,000 年的抬升量為 0.18 m 至 1.37 m，水平分量則是從震後 100 年的 0.06 m 至 0.46 m 至震後 100,000 年的 0.01 m 至 0.83 m，大致成西南方向。此黏彈性鬆弛效應主要能量持續釋放至震後 200 年。

## 5.8.2.2. 離島結晶岩測試區

### 5.8.2.2.1. 地震活動

#### 5.8.2.2.1.1. 離島結晶岩測試區地震活動度及地震特性

離島結晶岩測試區地處相對穩定的大陸邊緣，故測試區地震活動相較於台灣本島較少，根據前人之地質調查，離島結晶岩測試區發育不少延伸性不佳的正斷層。而林蔚等(2005, p20-p25)進行測試區全面性之地質調查，推測離島結晶岩測試區有兩斷層帶，分別為太武山斷層與金龜山斷層；其中太武山斷層截切過太武山，於南、北太武山之間形成約 N60°E 走向的斷層谷，此斷層與台電公司(2010, p86)鑽井所遇之正斷層延伸方向大致一致。而金龜山斷層帶則位於金龜山，金龜山片岩受正斷層作用而形成北東向破裂帶。測試區較特殊之地震事件，為 1604 年 12 月 29 日發生在泉州東北海域 7.9 級之泉州地震，根據歷史地震紀錄，此地震之災害範圍延伸至離島結晶岩測試區，但並未有傷亡紀錄；菲律賓海板塊向西之擠壓力，為誘發 1604 年泉州大地震的主要原因(陳晨，2005, p107)。

#### 5.8.2.2.2. 地震事件之變形分析

根據台灣地區歷史地震資料之研究，模擬 1604 年福建泉州東方海域的閩粵濱海斷裂帶模型(鄭世楠等，2011)，如圖 5-11 所示；其中紅色實線為模擬閩粵濱海斷裂帶之地表破裂面，紅色虛線為斷層面，斷裂帶長度為 430 km，深度 30 km，傾角 54°向東南方傾，方位角為 38°，地震規模為 7.99(M<sub>w</sub> 7.9)，每一格點間距為 15 km。

同震模型結果指出，離島結晶岩測試區由於受閩粵濱海斷裂帶的影響，整個同震水平位移方向呈現一個順時鐘旋轉方向，位移量 0.50 m 至 6.42 m；垂直分量的部分，在離島結晶岩測試區下降 0.01 m 至 0.35 m；靠近斷層地區抬升 0.02 m 至 1.05 m。

震後模型結果顯示，在地函黏滯係數  $10^{20}$  Pa·s 的狀況下，黏彈性鬆弛效應造成之震後水平分量，離島結晶岩測試區從震後 100 年的 0.44 m 至 2.72 m，至震後 100,000 年的 2.56 m 至 5.83 m，大致

成西南方向；黏彈性效應震後垂直分量，在地函黏滯係數  $10^{20}$  Pa·s 的狀況下，測試區震後 100 年有 0.01 m 至 2.41 m 之下降量，而震後 100,000 年則有 0.09 m 至 11.36 m 之下降量。

同震變形量與黏彈性鬆弛效應加總之水平分量，在地函黏滯係數  $10^{20}$  Pa·s 的狀況下，離島結晶岩測試區從震後 100 年的 0.94 m 至 2.82 m 至震後 100,000 年的 0.11 m 至 5.08 m，大致呈西南方向；垂直分量在震後 100 年有 0.01 m 至 0.39 m 的下陷量，而震後 100,000 年有 0.06 m 至 2.51 m 的下陷量。此黏彈性鬆弛效應主要能量持續釋放至震後 300 年。

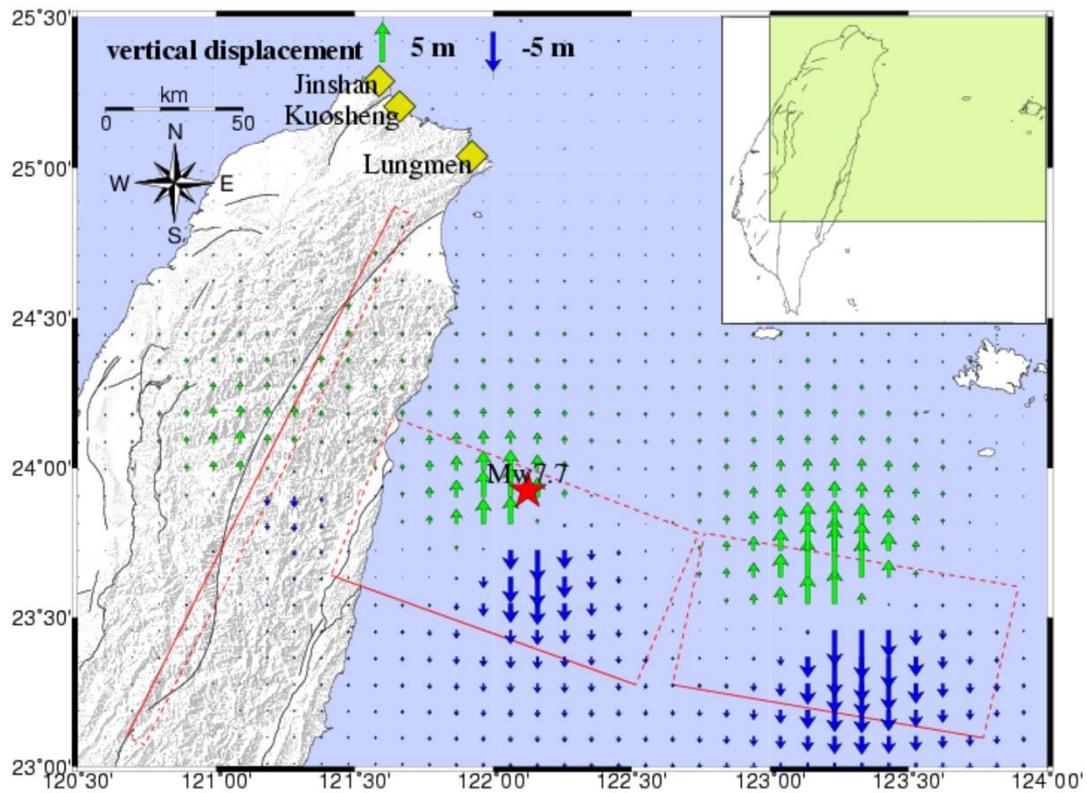


圖 5-9：台灣東部外海發震構造之震後 100,000 年同震位移與震後黏彈性效應之總合垂直位移場

假設地函黏滯係數為  $10^{20}$  Pa·s，假設地震規模為 7.7，海面上近東西走向紅色方框為琉球海溝投影至地表的斷層破裂面，在台灣本島東北-西南走向的紅色方框為梨山斷層投影至地表的斷層破裂面。綠色箭頭為地表抬升位移量，藍色箭頭為地表下陷位移量。紅色星號為 1920 年花蓮東方近海的地震。

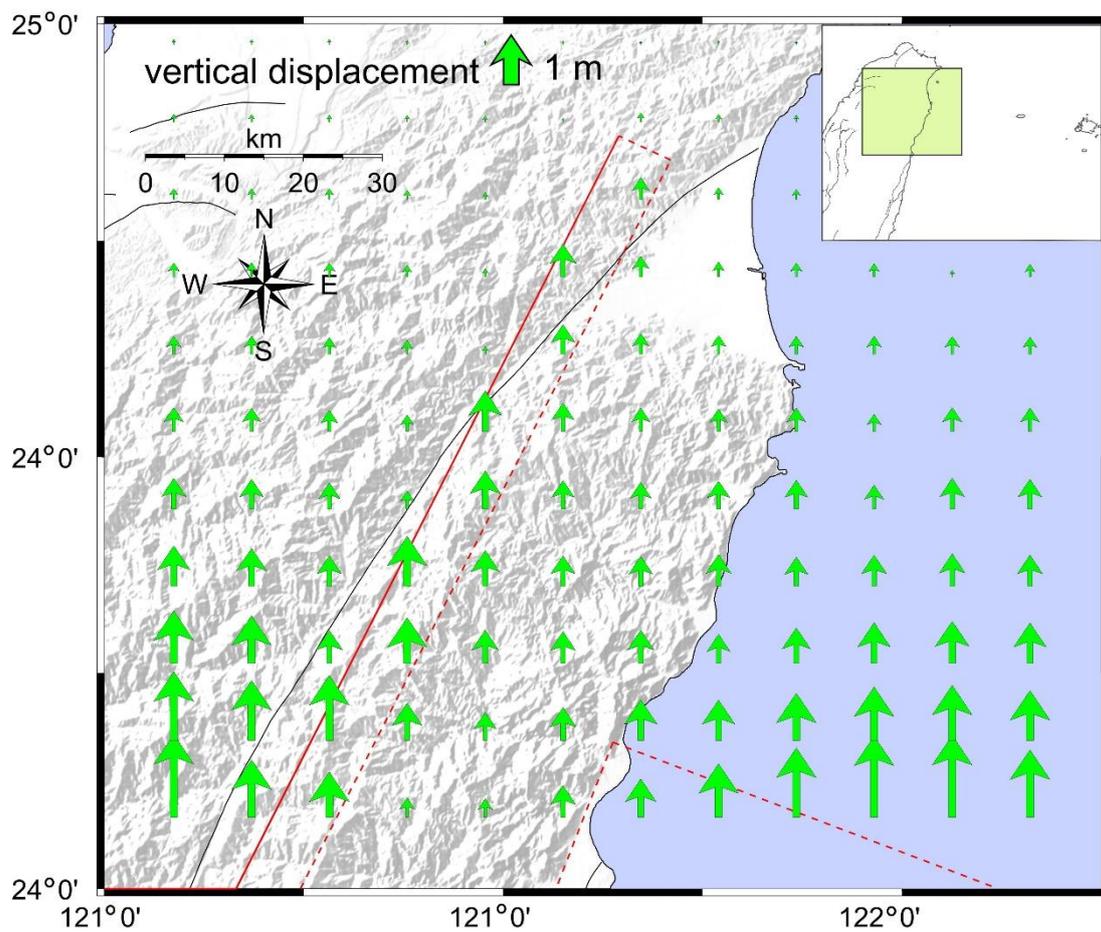


圖 5-10：本島東部結晶岩測試區及鄰近區域之震後 100,000 年同震位移與震後黏彈性效應之總合垂直位移場  
 測試區域假設地函黏滯係數為  $10^{20}$  Pa·s，地震規模為 7.7，綠色箭頭為地表抬升位移量。

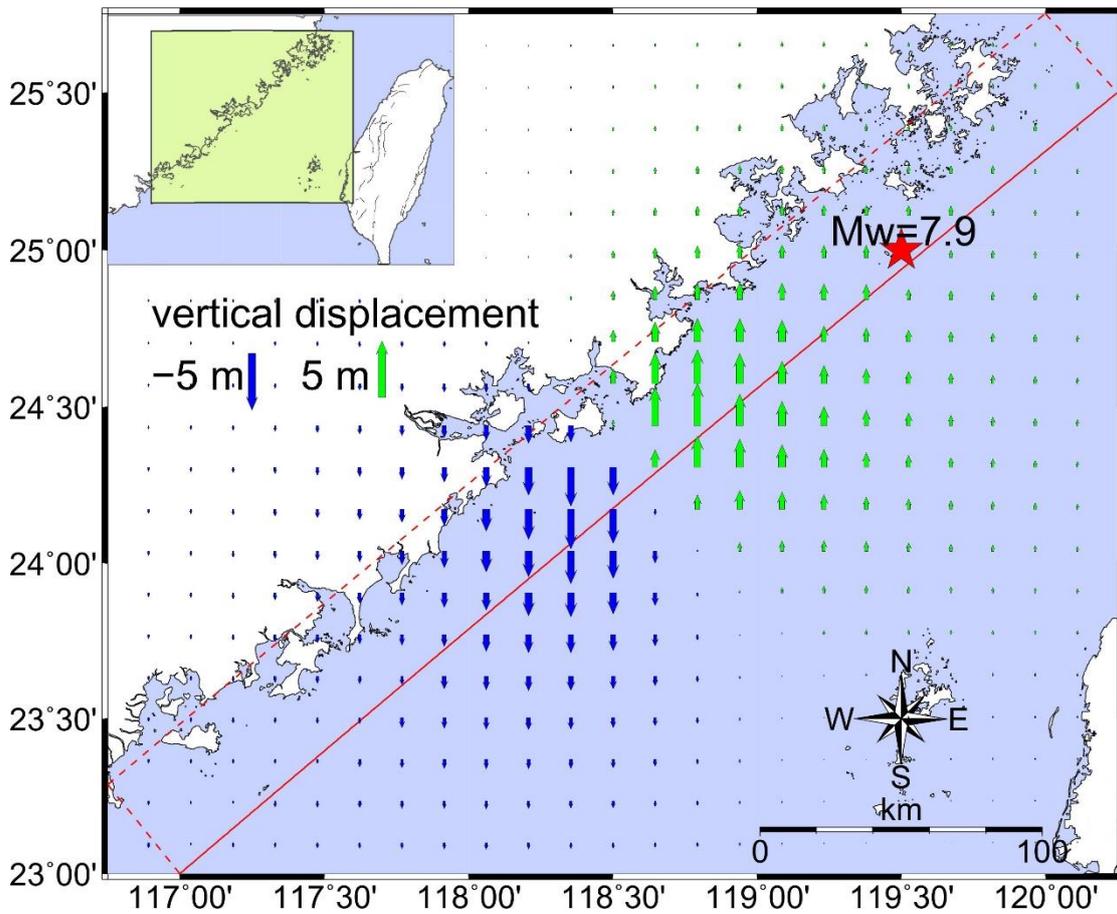


圖 5-11：大陸東南及台灣海峽區域之震後 100,000 年同震位移與震後黏彈性效應之總合垂直位移場

假設地函黏滯係數為  $10^{20}$  Pa·s，地震規模為 7.9，海面上東北-西南走向紅色方框為閩粵濱海斷裂帶投影至地表的斷層破裂面。綠色箭頭為地表抬升位移量，藍色箭頭為地表下陷位移量，1604 年福建泉州東方海域的地震。

### 5.8.3. 替代情節參數敏感度分析

SNFD2017 報告將根據前述參考案例與替代案例的分析比較結果，提出對處置設施評估重要或可能重要的關鍵因素，作為後續研究的參考依據。

針對資料不確定性、模式不確定性及情節不確定性的分類，本期進行「不確定性與參數敏感度分析技術之研究」，成果在不確定性與參數敏感度相關文獻的蒐整。

#### 5.8.3.1. 功能安全評估不確定性分析之評析

##### 5.8.3.1.1. 日本

###### (1) 情節不確定性

情節不確定性由以下的有限知識引起：

- (a) 緩慢過程的評估，例如地質圈中工程障壁物質、地下水與核種傳輸的化學交互作用。
- (b) 事件的時間點與頻率可能影響地質環境的穩定性。
- (c) 未來人類活動。

###### (2) 模式不確定性

在一些案例中，兩個或更多的替代概念模式能解釋觀測現象，而當模式將時間或空間外插時，卻也導致不同的預測結果，這是模式不確定性的來源之一。

###### (3) 資料的不確定性

如果所有地質及地表的環境與處置設施設計的不確定性，均被考慮，定量分析或定性考慮可能被定義的案例數量非常大。處理這個狀況，一般有兩個不同的方法來處理：

- (a) 使用機率分析；
- (b) 定義可能案例的定率分析。

2 種方法各有其優缺點；在 H12 報告中，地質及地表環境以與處置設施設計部分，採用後者方法。

### 5.8.3.1.2. 芬蘭

深層地質處置的安全案例是用來證明對於處置系統科學與科技上的理解，包括預期的安全工程障壁與安全功能、處置場系統的分析能力，進而維持處置場的安全功能與滿足長期安全要求，並提供支持定量分析結果可靠度的證據與論點。關於長期放射性物質之安全要求與處置方法，以及處置場址的適當性，應該透過分析安全案例來證明（安全案例必須分析預期發展的情節與不可能事件減少長期安全），若定量分析不合理或考慮不確定性，安全案例就要包含基於試驗與補充考慮發展的數值分析。芬蘭 Posiva Oy(2012, pi)對於位於 Olkiluoto 用過核子燃料的處置，使用 TURVA-2012 安全案例，其主要的報告與簡短的內容描述如圖 5-12 所示。

芬蘭已經將 FEP 應用於安全案例中，並完成 FEP 的鑑定與審查，起初的 FEP 清單源自先前 POSIVA 過程報告(Miller & Marcos 2007, pi)、核能總署(Nuclear Energy Agency, NEA)國際 FEP 清單(NEA, 1999, pi)及其協助的計畫資料集(NEA, 2006, pi)與其他相關的安全案例，除了使用現存的 FEP 清單外，POSIVA 的 R&D 與場址特性計畫被用來測試是否有遺漏的 FEP，鑑定後再藉由一些定性的指標，審查 FEP 可能的顯著性，Posiva Oy(2012, pi)僅考慮鑑定與審查完的 FEP，進行處置場長期安全評估，並將 FEP 定義如下：

- (1) 特徵(Feature)：處置系統的構成要素，或影響要素的行為的參數或特徵，像是溫度；
- (2) 作用(Process)：1 個導致逐漸改變歷程，使得廢棄物或處置系統在短期或長期受到衝擊，關於安全功能，作用有保守與非保守 2 種。例如包括放射性核種的吸附與膨脹土的膨脹作用；
- (3) 事件(Event)：1 個導致迅速改變歷程，使得廢棄物或處置系統在相對短時間內受到衝擊，這可能是處置系統內部或外部的影響。例如包括由於地震或人類不經意地侵入使得母岩產生斷層。

### 5.8.3.1.3. 瑞典

安全評估報告是瑞典 SKB 申請建造和營運處置場許可重要的一部分，安全評估報告中必須評估建造和營運處置場有充足的安全性，以及處置場長期的安全，前者論述於 SR-Operation 報告中，後者論述於 SR-Site 報告中。

SKB 報告(SKB, 2006b, p147-p152)編輯處置場長期安全的氣候和氣候相關議題資訊，協助瑞典最終處置場的 SR-Can 安全評估報告。在「Handling of uncertainties in SR-Can」討論不確定性，將不確定性分為 3 大類型：

(1) 對機械理論瞭解的不確定性

基於可利用的科學文獻，以及基礎科學機械理論是否完美控制該過程，對此過程理解的不確定性。

(2) 模式簡化的不確定性

大部分案例中，過程的定量計算伴隨著模式簡化。這是一個顯著的不確定性來源，討論這些不確定性並改變模式或方法進行概念模式的簡化。

(3) 輸入資料和資料的不確定性

為了計畫管理需要，必須注意量化過程的輸入資料。重要的輸入資料和輸入資料不確定性在數據報告(Data report)中進行討論。

### 5.8.3.1.4. 美國

如同美國核能管制委員會(NRC)(NRC, 2005, p53319)中所敘述的，NRC 評估個人最大合理曝露(Reasonably Maximally Exposed Individual, RMEI)劑量的均值和中位數。此評估在美國核能管制委員出版的雅卡山回顧計畫中(Yucca Mountain Review Plan, YMRP)，其中，強調功能評估的風險回顧裡，功能評估可量化處置場的功能，而美國能源部對處置場功能評估採系統性的分析，藉以回答以下 3 個問題，問題 1：可能發生什麼？問題 2：這發生的機會有多高？問題 3：發生後的結果？並將風險表示為

$$(S_i, pS_i, cS_i), i = 1, 2, \dots, nS \quad (5-5)$$

其中  $S_i$  為發生事件設定(回答問題 1)； $pS_i$  為  $S_i$  的發生機率(回答問題 2)； $cS_i$  為  $S_i$  的發生後的影響(回答問題 3)。此外  $S_i$  互不交集(即)  $S_i \cap S_j = \emptyset$  for  $i \neq j$ ， $S_i$  為齊次且允許使用單一的結果向量  $cS_i$ ， $i \cup S_i$  必須包含所有可能發生的風險。

此外，除上述 3 個問題外，另外第 4 個基本問題：回答前 3 個問題中，包含多少不確定性？美國核能管制委員會在許多聲明中強調了此問題的重要性，如對於長期功能，什麼是合理的期望值(包含時間期距、災害和不確定性)，這些期望值都會受到處置場關閉後的功能所影響，然而參數無法精確的定量，功能評估必須著重於合理的參數分佈上而非一些極端的參數值。了解不確定性對於功能評估的重要性後，針對分析架構提出 3 個基本設定(entity)，設定 1：未來發生事件(如火災事件和地震事件)的不確定性特性；設定 2：對於預測物理行為和處置場評估的模式(如原始和偏微分方程式的系統)；設定 3：關於定值但不精確輸入項的不確定性特性。更多雅卡山功能評估會議對於敏感度分析的討論可參考文獻(Helton and Davis, 2000; Helton and Davis, 2003, p263-p304; Helton et al., 2006, p1175-p1209)。

#### 5.8.3.1.5. 我國

我國用過核子燃料處置之功能/安全評估技術，以「核能研究所-全系統功能評估系統(INER-TSPA)」為平台架構的技術核心。此一系統係以微軟 Visual Basic 程式語言所建立的一套視窗操作介面系統。該系統能統合各個獨立的分系統評估電腦程式，使處置場之功能評估程序能在系統化、統一化、視覺化的操作方式下進行。該系統能聯結包括近場 INPAG-N 與遠場 INPAG-F 外釋評估程式與生物圈 AMBER 評估程式等，並進行不確定性與參數敏感度分析。核研所歷年來發展的程式工具架構與關連性如圖 5-13 所示。其中 INPAG 程式為核研所於

2000 年透過與美國監測科技公司(Monitor Scientific LLC, MSCI)的合作，引進國際技術所建立的評估程式。

本計畫除了發展 INER-TSPA 外，考量技術多樣化與評估結果比對的需要，同時發展以 GoldSim 為平台的系統整合技術。GoldSim 的優點在於該程式經過許多國家的實用驗證，功能可靠，對於資料的整合與作用程式(process model)的聯結有強大的彈性。未來，將採用 GoldSim 執行不確定性或是靈敏度分析。例如，輸入參數若具有分佈，則可採用隨機取樣等方式納入模型內，進行評估計算，據以了解該參數對於結果之影響。

### 5.8.3.2. 不確定性分析技術之比較與建議

任何一種不確定性分析技術都有其優缺點和適合的案例，沒有一種不確定性分析技術適合所有案例，以下簡短回顧各技術的優缺點：

蒙地卡羅分析(Monte Carlo analysis)基於機率過程選擇模式參數並透過映射，分析模式參數與模式預測值，得到不確定性與敏感度。優點包括：(1)大量的進行模式參數取樣；(2)不需替代模式(例如微分分析中的泰勒展開式與 RSM 中的反應曲面)；(3)不用大量修改與操作原始模式；(4)各參數大量的取樣有助非線性、門檻與非連續的辨識；(5)可接續使用多種敏感度分析；(6)概念簡單、廣泛使用並容易解釋。蒙地卡羅分析主要的缺點是需要大量的計算成本，模式需要大量運算時間或者機率趨近於 0 或 1 時要謹慎使用。

微分分析法使用泰勒展開式近似而得不確定性結果，微分分析具有以下優點：(1)使用泰勒展開式可以減少微小擾動帶來的影響；(2)微分分析可得到變異數，可直接進行不確定性與敏感度分析；(3)某些技術(如 adjoint techniques、Green's function techniques 等)可輔助計算微分；(4)已被廣泛使用。微分分析法的主要缺點，在於執行困難並需要大量的人力成本和計算時間。

反應曲面法使用實驗設計選擇模式以取代原始的模式，此方法可用於不確定性分析和敏感度分析上，其優點如下：(1)透過實驗設計的選擇，可有效控制模式參數的結構；(2)對於線性或二次方程式可

逼近最佳解；(3)一旦計算出反應曲面，可直接執行不確定性與敏感度分析；(4)實驗設計於反應曲面法中已被廣泛使用。反應曲面法的缺點包含：(1)發展適合的實驗設計是困難的；(2)模式輸入變數的使用有數量上的限制；(3)需要大數量的設計點；(4)對於門檻、非連續與非線性參數上的運用是困難的；(5)包含輸入變數的相關性與限制是困難的；(6)建構適合的反應曲面近似模式是困難的。

傅立葉振幅敏感度檢驗與 Sobol 變異分解法，是將總體的變異數分解成各自變數的變異數，此 2 種方法的優點有：(1)全範圍探勘每個輸入變數；(2)直接計算平均值與變異數以取代代理模式；(3)可決定每個變數貢獻的變異數；(4)可考慮變數交互作用的影響；(5)敏感度分析不用先決定線性或單調關係；(6)不需要修改原始模式。此方法有以下缺點：(1)數學理論較複雜且不容易解釋；(2)沒有被廣泛應用；(3)積分過程相當複雜且需要大量計算時間；(4)無法處理模式變數的相關性。

快速機率積分為評估分佈方程式的分析過程，快速機率積分允許評估分佈的尾端，不用評估全部的分佈，此過程與蒙地卡羅分析相比，可減少評估相同尾端機率的計算。而快速機率積分的缺點有：(1)數學理論較複雜且不容易解釋；(2)偏微分過程需要大量計算時間；(3)當模式具有大量變數時，此方法不適合計算全部分佈或考慮分佈。

### 5.8.3.3. 小結

由國內外有關不確定性分析技術的報告書與論文回顧，可瞭解目前各國使用的不確定性與參數敏感度分析技術進展，與我國不確定性及參數敏感度分析技術的應用近況。

有相當多的不確定性分析技術被應用於各領域與各研究中，本計畫回顧的文獻中，只探討較廣泛應用且與功能評估較相關的不確定性分析技術，這些技術包括：蒙地卡羅分析、微分分析(differential analysis, DA)、反應曲面法(response surface methodology, RSM)、傅立葉振幅敏感度檢驗(fourier amplitude sensitivity test, FAST)、Sobol 變異分解法(Sobol' variance decomposition)、快速機率積分(fast

probability integration, FPI)、多變量分析法、點估計法(Harr method, Li's method and Rosenblueth method)、貝葉斯理論等。取樣方法也對不確定性、敏感度分析技術結果影響相當大，文獻回顧中取樣的方法有：蒙地卡羅隨機取樣、重點取樣、成層取樣及 LHS，其中 LHS 能以最少的樣本數達到最好的結果，因此，應用最廣泛。

回顧國外有關敏感度分析技術的文獻，國外報告進行功能安全評估參數敏感度分析都是取上下範圍限制，進行定率式的參數敏感度分析，近年來已採用機率式評估，常見的敏感度分析技術如篩選法、對數勝算比差值、損益平衡分析、AD、RA、ANOVA、RSM、FAST、經驗設計法、Sobol 變異分解法、散布圖檢驗、相關性分析及 PCA 等。

每種技術有其假設與限制條件，每種技術也具有不同計算與人力需求，以及解釋分析結果之複雜度；故無法說明某種不確定性分析技術一定優於另一種，必須依照各案例的條件，如輸入參數的數量、模式複雜度、模式大小與可運用的計算成本，以衡量使用那種技術最為洽當。考量處置設施全系統功能安全評估模式的複雜程度、模式中的輸入參數的個數、分析目標與使用彈性，使用蒙地卡羅分析結合 LHS 的取樣不確定性，且可以搭配多樣的取樣式敏感度分析技術，是最有效率的方法。SRC 和 PCC 則是最簡單且最有效率的敏感度分析方法，用來確認最重要且最具影響力的因子。

<b>TURVA-2012</b>	
<b>Synthesis</b>	
Description of the overall methodology of analysis, bringing together all the lines of arguments for safety, and the statement of confidence and the evaluation of compliance with long-term safety constraints	
<b>Site Description</b>	<b>Biosphere Description</b>
Understanding of the present state and past evolution of the host rock	Understanding of the present state and evolution of the surface environment
<b>Design Basis</b>	
Performance targets and target properties for the repository system	
<b>Production Lines</b>	
Design, production and initial state of the EBS and the underground openings	
<b>Description of the Disposal System</b>	
Summary of the initial state of the repository system and present state of the surface environment	
<b>Features, Events and Processes</b>	
General description of features, events and processes affecting the disposal system	
<b>Performance Assessment</b>	
Analysis of the performance of the repository system and evaluation of the fulfillment of performance targets and target properties	
<b>Formulation of Radionuclide Release Scenarios</b>	
Description of climate evolution and definition of release scenarios	
<b>Models and Data for the Repository System</b>	<b>Biosphere Data Basis</b>
Models and data used in the performance assessment and in the analysis of the radionuclide release scenarios	Data used in the biosphere assessment and summary of models
<b>Biosphere Assessment: Modelling reports</b>	
Description of the models and detailed modelling of surface environment	
<b>Assessment of Radionuclide Release Scenarios for the Repository System</b>	<b>Biosphere Assessment</b>
Analysis of releases and calculation of doses and activity fluxes.	
<b>Complementary Considerations</b>	
Supporting evidence incl. natural and anthropogenic analogues	
	Main reports
	Main supporting documents

圖 5-12：TURVA-2012 安全案例

資料來源：Posiva Oy, (2012, p20)

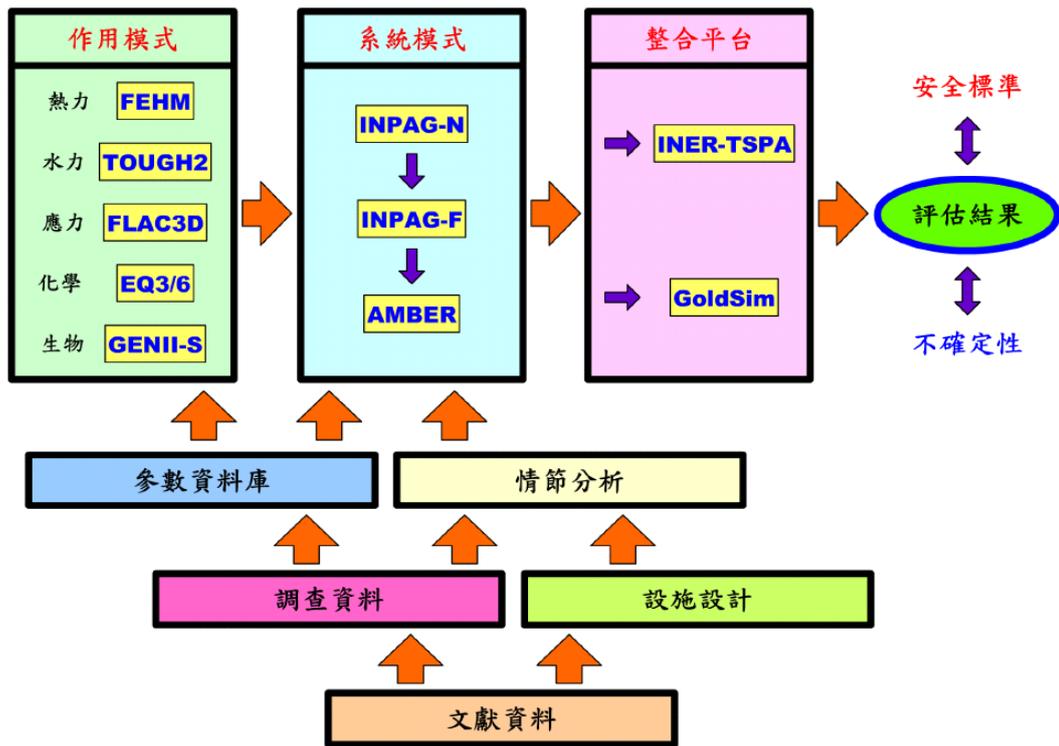


圖 5-13：我國功能/安全評估技術發展程式系統架構  
資料來源：台電公司(2010)

## 5.9. 計算案例之整合分析

SNFD2017 報告將根據前述參考案例與替代案例等的分析比較結果，進行整合分析。

### 5.9.1. 案例分析結果說明

SNFD2017 報告將根據前述參考案例與替代案例等的彙整表，進行各案例使用參數和分析結果的差異。

### 5.9.2. 安全指標

已蒐集彙整主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度(紀立民，2014，p19-p21)。SNFD2017 報告將根據前述參考案例與替代案例等的分析結果，與國際間安全標準進行比較。

## 5.10. 安全評估的可信度

本節將於 SNFD2017 報告第 5.10 節綜合說明建立安全評估可信度的具體措施，包括情節、模式、模組與資料庫建置、天然類比研究及評估報告比較等內容。

### 5.10.1. 情節、模式、模組、及資料庫的建置

國內核電廠自民國 67 年開始核一廠一號機運轉發電，迄今共有核一、二、三廠的六部核能機組。為提升用過核子燃料管理策略，本計畫建立用過核子燃料輻射源項之特性資料分析技術，針對國內用過核子燃料型式、運轉條件建立輻射源項分析程序，並規劃建置用過核子燃料輻射源項特性資料庫，結合 4.5.1 節之技術成果，發展一套可整合管理用過核子燃料輻射源及高放射性廢棄物輻射源數據資料，提昇未來用過核子燃料管理策略擬定之彈性。

SNFD2017 報告並將根據 5.5.1 節 FEP 的發展、分析工具與過去計畫中發展的資料庫資訊進行彙整說明。

## 5.10.2. 天然類比研究

天然類比研究在深層地質處置設施安全評估中，為重要的驗證方法，可彌補實驗室試驗及現地試驗在時間與空間尺度上的不足，並提高深層地質處置概念技術評估之信賴度。

### 5.10.2.1. 地質處置的天然類比

放射性廢棄物地質處置的天然類比，其主要的目的為(1)藉由研究類比地質處置系統的自然現象，以了解在地質時間尺度下是否符合預期結果(包括放射性核種的遷移與遲滯)；(2)增進利用短期實驗室驗證數據評估處置系統的可靠度。

#### (1) 天然鈾系核種的遷移與遲滯：

##### (a) 東濃鈾礦床：

東濃鈾礦床形成於大概 10 Ma 前，為日本目前最大的鈾礦床 (Ochiai et al., 1989)。該礦區的基岩主要由 70 Ma 年前的花崗岩所組成 (Ishihara and Suzuki, 1969; Suzuki and Adachi, 1998)，距今 20 Ma 到 15 Ma 時，這個區域被淺海或是內陸湖所淹沒 (Itoigawa, 1974a)，沉積了砂質與凝灰質的瑞浪群 (mizunami group) 沉積層覆蓋於基岩之上。同類型的沉積物則一直延伸分佈到瀨戶內海 (Itoigawa, 1980)，而花崗岩內的鈾礦被流動的孔隙流體所溶解；最後，在還原環境下沉積分佈在瑞浪群的最底層 (Shikazono and Utada, 1997)。

距今 5 Ma 到 15 Ma 間，東濃一帶的區域因為月吉 (tsukiyoshi) 斷層的錯動抬升，而造成瑞浪群地層的出露 (Itoigawa, 1980)；一般認為這條斷層是在礦化作用之後所形成，而瑞浪群最少垂直位移了 30 m。雖然鈾礦被這條斷層截切，但並沒有因此造成鈾元素的遷移 (圖 5-14)。剝蝕作用一直持續到大約 5 Ma 前，當這個區域開始沉陷後，瑞浪群才被河相與湖相的瀨戶群 (seto group) 砂泥沉積物所覆蓋 (Itoigawa, 1974b)。瀨戶群的沉積持續到大約 70 萬年前，直到這個地區因抬升而開始剝蝕。因此，即使在斷層錯動、地殼抬升、地表沉陷、

剝蝕作用、沉積作用及氣候與海水面的變化之下，東濃鈾礦床在 10 Ma 前形成之後，仍得以被保留。這表示在該區域深處的地質環境下，這些過程並沒有明顯的影響，像是酸鹼度 pH 與氧化還原電位 Eh 等控制鈾元素遷移的地球化學參數。地下水地球化學的分析結果則同樣支持這個結論，依據來自至少 1.5 萬年前降雨所形成的地下水化學研究，含有鈾礦床的瑞浪群地層仍屬於還原狀態 (Mizutani et al., 1992)。在少於或等同於地下水在地層中的滯留時間之時間尺度下，地球化學的狀態同樣顯示岩石與水的交互作用，是主要造岩礦物達到飽和且產生強還原環境的原因 (Iwatsuki et al., 1995)。在該礦床不同區域的岩石樣本中所收集到的鈾系核種 (U-238、U-234 與 Th-230)，被發現時幾乎都已達到放射性平衡 (Yusa and Yoshida, 1993)，根據母核種的半衰期達到放射性平衡所需要的時間來看，這些核種已經在封閉的系統當中保存了相當長的時間 (Yoshida et al., 1994a)。利用電子顯微鏡觀察，如 SEM (scanning electron microscope) 等設備，則可發現鈾礦大多富集在黑雲母或其他的造岩礦物中，以及裂隙中石英顆粒和礦物顆粒的交界處 (Yoshida, 1994)。而鈾含量較高的岩石，大多也具有較高的透水性和吸附容量 (Yoshida et al., 1994b)；因此，這樣的差異反映了鈾礦的富集與地下水流通道 (像是微小的裂隙與顆粒間的空隙) 分佈之間的關係。在深層地質環境中，這類型的岩石，被認為具有長期控制鈾元素或其他氧化還原敏感核種的潛力。

(b) 奧克羅 (Oklo) 鈾礦床：

非洲加彭共和國的奧克羅鈾礦床在過去的 2 Ma 間，以其天然的條件進行了核分裂的連鎖反應。周圍的岩石溫度因為此連鎖反應放熱估計可達到 350 °C，分裂後的產物估計至少可達到數噸 (Gauthier-Lafeye and Weber, 1989)。

其中有幾個核種在奧克羅天然反應爐地質環境下的行為被發現，而值得參考(Hidaka and Holliger, 1998; Isobe et al., 1995)：

- (i) 鈾和鈾大多殘留在核分裂發生的地方；
- (ii) 向外遷移的成分當中，鈾會與鋇及鉍一起殘留在周圍的黏土層中；
- (iii) 稀土元素並不會自核分裂的地方向外遷移；
- (iv) 即使在近地表的氧化環境下，也只有少數元素像是鋇與鉍會從核分裂的地方遷移出來而被發現。

根據以上的結果顯示，放射性核種可以在深層地質的環境中長期保持穩定，而黏土層中的遲滯行為就如同地質處置系統當中，以黏土礦物作為工程障壁所扮演的角色。

(c) 昆嘎拉(Koongarra)鈾礦床：

澳洲的昆嘎拉鈾礦床大約在 17 萬年前形成，該礦床由原始沉積的主區域，以及鈾礦可能被含氧地下水溶解流動而再濃縮的次要區域所組成，當主區域內的鈾元素與鈾礦物在穩定狀態下共存，次要區域則開始接觸含氧地下水而開始溶解。地球化學與電子顯微鏡的分析結果顯示，若僅以 Kd model 無法符合現場鈾礦傳輸情形，但若將 koongarra 主體母岩風化作用產生的含鐵礦物影響納入考量，其結果較符合現場調查數據，故研究結論認為，含鐵礦物在遲滯濃縮鈾上扮演重要的角色(Ohnuki et al., 1995; Yanase et al., 1991)。這樣的發現可以用來作為鋼製材料在有放射性核種溶解的含氧地下水環境下之演化參考。

(2) 岩體基質擴散：

在以裂隙作為主要傳輸途徑的岩體中，基質擴散在遲滯核種傳輸的過程中是相當重要的。為了評估這個效應在深層地質環境當中的影響，日本在釜石礦坑內進行了相關研究，天然鈾系核種(U-

238、U-234 與 Th-230) 的分佈與放射性平衡都做了調查，核種豐度的變動，取決於採自坑道壁的鑽孔岩石樣本的裂隙破裂面輪廓。當岩石中天然鈾含量的分佈剖面幾乎都是均勻的時候，裂隙充填的 U-234/U-238 活度比( $>1$ )會與地下水內的比例相同，而 Th-230/U-234 的活度比則會比整體低，顯示地下水中的天然鈾主要來自於裂隙充填物。

由於在基質當中地球化學的變化似乎很小，僅有在裂隙充填物當中的天然鈾系列核種，可藉由足夠的時間達到放射性平衡而擴散到基質(Ota et al., 1999)，如圖 5-15。

在岩石裂隙周圍的蝕變區域有許多綠泥石、絹雲母(含有蝕變斜長石)與其它具有較高鈾吸附能力的礦物(Ticknor, 1993; Ticknor, 1994)，而天然鈾的擴散被認為會受到這些造岩礦物間的化學交互作用所影響。研究結果指出，分佈在釜石礦區內的天然鈾系核種，於白堊紀花崗閃長岩中基質擴散的範圍在 10 mm 至 100 mm 之間。基質擴散的深度則受到孔隙網絡構造(分佈、連通性與孔隙形狀)，以及傳輸途徑周圍礦物的吸附潛能來決定。其他國家的相關研究也有相似的結果，結晶岩當中透水裂隙的基質擴散深度範圍在數公分的數量級(Alexander et al., 1990; Smellie et al., 1986; Mènager et al., 1994; Suksi et al., 1992)。基質擴散的天然類比並不需要像是鈾礦床這類特定條件，也可以類比在一般的地質環境。

#### 5.10.2.2. 金屬的天然類比

目前最常見的鋼與鐵器的天然類比腐蝕研究，主要仍是由歷史考古器物為主。人類發展歷史由石器逐步邁向金屬器的使用，因此，史前時期的各式金屬文物富藏於全球各種環境中，提供許多機會來瞭解鐵在不同環境下產生的劣化作用與腐蝕率，藉此來彌補短期實驗之不足，並驗證模式分析產生的結果。Johnson and Francis (1980) 為鐵或鐵合金器物迄今最為完整的研究，分析結果顯示鐵的腐蝕率趨於一致，範圍介於 0.1  $\mu\text{m}/\text{year}$  至 10  $\mu\text{m}/\text{year}$  之間，此結論也獲得 Yusa et

al.(1991)的印證；該研究探討供水和供氣管線的腐蝕率，這些鋼質管線埋藏於不同環境的黏土中，研究結果顯示最高腐蝕率為 10  $\mu\text{m}/\text{year}$ ，腐蝕產物則以  $\text{FeCO}_3$  和鐵的氫氧化合物為主。

銅器時代以來人類就廣為應用銅和青銅(銅和錫的合金)，因此，有關考古銅器的資訊亦相當豐富。Tylecote et al.(1977)曾研究多種古銅器及銅合金(鉛、錫和錫-青銅)器物的持久性，並依不同種類的銅礦源和冶煉方法，探討這些因素對銅器持久性的差異，研究結果顯示銅和銅合金具極佳抗腐蝕性，為製作金屬廢棄物罐的合適材質。Tylecote et al.(1977)亦曾分析不同地點出土的古銅器，並針對環境與腐蝕率的關聯性進行探討，其中環境因子包括測試區 pH 值、有機成份、二氧化碳、硫氧化物、磷氧化物等，並詳細分析銅器的成份，以及評估腐蝕狀況。結果顯示其中尤以錫青銅合金具抗腐蝕性並且在典型微鹼性土壤中，各種不同的銅器平均腐蝕速率約為 0.225  $\mu\text{m}/\text{year}$ 。Johnson and Francis (1980)亦進行廣泛性的古銅器腐蝕研究，其採用保存較為良好並可定年之的銅器進行分析，並嘗試由銅器的年代估算腐蝕速率，結果顯示銅的長期腐蝕率介於 0.025  $\mu\text{m}/\text{year}$  至 1.27  $\mu\text{m}/\text{year}$  之間，平均腐蝕率約 0.3  $\mu\text{m}/\text{year}$  (圖 5-16)，其研究與 Tylecote et al.(1977)具有類似的結果。

### 5.10.2.3.膨潤土的天然類比

工程障壁系統中常以膨潤土 MX-80 做為緩衝材料，其成分主要為蒙脫石(75%)、石英(15%)、長石(5%至 8%)，其餘成分包括雲母、碳酸鹽、高嶺石、黃鐵礦與有機碳(Muller-Vonmoos and Kagr, 1983)；其作為緩衝材料的原因，在於膨潤土可以吸收水或是有機溶液於結構層中。蒙脫石之組成一般為： $(\text{Na},\text{Ca})_{0.33}(\text{Al},\text{Mg})_2[\text{Si}_4\text{O}_{10}](\text{OH})_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ，中間為鋁氧八面體上下為矽氧四面體所組成的三層片狀結構的黏土礦物，在晶體構造層間含水及一些交換陽離子；當膨潤土中具有 75% 的蒙脫石，其陽離子交換容量(cation-exchange capacity, CEC)約為 1 Eq/kg，因此，具有緩衝效果(Itälä and Olin, 2011)。在過去研究中得知，夯實之鈉型膨潤土濕潤後，具有乾燥體積 10 倍以上之回脹能力

(Fukue et al., 1995)。處置設施之設計，可利用此回脹特性使其填充緩衝材料塊間及處置孔周圍處置母岩之間隙。

廢棄物罐所帶來的高溫，將使得膨潤土與處置設施中的其它物質，產生化學變化，例如膨潤土變成水飽和的狀態，會與廢棄物罐的高溫金屬產生離子交換，進而讓容器發生腐蝕現象。此現象在 Pusch (1982) 研究中被觀察到，該實驗使用膨潤土包覆 KBS-2 銅罐進行 3 個月至 6 個月的實驗，發現膨潤土中的鈉離子與被包覆的銅會進行離子交換，而讓銅受到腐蝕，不過其腐蝕速率依賴於離子強度與 pH 值，實際反應的速率仍須進一步探討。

Yusa et al.(1991)以流紋岩侵入均勻的膨潤土進行接觸交換試驗，研究發現即使在蒙脫石-伊利石組成比率不同的地區，進行伊利石化反應的活化能約為 27 kcal/mol，這樣參數與 Roberson and Lahann(1981)實驗室中所求得的 30 kcal/mol 相近；另外，Pusch and Karnland(1988)研究指出：蒙脫石的熱誘導溶解發生在 150 °C 至 200 °C 之間，並且在冷卻時產生矽質物質，這些矽質膠結會影響膨潤土的流變性質；該研究推論 150 °C 為蒙脫石轉化為貝得石的關鍵溫度，而此反應可能會對放射性廢棄物的遲滯帶來影響。

克羅南古砲為黏土效用之類比中著名的案例，其砲身使用的是銅含量極高的材質，與瑞典用過核子燃料的廢棄物罐材料類似；研究指出其砲身被包覆在飽和的海洋黏土中(圖 5-17)，海底飽和且實密的黏土也含有與膨潤土類似的蒙脫石成份(Hallberg, 1988)。圖 5-18 顯示克羅南古砲腐蝕過程中，Cu 在氧化環境中轉變為  $\text{Cu}_2\text{O}$ ，而砲身上殘餘熔渣中  $\text{CuO}$ ，則轉變為銅碳酸鹽水合物 (hydrated copper carbonat,  $\text{CuCO}_3(\text{OH})_2$ ) (圖 5-18)；由於海水侵入導致不同深度氧化還原潛能的變化，並未明顯造成腐蝕產物的差異，因而認為氧不是主要的氧化媒介(Hallberget al., 1987)。自船沉沒後，銅腐蝕速率即維持在  $0.15 \mu\text{m}/\text{year}$ (Neretnieks, 1986; Hallberg, 1988)，在如此極端環境下被包覆的銅材，亦能有如此保存性，顯示膨潤土材料對處置設施的重要性。

#### 5.10.2.4. 國內可能的天然類比

##### 5.10.2.4.1. 十三行文化

台灣距今約 2,000 年到 400 年前為金屬器時代，其中十三行遺址在台灣史前史中佔有非常重要的地位(圖 5-19)，其時間大約從 2,300 年前開始；由出土文物判斷當時已進入鐵器時代(圖 5-20)(臧振華與劉益昌，2001)。根據考古學者劉益昌等(2001)的看法，根據時間、分佈區域及文化內涵，十三行文化可以再區分為早、晚兩期及 7 個不同的類型。其中早期為年代距今 2,000 年至 1,000 年之間，包括十三行類型、後龍底類型、番社後類型；晚期年代距今 1,000 年內，包括埤島橋類型、新港類型、舊社類型與普洛灣類型(劉益昌，1995)。由上述十三行遺址蒐整資料可知，該文明已進入鐵器時代，但鐵器等金屬的天然類比尚未有進一步的研究成果。

##### 5.10.2.4.2. 蔦松文化

蔦松文化距今約 1,400 年到 1,000 年前主要分佈在臺南縣及高雄縣一帶，是臺灣西南部鐵器時代的代表。器物方面有鐵製的魚鈎、槍頭、箭頭等物(圖 5-21)(臺灣省文獻委員會，1999)。其中南科考古遺址中具有豐富的文化層，亦為研究蔦松文化的重鎮，為往後進行鐵器天然類比的建議之一。

##### 5.10.2.4.3. 番仔園文化

番仔園文化距今約 2,000 年至 400 年之前分佈範圍包括台中縣大肚台地西側緩坡、台中盆地、往南延伸至八卦台地、北至苗栗縣南部海岸丘陵。大甲番仔園、龍泉村、南屯山仔腳及鹿寮等遺址都出土鐵刀，推測當時已經使用鐵器；其中鹿寮遺址發掘出土鐵器 438 件，研究依據鐵器特徵細分為鐵刀、鐵鏃、鐵釘、鐵鑿、鐵鈴或鐵器殘件等(圖 5-22 與圖 5-23)(劉益昌，1999)。

#### 5.10.2.4.4. 靜浦文化

靜浦文化距今約 1,500 年到 300 年前，是臺灣東部鐵器時代的代表。

#### 5.10.2.5. 小結與建議

處置設施材料在經過大自然漫長時間的作用下，所可能發生的變化與耗損，本篇報告中彙整常用於處置設施設計之材料的類比資訊，作為高放射性廢棄物處置設施的安全設計的參考。

除了彙整國外研究資訊外，建議未來亦可針對台灣現有的考古遺址進行研究，以了解台灣在地水文、氣候與地質等環境條件對各材料產生的影響，建立更符合現況的研究資料；或與國際相關產學界合作進行天然類比試驗，以得到更多類比資訊進而應用於最終處置系統的設計之中，如此將有助於後續實驗與模擬結果之驗證，並增加民眾對於最終處置系統的信心。

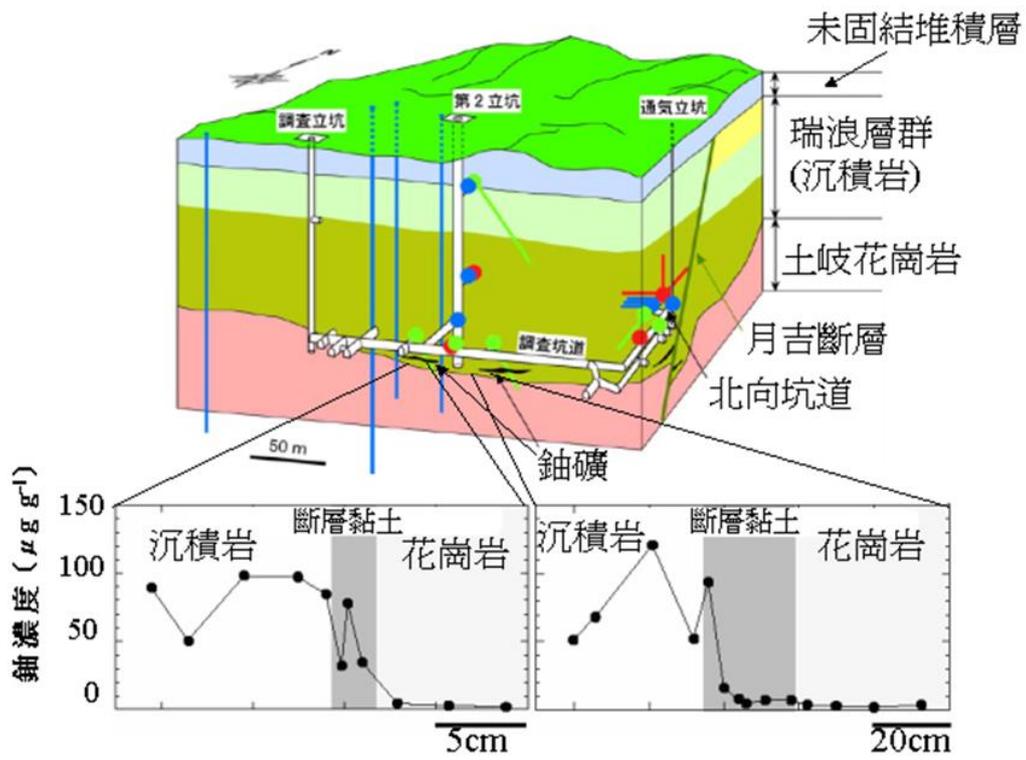


圖 5-14：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分佈

資料來源：摘自楊任徵(2002, p2-21)

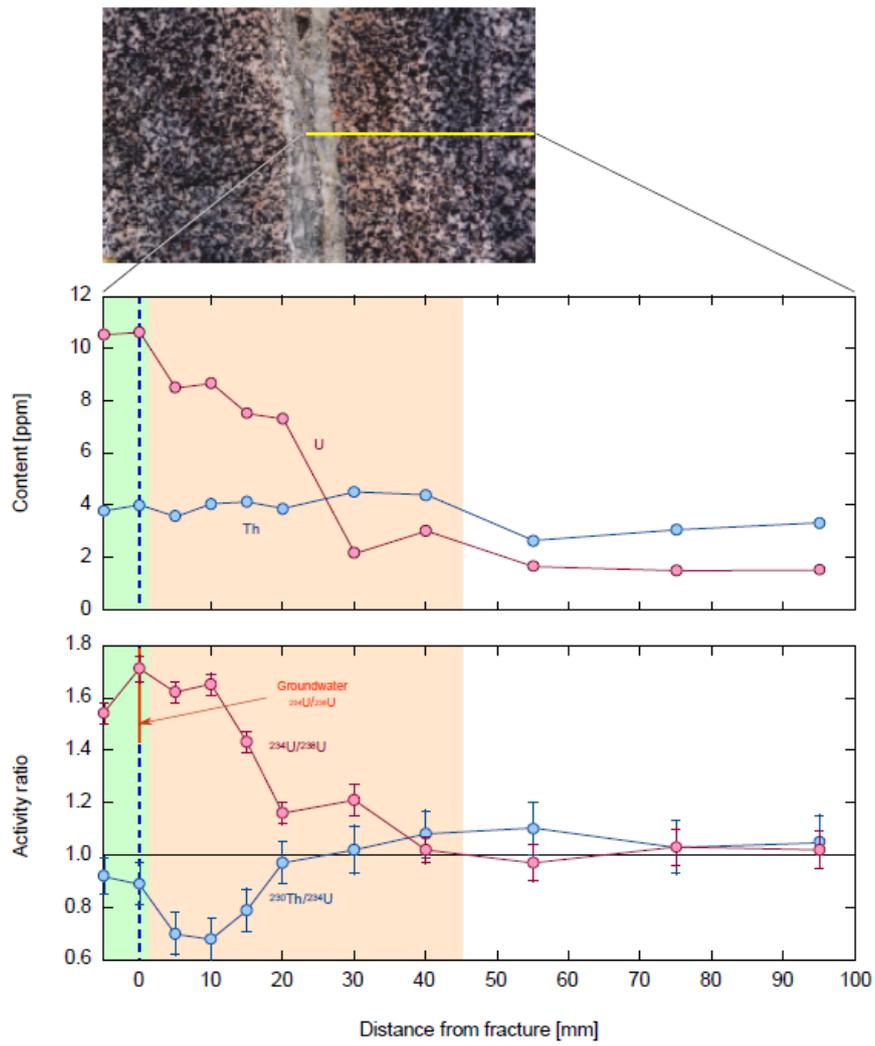


圖 5-15：釜石礦坑內花崗閃長岩基質導水裂隙內的 U-238 衰變序列剖面  
 資料來源：摘自 Ota et al.(1999, p72)

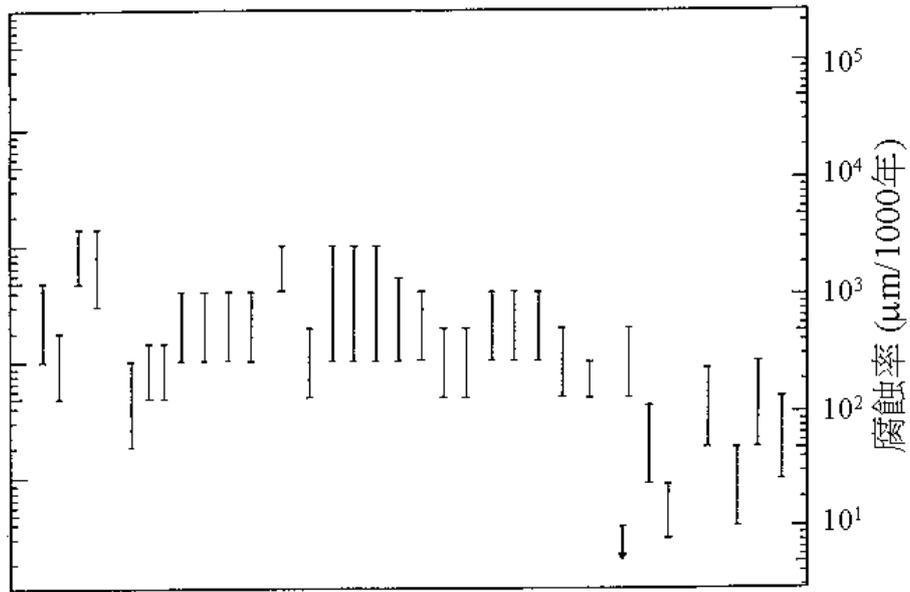


圖 5-16：銅及銅合金考古器物腐蝕率

資料來源：摘自 Tylecote et al.(1977, p3.11-p3.14)

註：此圖沒有 X 軸座標，上下僅為邊框；Y 軸一根代表一件考古金屬，因腐蝕情形並非均勻，故腐蝕率呈現最大與最小值。

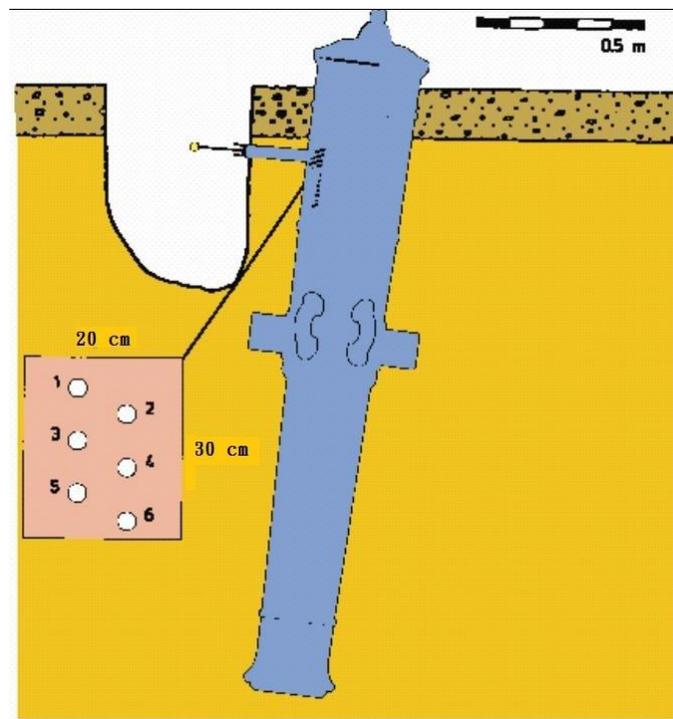


圖 5-17：埋於海底黏土的古銅砲

資料來源：摘自楊任徵(2002, p4-21)

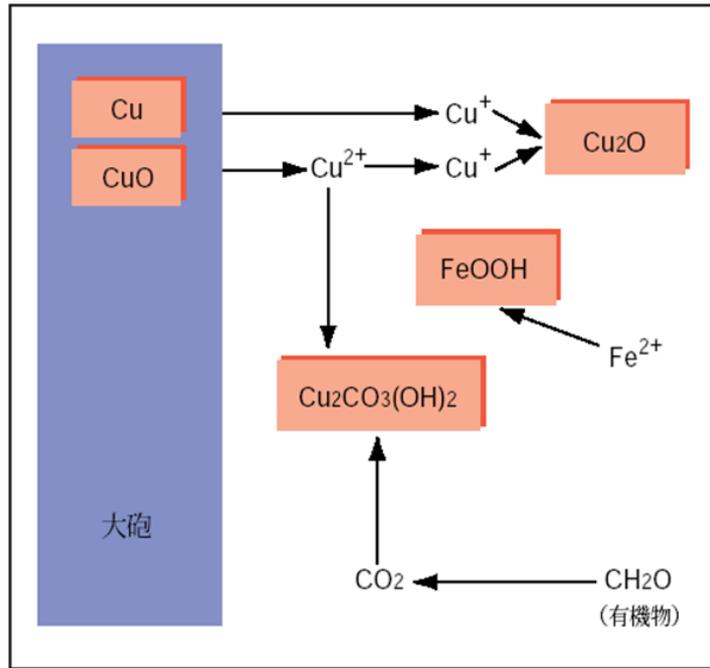


圖 5-18：古銅砲的腐蝕過程

資料來源：摘自楊任徵等(2002, p4-22)



圖 5-19：十三行博物館的考古遺址模型

資料來源：摘自臧振華與劉益昌(2001)



圖 5-20：十三行遺址出土之鐵製刀形器  
資料來源：摘自臧振華與劉益昌(2001)



圖 5-21：南科遺址挖出的鐵製箭頭  
資料來源：摘自臧振華等(2006)



圖 5-22：鹿寮遺址鐮刀  
資料來源：劉益昌 (1999)



圖 5-23：鹿寮遺址鐵釘

資料來源：劉益昌(1999)

### 5.10.3. 評估報告比較

104 年度研析瑞典 SKB 報告(SKB, 2011a)之評估案例計算與結果說明，包括廢棄物罐腐蝕情節假設，係以 semi-correlated DFN 水文地質模式、SR-Site 緩衝材料侵蝕情節與基本傳輸假設，做為 SR-Site 廢棄物罐腐蝕情節基本案例，另外亦有 9 個變異情節，如圖 5-24 所示。基本案例以確定性(deterministic)與機率性(probabilistic)運算方式，進行近場與遠場劑量模擬評估。

104 年度亦研析瑞典 SKB 報告(SKB, 2011a)之評估案例計算與結果說明，廢棄物罐剪力負載(shear load)失效情節。其中評估當處置場封閉後，在 3 個不同的時間點因地震剪力導致廢棄物罐失效影響，分別為早期失效(10 萬年內)、處置場封閉後 10 萬年與處置場封閉後 1,000 年至 100 萬年間。另外同樣以確定性(deterministic)與機率性(probabilistic)運算方式，模擬處置場封閉後 10 萬年，因地震產生剪力作用導致廢棄物罐失效，進而使核種外釋情形。

SNFD2017 報告將彙整國際間安全評估報告的分析成果，進行交互比較。

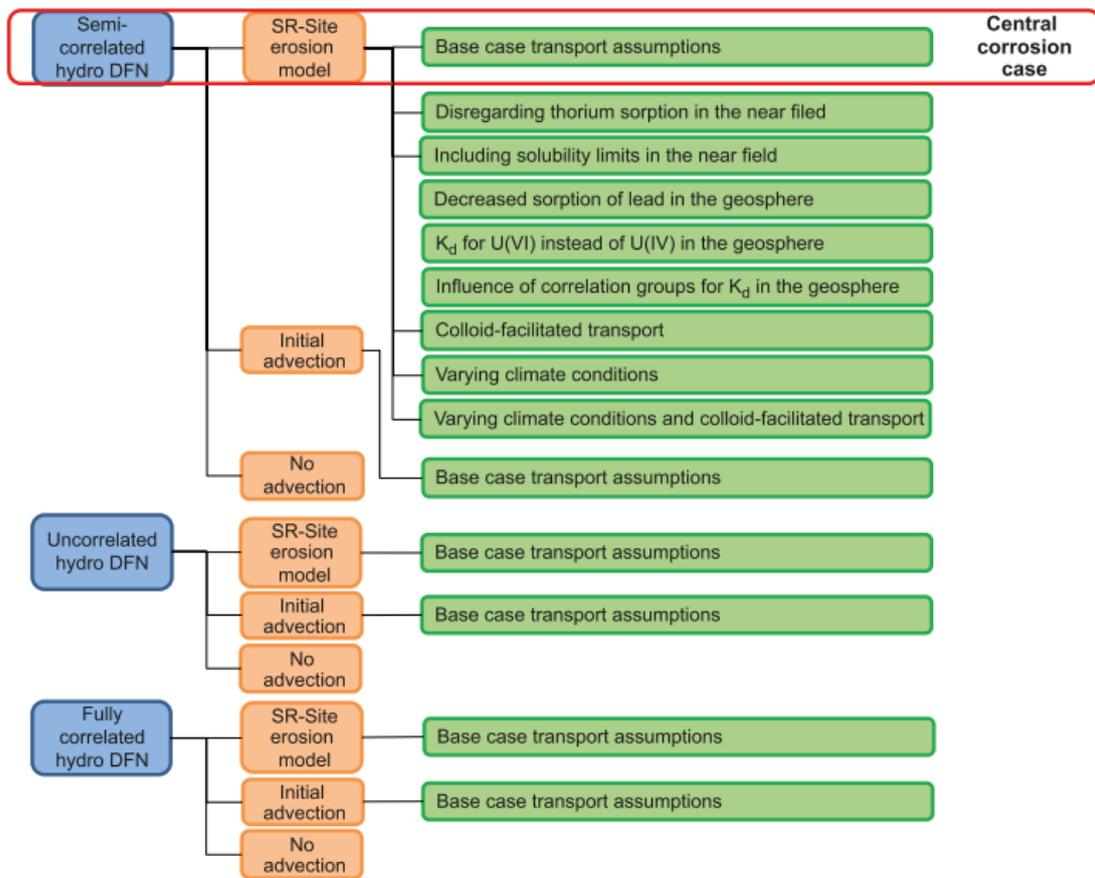


圖 5-24：廢棄物罐腐蝕情節假設

## 6. 國際同儕審查規劃

用過核子燃料最終處置計畫研究時程長遠，且相關研究所涵蓋之專業廣泛，大部分核能先進國家皆以國際合作及同儕審查方式，確保研究技術及成果與國際同步。

台電公司自 2006 年行政院原子能委員會核定用過核子燃料最終處置計畫書後，後續皆依處置計畫書執行相關研究工作，現階段首要目的即於 2017 年提出 SNFD2017 報告，前述報告章節架構係依據主管機關要求，參考日本 H12 報告章節架構編擬，因此，針對 SNFD2017 報告，台電公司將規劃先請國內學者專家審閱後，洽請國外放射性廢棄物處置執行機構或國際學者專家進行同儕審查。

2014 年 6 月本計畫已聯合國內研究單位與瑞典專責機構(SKB)及芬蘭專責機構(POSIVA)，成功舉辦國際研討會，建立深層地質處置技術合作管道，並針對國內高放處置技術發展現況進行國際先期同儕審查，從瑞典 SKB 及芬蘭 POSIVA 專家之審查意見中，台電公司獲得更明確之計畫發展方向。

本計畫 2015 年 7 月 7 日至 9 日邀請 SKB 專家學者來台，舉辦「用過核子燃料最終處置技術討論會議」，會議中包含討論瑞典 SKB 國際同儕審查之經驗。

2015 年 5 月本計畫依據 2013 年 11 月與日本 NUMO 簽署「高放處置技術合作備忘錄(MOU)」，赴日本參加 NUMO 召開之「高放處置技術國際交流年會」，並於 2015 年 10 月與日本相關學術機構專家群辦理「台日高放射性廢棄物最終處置技術研討會」，藉由特定技術議題之討論及互動，不斷汲取日本相關安全評估報告國際同儕審查之經驗。

台電公司規劃將國內研究發展成果，於 2016 年度彙整為技術支援報告之內容，並參照日本 H12 報告及瑞典 SR-site 報告之文件編撰方式，將技術支援報告之內容擇要摘述於 SNFD2017 報告，並於 2017 年進行國際同儕審查，以確保 SNFD2017 報告的品質與公信力。

## 7. 結論

為達成 2017 年提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD2017 報告)之目標，本計畫依據日本 H12 報告規劃 SNFD2017 報告之預定章節架構，分成 3 大工作主軸「地質環境」、「處置設計與工程技術」、「安全評估」等技術發展，逐年規劃並完成相關的研究/調查工作，就 104 年度執行成果摘要說明如下：

### 7.1. 地質環境

#### (1) 針對區域環境地質之研究：

根據國內外近年研究更新台灣之地體構造架構資訊。現在的台灣東部 13 百萬年前原為深海環境，而歐亞大陸板塊與菲律賓海板塊間存在因南中國海板塊張裂活動而漂移的微陸塊，並曾因南中國海板塊對菲律賓海板塊的隱沒作用，因而隱沒至呂宋島弧下方，之後在弧陸碰撞作用影響下拼貼回歐亞大陸邊緣；在弧陸碰撞發生同時，菲律賓海板塊隱沒至台灣東北部歐亞大陸的方向，在 5 百萬年至 8 百萬年前以往北或東北方向隱沒，而後此隱沒帶才往西遷移影響到台灣東部山區。台灣島因弧陸碰撞的造山作用而浮出海面，但近年來研究普遍發現，最近 1 百萬年來轉以張裂構造活動為主，台灣東北部山脈轉為沉陷盆地，並伴生火山活動。本計畫長期進行之空中磁力探測技術及磁力與地電探測等技術發展成果，參考上述地體演化更新資訊，可進一步探討未來地體構造演化趨勢及對各類潛在處置母岩特性的影響。

#### (2) 針對深層地質特性之成果：

(a) 建置我國地質處置技術發展之參考案例，作為 SNFD2017 報告參考案例之表二(地質概念模式及參數)，將深層地質特性以地質概念模式及參數化的方式呈現，包含地形、岩性種類、地質構造及相應的水文地質、水文地球化學、岩石力學及裂隙特性等參數，提供處置技術與工程設計、安全評估等技術發展之用。

- (b) 根據參考案例現地數據以 TOUGH2 建立二維模型，展示水文地質特性及對地下水流的影響，並透過國際合作及模型正確性比對，培養本計畫對該軟體的使用能力。藉由縮小尺度模型之建立，除瞭解邊界條件之影響外，亦充分發揮獨立建立模型之能力，對於後續分析有極大助益。
- (c) 根據參考案例現地水質及詳細礦物組成，利用 GWB 模擬岩水反應條件，探討開挖擾動情境，在處置孔開挖、運轉期間，周圍水文地球化學環境的變動範圍，介於： $6.71 \leq \text{pH} \leq 10.41$ ， $-0.58 \text{ volts} \leq \text{Eh} \leq 0.81 \text{ volts}$ 。封閉後數十年即恢復到背景環境。
- (d) 針對地下水流場模擬需求，完成 DFN\_OPT 及 DFN\_FLOW 離散裂隙岩體資料分析及數值模擬工具。可根據渠道流量的大小，展示主要流通路徑的分佈；並根據上下游水頭差比值，及下游目標總流量比值，對 DFN 系統進行擾動，使擾動完成後的 DFN 系統符合設定的地下水流特性。
- (e) 採用離島結晶岩吸附實驗相同的批次步驟，將 14 個本島結晶岩樣本浸入同樣含有 Cs 和 Se 核種的模擬地下水中，經過一星期的吸附反應後，取出上層液，利用 ICP-MS 測定模擬地下水中 Cs 與 Se 核種濃度，所得到的 Cs 與 Se 核種的吸附  $K_d$  值，分別落在 12 mL/g 至 31 mL/g 與 0.8 mL/g 至 4.6 mL/g 之間，觀察到的吸附  $K_d$  值與離島結晶岩樣品吸附結果一致。
- (f) 岩石特性研究方面，本計畫選用 3 種岩性於室溫 ( $26^\circ\text{C}$ ) 及加溫 ( $40^\circ\text{C}$  及  $80^\circ\text{C}$ ) 進行實驗，岩石點荷重試驗結果可歸類為硬岩；由單軸抗壓強度與溫度變化關係曲線中發現，其抗壓強度與溫度變化大致隨溫度之增加而減少，但難免有少數數值呈變化不規律情況，推測為試體內部礦物組構不完全相同所致；柏松比介於 0.20 至 0.22 之間，抗拉強度介於 8 MPa

至 14 MPa 之間，凝聚性係數介於 9 MPa 至 20 MPa，內摩擦角  $\phi$  介於  $38^\circ$  至  $59^\circ$  之間，大致與日本 H12 報告接近。

- (g) 國際上對於膨潤土與近場花崗岩的再飽和現象評估，多藉由地球物理方法的地電阻影像剖面法，建構以電阻率變化量測為基礎的監測系統。104 年度開始規劃於實驗室建立相關試驗能力，透過量測電阻率獲致工程障壁材料含水飽和條件，有助於後續計畫評估緩衝材料與近場花崗岩的再飽和行為。

(3) 針對地質處置合適性研究：

- (a) 火山監測以大屯火山地區監測為最佳案例，此區域火山活動與山腳斷層有關，地表溫泉及噴氣口氣樣分析結果顯示源自地函來源流體，深部岩漿庫通過斷層帶有暢通的火山流體上升管道；微震分析結果顯示火山型地震集中發生於地底 2 km 至 5 km 處，此結果與震波模擬地底構造結果的低  $V_p/V_s$  及低  $Q_p$  值區域一致，表示此區域的熱液活動仍然盛行。
- (b) 針對地震及地電阻的空間數據取相同範圍，經三維波速與電阻率併合成像運算，初步結果可發現震波結合電阻率交叉梯度參數的併合成像方法，有效增加對於深層岩體特性及空間延伸性的解析。
- (c) 氬氣是適合監測地殼應力變化靈敏之地下水溶解氣體。在東部活動斷層區及西南部泥岩區，多年觀測地下水氬氣濃度均受地震影響而明顯變化。以 2003 年、2006 年及 2008 年地震觀測到的地下水氬氣最低值，獲致與地震規模之關係式，並顯示濃度下降之最低值越低，地震的規模越大。
- (d) 蒐集日本 kik-net 陣列井下地震資料。其中有 77 處坐落於花崗岩盤，這些井下地震資料可作為後續深層地盤地震衰減模式發展之依據，或作為現有地表地震衰減模式之修正基礎。日本數據顯示深層地盤之震度遠小於地表之震度，深層地盤之震動含有較多高頻之能量。

- (e) 針對數十年、數百年至數萬年等各種時間尺度，本島結晶岩體及西南部泥岩等潛在處置母岩的抬升與沉陷速率，本計畫多年來已累積全球定位系統、河階、地形演育及大地構造演化等案例，提供概念模式演化與模擬之用。
- (f) 台灣造山帶剝蝕速率各種估計方法，均涵蓋 3 mm/year 至 5 mm/year 範圍。利用宇宙核素的方式，除顯示高山山峰受侵蝕率低於過去文獻值，亦顯示台灣中央山脈東西兩側的剝蝕率有明顯差異。
- (g) 根據西南部泥岩山區至平原區地質、鑽井及水文地質資料，以宏觀角度探討數千年尺度沉陷盆地發育，具潟湖環境高蒸發條件的地下水特性，反映河口沖積扇的海/淡介面變遷歷史，可提供後續建構水文地質概念模式參考之用。

## 7.2. 處置設計與工程技術

在「處置設計與工程技術」工作主要成果為：

- (1) 工程障壁系統與地質處置母岩的功能：

完成處置設施工程障壁及可能之處置母岩對處置系統所提供預期功能之概述。
- (2) 整體處置概念：
  - (a) 工程障壁系統：

完成工程障壁系統，其功能需求探討，以利提供後續工程障壁系統材料選擇與設計之參考。
  - (b) 處置設施：

配合整體處置概念，並考量目前的建築法規和土木開挖技術與機具，更新繪製處置設施概念圖。
- (2) 設計流程：

完成 H12 報告及相關報告研析，後續將配合廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等研究成果，繪製工程障壁系統的設計流程。
- (3) 影響處置概念的因子：
  - (a) 熱與輻射：

- 完成 PWR 及 BWR 相關探討。
- (b) 地質與地形條件：  
完成離島結晶岩測試區地質環境與調查資料之論述及研析。
  - (c) 處置母岩特性：  
完成離島結晶岩測試區母岩特性資訊彙整。
  - (d) 處置深度：  
完成研析 SKB 及 H12 報告相關資訊，提出處置母岩熱傳解析解。
- (4) 工程障壁系統及處置設施的設計需求：
- (a) 廢棄物罐：  
完成廢棄物罐特性與破壞準則分析。
  - (b) 緩衝材料：  
完成緩衝材料熱傳特性、水力特性、力學特性、化學特性及氣體滲透性之探討，以及說明緩衝材料規格相關資訊。
  - (c) 工程障壁系統：  
完成工程障壁系統之規格設計與設置規劃。
  - (d) 地下設施：  
完成離島結晶岩測試區之地下設施配置設計，並已規劃低鹼性混凝土配比設計方法與試體製作之研究。
  - (e) 回填材料：  
完成初步設計參數功能分析。
  - (f) 處置設施設計：  
完成處置場設計準則與需求，以及國內最終處置設施設計與發展之探討。
- (5) 工程障壁的穩定性：
- (a) 再飽和特性：  
完成以 TOUGHREACT 軟體建立近場之熱-水-化耦合數值模式，並進行地下水流場及熱-水耦合數值模式驗證。
  - (b) 力學穩定特性：

完成 FLAC<sup>3D</sup> 進行在單處置孔、不同間距之雙處置孔及雙處置隧道等 3 種案例下，工程障壁及周圍岩體受溫度與應力的作用影響研究。

(c) 受震穩定性：

完成以有限元素數值模型評估處置孔受震之安全性。

(d) 氣體遷移：

初步完成燃料組件評估計算之模型建立與運轉資料彙整。

(d) 膨潤土特性：

完成緩衝材料乾燥收縮特性、回脹特性、塊體接合特性、膠體瀝濾及高溫高壓對緩衝材料之影響之探討。

### 7.3. 安全評估

(1) 安全評估方法：

(a) 法規：

完成國內與國際相關法規之研析及論述。

(b) 安全評估案例的建置方法：

已初步完成腐蝕情節與剪力情節的 AMF 連結與執行程序規劃，未來將依 SKB 建議之評估方法進行後續研究。

(2) 處置系統與功能：

完成 SNFD2017 參考案例之表一、二、三。選定腐蝕失效情節與剪力失效情節，進行 SNFD2017 報告所需之案例分析。

(3) 情節發展：

完成更新 FEP 初始報表及情節之定義。

(4) 參考案例：

(a) 參考案例定義：

初步完成腐蝕情節與剪力情節於近場與遠場核種遷移模型之建立，此模型並可導入水文地質概念模型之輸出資訊，評估核種傳輸路徑。

(b) 工程障壁系統參考案例：

完成以 ORIGEN-ARP 分析用過核子燃料最終處置設施之放射性核種盤存活度評估，並以放射毒性指數進行種特性分析及重要核種篩選。

(c) 地質環境參考案例：

完成以連續體的概念運用升尺度及等效參數特性來分析大區域裂隙水流與污染傳輸問題，以及各國近場與遠場之重要參數進行彙整與研析。

(d) 生物圈參考案例：

完成 ICRP119 號報告之吸入及嚥入劑量轉換係數 DCF 蒐集分析，並與我國現行輻射防護安全標準比較；以及完成美國及日本海域及陸域食物鏈間核種轉換參數蒐集與分析。

(2) 替代案例：

(a) 基本情節之替代案例分析：

初步完成替代案例之選定，包含全球暖化之氣候變遷與人類無意入侵。

(b) 擾動情節分析：

根據蒐集及分析本島東部結晶岩測試區的地文及水文資料，分別利用 COMCOT Model 及 PHD Model 進行海嘯及淹水模擬，以及建立洪水變異情節演化概念模型。

(c) 隔離失效情節分析：

完成本島東部結晶岩測試區及離島結晶岩測試區地震活動相關探討。

(d) 關鍵不確定性之確認：

完成國內外有關不確定性分析技術的報告書與論文回顧分析，與我國不確定性及參數敏感度分析技術的應用近況。

(3) 計算案例之整合分析：

(a) 案例定義：

初步完成 SNFD2017 基本情節與替代情節之案例建構。

(b) 案例分析結果說明：

已建立腐蝕情節與剪力情節的 AMF 連結與執行程序規劃，具備評估長期功能之情節案例劑量結果，並推估至風險值。

(c) 比較各國安全標準：

完成彙整主要核能國家高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度。

(d) 補充的安全指標：

初步完成瑞典與 ICRP 於放射性廢棄物最終處置安全評估之個人年風險評估技術與劑量風險指標之資訊蒐集與研究。

(4) 安全評估的可信度：

(a) 情節、模式、模組、及資料庫的建置：

初步完成國內用過核子燃料規格資訊收集。

(b) 天然類比研究：

完成地質處置天然類比、金屬天然類比、膨潤土天然類比等國際天然類比資訊分析，及國內可能之天然類比之探討。

(c) 評估報告比較：

初步完成瑞典 SKB SR-Site 之安全評估報告彙整與分析。

## 8. 參考文獻

- 尤仁弘，(2006)，應用地電阻影像法於壩體潛在滲漏調查之研究，國立交通大學碩士論文，共 84 頁。
- 尤崇極、鄧仁杰、施清芳、張福麟、張坤城、劉建麟、宋國良(1991)，我國用過核燃料長程處置計畫第二階段工作計畫-結晶岩區地質驗證調查(金門地區)報告書，原子能委員會核能研究所，SNFD-INER-90-008。
- 台電公司(2010)，我國用過核子燃料最終處置初步技術可行性評估報告(SNFD2009 報告)，台灣電力公司，共 758 頁。
- 台電公司(2011)，我國用過核子燃料最終處置計畫書(2010 年修訂版)，台灣電力公司，行政院原子能委員會放射性物料管理局，2011 年 1 月修正核定版。
- 田能全、劉智超 (2010)，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段--潛在母岩特性調查計畫(97-99 年度計畫)--岩塊試驗 97-99 年執行成果報告，工研院能環所執行/台灣電力公司委辦計畫，SNFD-EEL-90-275。
- 吳冠漢(2004)，緩衝材料於近場環境下之體積穩定性研究，國立中央大學土木工程學系碩士論文，共 277 頁。
- 林正洪(2006)，陽明山國家公園大屯火山群監測工作年度報告，陽明山國家公園管理處委託研究報告，共 106 頁。
- 林啟文、張徽正、盧詩丁、石同生、黃文正(2000)，台灣活動斷層概論(第二版)五十萬分之一台灣地區活動斷層分布圖說明書，經濟部中央地質調查所特刊，第 13 卷，第 1 - 122 頁。
- 林蔚、陳文山、楊明宗(2005)，我國用過核子燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段一潛在母岩特性調查(93 年計畫)一潛在母岩特性調查報告，工業技術研究院能源與資源研究所，SNFD-ERL-90-219。
- 林鎮國、林蔚、董倫道、田能全、謝佩珊、蔣立為、錢正明、陳文山、李奕亨、洪偉嘉、張育德、劉智超、張濟權、蘇毓秀、王清海、

- 劉台生、黃淞洋、劉致育(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段－潛在母岩特性調查(99-101年度計畫)－執行成果報告，財團法人工業技術研究院，SNFD-GEL-90-297。
- 姚軍、蘇錫光、龍會遵、范顯華(2003)， $^{237}\text{Np(V)}$ 在膨潤土上的吸附行為研究，核化學與放射化學，第 25 卷，第 2 期，第 102-106 頁。
- 姜濤、姚軍、王波、貫鴻志、龍浩騎、宋志鑫、蘇錫光(2011a)，不同溫度下  $\text{Np(IV)}$ 在北山地下水中溶解度，第 33 卷，第 2 期，第 77-83 頁。
- 姜濤、姚軍、周舵、包良進、張言、陳曦、范顯華(2011b)，溫度對  $\text{Np}$  在北山花崗岩上吸附行為的影響，核化學與放射化學，第 33 卷，第 1 期，第 25-31 頁。
- 紀立民(2014)，國際高放射性廢棄物處置安全分析技術發展之研究，行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究計畫研究報告，103FCMA008-6。
- 原子能委員會(2013)，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，會物字第 1020001007 號令。
- 高世鍊(1998)，開挖中隧道變形行為之初步研究，國立成功大學碩士論文，共 112 頁。
- 張言、宋志鑫、包良進、姚軍、姜濤、龍浩騎、王波、陳曦、蘇錫光(2011)， $^{99}\text{Tc}$  在膨潤土中的吸附和遷移行為，核化學與放射化學，第 33 卷，第 2 期，第 124-128 頁。
- 張毓文、簡文郁、邱世彬(2010)，金、馬及澎湖地區之設計地震研擬，國家地震工程研究中心，報告編號 NCREE-10-016。
- 曹恕中、謝有忠、陳棋炫(2007)，火山活動監測：大屯山火山群與龜山島海域火山，經濟部中央地質調查所地質環境與資源研討會論文集，第 41 - 48 頁。

- 章英杰、蘇錫光、曾繼述、范顯華(2006), Pu 在 Ca-膨潤土上的吸附, 核化學與放射化學, 第 28 卷, 第 3 期, 第 146-151 頁。
- 許秀真、楊尊忠、紀立民、繆延武、王中虛、洪錦雄(2003), 處置場設施配置規劃與設計, 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—發展初步功能/安全評估模式(91 年計畫), SNFD-INER-90-528。
- 郭俊翔、溫國樑、謝宏灝、林哲民、張道明(2011), 近地表剪力波速性質之研究, 國家地震工程研究中心, 報告編號: NCREE-11-022。
- 陳文山、宋時驊、吳樂群、徐浩德、楊小青(2005), 末次冰河以來台灣海岸平原區的海岸線變遷, 國立臺灣大學考古人類學刊, 第 6 期, 第 40-55 頁。
- 陳志霖(2000), 放射性廢料處置場緩衝材料之力學性質, 國立中央大學土木工程研究所碩士論文, 共 99 頁。
- 陳晨(2005), 福建地區地震活動空間分布及活動斷裂特點研究, 地震, 第 25 卷, 第 3 期, 第 102-108 頁。
- 游創博(2013), 應用有限差分法模擬三維地下具襯砌之處置隧道之力學行為, 國立高雄第一科技大學營建工程系碩士論文, 共 201 頁。
- 游新鋒、張振濤、馬輝(2015), 無機鋁吸附劑的製備及其應用, 核化學與放射化學, 第 37 卷, 第 3 期, 第 171-176 頁。
- 楊任徵、歐陽湘(2002), 我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—潛在母岩特性調查計畫(91 年計畫)深層地質處置概念之天然類比資訊建立報告(2/3), 財團法人工業技術研究院, SNFD-ERL-90-206。
- 溫心怡(2010), 大屯火山群地熱區中土壤氣體之二氧化碳通量, 國立台灣大學地質研究所碩士論文, 共 65 頁。
- 董倫道、林蔚(2012), 台灣北部火成岩體及地質構造空中地球物理探測(1/2), 經濟部中央地質調查所委託研究報告, 共 233 頁。
- 臧振華、李匡悌、朱正宜(2006), 先民履跡 南科考古發現專輯。臺南縣政府. 2006.8. ISBN 986-00-4497-X

- 臧振華、劉益昌(2001)，十三行遺址：搶救與初步研究，台北縣政府文化局。
- 臺灣省文獻委員會(1999)，台灣西南平原地區史前晚期文化的探討《臺灣原住民歷史文化學術研討會論文集》，第 15-40 頁。
- 劉益昌(1995)，台灣北部沿海地區史前時代晚期文化之探討：中央研究院台灣史研究所籌備處，平埔研究論文集，第 1-20 頁。
- 劉益昌(1999)存在的未知—台中地區的考古遺址與史前文化，台中縣立文化中心，豐原。
- 劉益昌、陳惠君、王巨中、陳隆智(2001)，十三行博物館展示單元細部內容文字、圖像資料庫建立專案報告，台北縣十三行博物館籌備處委託中央研究院歷史語言研究所之研究報告。
- 鄧希平、王竹方、王本誠、衛元耀、王清海、柯正雄、楊正焰、吳定疆、歐律延(2012)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段(99~101 年度計畫)—實驗室岩體核種遷移與傳流試驗(一)成果報告，清華大學執行/工研院及台灣電力公司委辦計畫，SNFD-NTHU-90-294。
- 鄭世楠、江嘉豪、陳燕玲(2011)，台灣地區歷史地震資料的建置，中央氣象局地震技術報告彙編，第 60 卷，第 427-448 頁。
- 薛新翰(2007)，皂土質緩衝材之乾裂與回脹自癒特性研究，淡江大學土木工程學系碩士論文，共 209 頁。
- 鄺寶山、王文禮(1993)，FLAC 程式於隧道工程之實例分析，地工技術，第 41 期，第 50-61 頁。
- Alexander, W.R., and McKinley, L.E. (2007), Deep geological disposal of radioactive waste. Elsevier, UK., 192 pp.
- Alexander, W.R., McKinley, I.G., MacKenzie, A.B., and Scott, R.D. (1990), Verification of matrix diffusion by means of natural decay series disequilibria in a profile across a water conducting fracture in granitic rock, Sci. Basis Nucl. Waste Manag. XIII, pp. 567-576.

- Baldwin, J.A., Whipple, K.X., and Tucker, G.E. (2003), Implications of the shear stress river incision model for the timescale of postorogenic decay of topography, *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, Vol. 108, pp. 2158.
- BMUB (2010), *Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste*.
- Börgesson, L. (1986), *Model Shear Tests of Canisters with Smectite Clay Envelopes in Deposition Holes*, SKB, TR-86-26.
- Börgesson, L., and Hernelind, J. (2006), *Earthquake induced rock shear through a deposition hole - Influence of shear plane inclination and location as well as buffer properties on the damage caused to the canister*, SKB, TR-06-43.
- Börgesson, L., and Hernelind, J. (2010), *Earthquake induced rock shear through a deposition hole*, TR-10-33.
- Börgesson, L., Fredrikson, A., and Johannesson, L. (1994), *Heat Conductivity of Buffer Materials*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Technical Report TR-94-29, Stockholm, Sweden.
- Börgesson, L., Hökmark, H., and Karnland, O. (1988), *Rheological Properties of Sodium Smectite Clay*, SKB, TR-88-30.
- Börgesson, L., Johannesson, L.E., and Reikki, R. (2009), *Uneven swelling pressure on the canister simplified load cases derived from uneven wetting, rock contours and buffer density distribution*, doc1206894.
- Breu, J., Range, K.J., Kohler, E.E., and Wagner, U. (1993), *Oxidation State of Iron at the Interface of Composite Basal Lining Systems*, *Applied Clay Science*, Vol. 8, pp. 313-320.
- Bulgaria Government (2004), *Regulation for Safe Management of Radioactive Waste*, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.
- Bull, W. L., and Knuepfer, P.L.K. (1987), *Adjustments by the Charwell River, New Zealand, to uplift and climatic changes*.

- Geomorphology, Vol. 1, No.1, pp. 15–32, doi:10.1016/0169-555X(87)90004-3.
- Bull, W.B. (1990), Stream-terrace genesis: implications for soil development, *Geomorphology*, Vol. 3, No. 3-4, pp. 351–367, doi: [http://dx.doi.org/10.1016/0169-555X\(90\)90011-E](http://dx.doi.org/10.1016/0169-555X(90)90011-E).
- Byrne, T., Chan, Y-C., Rau, R-J., Lu, C-Y., Lee, Y-H., Wang, Y-J. (2011), The arc-continent collision in Taiwan. In: Brown, D. and Ryan, P. (eds) *Arc-continent collision: the making of an orogen*, *Frontiers in earth sciences*. Springer, Heidelberg., pp. 213-245.
- Chang, C.P., Yen, J.Y., Hooper, A., Chou, F.M., Chen, Y.A., Hou, C.S., and Lin, M.S. (2010), Monitoring of surface deformation in northern Taiwan using DInSAR and PSInSAR techniques, *Terrestrial, Atmospheric and Oceanic Sciences*, Vol. 21, No. 3, pp. 447–461.
- Chen, W.S., Ridgway, K.D., Horng, C.S., Chen, Y.G., Shea, K.S., Yeh, M.G. (2001), Stratigraphic architecture, magnetostratigraphy, and incised-valley systems of the Pliocene-Pleistocene collisional marine foreland basin of Taiwan: Eustatic and tectonic controls on deposition, *Geol. Soc. Am. Bull.*, 113(10), 1249-1271.
- Chen, Y.G., and Liu, T.K. (1996), Sea level changes in the last several thousand years, Penghu Islands, Taiwan Strait, *Quaternary Research*, Vol. 45, pp. 254–262.
- Chijimatsu, M., Sugita, Y., and Amemiya, K. (1999), A study on Manufacturing and Construction method of Buffer, JNC TN8400 99-035, Japan Nuclear Cycle Development Institute.
- Chijimatsu, M., Sugita, Y., Matsumoto, K., Kikuchi, H., Murata, S., and Saito, T. (1998), Mechanical and Hydraulic Properties of Block Joints of Buffer, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, PNC TN8410 98-058.
- Ching, K.E., Hsieh, M.L., Johnson, K.M., Chen, K.H., Rau, R.J., and Yang, M. (2011), Modern vertical deformation rates and mountain building in Taiwan from precise leveling and continuous GPS observations, 2000–2008, *Journal of Geophysical Research*, Vol. 116, B08406, doi:10.1029/2011JB008242, p.1-16.

- CNSC (2006), Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.
- Costa, J.E., and Schuster, R.L. (1988), The formation and failure of natural dams, Geological Society of America Bulletin, Vol. 100, No. 7, pp. 1054-1068.
- Czech Republic (2002), Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.
- Dadson, S.J., Hovius, N., Chen, H., Dade, W.B., Hsieh, M.L., Willett, S.D., Hu, J.C., Horng, M.J., Chen, M.C., Stark, C.P., Lague, D., and Lin, J.C. (2003), Links between erosion, runoff variability and seismicity in the Taiwan orogeny, Nature, Vol. 426, pp. 648-651.
- Daniel, W. (2007), Reducing radiotoxicity in the long run, Progress in Nuclear Energy , Vol. 49, pp. 597-605.
- de Dreuzy, J.R., Pichot, G., Poirriez, B., and Erhel, J. (2013), Synthetic benchmark for modeling flow in 3D fractured media. Comput. Geosci., Vol. 50, pp. 59-71.
- Derrieux, F., Siame, L.L., Bourlès, D.L., Chen, R.F., Braucher, R., Léanni, L., Lee, J.C., Chu, H.T., and Byrne, T.B. (2014), How fast is the denudation of the Taiwan mountain belt? Perspectives from in situ cosmogenic  $^{10}\text{Be}$ , Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 88, pp. 230-245.
- El Rayah, H.M.E., and Rowell, D.L. (1973), The Influence of Iron and Aluminium Hydroxides on the Swelling of Na-montmorillonite and the Permeability of a Na-soil., Journal of Soil Science, Vol. 24, pp. 137-144.
- ENSI (2009), Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case, Guideline for Swiss nuclear installations G03/e.
- EPRI (2010a), EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume III-Review of National

- Repository Programs, Electric Power Research Institute, No. 1021614.
- EPRI (2010b), EPRI Review of Geologic Disposal for Used Fuel and High Level Radioactive Waste: Volume II-U.S. Regulations for Geologic Disposal, Electric Power Research Institute, No. 1021384.
- Fukue, M., Kato, Y., and Komatsuda, S. (1995), Principle of Contaminant Transport in Soils, Tokai University Publishing Group.
- Fuller, C.W., Willett, S.D. Fisher, D., and Lu, C.Y. (2006), A thermomechanical wedge model of Taiwan constrained by fission-track thermochronometry, *Tectonophysics*, Vol. 425, pp. 1-24.
- Furche, M., and Schuster, K., (2014), Engineered Barrier Emplacement Experiment in Opalinus Clay: "EB" Experiment - Geoelectrical monitoring of dismantling operation, Long-term Performance of Engineered Barrier Systems PEBS Deliverable D2.19.
- Gauthier-Lafeye, F., and Weber, F. (1989), The Francevillian (Lower Proterozoic) Uranium Ore Deposit of Gabon, *Ecol. Geol.*, Vol. 84, pp. 2267-2285
- Hallberg, R.O. (1988), Inferences from a Corrosion Study of a Bronze Cannon, Applied to High Level Nuclear Waste Disposal, *Applied Geochemistry*. Vol.3.
- Hallberg, R.O., Ostlund, P., and Wadsten, T. (1987), A 17th Century Cannon as Analogue for Radioactive Waste Disposal, in: Come B. and Chapman NA (editors) *Natural Analogues in Radioactive Waste Disposal*, CEC Radioactive Waste Management Series, EUR 11037, pp. 135-139.
- Helton, J.C., and Davis, F.J. (2000), *Sensitivity analysis*, New York, NY: Wiley; p. 101-153.

- Helton, J.C., and Davis, F.J. (2003), Latin hypercube sampling and the propagation of uncertainty in analyses of complex systems, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol. 69, pp. 263-304.
- Helton, J.C., Johnson, J.D., Sallaberry, C.J., and Storlie, C.B. (2006), Survey of sampling-based methods for uncertainty and sensitivity analysis, *Reliability Engineering and System Safety*, Vol. 91, pp. 1175-1209.
- Hernelind, J., (2010), Modelling and analysis of canister and buffer for earthquake induced rock shear and glacial load, TR-10-34.
- Hestir, K., and Long, J.C.S. (1990), Analytical expressions for the permeability of random two-dimensional Poisson fracture networks based on regular lattice percolation and equivalent media theories. *J. Geophys. Res. Solid Earth*, Vol. 95, pp. 21565-21581.
- Hidaka, H., and Holliger, P. (1998), Geochemical and Neutronic Characteristics of the Natural Fossil Fission Reactors at Oklo and Bangombe, Gabon, *Geochim. Cosmochim. Acta*, Vol. 62, pp. 89-108.
- Hoek, E., and Brown, E.T. (1997), Practical Estimates of Rock Mass Strength, *Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr.* Vol. 34, pp. 1165-1186.
- Horng, C.S., Huh, C.A., Chen, K.H., and Lin, C.H. (2012), Pyrrhotite as a tracer for denudation of the Taiwan orogeny, *Geogchemistry, Geophysics, Geosystems*, Vol. 13, No. 8, Q08Z47, doi:10.1029/2012GC004195, pp.1-12.
- Hsieh, M.L., and Capart, H. (2013), Late Holocene episodic river aggradation along the Lao-nong River (southwestern Taiwan): an application to the Tseng-wen Reservoir Transbasin Diversion Project, *Eng. Geol.* Vol. 159, pp. 83-97.
- Hsieh, M.L., and Chyi, S.J. (2010), Late Quaternary mass-wasting records and formation of fan terraces in the Chen-yeo-lan and Lao-nung catchments, central-southern Taiwan, *Quaternary Science Reviews*, Vol. 29, No. 11-12, pp. 1399-1418.

- Hsieh, M.L., and Rau, R.J. (2009), Late Holocene coseismic uplift on the Hua-tung Coast, eastern Taiwan: evidence from mass mortality of intertidal organisms, *Tectonophysics*, Vol. 474, pp. 595–609.
- Hsieh, M.L., Lai, L.S.H., Lin, C.D.J. and Shyu, J.B.H. (2012), Late Quaternary landscape evolution and genesis of the 2009 catastrophic landslide in the Hsiao-lin area, southwestern Taiwan. *Geomorphology*, Vol. 179, pp. 225–239.
- Hsieh, M.L., Lai, T.H., Wu, L.C., Lu, W.C., Liu, H.T., and Liew, P.M. (2006) Eustatic Sea-Level Change of 11-5 ka in Western Taiwan, Constrained by Radiocarbon Dates of Core Sediments, *TAO*, Vol. 17, No. 2, pp. 353–370.
- Hsieh, M.L., Liew, P.M., and Chen, H.W. (2011), Early Holocene catastrophic mass-wasting event and fan-delta development on the Hua-tung coast, eastern Taiwan, *Geomorphology*, Vol. 134, pp. 378–393.
- Hungary Government (2003), 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM Decree of the Minister of Health, Social and Family Affairs, on certain issues of interim storage and final disposal of radioactive wastes, and on certain radiohygiene issues of naturally occurring radioactive materials concentrating during industrial activity.
- IAEA (2012), The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-23.
- ICRP (2007), The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, No. 103.
- ICRP (2012), Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60, No. 119.
- ICRP (2013), Radiological Protection in Geological Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 122, Vol.42, pp1-57.

- Igwe, C.A., Akamigbo, F.O.R., and Mbagwu, J.S.C. (1999), Chemical and Mineralogical Properties of Soils in Southeastern Nigeria in Relation to Aggregate Stability, *Geoderma*, Vol. 92, pp. 111-123.
- Ishihara, S., and Suzuki, Y. (1969), Basement Granites of the Toki Uranium Deposits in Tono Region, *Bulletin of Geological Survey of Japan*, Vol. 232, pp. 113-127 (in Japanese).
- Isobe, H., Ohnuki, T., Murakami, T., and Gauthier-Lafeye, F. (1995), Migration Behaviour of Uranium under Oxidizing Condition in the Oklo Natural Reactor Zone 2, Gabon, *Sci. Bas. Nucl. Was. Manag.* XVIII, pp. 1211-1218.
- Itälä, A., and Olin, M. (2011), Chemical evolution of bentonite buffer in a final repository of spent nuclear fuel during the thermal phase, *Nuclear Technology*, Vol. 174, No. 3, pp. 342-352.
- Itoigawa, J. (1974a), *Geology of Mizunami Group*, Monograph of the Mizunami Fossil Museum, No. 1, pp. 9-42 (in Japanese).
- Itoigawa, J. (1974b), *Seto Group*, Monograph of the Mizunami Fossil Museum, No. 1, pp. 373-384 (in Japanese).
- Itoigawa, J. (1980), *Geology of the Mizunami district, central Japan*, Monograph of the Mizunami Fossil Museum, No. 1, pp. 1-50 (in Japanese).
- Iwatsuki, T. Sato, K. Hama, K., and Seo, T. (1995), Hydrogeochemical Investigation of Groundwater In the Tono Area, Japan, *Proc. Mat. Res. Sci.*, Vol. 353, pp. 1251-1257 (in Japanese).
- JNC (2000a), H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basics for HLW Disposal in Japan, Project Overview report, JNC TN1410 2000-001.
- JNC (2000b), H12: Project to establish the scientific and technical Basis for HLW Disposal in Japan, JNC TN1410 2000-003.
- Johnson, A.B., and Francis, B. (1980), *Durability of Metals from Archaeological Objects, Metal Meteorites, and Native Metals*, Battelle Pacific Northwest Laboratory, PNL-3198.

- Karnland, O., Ollson, S., and Nilsson, U. (2006), Mineralogy and sealing properties of various bentonites and smectite-rich clay material, SKB TR-06-30, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- Kirstein, L.A., Fellin, M.G., Willett, S.D., Carter, A., Chen, Y.G., Garver, J.I., and Lee, D.C. (2010), Pliocene onset of rapid exhumation in Taiwan during arc-continent collision: new insights from detrital thermochronometry, *Basin Research*, Vol. 22, pp. 270–285.
- Konstantinou, K.I., Lin, C.H., Liang, W.T., and Chan, Y.C. (2009), Seismogenic stress field beneath the Tatun Volcano Group, northern Taiwan, *Journal of Volcanology and Geothermal Research*, Vol. 187, No.3, pp. 261–271.
- Kuo, T., Lin, C., Chang, G., Fan, K., Cheng, W., and Lewis, C. (2010), Estimation of aseismic crustal-strain using radon Repetitive radon precursors of the 2003 M 6.8, 2006 M 6.1, and 2008 M 5.0 earthquakes in eastern Taiwan, *Natural Hazards*, Vol. 53, pp. 219–228.
- Kuo, T., Lin, C., Su, C., Liu, C., Lin, C.H., Chang, C., and Chiang, C. (2011), Correlating recurrent radon precursors with local earthquake magnitude and crust strain near the Chihshang fault of eastern Taiwan, *Natural Hazards*, Vol. 59, pp. 861–869.
- Kurosawa, S., Yui, M., and Yoshikawa, H. (1997), Experimental Study of Colloid Filtration by Compacted Bentonite, *Materials Research Society Symposium Proceedings*, Materials Research Society, Vol. 465, pp. 963-970.
- Kwicklis, E.M., and Healy, R.W. (1993), Numerical investigation of steady liquid water flow in a variably saturated fracture network. *Water Resour. Res.*, Vol., 29, pp. 4091-4102.
- La Pointe, P.R., Wallmann, P.C., and Dershowitz, W.S. (1993), Stochastic estimation of fracture size through simulated sampling. *Int. J. Rock Mech. Min. Sci. Geomech. Abstr.*, Vol. 30, pp. 1611-1617.

- Lallemand, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C.S., Liu, C.S., and Font, Y. (2013), Indentation of the Philipping Sea plate by the Eurasia plate in Taiwam: Details from recent marine seismological experiments, *Tectonophysics*, Vol. 594, pp. 60–79.
- Lee, H.F., Yang, T.F., Lan, T.F., Chen, C.H., Song, S.R., and Tsao, S. (2008), Temporal variations of gas compositions of fumaroles in the Tatun Volcano Group, northern Taiwan, *J. Volcanol. Geotherm. Res.*, Vol. 178, pp. 624–635.
- Lee, I.H., and Ni, C.F. (2015), Fracture-based modeling of complex flow and CO<sub>2</sub> migration in three-dimensional fractured rocks. *Comput. Geosci.*, Vol. 81, pp. 64-77.
- Lee, P., and Coffield, T.W. (2007), Baseline Parameter Update for Human Health Input and Transfer Factors for Radiological Performance Assessments at the Savannah River Site, WSRC-STI-2007-00004, Rev. 2.
- Lin, A.T., and Watts, A.B. (2002), Origin of the West Taiwan Basin by orogenic loading and flexure of a rifted continental margin. *Journal of Geophysical Research*, Vol. 107(B9), ETG2, pp.1-17, doi:10.1029/2001JB000669.
- Lin, A.T., Watts, A.B., and Hesselbo, S.P. (2003), Cenozoic stratigraphy and subsidence history of the South China Sea margin in the Taiwan region, *Basin Research*, Vol. 15, No. 4, pp. 453–478.
- Liu, H.H., Bodvarsson, G.S., and Finsterle, S. (2002), A note on unsaturated flow in two-dimensional fracture networks. *Water Resour. Res.*, Vol. 38, pp. 1176.
- Loke, M. H., Chambers, J. E., Rucker, D. F., Kuras, O., Wilkinson, P. B., (2013), Recent developments in the direct-current geoelectrical imaging method, *Journal of Applied Geophysics*, Vol. 95, pp. 135-156.
- Lu, C.Y., and Hsu, K.J. (1992), Tectonic Evolution of the Taiwan Mountain Belt, *Petroleum Geology of Taiwan*, No. 27, pp. 21–46.

- Lu, H.Y., Peng, T.R. and Liou, T.S. (2008), Identification of the origin of salinization in groundwater using multivariate statistical analysis and geochemical modeling: A Case study of Kaohsiung, Southwest Taiwan. *Environmental Geology*, 55, p.339-352. DOI 10.1007/s00254-007-0979-0
- Martin, P. I. and Barcala, J. M. (2005), Large scale buffer material test: Mock-up experiment at CIEMAT, *Engineering Geology*, Vol. 81, pp298-316.
- Matsumoto, K., Kanno, T., Fujita, T., and Suzuki, H. (1997), Hydraulic characterization of buffer material, PNC TN8410 97-296.
- Mènager, M.T., Heath, M.J., Ivanovich, M., Montjotin, C., Barillon, R., Camp, J., and Hasler, S.E. (1994), Uranium migration/retention processes in core profiles from El Berrocal (Spain): implications for matrix diffusion in fractured granite, *Radiochim. Acta*, Vol. 66/67, pp. 475-483.
- Metz, V., Kienzler, B., and Schüßler, W. (2003), Geochemical evaluation of different groundwater-host rock systems for radioactive waste disposal, *Journal of Contaminant Hydrology*, Vol. 61, pp. 265–279.
- Miller, B., Marcos, N. (2007). Process report. FEPs and scenarios for a spent fuel repository at Olkiluoto. Eurajoki, Finland: Posiva Oy. POSIVA 2007-12. 274 p. ISBN 978-951-652-162-9
- Miller, W.M., Alexander, W.R., Chapman, N.A., McKinley, I.G., and Smellie, J.A.T. (2000), Geological disposal of radioactive wastes and natural analogues, *Waste Management Series*, Vol. 2, Pergamon, Amsterdam, The Netherlands, pp. 1-319.
- Min, K.B, Jing, L., and Stephansson, O. (2004a), Determining the equivalent permeability tensor for fractured rock masses using a stochastic REV approach: Method and application to the field data from Sellafield, UK. *Hydrogeol. J.*, Vol. 12, pp. 497-510.
- Min, K.B., Rutqvist, J., Tsang, C.F., and Jing, L. (2004b), Stress-dependent permeability of fractured rock masses: a numerical study. *Int. J. Rock Mech. Min. Sci.*, Vol. 41, pp. 1191-1210.

- Mizutani, Y., Seo, T., Ota, K., Nakamura, N., and Murai, Y. (1992), Accelerator Mass Spectrometry and Interdisciplinary Application of Carbon Isotopes, Proc. Symposium, pp. 159-168.
- Muller-Vonmoos M., and Kagr, G. 1983, Mineralogische Untersuchungen von Wyoming Bentonit MX-80 und Montigel. NTB 83-12, Nagra, Hardstrasse 73, CH-5430 Wettingen, Switzerland.
- Murase, M., Lin, C.H., Kimata, F., Mori, H., and Pu, H.C. (2014), Volcano-hydrothermal activity detected by precise levelling surveys at the Tatun volcano group in Northern Taiwan during 2006–2013, Journal of Volcanology and Geothermal Research, Vol. 286, pp. 30–40.
- NAGRA (2010), Assessment of geological Documents for provisional Safety analyzes in SGT Stage 2. NAGRA NTB10-01, Switzerland, 2010 (in Germany).
- NAGRA (2014a), Modelling of Radionuclide Transport along the Underground Access Structures of Deep Geological Repositories. NAGRA NTB14-10, Switzerland.
- NAGRA (2014b), Sorption Data Bases for Argillaceous Rocks and Bentonite for the Provisional Safety Analyses for SGT-E2. NAGRA NTB-12-04, Switzerland.
- NAS/NRC (1957), The disposal of radioactive waste on land: Report of the Committee on Waste Disposal of the Division of Earth Sciences. Publication 519. Washington, DC: National Academy of Sciences/National Research Council.
- Neretnieks, I. (1986), investigations of old bronze cannons. In L Come B and Chapman NA (editors) Natural analogue working group, second meeting, Interlaken, June 1986, CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 10351, pp. 32-36.
- NRC (2005). 10 CFR Part 63: Implementation of a dose standard after 10,000 years. Federal Register 2005, Vol. 70, pp.53313–53320.
- O'Brien, J. S. (2009), FLO-2D Reference manual version. FLO-2D Software, Incorporation Nutrioso, AZ.

- Ochiai, Y., Yamakawa, M., Takeda, S., and Harashima, F. (1989), A Natural Analogue Study on the Tono Uranium Deposit in Japan, CEC Natural Analogue Working Group 3rd Meeting, CEC Nuclear Science and Technology Series, EUR11725, CEC, pp. 126-138.
- OECD/NEA (2007), Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal: Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria, NEA No. 6182.
- Ohba, T., Sawa, T., Taira, N., Yang, T.F., Lee, H.F., Lan, T.F., and Kazahaya, K. (2010), Magmatic fluids of Tatun volcanic group, Taiwan, Applied Geochemistry, Vol. 25, No. 4, pp. 513-523.
- Ohnuki, T., Murakami, T., Isobe, H., Sato, T., and Yanase, N. (1995), Modelling Study on Uranium Migration in the Rock under Weathering Condition, Sci. Bas. Nucl. Was. Manag., XVIII, pp. 1227-1234.
- Okada, Y. (1992), Internal deformation due to shear and tensile faults in a half-space, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 82, No. 2, pp. 1018-1040.
- Ota, K., Amano, K., and Ando, T. (1999), Brief overview of in situ containment retardation in fractured crystalline rock at the Kamaishi In Situ Test Site, In: Proceedings of an International Workshop for the Kamaishi In Situ Experiments, Kamaishi, Japan, 24-25 August 1998, JNC Tech. Rep., JNC TN7400 99-007.
- Palandri, J.L., and Kharaka, Y.K. (2004), A compilation of rate parameters of water-mineral interaction kinetics for application to geochemical modeling: U.S. Geological Survey Open File Report 2004-1068.
- Pichot, G., Erhel, J., and de Dreuzay, J. (2012), A Generalized Mixed Hybrid Mortar Method for Solving Flow in Stochastic Discrete Fracture Networks. SIAM J. Sci. Comput., Vol. 34, pp. B86-B105.
- PNC (1992), Research and development on geological disposal of high-level radioactive waste, PNC TN1410-93-059.

- POSIVA (2013), Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear fuel at Olkiluoto-Models and Data for the Repository System 2012, 815 pages, POSIVA 2013-01, Finland.
- POSIVA (2014), Radionuclide Transport in the Repository Near-Field and Far-Field, POSIVA 2014-02, Finland.
- POSIVA (2012), Safety Case for the Disposal of Spent Nuclear Fuel at Olkiluoto-Features, Events and Processes 2012, Posiva Working Report 2012-07, Posiva Oy, Olkiluoto, Finland.
- Pruess, K., and Tsang, Y.W. (1990), On two-phase relative permeability and capillary pressure of rough-walled rock fractures. *Water Resour. Res.*, Vol. 26, pp. 1915-1926.
- Pusch R. (1982), Copper-bentonite interactions. SKB Technical Report, TR 82-07, SKB, Stockholm, Sweden.
- Pusch R. (1994), Copper-bentonite interactions. SKB, TR 82-07.
- Pusch R., and Karnland O. (1988), Geological evidence of smectite longevity - The Sardinian and Gotland cases, SKB, TR 88-26.
- Pusch, R., Karnland, O., and Hökmark, H. (1990), GMMMA Gernal Microstructural Model for Qualitative and Quantitative Studies of Smectite Clays, SKB, TR-90-43.
- Pusch, R., Karnland, O., Lajudie, A., Lechelle, J., and Bouchet, A. (1993), Hydrothermal Field Test with French Candiate Clay Embedding Steel Heater In the Stripa Mine, SKB, TR-93-02.
- Roberson, H/E., and Lahann R.W. (1981), Smecitite to illite conversion rates: effects of solution chemistry. *Clays and Clay Minerals*, Vol. 29, pp. 129-135.
- Rontogianni, S., Konstantinou, K.I., and Lin, C.H. (2012), Multi-parametric investigation of the volcano-hydrothermal system at Tatun Volcano Group, Northern Taiwan, *Natural Hazards and Earth System Science*, Vol. 12, No. 7, pp. 2259–2270.
- Ross, S., (1997) *Introduction to Probability Models* 6th Edn. Academic Press, New York.

- Schumm, S.A. (1993), River response to baselevel change: Implications for sequence stratigraphy, *The Journal of Geology*, Vol. 101, No. 2, pp. 279–294, doi:10.2307/30081152.
- SEPA and NIEA (2009), *Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation*.
- Shao, W-Y., Chung, S.L., Chen, W.S., Lee, H.Y., and Xie, L.W. (2015), Old continental zircons from a young oceanic arc, eastern Taiwan: Implications for Luzon subduction initiation and Asian accretionary orogeny. *Geology*, Vol. 43, pp. 479-482. doi:10.1130/G36499.1
- Shikazono, N., and Utada, M. (1997), Stable Isotope Geochemistry and Diagenetic Mineralization Associated with the Tono Sandstone-type Uranium Deposit in Japan, *Mineralium Deposita*, Vol. 32, pp. 596-606.
- Shyu, J.B.H., Sieh, K., and Chen, Y.G. (2005), Tandem suturing and disarticulation of the Taiwan orogen revealed by its neotectonic elements, *Earth and Planetary Science Letters*, Vol. 233, pp. 167–177.
- Shyu, J.B.H., Sieh, K., Avouac, J.P., Chen, W.S., and Chen, Y.G. (2006), Millennial slip rate of the Longitudinal Valley fault from river terraces: implications for convergence across the active suture of eastern Taiwan, *J. Geophys. Res.*, Vol. 111, B08403, doi:10.1029/2005JB003971, pp. 1-22.
- SKB (1985), Gas, migration through MX-80 bentonite, TR-85-36.
- SKB (1999a), Waste, Repository Design and Sites, Background Report to SR 97, TR-99-08.
- SKB (1999b), Radionuclide transport calculations, SKB TR-99-23, Svensk Kärnbränslehantering AB. Sweden.
- SKB (2000), On the risk of liquefaction of buffer and backfill, SKB TR-00-18.
- SKB (2004), Geology and mechanical properties of the rock in TASQ 2004, R-04-01.

SKB (2005), Summary of a GAMBIT club workshop on gas migration in bentonite, Madrid 29-30 October, 2003. A report produced for the GAMBIT club, TR-05-13.

SKB (2006a), Determination and assessment of the concentration limits to be used in SR-Can, TR-06-32.

SKB (2006b), Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar - a first evaluation. Main report of the SR-Can project, SKB TR-06-09.

SKB (2006c), Fuel and canister process report for the safety assessment of SR-Can. SKB TR 06-22.

SKB (2009a), Underground design Forsmark Layout D2, R-08-116

SKB (2009b), Feasibility study of a concrete plug made of low pH concrete, R-09-34.

SKB (2010a), Waste, Design, production and initial state of the canister, TR-10-14.

SKB (2010b), Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site, TR-10-50, 325 pages.

SKB (2010c), Data report for the safety assessment SR-Site, TR-10-52.

SKB (2010d), Design, production and initial state of the buffer, SKB TR-10-15.

SKB (2010e), Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site, SKB TR-10-47.

SKB (2010f), Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels, SKB TR-10-16.

SKB (2010g), Design analysis report for the canister, TR-10-28.

SKB (2010h), Design, construction and initial state of the underground openings, TR-10-18.

SKB (2010i), Design, production and initial state of the buffer, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR- 10-15.

SKB (2010j), Model summary report for the safety assessment SR-Site, TR-10-51.

- SKB (2010k), Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site, TR-10-53.
- SKB (2010l), Evaluation of low-pH cement degradation in tunnel plugs and bottom plate systems in the frame of SR-Site, TR-10-62.
- SKB (2011a), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark Main report of the SR-Site project, TR-11-01.
- SKB (2011b), Assessment of the importance of mixing in the Yucca Mountain hydrogeological system, TR-11-02.
- SKB (2011c), Low-pH concrete plug for sealing the KBS-3V deposition tunnels, R-11-04, 143 pages.
- SKB (2012), Development of an accurate pH measurement methodology for the pore fluids of low pH cementitious materials, R-12-02.
- Smellie, J.A.T., MacKenzie, A.B., and Scott, R.D. (1986), An analogue validation study of natural radionuclide migration in crystalline rocks using uranium-series disequilibrium studies, *Chem. Geol.*, Vol. 55, pp. 233-254.
- SNL (2011), Granite Disposal of U.S. High-Level Radioactive Waste. Sandia National Laboratories, SAND2011-6203, U.S.
- SSI (1998), The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSI FS 1998:1.
- SSM (2008), The Swedish Radiation Safety Authority's Regulations on Protection of Human Health and the Environment in connection with Discharges of Radioactive Substances from certain Nuclear Facilities, SSM FS 2008:23.
- SSM (2009a), The Swedish Radiation Safety Authority's regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste, SSMFS 2008:21.

- SSM (2009b), The Swedish Radiation Safety Authority's regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste, SSMFS 2008:37.
- STUK (2013), Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.
- Suksi, J., Ruskeeniemi, T., and Rasilainen, K. (1992), Matrix diffusion - evidences from natural analogue studies at Palmottu in SW Finland, *Radiochim. Acta*, Vol. 58/59, pp. 385-393.
- Sundberg, j., and Hellström, G. (2009), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-09-04.
- Suzuki, H., and Fujita, T. (1999a), Drying Shrinkage Property of Buffer Material, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC TN8400 99-016.
- Suzuki, H., and Fujita, T. (1999b), Drying Shrinkage Property of Buffer Material, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC TN8400 99-016.
- Suzuki, K., and Adachi, M. (1998), Denudation History of the High T/P Ryoke Metamorphic Belt, Southwest Japan: Constraints from CHIME Monazite Ages of Gneisses and Granitoids, *Jour. Metamorphic Geol.*, Vol. 16, pp. 23-37.
- Tanai, K. Sato, H., Uemura, F., and Inoue, M. (1999), A Preliminary assessment of Gas Diffusion and Migration, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC TN8400 99-045.
- Ticknor, K.V. (1993), Actinide sorption by fracture-infilling minerals, *Radiochim. Acta*, Vol. 60, pp. 33-42.
- Ticknor, K.V. (1994), Uranium sorption on geological materials, *Radiochim. Acta*, Vol. 64, pp. 229-236.
- Tochiyama, O., Takasu, A., Ikeda, T., Kimura, H., Sato, S., Nagasaki, S., Niibori, Y., Furuya, H., Mitsugashira, T., and Ymaguchi, T. (1998), Concept and applicability of sorption distribution coefficient in the radionuclide transport model, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 5, No.1, pp.3-19.

- Towhata, I., Kuntiwattanukul, P., and Kobayashi, H. (1993), A preliminary Study on Heating of Clays to Examine Possible Effects of Temperature on Soil-Mechanical Properties, Soils and Foundations, Journal of the Japanese Geotechnical Society, Vol. 33, No. 4, pp. 184-190.
- Towhata, I., Kuntiwattanukul, P., Ohishi, K., and Takeuchi, N. (1998), Effect of Elevated Temperature on Mechanical Behavior of Clays, Journal of the Japanese Geotechnical Society, Vol. 46, No. 10, pp. 27-30.
- Tsourlos, P., Ogilvy, R., Papazachos<sup>1</sup>, C., and Meldrum, P., (2011), Measurement and inversion schemes for single borehole-to-surface electrical resistivity tomography surveys, J. Geophys. Eng., Vol. 8, pp. 487-497.
- Tylecote, R.F., Ghaznavi, H.A. and Boydell, P.J. (1977), Partitioning of trace elements between the ores, fluxes, slags and metal during the smelting of copper, Journal of Archaeological Science, Vol. 4, pp. 305-333.
- Volckaert, G., Ortiz, L., De Canniere, P., Put, M., Horseman, S.T., Harrington, J.F., Fioravante, V., and Impey, M. (1995), Modeling and Experiments on Gas Migration in Repository Host Rocks, Final Report - Phase 1, Nuclear Science and Technology.
- Wen, S., Chang, Y.Z., Chen, C.H., Chen, Y.G., and Teng, T.L. (2012), The seismic velocity and attenuation structure beneath the Tatun volcanic area, Taiwan, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 54, pp. 182-191.
- Willett, S.D., Fisher, D., Fuller, C., Yeh, E.C., and Lu, C.Y. (2003), Erosion rates and orogenic-wedge kinematics in Taiwan inferred from fission-track thermochronometry, Geology, Vol. 31, No. 11, pp. 945-948.
- Wu, Y.M., Chang, C.H., Zhao, L., Shyu, J.B.H., Chen, Y.G., Sieh, K., and Avouac, J.P. (2007), Seismic tomography of Taiwan: Improved constraints from a dense network of strong motion stations, Journal of Geophysical Research, Vol. 112, B08312.

- Xu, C.S., and Dowd, P. (2010), A new computer code for discrete fracture network modelling, *Computers & Geosciences*, Vol. 36, pp. 292-301.
- Yanase, N., Nightingale, T., Payne, T., and Duerden, P. (1991), Uranium Distribution in Mineral Phases of Rock by Sequential Extraction Procedure, *Radiochim. Acta*, Vol. 52/53, pp. 373-380.
- Yang, T.F., Lan, T.F., Lee, H.F., Fu, C.C., Chuang, P.C., Lo, C.H., Chen, C.H., Chen, C.T., and Lee, C.S. (2005), Gas compositions and helium isotopic ratios of fluid samples around Kueishantao, NE offshore Taiwan and its tectonic implications, *Geochemical Journal*, Vol. 39, pp. 469-480.
- Yoshida, H. (1994), Relation between U-series Nuclide Migration and Microstructural Properties of Sedimentary Rocks, *Appl. Geochem.*, Vol. 9, pp. 479-490.
- Yoshida, H., Kodama, K., and Ota, K. (1994a), Role of Microscopic Flow-paths on Nuclide Migration in Sedimentary rocks, A Case Study from the Tono Uranium Deposit, Central Japan, *Radiochim. Acta*, Vol. 66/67, pp. 505-511.
- Yoshida, H., Yui, M., and Shibutani, T. (1994b), Flow-path Structure in Relation to Nuclide Migration in Sedimentary Rocks, An Approach with field Investigations and experiments for Uranium Deposit, Central Japan, *Jour. Nucl. Sci. Tech.*, Vol. 31, pp. 803-812.
- Yusa Y., Kamei G., and Arai T. (1991), Some aspects of natural analogue studies for assessment of long-term durability of engineered barrier materials recent activities at PNC Tokai japan. In: Come B and Chapman NA (editors) Natural analogue working group fourth meeting and Pocos de caldas project final meeting, Pitlochry, june 1990. CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 13014, pp. 215-232.
- Yusa, Y., and Yoshida, H. (1993), Migration behaviour of natural radionuclides in geological formation, - A case study of the Tono

uranium deposits, Japan, Radioisotope, Vol. 20, pp. 29-39 (in Japanese).

Zheng, L., Samper, J., and Montenegro, L. (2011), A coupled THC model of the FEBEX in situ test with bentonite swelling and chemical and thermal osmosis, Journal of Contaminant Hydrology, Vol. 126, pp. 45-60.