### 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

## 105 年度成果報告

## (修訂二版)

## 台灣電力公司

中華民國 106 年 6 月

(此頁為空白頁)

本報告為「用過核子燃料最終處置計畫」於105年度工作成果摘 要報告。內容涵蓋「地質環境」、「處置設計與工程技術」、「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 參考案例之三維地下水流模擬,並探討深層處置情境之水文地球 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,並針對斷層進行地震影響性監測、地震前兆觀測技術發展,及地震對緩衝材料力學性質研究,同時組建更完善的GPS觀測網,進行長期的岩體穩定性監測與研究工作;同時納入GPS觀測資料的時間序列變化分析,探究相關岩體抬升與沉陷的作用機制。

在處置設計與工程技術方面,主要成果包括:

- (1)進行KBS-3處置概念本土化的發展,建立包含我國特定燃料特性 之處置工程規格參數,並提出工程設計所需的分析驗證,顯示工 程設計之可行性,以及處置設施建造、運轉、封閉與管理的可行 作法。
- (2)依據離島結晶岩測試區母岩特性參數,並應用處置場地震風險降低技術,建立處置隧道與處置孔配置分析案例,以及驗證再飽和特性、力學穩定特性、受震穩定性、氣體遷移之影響評估能力,以做為持續探討各特定處置區域工程障壁穩定性之基礎。
- (3)持續展現處置概念適用性、及工程障壁系統功能、處置設施功能 及處置母岩功能整體論述,藉由評估處置設計之地震與腐蝕失效

機率評估技術,結合安全評估技術,提供處置場風險診斷資料, 回饋於工程可行性研究,建立長期發展研究及設計改善之完整流 程。

在安全評估方面,主要成果包括:

- (1)建立安全評估方法論,逐步解析每一個步驟的目的與執行細節, 整合共11步驟建立具系統性、邏輯性,並能符合具可信度的安全 評估方法論。
- (2)依據本計畫建構的參考案例,運用離島結晶岩測試區之本土地質調查資料,採用KBS-3處置概念設計,以具體實際案例展現安全評估方法論的實際應用可行性。
- (3)安全評估技術發展是量化證明處置設施具備長期安全可信度的 最佳方式,與地質調查、工程設計的多方相互回饋,將可使處置 設施達到最佳化設計、最佳可行技術探討及效益極大化。依據上 述成果,完成未來研究發展方向規劃之建議。

### ABSTRACT

FY2016 progress report is a summary of Taiwan Power Company's annul work in implementing the Spent Nuclear Fuel Final Disposal 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 3-D flow-field modeling, investigate the hydro-geochemical evolution of the deep geological disposal for the development of the disposal technique, engineering design and safety assessment.

(3) This project keeps establishing the monitoring technique of Taiwan volcanism. We are on going to develop the evaluation techniques on the influence of earthquake, techaiques of earthquake precursors and researches addressing earthquake effects on buffer material. Building a comprehensive GPS net to monitor the long-term stability of rock bodies. At the meanwhile, a time series GPS technique is applied to study the uplift and subcidence issues.

Significant achievements of the "Repository Design and Engineering Technology" include:

(1) Conducting the localization of KBS-3 disposal concept, we established the engineering specification and parameters including local spent fuel characteristics, and provided the engineering analyses and verifications for local condition to show the feasibility of engineering design and the practical methods of construction, operation, closure, and management of repository facility.

(2) Based on the characteristic parameters of offshore island test host rock, we employed the seismic risk reducing technique of repository and built up the analysis practices for deposition tunnels and disposition holes. Also, the engineering evaluation capabilitie for resaturation of buffer, seismic stability, and gas migration have been achieved so that we can continue to study the stability of engineered barrier system for different specific disposal areas.

(3) The project keeps demonstration on the feasibility of disposal concept, and the integral discussions of engineered barrier functions, repository facility functions and the host rock functions. We have performed evaluation on the seismic and corrosion failure rate for the specific repository design and incorporated the safety assessment techniques to deliver the risk diagnoses of repository associating regulatory requirement to feed back the engineering feasibility study, and set up the full process for long term research and design modification.

Significant achievements of the "Safety Assessment" include:

(1) With respect to the technique developments on safety assessment methodology, we have progressively analyzed the purposes and execution details of every step and integrated into a total of 11 steps to establish the safety assessment methodology, which possesses systematic and logical characteristics and is in line with the credibility.

(2) The reference case established by this project, adopted the domestic geological survey data of and the KBS-3 disposal design concept, to demonstrate the practical application feasibility of the safety assessment methodology with a specific and practical case. (3) From the experience feedbacks of the achievements stated above, the safety assessment technique developments are the best approach to provide quantitative proof of the disposal facilities having the long-term safety credibility. Its multi-lateral feedbacks with geological survey and engineering design will lead to the optimal designs of disposal facilities, explorations of economic benefics on the best feasible technologies and maximization. It is planned as to the perspectives for future R&D work directions.

1.	概述	1-1
2.	計畫目的	2-1
3.	地質環境	3-1
	21 厄达理培地哲	2_1
	3.1. 回域垛堤地具	3-1 3_2
	3.1.1. 地頁國對小迴核了然杆地頁處且的里女任	3-3
	3.1.2. 口写地贝依况付俄	<u>3</u> -3
	3.2. 八盾地員內任	3-13
	3.2.1. 元頁回內任到少主件主統心的主要任	3-15
	323 水文地球化學	3-21
	324 核種傳輸改經	3-41
	325 岩石特性	3-46
	3.3. 地質處置合適性研究	.3-59
	3.3.1. 台灣用過核子燃料地質處置之地質圈特性	. 3-59
	3.3.2. 台灣的大地構造架構	. 3-59
	3.3.3. 抬升與沉陷作用	.3-71
	3.3.4. 氣候與海平面變遷	. 3-82
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. 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能	4-1
	4.2.1. 處置概念適用性	4-1
	4.2.2. 工程障壁系統功能	4-2
	4.2.3. 處置設施功能	4-4
	4.2.4. 處置母岩功能	4-4
	4.3. 設計流程	4-6
	4.4. 影響處置概念的因子	4-9
	4.4.1. 熱與放射性	4-9
	4.4.2. 地質與地形條件	. 4-11
	4.4.3. 地質處置母岩特性	. 4-12
	4.4.4. 處 置深度	. 4-15
	4.5. 工程障壁系統及處置設施的設計需求	. 4-18
	4.5.1. 廢棄物罐	. 4-18
	4.5.2. 緩衝材料	. 4-24

4.5.5. 工程厚空的观俗契配直	4-31
4.5.4. 地下設施	4-31
4.5.5. 回填與封塞	4-34
4.5.6. 處置設施設計	4-36
4.6. 工程障壁的穩定性	
4.6.1. 再飽和特性之影響	4-63
4.6.2. 力學穩定特性	4-66
4.6.3. 受震穩定性	4-68
4.6.4. 氣體遷移	4-70
4.6.5. 膨潤土體積穩定性之影響	4-73
4.7. 建造/運轉/封閉技術	4-94
4.7.1. 建造階段	4-94
4.7.2. 運轉階段	4-97
4.7.3. 封閉階段	4-99
4.8. 處置設施營運管理技術	4-108
4.8.1. 地質處置基本原則及國際對制度性控制之共識	4-108
4.8.2. 處置設施管理之基本觀念	4-108
4.8.3. 管理與控制項目	4-109
4.9. 小結	4-111
	-
5. 安全評估	
<ol> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> </ol>	<b>5-1</b> 5-1
<ol> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> </ol>	<b>5-1</b> 5-1 5-3
<ol> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li></ol>	5-1 5-1 5-3 5-3
<ol> <li>5. 安全評估</li></ol>	5-1 5-1 5-3 5-3 5-3
<ol> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li> <li>5.2.2. 安全評估案例的建置方法</li> <li>5.3. 處置系統初始條件與安全功能</li> </ol>	5-1 5-3 5-3 5-3 5-6 5-14
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li> <li>5.2.2. 安全評估案例的建置方法</li> <li>5.3. 處置系統初始條件與安全功能</li> <li>5.3.1. 處置系統的初始條件</li> </ul>	5-1 5-3 5-3 5-3 5-6 5-14 5-14
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li> <li>5.2.2. 安全評估案例的建置方法</li> <li>5.3. 處置系統初始條件與安全功能</li> <li>5.3.1. 處置系統的初始條件</li> <li>5.3.2. 處置系統的安全功能</li> </ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li></ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li></ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li></ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li> <li>5.2.2. 安全評估案例的建置方法</li> <li>5.3.2. 處置系統初始條件與安全功能</li> <li>5.3.1. 處置系統的初始條件</li> <li>5.3.2. 處置系統的安全功能</li> <li>5.4. 參考演化</li> <li>5.4.1. 開挖運轉期</li> <li>5.4.2. 封閉後初始溫暖期</li> <li>5.4.3. 剩餘冰河循環時期</li> </ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li></ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li></ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li> <li>5.2. 安全評估方法</li> <li>5.2.1. 法規</li> <li>5.2.2. 安全評估案例的建置方法</li> <li>5.3.2. 處置系統初始條件與安全功能</li> <li>5.3.1. 處置系統的初始條件</li> <li>5.3.2. 處置系統的安全功能</li> <li>5.4.2. 處置系統的安全功能</li> <li>5.4.2. 封閉後初始溫暖期</li> <li>5.4.3. 剩餘冰河循環時期</li> <li>5.4.4. 接續冰河循環期</li> <li>5.5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇</li> </ul>	
<ul> <li>5. 安全評估</li></ul>	5-1 5-3 5-3 5-6 5-6 5-14 5-14 5-14 5-14 5-14 5-21 5-21 5-26 5-35 5-38 5-47 5-49
<ul> <li>5. 安全評估</li></ul>	5-1 5-1 5-3 5-3 5-3 5-6 5-14 5-14 5-14 5-14 5-14 5-21 5-21 5-21 5-21 5-21 5-21 5-23 5-38 5-38 5-47 5-47 5-49 5-50
<ul> <li>5. 安全評估</li> <li>5.1. 安全評估的目標及範疇</li></ul>	5-1 

5.6.1. 圍阻安全功能	
5.6.2. 核種遲滯安全功能	
5.6.3. 生物圈劑量轉換因子評估模式研究	
5.7. 基本情節評估案例	
5.7.1. 腐蝕作用情節	
5.7.2. 剪力效應情節	
5.7.3. 參數敏感度分析	
5.8. 替代情節評估案例	
5.8.1. 擾動情節	
5.8.2. 隔離失效情節	
5.8.3. 替代情節參數敏感度分析	
5.9. 計算案例之整合分析	
5.9.1. 案例分析結果說明	
5.9.2. 計算案例整合分析	
5.9.3. 安全指標	
5.10. 安全評估的可信度	5-108
5.10.1.情節、模式、模組、及資料庫的建置	£5-108
5.10.2.天然類比研究	5-111
5.10.3.國內天然類比案例研究	5-114
5.10.4.評估報告比較	5-115
6. 國際同儕審查規劃	
7. 結論	
7.1. 地質環境	
7.2. 處置設計與工程技術	
7.3. 安全評估	
0 A H \ H	0.1

圖目錄

圖3-1:地質環境研究與地質處置技術發展關係	3-9
圖3-2:結晶岩體深層特性調查與解析流程	. 3-10
圖3-3:臺灣應力架構及相對位移速度分布圖	. 3-11
圖3-4:參考案例地下水流場特性模擬範例	. 3-20
圖3-5:水文地球化學模擬情境示意圖	. 3-27
圖3-6:三維微結構照射及成像結果	. 3-28
圖3-7: CaseZ1/K1反應路徑模擬結果比對圖	. 3-29
圖3-8:CaseZ2/K2反應路徑模擬結果比對圖	. 3-30
圖3-9:CaseZ3/K3反應路徑模擬結果比對圖	. 3-31
圖3-10: CaseZ4/K4反應路徑模擬結果比對圖	. 3-32
圖3-11: CaseZ5/K5反應路徑模擬結果比對圖	. 3-33
圖3-12:CaseK1部分反應路徑模擬結果圖	. 3-35
圖3-13:CaseK2部分反應路徑模擬結果圖	. 3-36
圖3-14:CaseK3部分反應路徑模擬結果圖	. 3-37
圖3-15: CaseK4部分反應路徑模擬結果圖	. 3-38
圖3-16: CaseK5部分反應路徑模擬結果圖	. 3-39
圖3-17:不同情境反應路徑模擬結果之pH及Eh範圍分布圖	. 3-40
圖3-18:參考案例DFN成果展示	. 3-44
圖3-19:Cs、Se、U核種於本島結晶岩吸附Kd關係圖	. 3-45
圖3-20:岩石特性試驗示例	. 3-53
圖3-21:初步規劃四點法量測設備	. 3-54
圖3-22:初步規劃兩點法量測設備	. 3-55
圖3-23: 電阻率量測設備連接組裝	. 3-56
圖3-24:緩衝材料與近場母岩現場Hole#5地電阻監測結果	. 3-57
圖3-25:地電監測三維數值正演模型	. 3-58
圖3-26:三維數值正演模型測線佈設示意圖	. 3-58
圖3-27:CAP與FPFIT所得之震源機制解比對圖	. 3-66
圖3-28:能量累積85%之示意圖	. 3-67
圖3-29:以弱震摺積分析預測地表之反應譜	. 3-68
圖3-30:以強震摺積分析預測地表之反應譜	. 3-68
圖3-31:以弱震反摺積分析預測地底之反應譜	. 3-69
圖3-32:以強震反摺積分析預測地底之反應譜	. 3-69
圖3-33:以強震反摺積分析預測地底之濾波後反應譜	. 3-70
圖3-34: 共振柱設備	. 3-70
圖3-35:地質圈與氣候長期變遷示意圖	. 3-75
圖3-36:GPS連續觀測站垂直向變動時序變化圖	. 3-76
圖3-37:台灣東部20個流域河流地形與陡峭度	. 3-80
圖3-38:台灣東部20個流域陡峭度與大地構造演化關係	. 3-81
圖3-39:模擬海水面變遷下地表水流動特性之差異	. 3-91
圖3-40:海平面變遷地下水流體型態變遷圖	. 3-92

圖4-1:KBS-3V與KBS-3H概念比較圖	4-5
圖4-2:我國處置設施概念圖	4-5
圖4-3:我國工程障壁系統與處置隧道之設計流程圖	4-8
圖4-4:廢棄物罐設計流程	. 4-44
圖4-5: 深度400 m至500 m之5個鑽孔硫化物濃度分布圖	. 4-45
圖4-6:DFN模型中最高5個等效初始通量的處置孔位置	. 4-45
圖4-7:完整緩衝材料保護下100萬年後腐蝕評估結果	. 4-46
圖4-8:膨潤土離心分層純化後照片	. 4-46
圖4-9:MX-80膨潤土之XRD分析圖	. 4-47
圖4-10:SPV-200膨潤土之XRD分析圖	. 4-47
圖4-11:GMZ膨潤土之XRD分析圖	. 4-48
圖4-12:MX-80膨潤土塊體乾密度與熱傳導係數之關係	. 4-48
圖4-13:SPV-200膨潤土塊體密度與熱傳導係數之關係	. 4-49
圖4-14:GMZ膨潤土塊體密度與熱傳導係數之關係	. 4-49
圖4-15:MX-80膨潤土含水比與熱傳導係數之關係	. 4-50
圖4-16: 乾密度-含水比-飽和度之關係	. 4-50
圖4-17:高飽和度試體乾密度與熱傳導之關係	. 4-51
圖4-18:不同乾密度膨潤土回脹壓力	. 4-51
圖4-19:SKB報告量測之MX-80膨潤土不同乾密度之回賬壓力	. 4-52
圖4-20:MX-80膨潤土乾密度與水力傳導係數之關係	. 4-52
圖4-21:SKB報告量測之MX-80膨潤土於不同乾密度之水力傳導係數	. 4-53
圖4-22:處置隧道與處置孔剖面	. 4-53
圖4-23:不同試驗條件之緩衝材料試體	. 4-54
圖4-24:不同試驗條件之試驗結果	. 4-54
圖4-25:二維處置隧道主應力分布圖(a)開挖後,(b)地震期間	. 4-55
圖4-26:近場核種傳輸評估與EDZ參數之相關性	. 4-55
圖4-27:處置隧道考量開挖擾動弱化範圍之二維有限元素法分析模型	. 4-56
圖4-28:處置隧道考量開挖弱化範圍之二維處置隧道受震時軸差應力分	
布圖	. 4-56
圖4-29:3DEC建置處置隧道含DFN之模型	. 4-57
圖4-30:SKB圓頂型封塞及密封系統	. 4-57
圖4-31:環繞場區斜坡道設計概念圖	. 4-58
圖4-32:局部場區斜坡道設計概念圖	. 4-58
圖4-33:膨潤土最高溫度驗證	. 4-59
圖4-34:離島結晶岩測試區之參考配置(地下500m剖面)	. 4-59
圖4-35: Nomographic chart驗證	. 4-60
圖4-36:單孔熱傳溫度歷時變化	. 4-60
圖4-37:使用3DEC模擬地震引致裂隙位移之技術驗證	. 4-61
圖4-38:1604泉州地震震源參數邏輯樹	. 4-62
圖4-39:處置區塊(panel)配置	. 4-79
圖4-40:案例2-初始溫度為0 °C之溫度歷時	. 4-79
圖4-41: 案例3-FLAC3D數值模型尺寸與材料	. 4-80
圖4-42: 案例3緩衝材料與岩壁溫度歷時	. 4-80
圖4-43:環境三軸試驗儀配置	. 4-81

圖4-44:SPV200三軸試驗p-q結果	4-81
圖4-45:施加圍壓時斷面位移圖	4-82
圖4-46:對數時間軸單壓潛變試驗及外差結果	4-83
圖4-47:未考慮銅潛變之廢棄物罐受剪力位移10 cm之應力分布圖	4-83
圖4-48:考慮銅潛變之廢棄物罐受剪力位移10 cm之應力分布圖	4-84
圖4-49:1/10縮尺試體離心機測試	4-85
圖4-50: Test3 廢棄物罐反應, S4 (1 Hz, 15 cycles, base acc 0.202 g)	4-86
圖4-51: Test3 廢棄物罐反應, S9 (2 Hz, 15 cycles, base acc 0.192 g)	4-87
圖4-52: Test3 廢棄物罐反應, S11 (3 Hz, 15 cycles, base acc 0.193 g)	4-88
圖4-53:Test3 緩衝材料測試後拆除進行檢查與紀錄	4-89
圖4-54:濱海斷層分段	4-89
圖4-55:離島結晶岩測試區地震分布圖	4-90
圖4-56:離島結晶岩測試區之2,500年與10,000年回歸期地震動反應譜	4-90
圖4-57:一維定流率氣體傳輸試驗壓力與出流流率變化圖	4-91
圖4-58:氣體滲透試驗配置圖	4-91
圖4-59: 氣體滲透試驗訂製模具構造圖	4-92
圖4-60:累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係	4-92
圖4-61:模擬處置孔內填充料垂直進水之累積進水量與累積膨潤土侵蝕	
量之關係	4-93
圖4-62:硬岩區之鑽炸工法流程	4-103
圖4-63:線切工法示意圖	4-103
圖4-64:不同類別封閉件與封閉塞於地下設施示意圖	4-104
圖4-65:頂部封閉,斜坡道與豎井以黏土、封閉塞封閉	4-104
圖4-66:封塞建造	4-105
圖4-67:回填材料安裝	4-105
圖4-68:地表調查井封閉之參考概念	4-106
圖4-69:鑽孔通過導水裂隙帶中之混凝土封塞構造	4-106
圖4-70: 地表調查井頂部封閉	4-107
圖5-1:安全論證的構成要素	5-11
圖5-2:安全評估包含的面向	5-11
圖5-3: SNFD2017報告安全評估的11個步驟	5-12
圖5-4:安全評估11步驟關聯圖	5-13
圖5-5: 圍阻安全功能與指標	5-18
圖5-6:核種遲帶安全功能與指標	5-19
圖5-7:日本H12參考案例的核種傳輸路徑示意圖	5-20
圖5-8:處置孔溫度計算	5-40
圖5-9:膨潤土於不同乾密度之回脹壓力關係(MX-80及SPV膨潤土)	5-41
圖5-10:處置孔近場溫度歷時變化	5-41
圖5-11:處置100年後處置孔近場溫度分布圖	5-42
圖5-12:回填材料飽和歷程	5-43
圖5-13:緩衝材料飽和歷程	5-44
圖5-14:當代環境大尺度模式之質點釋出路徑	5-45
圖5-15:當代環境大尺度模式與基本案例結果比較	5-45
圖5-16:大尺度模式海水面下降20m之質點釋出路徑	5-46

圖5-17:	臺灣FEPs架構	5-61
圖5-18:	情節及案例分類架構	5-61
圖5-19:	SNFD2017報告腐蝕情節之AMF	5-67
圖5-20:	SNFD2017報告剪力情節之AMF	5-68
圖5-21:	參考生物圈概念模型發展流程	5-69
圖5-22:	封閉後與當代環境條件相似時期與冰河氣候期生物圈概念模型	5-70
圖5-23:	封閉後與當代環境條件相似時期與冰河氣候期之關鍵群體曝露	
	途徑	5-70
圖5-24:	離島結晶岩測試區100萬年間發生1次地震之廢棄物罐因地震剪	
	力造成破壞機率	5-79
圖5-25:	近場核種傳輸途徑示意圖	5-79
圖5-26:	不同參數對腐蝕情節於100萬年劑量結果之敏感度分析	5-80
圖5-27:	不同參數對剪力情節於100萬年劑量結果之敏感度分析	5-80
圖5-28:	全球暖化極端案例使用全球暖化BDCF之年有效劑量結果	5-89
圖5-29:	全球暖化極端案例使用溫暖期BDCF之年有效劑量結果	5-90
圖5-30:	地震所引致之廢棄物罐破壞頻率	5-90
圖5-31:	假想涵蓋台灣海峽地震頻率之極端情境案例核種遷移評估	5-91
圖5-32:	在處置場封閉300年後發生鑽探,在污染區工作之鑽探人員劑	
	量率	5-91
圖5-33:	計算利用鑽孔中的水灌溉與飲用所產生之居住人員年有效劑量	5-92
圖5-34:	計算曝露於含有被帶至地表放射性核種的土壤所得到之居住人	
	員年有效劑量	5-92
圖5-35:	腐蝕評估流程	5-103
圖5-36:	假定離島結晶岩測試區100萬年間發生1次地震之廢棄物罐因地	
	震剪力造成破壞機率	5-103
圖5-37:	剪力情節基本案例於早期失效之遠場核種釋出率	5-104
圖5-38:	剪力情節基本案例於中期失效之遠場核種釋出率	5-104
圖5-39:	剪力情節基本案例於晚期失效之近場核種釋出率	5-105
圖5-40:	剪力情節基本案例於晚期失效之遠場核種釋出率	5-105
圖5-41:	剪力情節基本案例,廢棄物罐破壞事件發生於早、中、晚期	
	時,於100萬年間之年有效劑量及其總和	5-106
圖5-42:	剪力情節中,結合緩衝材平流條件之變異案例,廢棄物罐破壞	
	事件發生於早、中、晚期時,於100萬年間之年有效劑量及	
	其總和	5-106
圖5-43:	剪力情節中,探討母岩傳輸流率改變之變異案例,廢棄物罐破	
	壞事件發生於早、中、晚期時,於100萬年間之年有效劑量	
	及其總和	5-107
圖5-44:	剪力情節中,基本案例、緩衝材料平流條件案例及遠場流率增	
	加10倍案例於100萬年間之總和年有效劑量及最高劑量	5-107
圖5-45:	資料庫管理系統工作項目架構	5-118
圖5-46:	沸水式反應器燃料組件燃耗資訊統計	5-119
圖5-47:	壓水式反應器燃料組件燃耗資訊統計	5-119
圖5-48:	鄰近南韓沃川帶天然鈾礦區之地下研究隧道KURT	5-120
圖5-49:	道爺遺址鐵器外觀(a)正面。(b)反面。(c)鐵屑	5-120

圖 5-50 3	:道爺遺址鐵器SEM分析結果	
圖5-51:	:道爺遺址鐵器之Micro-CT掃描後	影像5-121
圖5-52:	: 道爺遺址鐵器之不同截面剖面圖	
圖5-53:	:道爺遺址鐵器橫切面掃描影像	

表目錄

+ 9 1 · CNFD 901 7 扣 止 左 亡 立 放	2.2
表2-1: SNFD201/報告損定軍節	
表3-1:三維水文地質數值模式輸入參數	
表3-2:各構造於三維空間中所通過的點坐標	
表3-3:離島結晶岩體一般物理性質、熱特性及力學性質一覽表	
表3-4:初始氣乾狀態花崗岩電阻率測定結果	
表3-5:GPS連續觀測站之速度場變化量一覽表	
表3-6:河域受抬升作用影響之抬升速率設定	
表3-7:近岸沉陷速率及海進環境設定	
表3-8: 測高衛星相關資訊	3-90
表3-9:台灣周圍相對SLR速率	3-90
表4-1:廢棄物罐射源項資訊	4-17
表4-2:高放處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量	4-17
表4-3:高放處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量	
表4-4:有限腐蝕過程的腐蝕深度	
表4-5:回填材料之功能需求、設計考量、設計參數及設計前提	
表4-6:回填材料製造與運轉相關之設計前提	
表4-7:DFN中最短5個使用年限的廢棄物罐資料	
表4-8:膨潤土成分分析(XRF)	
表4-9:廢棄物罐圍壓分段加載分析結果	
表4-10:FPI、EFPI、FPC及EFPC數量平均值及標準差	
表4-11: 位移大於5 cm之裂隙半徑、裂隙位態及距離關係	
表4-12: 案例1-單罐執傳第10年溫度計算結果	
表4-13: 案例2-緩衝材料最高溫度計算結果	
表4-14:案例3驗證使用參數一覽表	
表4-15: SPV200執-力試驗結果	4-75
表4-16: ANSYS 廢棄物罐受裂隙剪力位移之應力分析	4-76
表4-17: ANSYS 麻蚕物罐老庸 潛戀之受烈 陷前力位移分析	4-76
= 54-18:1/10  解心 試驗修件	4-76
$ \pm 4.19$ : Test3 龄 $\lambda$ 振動資訊	4-77
$ \pm 4.20$ : Tast3 久位罢县大加速度反應差	
+ 4.20 · Testo 谷位直取八加述反仄恋衣	
$\chi_{+21}$ · 16563 加达反放八日十次	
在4-22,任处且改他每一百投之工女 血则项日	
衣J-1・離局給明石, 武四地下小汤離丁 独及及1D3	
衣5-2・倶擬離局結晶石測試匝地下水化字組成	
衣J-J· 数值分析使用参数一見衣	
表5-4、内部父互作用機制之用適核丁燃料類的FEPS	
衣J-J・ハ 部父 生作用機制酸果物罐類的FEPS	
衣5-0・内部父互作用機制之後側材料類的FEPS	
表5-1, 內部交互作用機制之回填材料類的FEPS	
表5-8: 內部交互作用機制之地質圈的FEPs	5-56

表5-9:內部作用變數之FEPs	5-57
表5-10: 生物圈的FEPs	5-58
表5-11:外部條件的FEPs	5-60
表5-12:腐蝕作用模式鏈之模式使用表	5-66
表5-13:地震剪力模式鍊之模式使用表	5-66
表5-14:核種瞬釋分率之相關參數	5-76
表5-15:緩衝材料及回填材料分配係數之相關參數	5-77
表5-16: EDZ/母岩分配係數之相關參數	5-78
表5-17:全球暖化之生物圈劑量轉換因子	5-86
表5-18:溫暖期之生物圈劑量轉換因子	5-87
表5-19:全球暖化案例廢棄物罐失效推估	5-87
表5-20:腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表	5-88
表5-21:剪力情節基本案例與變異案例分析彙整表	5-89
表5-22:以裂隙岩體水文地質模型之水力邊界條件參數探討對廢棄物罐	
使用年限之影響	5-99
表5-23:採用瑞典Forsmark之HS-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之	
分析	5-100
表5-24:採用瑞典Forsmark之最大處置孔周邊等效初始通量進行廢棄物	
罐受腐蝕作用之分析	5-100
表5-25:國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表	5-101
表5-26:國際鐵器天然類比腐蝕速率研究結果	5-117

#### 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 部核能機組運轉發電。其中,核一、二廠 4 座機組為沸 水式反應器(Boiling Water Reactor, BWR),核三廠 2 座機組為壓水式 反應器(Pressurized water reactor, PWR)。此 3 座核能電廠的 6 部機 組運轉 40 年預估將產生約 4,913 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 <sup>99</sup>Tc、<sup>135</sup>Cs、<sup>129</sup>I 等分裂產物及 <sup>237</sup>Np、<sup>239</sup>Pu、<sup>243</sup>Am 與 <sup>247</sup>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,一般成認「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 m 至 1,000 m 的地下岩層中,再配合廢棄物罐、緩衝材 料/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〇・二五毫西弗。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 年至 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、16km地電阻剖面探測、3,000 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(conceptual model)。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。

經濟合作暨發展組織(Organization for Economic Co-operation and Development, 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。

自 1986 年推動我國用過核子燃料長程處置計畫,2005 年依物 料管理法推動我國用過核子燃料最終處置計。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(Japan Nuclear-Cycle-Development Institude, 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, 2000)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 年重組日本原子力 發電環境整備機構 (Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)及日本原子力研究開發機構 (Japan Atomic Energy Agency, 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。

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年至 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(Reference Case)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年至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, 2000)
<ol> <li>台灣用過核子燃料管理策略與處置 計畫</li> </ol>	I. High-Level Radioactive Waste Management in Japan
1.1 前言	1.1 Utilization of nuclear energy and generation of HLW
1.1.1 核能發電使用與用過核子 燃料產生概況說明	1.1.1 Nuclear energy production and the nuclear fuel cycle
1.1.2 用過核子燃料特性	1.1.2 Characteristics of HLW
1.2 用過核子燃料管理	1.2 Management of HLW
1.2.1 基本原理	1.2.1 Fundamental principles
1.2.2 用過核子燃料最終處置計 畫	1.2.2 Selection of geological disposal
1.3 計畫策略	1.3 Geological disposal program for HLW
1.3.1 背景說明	1.3.1 General background to research and development
1.3.2 我國用過核子燃料最終處	1.3.2 The second progress report
置技術可行性評估報告	on research and
(SNFD2017)之目的	development for HLW disposal: H12
1.4 法規	
2. 處置系統與安全概念	II. The Geological Disposal System and the Safety Concept
2.1 地質處置概念的全球發展現況	2.1 Worldwide evolution of the geological disposal concept
2.2 地質處置概念	2.2 The Japanese geological disposal concept
<ul><li>2.3 各國安全論證案例(safety case) 介紹</li></ul>	2.3 Components of the safety case
	2.3.1 Definition of safety goals
	2.3.2 Demonstrating the
	feasibility of disposal
2.4 安全論證的組成要素	
<u>2.4.1 安全目標的定義</u>	
3. 地質環境	III. The Geological Environment of
31 原城環培曲質	3.1 Introduction
311 曲質圖對用過核子燃料曲	3.1.1 The role of the geosphere in
質處置的重要性	HLW disposal
3.1.2 台灣地質環境特徵	3.1.2 Geological setting of Japan
3.1.3 臺灣的大地構造架構及地	
質演化	

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
3.2 地質處置合適性研究	3.3 Feasibility of siting a HLW
	repository in Japan
	3.3.1 Features of the geosphere
	of specific relevance to
	HLW disposal in Japan
	3.3.2 Tectonic setting of Japan
3.2.1 火山沽動	3.3.2.1 Volcanism
3.2.2 斷層及地震活動	3.3.2.2 Faulting
3.2.2.1 臺灣的活動斷層	
3.2.2.2 臺灣的斷層活動頻	
率及特徵研究	
3.2.2.3 臺灣的災害性地震	
3.2.2.4 臺灣的地震活動特	
2.2.2.5 地震對地質處置設	
施的影響性	
3.2.3 泥貫作用	
3.2.4 抬升、沉陷與剝蝕作用	3.3.3 Uplift and subsidence
	3.3.3.1 Features of
	uplift/subsidence in
	Japan 2 2 2 2 Dopudation
325 岛促崩海平而繱漂	334 Climatic and sea level
5.2.5 礼庆六梅十国文运	changes
3.2.6 臺灣的天然資源	
3.2.7.臺灣潛在處置母岩	
3.2.7.1 泥岩	
3.2.7.2 中生代基盤岩	
3.2.7.3 花崗岩	
3.3 離島結晶岩測試區之深層地質	3.2 Geosynthesis
特性	
3.3.1 地質圈特性對多重障壁概	3.2.1 Characteristics of the
念的重要性	geosphere of importance to
	the multibarrier concept
3.3.2 地質演化及概念模式	
3.3.3 水文地質	3.2.2 Hydrogeology
3.3.3.1. 水文地質單元	
3.3.3.2. 水文地質特性	
3.3.4 水文地球化學	3.2.3 Hydrogeochemistry
3.3.5 核種傳輸路徑	3.2.4 Transport pathways
	3.2.4.1 Definition of flow
	pathways

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
	3.2.4.2 Definition of flow
	pathway
	parameters
	3.2.4.3 Matrix diffusion
3.3.6.岩石特性	3.2.5 Lithological properties
3.3.6.1. 力學特性	
3.3.6.2. 熱特性	
3.3.7 SNFD2017 參考案例	
	3.4 Conclusions
4 處置設計與工程技術	IV. IV. Repository Design and
	Engineering Technology
4.1 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 整體處置概念及工程障壁系統	4.2 Role of the EBS and the host
與地質處置母岩的功能	rock in geological disposal
	concepts
4.2.1 處直概念週用性	
	4.3 Outline disposal concept
4.2.2 工程障壁系統功能	4.3.1 EBS components
	4.3.2 Emplacement
100 声 哭 机 长 山 休	CONTIGUERATION
4.2.3 处直改他功能	4.3.5 The disposal facility
	4.3.4 Concept for disposal panels
4.2.4 虚罢丹亗功能	
43铅計流程	4.4 Design methodology
11 影響虎罢掘会的田子	4.5 Eactors influencing the disposal
T.T 粉音处且视心的凶」	concept
4.4.1 熱與放射性	4.5.1 Heat production and
	radioactivity
4.4.1.1 用過核子燃料存量	
與源項特性評估技	
術	
4.4.1.2. 廢棄物罐熱傳分析	
4.4.2 地質與地形條件	4.5.2 Geological and topographic
	conditions
4.4.3 地質處置母岩特性	4.5.3 Properties of the host rock
4.4.3.1 力學特性	4.5.3.1 Mechanical
	properties
4.4.3.2 熱力學特性	4.5.3.2 Thermal properties
4.4.3.3 水力特性	4.5.3.3 Hydraulic properties
4.4.3.4 化學特性	4.5.3.4 Chemical properties
4.4.4 處置深度	4.5.4 Disposal depth
	4.5.4.1 Long-term safety

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
	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
4.5 工程障壁系統及處置設施的設計	4.6 Design requirements of the EBS
需求	and disposal facility
4.5.1 廢棄物罐	4.6.1 Overpack
4.5.1.1 抗腐蝕性能	4.6.1.1 Corrosion resistance
4.5.1.2 抗壓性能	4.6.1.2 Pressure resistance
4.5.1.3 輻射屏蔽性能	4.6.1.3 Radiation shielding
4.5.1.4 厚度	4.6.1.4 Thickness of the
	overpack
4.5.1.5 製造	4.6.1.5 Manufacture of the
	overpack
	4.6.1.6 Composite overpacks
4.5.2 緩衝材料	4.6.2 Buffer
4.5.2.1 熱傳特性	4.6.2.1 Thermal properties
4.5.2.2 水力特性	4.6.2.2 Hydraulic properties
4.5.2.3 力學特性	4.6.2.3 Mechanical
	properties
4.5.2.4 化學特性	4.6.2.4 Chemical properties
4.5.2.5 氣體滲透性	4.6.2.5 Gas permeability
4.5.2.6 緩衝材料規格	4.6.2.6 Buffer specifications
	4.6.2.7 Installation and
	quality control
4.5.3 工程障壁的規格與配置	4.6.3 Specifications and
	emplacement of the EBS
4.5.4 地下設施	4.6.4 Disposal drifts and
	underground facilities
4.5.4.1 地下設施工程材料	4.6.4.1 Mechanical stability
	and dimensions of
	the disposal drifts
4.5.4.2 地下設施運轉期間	4.6.4.2 Disposal drift
受震穩定性	spacing and waste
	torm pitch
4.5.4.3 開挖擾動帶	4.6.4.3 Excavation disturbed
イドド ーンナル いめ	zone
4.5.5 凹填與封基	4.6.5 Backfilling and sealing
4.5.5.1 回填材料	

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
4.5.5.2. 封塞設計	
4.5.6 處置設施設計	4.6.6 Repository layout
4.5.6.1. 地表設施與連通設	
施之設計	
4.5.6.2. 處置隧道設計	
4.5.6.3. 處置孔配置設計	
4.6 工程障壁的穩定性	4.7 Integrity of the EBS
4.6.1 再飽和特性之影響	4.7.1 Resaturation
4.6.2 力學穩定特性	4.7.2 Mechanical stability
4.6.2.1 隧道岩體潛變	4.7.2.1 Rock creep
4.6.2.2 腐蝕對緩衝材料體	4.7.2.2 Overpack corrosion
積穩定之影響	product expansion
4.6.2.3 廢棄物罐沉陷	4.7.2.3 Overpack sinking
4.6.3 受震穩定性	4.7.3 Seismic stability
4.6.3.1 地震引致裂隙剪力	
位移之影響評估	
4.6.3.2 地震引致震動之影	
響評估	
4.6.4 氣體遷移	4.7.4 Gas migration
	4.7.4.1 Diffusion of dissolved
	hydrogen
	4.7.4.2 Gas migration
4.6.5 膨潤土體積穩定性之影響	4.7.5 Extrusion of bentonite
4.7 建造/連轉/封閉技術	4.8 Construction, operation and
471 建洪 晔 段	4.8.1 Construction phase
1.7.1 左边旧仪	4.8.1.1 Construction
4.7.1.1 池工权祸	technologies
	4.8.1.2 Countermeasures
	against
	perturbations
4.7.2 運轉階段	4.8.2 Operational phase
4.7.2.1 用過核子燃料運輸	4.8.2.1 Transportation and
與處置罐裝載	emplacement of
	waste packages
	4.8.2.2 Backfilling of the
	disposal tunnels
4777 雨雨山佐世	and main tunnels
473 封閉陸的	483 Closure
48虑罢弘施慈湄答珊长御	4.9 Technical overview of
TU处且以他召迁召圩权侧	management of the disposal
	-'te

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
4.8.1 地質處置基本原則及國際	4.9.1 Basic principle of
對制度性控制之共識	geological disposal and
	international consensus on
	institutional control
4.8.2 處置設施管理之基本觀念	4.9.2 Basic concept of
	management of the
	disposal site
4.8.3 管理與控制項目	4.9.3 Disposal site management and control components
4.9 小結	4.10 Conclusions
5. 安全評估	V. Safety Assessment
5.1 安全評估的目標及範疇	5.1 Objectives and scope of the
	safety assessment
5.2 安全評估與風險計算方法	5.2 Safety assessment
	methodology
5.2.1 安全評估方法步驟	5.2.1 The AEC Guidelines
5.2.2 風險計算方法	5.2.2 Development and
	treatment of safety
	assessment cases
	5.2.3 Modeling strategy
5.3 特徵/事件/作用與交互作用機	
制	
5.3.1 特徵/事件/作用(FEPs)之	
建置	
5.3.2 外部條件	
5.3.2.1 氣候相關議題	
5.3.2.2 大規模地質作用	
5.3.2.3 未來人類活動	
5.3.3 內部交互作用機制	
5.4 處置系統的安全功能、安全功能	5.3 Geological disposal systems
指標與標準	and their safety functions
	5.3.1 Features of geological
	disposal systems
5.4.1 圍阻安全功能、安全功能指	5.3.2 Safety functions and
標與標準	detrimental factors
5.4.2 核種傳輸遲滯安全功能、安	
全功能指標與標準	
5.5 數據分析	
5.5.1 源項參數	
5.5.2 近場參數	
5.5.3 遠場參數	
5.5.4 生物圈參數	
5.6 參考演化	
5.6.1 外部條件演化	

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
5.6.2 生物圈演化	
5.6.3 近場熱演化	
5.6.4 水文地質演化	
5.6.5 岩石力學演化	
5.6.6 化學條件演化	
5.6.7 緩衝材料、回填材料演化	
5.6.8 廢棄物罐演化	
5.6.8.1 氧的影響	
5.6.8.2 輻射的影響	
5.6.8.3 硫化物的影響	
5.6.9 參考演化安全功能分析	
5.6.9.1 廢棄物罐參考演化	
之安全功能分析	
5.6.9.2 緩衝材料與回填材	
料參考演化之安全	
功能分析	
5.6.9.3 地質圈參考演化之	
安全功能分析	
5.7 情節選定	5.4 Scenario development
5.7.1 情節與案例定義與說明	5.4.1 Identification and
	classification of relevant
	FEPS
[7]十西峰公之甘十安国向继	5.4.2 Screening of FEPS
J.1.4 土安頂即之本本杀例與愛 毘安匈澤宁說明	5.4.5 Definition of scenarios
开亲例迭疋就呐 [701 府县县兹	
5.7.2.1 腐蝕頂即	
5./.2.2 労ノ頂即 5.7.2.2 周原名共建な	
J.1.2.3 闺座貝載旧即 [70 工填建筑力安似跟它始明	
J.1.3 干搜頂即之条例进赴說明	Г Г The Deference Case
5.0 土安杀例與愛共杀例重化分析	5.5 The Reference Case
	Case
	5.5.2 The EBS Reference Case
	5.5.3 The geosphere Reference
	Case
	5.5.4 The biosphere Reference
	Case
5.8.1 安全評估模式鏈	
5.8.1.1 腐蝕情節安全評估	
模式鏈	
5.8.1.2 剪力情節安全評估	
模式鏈	

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
5.8.2 圍阻安全失效分析	
5.8.2.1 腐蝕情節之圍阻安	
全失效分析	
5.8.2.2 剪力情節之圍阻安	
全失效分析	
5.8.3 核種傳輸與劑量分析	
5.8.3.1 腐蝕情節之案例分	
析結果	
5.8.3.2 剪力情節之案例分	
析結果	
5.9 千擾情節量化分析	5.6 The Alternative Cases
	5.6.1 Analysis of alternative
	cases within the Basic
	Scenario
	5.6.2 Analysis of perturbation
	5.6.3 Analysis of isolation failure
	scenarios
	5.6.4 Identification of key
	uncertainties
5.9.1 全球暖化極端情境	
5.9.2 多次地震頻率之極端情境	
5.9.3 未來人類活動	
5.9.3.1 管理 FHA 情節的方	
法	
5.9.3.2 技術與社會背景	
5.9.3.3 選擇代表性案例	
5.9.3.4 鑽探案例評估	
5.10 計算案例之整合分析	5.7 Synthesis of calculation cases
	illustrating overall system
	5 7 1 Definition of cases
5101 腐蝕情筋之困险評估與	5.7.1 Definition of cases
整合	
5.10.2 剪力情節之風險評估與	
整合	
5.10.3 計算案例結果分析	5.7.2 Results of cases illustrating
	nerformance in different
	geological environments
	5.7.3 Comparison of results with
	overseas safety standards

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
	5.7.4 Supplementary safety
	indicators
5.11 安全評估的可信度	5.8 Reliability of the safety
	assessment
5.11.1 不確定性	
5.11.2 模式的驗證、校驗與確認	
5.11.3. 情節與案例發展	
5.11.4. 參數敏感度	5.8.1 Development of scenarios,
	models, codes and datasets
5.11.5 天然類比研究	5.8.2 Natural analogues
5.11.5.1 地質處置的天然	
類比	
5.11.5.2 金屬的天然類比	
5.11.5.3 膨潤土的天然類	
比	
5.11.5.4 國內天然類比與進	
行中的評估研發技	
術	
5.11.6 管理系統	
5.11.6.1 計畫管理	
5.11.6.2 知識管理	
5.11.7 同儕審查	
	5.8.3 Comparison with other
	safety reports
5.12 小結	5.9 Summary and conclusions
6. 選址技術基礎與安全標準發展	VI. Technical Basis for Site Selection
	and Development of Safety
(1 2 -	Standards
0.1 刖言 (2 故人比你怎么的跟苏它士也是吗	6.1 Introduction
0.2 登合技術和科学與正木米處直	6.2 Integration of technical and
計畫基礎	for the future disposal
	nrogram
6.3 潛在母岩候選處置場址調查區	6.3 Scientific and technical basis
试 篩 運 的 科 學 與 技 術 其 磷	for selection of candidate
风神运的壮手只仅两金处	disposal sites
6.3.1 潛在母岩候選處置場址調	6.3.1 Site selection procedures
查區域篩選程序	
6.3.2 潛在母岩候選處置場址調	6.3.2 Requirements for site
查區域篩選考量因子	selection
6.3.3 調查區域之地質環境調查	6.3.3 Investigations of the
及評估因子	geological environment

SNFD2017 報告(預定章節)	H12 報告章節(JNC, 2000)
	6.3.4 Consequences of an
	adaptable repository
	system
6.4 建立處置設施安全準則之科學	6.4 Scientific and technical basis
和技術基礎	for formulation of the
	regulatory infrastructure
6.4.1 處置設施安全準則	6.4.1 Repository design criteria
6.4.2 地質處置系統安全功能	6.4.2 Requirements for safety
	assessment of geological
	disposal systems
6.4.3 圍阻安全功能	
6.4.4 遲滯安全功能	
6.5 小結	6.5 Summary
7. 結論及未來研發需求	VII. Conclusions and Future R&D
	Requirements
7.1 台灣發展地質處置技術之可行	7.1 The technical reliability of
性	geological disposal in Japan
7.2 未來的研究與技術發展	7.2 Research and development on
	geological disposal after the
	year 2000
7.2.1 完成候選場址的調查與評	7.2.1 General features of
估並建議優先詳細調查之	research and development
場址	
7.2.2 建立候選場址工程設計與	7.2.2 Strategy for R&D after the
功能/安全評估之技術	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
7.3. 結語	

#### 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

有鑑於日本 JNC 完成的 H12 報告中,強調根據日本原子力委員 會(Japan Atomic Energy Commision)於 1997 年所編定準則,即要求 JNC 於 H12 報告中證明日本存在合適的地質環境,以進行高放射性廢 棄物地質最終處置。同時,該準則也強調根據現地深達 1,000 m 的量 測與觀測工作,累積深層地下水及岩層資料的重要性,進一步有必要 取得可靠的數據,說明日本存在的自然現象會影響處置地質環境的因 子,以此證明日本存在某些區域不受這些因子所影響。因此,亦需針 對台灣地區地質環境取得證明合適條件的證據,並加強影響因子的調 查工作。

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 105 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

經濟合作暨發展組織核能署 (Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency,OECD/NEA)所屬 之放射性廢棄物管理委員會 (Radioactive Waste Management Committee,RWMC),針對地質處置作為高放射性廢棄物的合適處置方 式,提出國際共同看法中,特別指出下列重點(摘自原子能委員會網 站 2013 年 10 月 5 日 譯 文 http://aec.maxmax.webnow.biz/newsdetail/headline/2106.html):

- (1) 地質處置系統對高強度長半化期放射性廢棄物,能提供長久的安 全保護,其主要的概念是善用地質與工程材料之特性,建立多重 且多樣的安全障壁,使得地質處置系統能以互補方式,實現設施 的長久安全功能。
- (2) 地質處置在技術上是可行的已是全球性的科學共識,此可由下列 事實得到證實:
  - (a) 經由地表調查、地下試驗、示範性試驗與設施,對不同地質 組成或工程材料,進行廣泛實驗而累積所得的驗證數據;
  - (b) 可靠的模擬技術能力;
  - (c) 其他放射性廢棄物之地下處置設施的運轉經驗;
  - (d)對未來潛在地質處置系統如芬蘭、瑞典所做之最優化安全評估所獲得的進展等。
- (3)經過挑選地層只要與設施設計、配置及工程障壁等做適當的匹配, 地質處置系統可在多種的地質條件下施行。

在日本 H12 報告針對地質處置概念的演進,亦強調經過數十年 各國對高放射性廢棄物處置場長期功能的分析與研究,高放射性廢棄 物應由工程障壁,包括抗淋濾作用(anti-leaching)的固化體,長期適 用的廢棄物罐/包封材料,以及包覆具保護性的回填/緩衝材料;在深 層地層中,結合慎選的工程障壁系統與合適地質條件天然障壁,即構 成「多重障壁概念」。目前各國地質處置計畫就是以多重障壁概念作 為主幹來推動。
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,建立完整的結晶岩體調查流程(圖 3-2),逐年累 進成果至 105 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

「深層地質處置」是廣被接受的一種高放射性廢棄物最終處置方法,藉由多重障壁延緩核種外釋至人類生活圈的時間,而岩層的障壁 作用是最後的一道關卡。在岩層中,外釋的核種主要藉由地下水的流 動向外傳輸,因此地下水情境是放射性廢棄物地質處置安全評估的重 要課題(Kawanishi et al., 1999, p1),地下水在大區域及局部場址所表 現的特性,是篩選放射性廢棄物地質處置場址重要的關鍵(Chapman, 2004, p7)。

我國現階段高放射性廢棄物最終處置工作的重點之一,在於掌握 區域地質特性,作為後續場址篩選的重要參考。控制區域地質長期演 化的關鍵在於地體架構的了解,加強相關地質影響因子之彙整研析與 特性研究,作為整備 SNFD2017 報告之必要資料。

台電公司參照日本 H12 報告之架構,更新及彙整 SNFD2017 報告所需台灣地質環境特徵資料,至 104 年度蒐集資訊可宏觀檢視過去全國普查結果,針對台灣的大地構造與地質環境演化之最新發展趨勢,探討 3 種潛在處置母岩更新資料,作為 SNFD2017 報告編撰之依據。105 年度進一步以地體構造長期演化觀點,探討深層特性及長期穩定性。重要更新資訊包括:

(1) 北部張裂帶

國內外最新資訊顯示,台灣東部距今約 1,300 萬年前原為深海環境,而歐亞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),最後

在弧陸碰撞作用影響下,拼貼回歐亞大陸邊緣(Lu and Hsu, 1992, p38; 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,在距今 500 萬至 800 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, p61)。

台灣島因弧陸碰撞的造山作用而浮出海面,於近 500 萬年以來形 成高山地形;且近 200 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 100 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,p7)。因此,中壢-花蓮連線以東,即菲律賓海板塊 隱沒帶西界以東區域,廣泛發生後造山期張裂與沉陷作用,增列 為「北部張裂帶」(陳文山等,2016,p5)

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) 區域地質長期演化趨勢

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。並參考國際研究經驗,輔以 GPS 連續觀測及震源機 制解資料建立區域性之地體架構,並作為地體構造長期演化之評 估依據。根據最新研究結果指出,岩層與構造分布受地體架構的 影響如圖 3-3 所示,參考上述地質長期演化更新資訊,進一步更 新 SNFD2017 報告的內容。台灣本島近 500 萬年來從深海隆升至 今,歷經下列重要地殼變動:

(a)隨著菲律賓海板塊持續西北向的移動,持續擠壓歐亞大陸地 殼;同時,南北向的北呂宋島弧持續往北移動,碰撞到東北 西南向的歐亞大陸邊緣,兩者發生斜向碰撞並發生造山運動, 稱為蓬萊運動(Chai, 1972, p389; Suppe, 1981, p71;何春蓀, 1986, p17;鄧屬予,2007, p8;陳文山等,2016, p175)。

- (b) 在蓬萊運動中,北呂宋島弧最先撞上歐亞大陸的地點,約在現今琉球的西表島附近,與臺灣間的海底岩層均有早期擠壓碰撞的構造特徵(Lallemand et al., 2013, p64);此時菲律賓海板塊西側邊緣,仍位於現今臺灣東北外海數百公里之外, 北呂宋島弧隨之持續向北移動:
  - (i) 北呂宋島弧與歐亞大陸邊緣的碰撞點向西北移動、臺灣島逐漸擴大,北呂宋島弧北段逐漸靠近臺灣東側。
  - (ii) 菲律賓海板塊西緣逐步向西遷移、向臺灣靠近。
- (c) 蓬萊運動在更新世(約 80 萬至 300 萬年前)達到高峰,至更 新世晚期構造變動趨於和緩,但區域性地殼的持續變動,顯 示蓬萊運動至今仍在進行中(張麗旭,1966, p22;何春蓀, 1986, p.142;陳文山等,2016, p175)。在此期間,臺灣因 蓬萊運動,導致:
  - (i)臺灣本島山脈的快速隆升與臺灣西南海域的沉陷,形成 所謂的前陸盆地,盆地的下方為中生代時期所形成的基 盤岩(稱為中生代基盤岩)(Mesozoic basement)。
  - (ii) 臺灣本島的泥岩主要形成於此時期:
    - ◆ 主要分布在臺灣西南部平原區地下、西部麓山帶,
       及海岸山脈等地,屬於未變質的泥岩層(何春蓀,
       1986,p116&p122;陳文山等,2016,p88)。
    - ◆ 其中,臺灣西南部泥岩地下延展頗為廣泛,泥岩層 厚度有由北向南及由東向西增厚之趨勢,在西南海 域之泥岩厚度可達 7,000m 以上(林朝宗等,1991, c3p24; Chen et al., 2001, p1268; Lin et al., 2003, p461; 陳文山等,2016, p89)。
    - ◆ 另外,在雪山山脈及脊樑山脈亦有厚層古近紀至新 近紀泥岩層因山脈快速隆升與剝蝕作用而出露,約 佔了中央山脈一半的地區,屬於輕度變質的泥岩(包 括硬頁岩、板岩等)(何春蓀,1986,p40;陳文山等, 2016,p51)。

- (iii) 在臺灣東南區域,屬於北呂宋島弧的海岸山脈、綠島、 蘭嶼,逐漸靠近臺灣。
- (d)約距今80萬年前時,臺灣島東北地區之菲律賓海板塊與歐亞大陸板塊間的板塊隱沒關係,發生反轉(鄧屬予,2007, p7):
  - (i) 板塊隱沒關係的反轉(flipping)(Suppe, 1984, p21),係 指在此之前,此地區的菲律賓海板塊上覆於歐亞大陸之 上,但在此之後,菲律賓海板塊隱沒於歐亞大陸之下。
  - (ii) 菲律賓海板塊向北隱沒至歐亞大陸之下的過程,形成琉球島弧系統,琉球島弧的弧後擴張作用生成沖繩海槽, 自日本西南海域往西遷移至臺灣北部。隨著菲律賓海板 塊持續向北隱沒,菲律賓海板塊西緣逐漸向西南遷移, 影響到臺灣北部構造活動特性(Suppe, 1984, p31; Chung et al., 1995, p73; Teng et al., 2000, p156; 鄧屬 予,2007, p7)。
  - (iii) 琉球島弧系統向西的延伸,廣泛影響到臺灣北部火山活動區域,從原本距今約260萬年前之非島弧岩浆特性, 至距今100萬時轉變為廣泛的島弧岩浆活動,岩浆順張 裂構造噴發(Wang et al., 2004, p1007)。
  - (iv)琉球島弧的弧後擴張作用,使得臺灣東北部構造線方向, 均順既有北東向逆斷層構造,反轉成北東向正斷層構造, 而發育了臺北盆地和蘭陽平原兩個山中盆地;原本構造 山脈的岩層已沉陷,均堆積海相沉積物(鄧屬予,2007, p15;陳文山等,2016,p5)。
  - (V)隨著菲律賓海板塊的持續向西北移動,北呂宋島弧北段 逐漸拼貼至臺灣東側,北呂宋島弧與歐亞大陸邊緣的碰 撞點及菲律賓板塊西緣,將持續往西南遷移;現今,菲 律賓海板塊西緣約位於花蓮至中壢的連線(鄧屬予, 2007,p7)。

- (vi)根據蘭陽平原空中磁測的 3D 磁力逆推模型顯示,介於 雪山山脈與中央山脈地層間向東南傾斜的高磁基盤,呈 現覆瓦狀構造特徵,此高磁基盤推測可能是南中國海洋 地殼殘塊,在受到板塊擠壓運動下,而造成上述之覆瓦 狀構造。根據相關研究,臺灣島東北地區(菲律賓海板塊 東側),已因板塊隱沒方向之反轉,而停止造山運動,並 開始張裂、坍塌、沉陷成盆地(鄧屬予,2007,p7;董倫 道等,2013,p7-8及p130)。
- (vii)另外,由斷層擦痕及地震機制解之大地應力分析結果顯示:臺灣北部自更新世中期(約距今 80 萬年前)以來, 已轉為伸張型應力架構,顯示臺灣東北部已不再屬於蓬萊運動的碰撞帶(Suppe, 1984, p21; Lee and Wang, 1988, p166; 鄧屬予, 2002, p69; 陳文山等, 2016, p178)。

從全國尺度了解大地應力的研究現況,在 SNFD2009 報告(台電公司,2010,c2p27)的基礎上,近年來不同尺度的現地應力量測說明如下:

(1) 淺部基礎工程:

常見的現地應力量測方法有水力破裂法(Hydraulic Fracturing Method)、套鑽法(Over-Coring Method)、平鈑千斤頂法(Flat-Jack Method)、孔底法(Doorstopper Method)等,均需針對施工設施所在地下區域,以坑道進行現地應力量測,取得設計所需參數。

(2) 深井現地應力評估:

分為井孔方法與岩心方法兩大類,井孔法中有井壁破裂 (Borehole Breakout)、鑽井誘導張力裂隙(Drilling-Induced Tensile Fracture)、水力破裂法(Hydraulic Fracturing)等,而岩 心法中包括音射法(Acoustic Emission)、音射速率分析(Acoustic Emission Rate Analysis)、變形率分析(Deformation Rate Analysis)、非彈性應變回復法(Anelastic Strain Recovery, ASR)等 方法。 針對潛在母岩特性調查階段技術建立,台電公司已建立離島結晶 岩井下水力破裂法及既存裂隙水力法,獲致離島結晶岩體現地應力數 據(楊明宗等,2004,p5);同時擴大學界合作下,利用學界研發能量, 以岩心進行非彈性應變回復法及音射法,獲致本島結晶岩體現地應力 數據,提供交通建設施工設計參考(葉恩肇等,2012,p23-24)。此外 台電公司與科技部二氧化碳地質封存相關計畫,均有結合學界研發能 量,持續探討數千公尺深度井下現地應力的技術發展(包括井壁破裂、 鑽井誘發張力裂隙、水力破裂實驗、非彈性應變回復等)。

台電公司長期支持國內學研單位,長期投入活動斷層區、二氧化 碳地質封存試驗區及地熱區的現地應力量測技術研究,累積學術研發 能量,嘗試結合地表變形或深層地震等監測數據,探討全國尺度大地 應力特性,最新結論(陳文山等,2016,p133-178)與 SNFD2009 報告 區域研究成果(台電公司,2010,c2p27)並無重大差異。



# 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 (2000b, supporting report I, Figure 1.3-1),顯示處置計畫研究發展須根據地球科學研究,加強地質影響因子(如火山、斷層、地震、抬升沉陷等因子)的資 訊彙整研析,取得台灣地質環境有關「深層地質處置」的地質資訊,提供處置設計與功能評估技術發展之用。



圖 3-2:結晶岩體深層特性調查與解析流程



圖 3-3:臺灣應力架構及相對位移速度分布圖 資料來源:(a) Hsu et al., 2009, p17; (b) Lallemand et al., 2013, p62, f1。

# 3.2. 深層地質特性

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, c3p3)。該報告為了將地質環境以概念模式方式表現,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),包括:(a)水文地質;(b)水文地球化學;(c) 傳輸路徑;(d)岩石特性。有鑑於此,過去本計畫於 1999年至 2012 年間在離島花崗岩推展調查技術研發工作,陸續完成地表地質調查、 岩石定年與特性分析,進行約 500點地表重/磁力探測、16 km地電 阻剖面探測、超過 3,000m地質鑽探(6 孔)、及地物/水文/地化/岩力 等各式孔內探測作業,建立跨孔試驗整合性調查與解析能力,測繪主 要斷層及其裂隙帶位態,並透過整合性的資料解析,建構出離島花崗 岩研究區初步地質概念模式。

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。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(不包含銅殼廢棄物罐),已是人類現今的極限。但穩定深 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。

地質圈特性的調查與評估結果,必須適度的透過概念模式來展現, 用以說明其對多重障壁遲滯核種遷移能力的影響因子與其影響性,包 含處置母岩周圍的岩性與構造空間分布,水文地質、水文地球化學、 核種傳輸路徑等特性,與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,提供功能/安全評估所需之 地質環境資訊。

#### 3.2.1. 地質圈特性對多重障壁概念的重要性

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,還會受到氣候變遷的影響(JNC,2000a,c3p3)。

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。 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)。

任何自工程障壁內釋出的核種,在地質圈長期遷移的過程中,會進一步衰減其放射性,核種濃度也會因延散(dispersion)與稀釋作用(dilution)而降低放射性強度(JNC,2000,c2p2)。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,太武 山斷層為主要導水裂隙(major water conducting features),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, 主要位態為 N30°E/80°N。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。 為簡化三維模式複雜度,假設每間隔 1,000 m 即出現一寬度 100 m 的 岩脈群。工作現況說明如下:

(1) 調查區域資料彙整與評估

本項目工作首先進行調查區域資料之彙整與評估,資料主要來自 SNFD2017參考案例表二。由於 SNFD2017參考案例表二將是公 開文件,表 3-1僅列出本項目工作模型所用參數。

(2) 建構模型邊界

第二項工作為建構模型邊界,模型邊界可利用高程圖數化後得到 模型邊界圖。本研究假設參考案例數值模型的側邊界,除最西部 邊界假設為無流(no flow)外,其餘側邊界皆假設為定溫與定壓, 如圖 3-4(b)所示。整個模型東西約 10 km,南北約 14 km,深度 為海平面下 2 km。

- (3) 建立概念模型
  - 數值概念模型如圖 3-4(c) (摘自 SNFD2017 參考案例表二),參考 案例最大高程約為 240 m 至 250 m,在圖 3-4(c)中,模型地表溫 度固定為 23.5℃,地表壓力固定為一大氣壓(1.01×10<sup>5</sup> Pa),並據 此做為模型頂部邊界條件。假設入滲率(infiltration rate)為 35 mm/yr,作為模型源項。太武山斷層(F1),切過整個模擬區域,為 主要導水裂隙,太武山分支裂隙(F2)為模型中另一主要導水裂隙, F2 與 F1 相交於地表以下約 320 m 至 350 m 處。輝綠岩脈(D1 至 D10)為模型中另一重要構造,幾乎不導水,水力傳導係數僅約為 1.0×10<sup>-11</sup> m/s。F1、F2 及 D1 至 D10 等構造,在三維空間中所 經過之坐標列於表 3-2。根據表 3-1 所列各構造位態以及表 3-2 所列空間坐標,各構造在參考案例的三維分布如圖 3-4(a)所示。
- (4) 建立數值模型

參考案例的模型需模擬區域廣大,各構造又分別具不同位態,雖 然太武山斷層(F1)與輝綠岩脈(D1至D10)傾角近乎垂直,但太武 山分支裂隙傾角50°,且寬度僅20m。本項目工作之網格製作, 採用加拿大 Geofirma 發展之 mView 軟體(圖 3-4(d)),製作邏輯 為由模型頂部採不同厚度方式,逐漸往下延伸,整個三維模型約 產生約100萬個網格。

後續工作將繼續與國外研究機構合作,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。於 105 年度瑞典 SKB 與台電團隊 進行水文地質模擬研討會時,先針對相同地質構造分布及水文地質參 數,設定海水入滲至太武山斷層的模擬情節,共同在研討會中討論 SKB 使用的 DarcyTools,及台電團隊使用的 Tough2 模擬結果(圖

3-4(e))的異同,據以討論後續繼續發展區域範圍地下流場模擬技術 的邊界條件設定方式。並針對參考案例探討地下水文地質的三維數值 模型,氣候變遷下海水上升情境,太武山斷層帶(F1)的鹽度變化等相 關技術,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,提供後續架構 SNFD2017 報告第5.7 節相關技術發展之用。

表 3-1:三維水文地質	數值模式輸入	、參數
--------------	--------	-----

General I.C. and B.C. (Assume no flow boundary condition @ the left and bottom boundaries)							
Ite	erm	Data range		Reference value			
Temperature @ water tabl	e (°C)	23.4 to 23.9		23.5			
Thermal gradient (°C/100	) m)	1.5 to 1.8		1.7			
Pressure @ surface (Pa)		NA		1.01 × 10 <sup>5</sup>			
Ave. Precipitation rate (m	ım/yr)	650 to 1,650		1,080			
Infiltration rate (mm/yr)		-80 to 190		35			
Hydraulic Properties							
Rock and Structure Units	R0 (Regolith)	R1, R2, R3 (Granite mass)	F1 (Taiwushan fault)	F2 (Taiwushan branch fracture)	D0-D10 (Dyke)		
Strike/dip	Thickness=70 m		N64E/70N Width=200 m	N80W/50S Width=20 m	N30E/80N Width=100 m per 1,000 m		
Hydraulic conductivity (m/s)	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-10}$	$5.0 \times 10^{-6}$	$5.0 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-11}$		
Effective Porosity (%)	10	0.5	0.01	0.015	0.68		
Wet heat conductivity $(W / m \cdot °C)$	2.0	3.0	2.0	2.0	3.0		
Specific heat (J / kg·°C)	800	800	800	800	800		
Dry density (kg $/ m^3$ )	2,000	2,750	2,600	2,600	2750		

Unit ID	Point coordinates of structures				
	X (m)	Y (m)	Z (m)		
F1	194787.4	2708910.8	0.057		
F2	188199.5	2709157.6	1.398		
D1	191116.1	2713555.5	0.000		
D2	191923.7	2712958.7	0.000		
D3	192369.6	2711726.2	0.000		
D4	193344.5	2711416.2	3.876		
D5	194313.8	2711094.9	1.308		
D6	194695.2	2709753.5	0.870		
D7	195049.1	2708368.6	0.484		
D8	195410.7	2706988.8	3.602		
D9	195653.4	2705415.3	3.980		
D10	196614.1	2705077.0	2.131		

表 3-2:各構造於三維空間中所通過的點坐標



圖 3-4:參考案例地下水流場特性模擬範例

## 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。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)。

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 3-5),用以 瞭解不同環境條件下,水文地球化學的可能演化情況。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。

在此基礎之上,105年度針對處置工程設計與功能安全評估所需, 根據不同情境進行反應路徑模擬的技術發展工作;基於熱力學平衡的 基本假設,以地化模式軟體(Geochemist's WorkBench, GWB)進行模 擬運算,探討岩-水反應過程,以水文地球化學反應路徑模擬結果,評 估 1 萬年及 10 萬年間的長期演化特性,作為建構功能/安全評估所 需水文地球化學特性之參考依據。

本研究之反應路徑模擬,為探討水文地化特性(地下水的pH、Eh, 以及岩-水反應之次生礦物),在處置安全評估時間尺度(如 10 萬年、 百萬年)下的可能演化情形(採反應動力學方法,以 X 軸為時間)。有 鑑於反應動力學的模擬,會因礦物反應動力學資訊的缺乏或礦物反應 速率差異過大,而造成數值分析之困難度,故初步先以相對反應速率 (X 軸為 Rxn progress)方法,評估整個反應系統的最終平衡狀態,以 適度簡化反應系統後,再以反應動力學方法進行模擬。工作現況說明 如下:

(1) 5 種模擬情境(圖 3-5)與假設:

(a) 情境1:深層封閉裂隙(CaseZ1/CaseK1)

- (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) 情境 2: 深層 開放裂隙(CaseZ2/CaseK2)
  - (i)本情境模擬之導水裂隙水文地球化學環境,可能面臨的 pH上限值及Eh下限值,用以研判在深層地下水流動管 道內或其週遭裂隙之水文地球化學特性的變化。另外, 由於本情境與深層封閉裂隙(情境 1)之反應路徑模擬條 件,與深地層風化岩心的環境接近,因此,可藉由與次 生礦物相的實驗分析結果之比對,來研判模擬結果的合 理性。
  - (ii)本情境假設「深層地下水」與新鮮岩石接觸時,因地下水的流動,使整個反應系統的風化驅動力,如CO2的含量
     (逸壓),維持在一個定值;並假設該定值等於深層水質的分析結果。
- (c) 情境 3: 深層開挖擾動(CaseZ3/CaseK3)
  - (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CO2、因通風需求帶入大量O2,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>CO2</sub>=10,000 ppm) 及高O<sub>2</sub>含量的條件(P<sub>O2</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。

- (d) 情境 4: 淺層 開 放 裂 隙 (CaseZ4/CaseK4)
  - (i)本情境導水裂隙之水文地球化學環境,可能面臨的 pH 下限值及 Eh 上限值,用以研判在淺層地下水流動管道 內或其週遭裂隙之水文地球化學特性的變化。
  - (ii)本情境假設「淺層地下水」與新鮮岩石接觸時,因淺層 地下水受其上方未飽和層的高CO<sub>2</sub>含量的影響,使整個 反應系統的CO<sub>2</sub>風化驅動力,維持在一個定值(P<sub>CO2</sub> = 10,000 ppm)。
- (e)情境 5: 未飽和層(CaseZ5/CaseK5)
  - (i)本情境之模擬結果主要用以評估地表入滲水的可能水 質條件。未飽和層中的地下水,上接富含O2的天然雨水, 向下為淺層地下水的主要來源。由於未飽和層上部的土 壤植物根部及微生物的作用,使得未飽和層中的O2會逐 漸消耗,並使得未飽和層中的CO2含量通常遠大於大氣 中CO2含量。
  - (ii) 此情境首先假設純水與大氣(P<sub>CO2</sub> = 350 ppm, P<sub>O2</sub> = 0.2 atm)達平衡後,再與海風混合形成含 NaCl 的未飽和層的入滲水(1 mmol/kgGW);其次,再假設該含 NaCl 的入滲水在未飽和層與岩石接觸時,因土壤植物根部及微生物的作用,使其整個反應系統的CO2風化驅動力,維持在一個高CO2含量的定值(P<sub>CO2</sub> = 10,000 ppm),但因整個反應系統與大氣隔離,故未飽和層的O2不再補充且隨反應的進行而改變。
- (2) 水質及礦物資料:

延續 104 年度模擬案例,105 年度設定相同的水質及礦物資料, 其「深層地下水」水質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。針對新鮮岩樣之主要礦物組 成採用以下的假設:

- (a) 石英(Quartz, SiO<sub>2</sub>)含量 35 vol.%。
- (b) 鉀長石 (K-feldspar, KAlSi<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)含量 45 vol.%:以微斜長石 (Microcline, KAlSi<sub>3</sub>O<sub>8</sub>)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<sub>2</sub>(SiO<sub>4</sub>)<sub>2</sub>)及鈉長石(Albite\_low,NaAlSi<sub>3</sub>O<sub>8</sub>),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<sub>3</sub>AlSi<sub>3</sub>O<sub>10</sub>(OH)<sub>2</sub>)及 金 雲 母 (Phlogopite, KAlMg<sub>3</sub>Si<sub>3</sub>O<sub>10</sub>(OH)<sub>2</sub>),則根據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。

有鑑於微結構三維成像技術,有助於了解不同礦物在三度空間的 關係、表面積及有效孔隙率等重要資訊。105 年度開始針對裂隙 介質的結晶岩樣,嘗試完成 Micro-CT 建立的三維礦物組成影像 (圖 3-6),以提供後續計畫各分項進一步發展影像處理技術,針 對所需參數進行分析。

(3)反應路徑模擬結果

延續 104 年度完成 2 種情境模擬,105 年度新增 3 種情境的反應 路徑模擬,均包含相對反應速率(CaseZx),及採用礦物溶解或沉 澱反應速率方程式之反應動力(CaseKx)等兩種模式。然而,針對 天然的反應系統,在進行反應路徑模擬時,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,均假 設「瞬間」達熱力學平衡條件。以下有關次生礦物相的論述,是 基於熱力學平衡的假設,並未涉及時間尺度。相關模擬結果簡述 如下:

- (a) 圖 3-7 至圖 3-11 為 5 種不同情境的反應路徑,分別使用相對反應速率及反應動力模式,模擬至 100 萬年的結果。
- (b) 圖 3-12 至圖 3-16 分別為情境 1(深層封閉裂隙)、情境 2(深層開放裂隙)、情境 3(深層開挖擾動情境)、情境 4(淺層開放裂隙情境)及情境 5(未飽和層情境),此 5 種不同情境在 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。

(c)在非常還原、但CO<sub>2</sub>持續供應狀態下(如情境 2)(圖 3-13),納-鐵蒙脫石(nontronite-Na)、方解石(calcite)、碳(C)、鈣-鐵蒙 脫石(nontronite-Ca)及鈣-鎂蒙脫石(saponite-Ca)有可能成 為主要的次生礦物;而此類黏土礦物可能是在裂隙風化岩樣 中所觀察到的微量黏土礦物。

- (e) 以圖 3-17 顯示 5 種不同情境下,根據圖 3-7 至圖 3-11 各案 例之 CaseZx 的反應路徑模擬結果(指反應過程中 pH(Eh)的 最小值及最大值,而非其最終平衡值),制約 pH 及 Eh 的範 圍。
- (d)由5種不同情境的反應路徑模擬結果顯示,在不同應用情境中,次生礦物相及溶液中的主要物種會有所不同。因此,就花崗岩質之岩-水反應所形成的次生礦物而言,除了需考量實際岩心礦物分析所涵蓋的礦物外,亦必須考量鈣-鎂蒙脫石(saponite-Ca)、鈉-鐵蒙脫石(nontronite-Na)、鈣-鐵蒙脫石(nontronite-Ca)、碳(C)、碳鈉鋁石(dawsonite)及白雲石(dolomite)。其中,鈣-鎂蒙脫石(saponite-Ca)、鈉-鐵蒙脫石(nontronite-Na)及鈣-鐵蒙脫石(nontronite-Ca),可能是在裂隙風化岩樣中所觀察到的微量黏土礦物。



圖 3-5: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)





- (a) 本島結晶岩樣(裂隙介質)薄片 Micro-CT 切片圖
- (b) 本島結晶岩樣(裂隙介質)薄片偏光顯微鏡照片
- (c) 本島砂岩岩樣(孔隙介質) Micro-CT 立體圖
- (d) 本島砂岩岩樣(孔隙介質) Micro-CT 切片圖



圖 3-7: CaseZ1/K1 反應路徑模擬結果比對圖



圖 3-8: CaseZ2/K2 反應路徑模擬結果比對圖



圖 3-9: CaseZ3/K3 反應路徑模擬結果比對圖



圖 3-10: CaseZ4/K4 反應路徑模擬結果比對圖



圖 3-11: CaseZ5/K5 反應路徑模擬結果比對圖

註: CaseK5 因逢 stiffness 數值計算現象,故拆成 CaseK5S1(0 年至 2.5 年)、CaseK5S2(2.5 年至 2.6 年)及 CaseK5S3(2.6 年至 1,000,000 年)等 3 個時間間距。



圖 3-11(續): CaseZ5/K5 反應路徑模擬結果比對圖

註: CaseK5 因逢 stiffness 數值計算現象,故拆成 CaseK5S1(0 年至 2.5 年)、CaseK5S2 (2.5 年至 2.6 年)及 CaseK5S3 (2.6 年至 1,000,000 年)等 3 個時間間距。



圖 3-12: CaseK1 部分反應路徑模擬結果圖



圖 3-13: CaseK2 部分反應路徑模擬結果圖



圖 3-14: CaseK3 部分反應路徑模擬結果圖



圖 3-15: CaseK4 部分反應路徑模擬結果圖


圖 3-16: CaseK5 部分反應路徑模擬結果圖



圖 3-17:不同情境反應路徑模擬結果之 pH 及 Eh 範圍分布圖

註 1: 各種不同情境的 pH 及 Eh 變動範圍;各情境描述請參考圖 3-5, 地化模式採用 GWB(v.9)及其 thermo.com.V8.R6+.dat 熱力學資料庫。

註 2: FieldDeep 代表孔內雙封塞量測數據。

註 3: FieldShallow 代表地表水井量測數據(Liu et al., 2008, p378)

#### 3.2.4. 核種傳輸路徑

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)。

### 3.2.4.1. 離散裂隙網路

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。104 年度完成 2 個三維 DFN 模擬的實現值(realization)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。105 年度發展將 DFN 轉換為等效多孔介質(Equilibrium Porous Medium, EPM)的擴尺度方法,與 SKB 進行國際交流,完成參考案例 裂隙網路。

離散裂隙網路工作目的係發展如何將 DFN 轉換為 EPM 的擴尺度 方法,成果並送交 SKBI,以獲取更進一步的技術建議,同時可視需要 應用於 SNFD2017 之 5.7 章節。工作現況說明如下:

(1)根據地表露頭的測線裂隙資料、翟山坑道之視窗裂隙資料及線型 資料,儘管量測結果具有設限偏差,但評估參考案例花崗岩體的

裂隙大小仍符合幂方律模式,其指數約為 2.6,符合在文獻所發 表 冪 方 律 指 數 的 合 理 範 圍 內 (Scholz and Cowie, 1990, p83; Cladouhos and Marrett, 1996, p281)。

- (2)根據孔內裂隙資料評估出 FDMA 及 FDMB 中序率裂隙的總裂隙強度分別為 2.4 m<sup>-1</sup>及 0.3 m<sup>-1</sup>。此外, FDMA 及 FDMB 中分別具有 4 組及 5 組裂隙,每組裂隙的位態均接近 Fisher 分布,而每組裂隙佔總裂隙強度的比例則在 10%至 30%之間。
- (3)本項目工作根據不同的裂隙參數組合,模擬出共10組可能的三維 DFN 實現值結果(圖 3-18),每組實現值結果亦提供從假想處置 平面到地表之間的連通DFN,並在假想的涵與源之間分析出可能 的流通路徑。
- (4)雖然組裂隙強度根據冪方律模式大幅調降,但每組實現值結果中, 9 組裂隙的裂隙總數仍高達5×10<sup>6</sup>,連通 DFN 的裂隙總數亦高達 2.1×10<sup>6</sup>。因此,根據三維 DFN 模擬結果,配合體積平均法的擴 尺度理論,發展出 DFN 擴尺度的計算程式(FracUps),並建立使 用者圖形介面,方便進行數值計算及三維圖形展示。
- (5)DFN 基準案例驗證了 FracUps 計算結果的正確性,並將 FracUps 應用於參考案例的連通 DFN 範例,計算擴尺度後的 EPM。應用 流場模型及剪力位移評估,作為 SNFD2017報告 5.7節主要內容。

#### 3.2.4.2. 實驗室核種傳輸試驗

另外,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,本計畫規劃實驗室 核種試驗主要包含批次吸附試驗及管柱擴散實驗兩大類;主要目的在 量測岩樣吸附核種能力的分配係數(partition coefficient, K<sub>d</sub>),及核 種在岩體內擴散能力的傳輸參數(De, effective porous diffusion coefficient)。關於核種在岩體中的傳輸特性,如吸附、擴散、平流 (advection)與延散機制等,已進行多年期計畫,利用離島之結晶岩樣 來進行核種傳輸的各項實驗。自 104 年度起,針對 SNFD2017 報告 所需,重新檢視關鍵核種篩選成果,一方面更新 SNFD2009 報告之 關鍵核種基礎資訊,另一方面自 105 年度持續進行不同結晶岩體樣 本之實驗,以增補核種傳輸相關參數,作為後續探討核種在不同結晶 岩體中傳輸行為之參考依據。

針對本島結晶岩增補核種傳輸相關參數,特別是以不同深度結晶 岩樣進行大量核種吸附試驗,獲致 $K_d$ 值,通過統計方法以線性迴歸方 式評估其特性。105年度完成好氧環境下,Cs、Se、U核種於本島結 晶岩的吸附實驗結果,如圖 3-19所示。目前的數據成果顯示,Cs 核 種於本島結晶岩的吸附 $K_d$ 值,落在在 100 mL/g 至 130 mL/g之間; Se 核種吸附 $K_d$ 值落在在 20 mL/g 至 40 mL/g 之間;U核種於吸附 $K_d$ 值落在在 400 mL/g 至 600 mL/g 之間。

透過 Langmuir 吸附模式推估離島花崗岩,對 Cs 核種的最大吸 附量為 0.83 mmol/g,相對應Kd值約落在 110 mL/g,與本島結晶岩對 Cs 核種吸附Kd值相近。由於本島結晶岩中的氧化鐵礦物含量不高,因 此對 Se 核種的吸附能力也不高,使得本島結晶岩對 Se 核種吸附Kd值 低於對 Cs 核種吸附Kd值。



圖 3-18:參考案例 DFN 成果展示



圖 3-19:Cs、Se、U 核種於本島結晶岩吸附Kd關係圖

(好氧三重複第三次實驗)

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功能的完整 性。

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。105 年度針對離島 結晶岩進行各種岩石特性試驗,完成室溫(26°C)下各項試驗,試驗結 果參見表 3-3:離島結晶岩體一般物理性質、熱特性及力學性質一覽 表,簡要說明如下:

- (1) 岩石一般物理性質試驗及消散耐久性試驗 目的在檢測岩石之單位重及耐風化性質,以供評估岩盤開挖露出 之岩體是否須施加噴漿或襯砌之抗風化保護措施。
- (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。
- (3) 岩心靜彈性模數試驗: 此試驗可量測岩石試體的應力-應變關係(圖 3-20a)、彈性模數和 柏松比等變形參數,本研究捨棄傳統價廉之應變計而使用美國 MTS公司發展之軸向與橫向伸縮儀,能夠避免裂縫延伸經過應變

計被迫中斷試驗之缺失。而是利用橫向環繞試體的整個伸縮儀來

量測,即使試體裂縫延伸穿過橫向伸縮儀之位置,也可以持續進行加壓。本試驗利用符合 ISRM 高勁度加壓要求之 MTS100 噸伺服控制壓縮機來進行檢測。

- (4) 岩心動彈性模數試驗: 此試驗可量測岩石試體的波速及動彈性模數E<sub>d</sub>,彈性波在介質中 的傳播速度與其緻密程度有關,一般情況下完整岩塊的縱波速度 大於存有各種結構面或裂隙的岩體縱波速度。
- (5) 岩石單軸抗壓試驗 可以結合巴西劈裂試驗及三軸壓縮試驗,共同來決定岩石莫爾庫 倫破壞準則中的剪力強度參數(C、Ø)及拉力強度(圖 3-20c)。
- (6) 岩石巴西劈裂試驗: 岩石巴西劈裂試驗之目的在檢測岩石的抗拉強度,是藉著在圓柱 形試體上施加線型載重,直至試體中心處產生劈裂破壞而得(圖 3-20c)。
- (7) 岩石三軸壓縮試驗: 岩石三軸壓縮強度試驗之目的在檢測岩石承受軸差應力產生破壞(圖 3-20b),來建立岩石之破壞包絡線(圖 3-20c)與剪力強度參數(C、Ø),可用來評估隧道開挖周遭岩盤是否會產生破壞及破壞的區域大小。
- (8) 岩石弱面直接剪力試驗

岩石弱面直接剪力試驗之目的,在檢測出岩石弱面之剪力強度參 數(C<sub>j</sub>、Ø<sub>j</sub>),可以用來評估隧道開挖之弱面是否會產生滑動或導 至岩塊墜落。根據試驗進行之數據,繪製剪應力與剪位移之變化 曲線,得到弱面之強度參數(C<sub>i</sub>、Ø<sub>i</sub>)及剪力變形相關參數K<sub>s</sub>。

在處置場運轉至封閉階段,隨用過核子燃料的衰變熱(Decay heat) 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。

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,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(Geoelectric Monitoring)三維正演(Forward Modeling)模擬技術規劃經驗,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。105 年度針對花崗岩及膨潤土再 飽和現象的數值模擬需求,建立室內電阻量測花崗岩及膨潤土的設備, 並獲取相關參數值,執行現況說明如下:

(1) 資料收集研析

瑞典對於近場再飽和行為之評估與監測方法相當值得我國借鏡:

(a) 室內電阻率測定

瑞典電阻率施測規劃所採用的室內電阻率標定方法包括四 點量測法及兩點量測法,分別應用於測定低電阻之黏土材料 及高電阻之岩石材料。

(b) 試驗坑道地電阻監測測線規劃 參考瑞典硬岩實驗室(Äspö Hard Rocl Laboratory, ÄspöHRL) 地電阻測線佈設規劃,茲區分為隧道回填材料監測區域、緩 衝材料監測區域及近場母岩監測區域,隧道回填材料及近場

母岩區域採用兩測線跨孔(cross-hole)之施測型式,緩衝材料區域則採用地對孔(surface-borehole)之施測型式。

(C) 地電阻監測正演模擬驗證

與前述測線規劃定案前,瑞典採用正演模擬輔助相關測線規 劃並進行其解析能力評估,方決定其測線佈設型式。

(b) 坑道監測測線現場驗證

經由上述室內參數測定、正演數值評估與測線規劃,瑞典 Äspö HRL 並於 2001 年迄今進行長期監測資料驗證 (Rothfuchset al., 2004;, Wieczoreket al., 2014)及緩衝材料 (含括近場母岩)區域之長期現場監測,研析電阻率之變化, 以評估其區域逐漸飽和之現象,後續並可透過室內所率定之 含水量與電阻率之關係對應其量化含水量之改變。

(2)室內電阻率量測試驗方法建立

參考瑞典應用於 Äspö HRL 採用的室內電阻率標定方法,測定低 電阻之黏土材料及高電阻之岩石材料,目前進度如下:

- (b)量測設備組裝 依據前節參考瑞典四點法(圖 3-21)與兩點法(圖 3-22)之室 內電阻率測定概念,進一步進行量測模具與儀器設備規劃, 已完成量測設備連接及組裝(圖 3-23)。
- (C) 室內電阻率量測流程

後續工作依據前述規劃之電阻率量測設備,並進行膨潤土與 花崗岩試體準備與製作後,並開始進行室內電阻率參數量測 作業,目前完成離島及本島結晶岩初始氣乾狀態電阻率量測 (表 3-4),後續年度繼續進行膨潤土電阻率量測。

(3)地電監測三維正演模擬技術建立

藉由前述電阻率量測所建立膨潤土、花崗岩電阻率參數,參考瑞 典作法進行坑道電阻率正演數值模擬,輔助測線佈設型式評估, 並模擬地下水入侵再飽和時與地電阻監測影像之關係。相較於瑞 典採用二維正演模擬,為使測線反應鄰近三維分區變化,進一步 建立地電監測三維正演模擬技術。依據我國處置概念相關幾何條件,目前已初步建構正演數值模型與正演施測程式,如圖 3-25 所示,後續並將納入地電阻測線評估電極位置(圖 3-26),依據不同施測電極序列進行施測模擬功能建立與相關正演評估。

項目		孔號	КМВН03	KMBH04	KMBH05	(МВН05			
		深度	452 m	464 m	300 m	400 m	492 m		
			岩石種類	花崗岩	花崗片麻岩	花崗岩	花崗岩	花崗岩	
温度			室温(23 ℃ to 25 ℃)	室温(23 ℃ to 25 ℃)					
_	體密度	$ ho_b$	ton/m <sup>3</sup>	2.79	2.65	2.81	2.76	2.76	
般	比重	G <sub>s</sub>	(*)	2.79	2.65	2.81	2.76	2.76	
物	含水量	$\omega_n$	%	—	—	—	—	—	
理	吸水率	$\omega_a$	%	-	—	—	—	—	
性	孔隙率	n	%	-	—	—	—	—	
質	消散耐久性	$I_{d2}$	%	99.0	99.3	98.9	98.9	98.6	
	熱傳導係數	К	W/(m·K)	-	-	—	_		
熱	比熱	$C_p$	J/(kg·°C)	-	-	-	-	—	
行州	*h 11×11日 1/2 由4	$\alpha_{Ha}$	1/K	-	-	-	-	—	
11	<b>熟膨脹係數</b>	$\alpha_V$	1/K	-	_	_	_		
	單壓強度	$q_u$	MPa	108.08	140.26	123.04	122.61	126.46	
	P波速度	$V_p$	m/s	5623	4717	5091	5131	5687	
	S波速度	Vs	m/s	4247	4302	3869	4548	4151	
	動態柏松比	$\nu_d$	(*)	-	—	—	—	—	
	動態彈性模數	$E_d$	GPa	88.23	59.31	72.78	72.91	89.5	
	动態剪力模数	$G_d$	GPa	—	—	—	_	—	
'n	靜態柏松比	$\nu_s$	(*)	0.19	0.17	0.17	0.18	0.24	
學	靜態彈性模數	Es	GPa	17.38	18.08	17.17	18.28	18.61	
性	静态剪力模数	Gs	GPa	7.3	7.72	7.35	7.72	7.51	
質	凝聚力(三軸試驗)	Cp	MPa	20.83	23.13	18.85	19.78	19.41	
	內摩擦角(三軸試驗)	$\varphi_p$	degree	54	54	54	55	54	
	间接张力强度	$\sigma_t$	MPa	11.61	11.47	8.73	9.50	8.80	
	點荷重指數	I <sub>s(50)</sub>	MPa	8.16	10.62	8.16	7.8	7.04	
1	凝聚力(弱面直剪)	Cj	MPa	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	
	內摩擦角(弱面直剪)	$\varphi_j$	degree	68	65	66	65	59	
1	剪力勁度	Ks	$kN/mm^2/m$	1.03	2.21	1.59	4.42	6.10	

表 3-3:離島結晶岩體一般物理性質、熱特性及力學性質一覽表

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( $E_d = \rho V_p^2$ ;  $G_d = \rho V_s^2$ ;  $v_d = \frac{v_p^2}{2v_s^2} - 1$ )。 註 3:本表表列試驗數值,其有效位數選取至小數點第 2 位。

表 3-4:初始氣乾狀態花崗岩電阻率測定結果

花崗岩編號	氟乾含水量(%)	測定電阻率(Ohm.m)
KM BH-06 473.2-473.3	0.061	2.05E+6
KM BH-06 473.3-473.4	0.067	2.61E+6
KM BH-06 473.4-473.5	0.061	3.77E+6
KM BH-06 473.5-473.6	0.058	5.99E+6
KM BH-06 473.6-473.7	0.066	2.32E+6
KM BH-06 473.7-473.8	0.058	4.32E+6
KM BH-06 473.8-473.9	0.056	4.98E+6
KM BH-06 473.9-474.0	0.06	9.75E+6
KM BH-06 474.8-474.9	0.08	1.54E+6
KM BH-06 474.9-475.0	0.087	1.75E+6
HC BH-01 507.9-508	0.019	5.04E+5
HC BH-01 507.8-507.9	0.022	8.84E+5
HC BH-01 507.7-507.8	0.016	7.50E+5
HC BH-01 507.6-507.7	0.022	4.61E+5
HC BH-01 507.5-507.6	0.023	4.01E+5
HC BH-01 507.4-507.5	0.021	5.89E+5
HC BH-01 507.3-507.4	0.02	8.71E+5
HC BH-01 507.2-507.3	0.012	8.50E+5
HC BH-01 507.1-507.2	0.024	1.02E+6
HC BH-01 507.0-507.1	0.028	4.57E+5



圖3-20:岩石特性試驗示例

- (a) 岩石靜彈性模數試驗獲致軸向及橫向應力應變曲線;
- (b) 完成三軸壓縮試驗的樣本照片;
- (c) 由單軸、三軸、巴西劈裂試驗繪製之破壞包絡線(G300-26)。



# 圖 3-21:初步規劃四點法量測設備



圖 3-22:初步規劃兩點法量測設備



圖 3-23: 電阻率量測設備連接組裝



圖 3-24:緩衝材料與近場母岩現場 Hole#5 地電阻監測結果 資料來源: Wieczorek et al., 2014, p58。



圖 3-25:地電監測三維數值正演模型



圖 3-26:三維數值正演模型測線佈設示意圖

## 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

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、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。105 年 度成果概要說明如下各節。

### 3.3.2. 台灣的大地構造架構

台灣及離島地區位於歐亞大陸東緣,坐落於環太平洋構造活動帶上,因此,台灣地區大地構造的演化,與火山活動、斷層(地震)活動均息息相關。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,因此,本研究計畫規劃以下工作項目:

- (1) 在火山活動研究議題上,進行台灣火山活動研究回顧與彙整。
- (2) 在斷層活動研究議題上,構造活動性微震監測與分析,以及深層 地盤受震之摺積與反摺積之評估方法。

### 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,及岩浆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,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,105年度對火山活動監測技術發展現況摘述如下:

臺灣地區新生代時期之火成活動分區及火山岩分布圖,可以劃分成西部、東部及北部3個火成岩區(陳正宏,1990, p2):

- (1)臺灣西部的火山活動,最早發生在約中新世早期,在中新世期間活動最為頻繁(陳正宏,1990,p35-37),現今已無明顯活動跡象; 屬於板塊內裂谷張裂型的火成活動(Chung et al., 1994, p15-16; Chung et al., 1995, p78-79;陳文山等, 2016, p128)。
- (2) 臺灣東部的火山活動,主要發生於中新世至上新世之間;屬於呂 宋島弧隱沒系統的火成活動(陳正宏, 1990, p20-31; 陳文山等, 2016, p130)。
- (3)臺灣北部的火山活動,活動時間最晚,由上新世晚期延伸至第四紀,現今尚有活動跡象;屬於造山帶後期張裂崩解及琉球島弧隱沒系統西移的火成活動(Wang et al., 2004, p1006-1008; Lallemand et al., 2013, p61;陳文山等, 2016b, p130)。

台灣的地質構造同時受到琉球與菲律賓兩弧溝系統的交互作用, 形成相對複雜的構造環境。蒐集台灣及周邊海域熱流相關之文獻,分 成台灣中央山脈熱流異常區、台灣北部大屯火山群熱流異常區、台灣 東北部宜蘭平原熱流異常區、台灣西南部熱流異常區等4區域。Lee and Cheng (1986, px)利用台灣陸上30幾組的鑽孔(boreholes)資料, 取得地溫梯度與熱傳導率等計算熱流數據,描繪出中央山脈造山區域 具有最高熱流值,而西部海岸平原則有最低的熱流值。 台灣北部陸、海域既有空中磁測資料顯示,屬於全新世火山活動, 噴發活動最年輕的龜山島,控制宜蘭平原及海域全新世況陷作用及熱 流活動,現今持續影響的範圍最大;大屯火山群連至基隆嶼屬於數十 萬年至百萬年間噴發的火山活動,大屯火山群岩漿活動與山腳正斷層 活動有密切關係,現今火山源熱流仍順正斷層系統分布,影響範圍介 於山腳斷層與奇里岸線形之間;基隆火山群屬於百萬年前的火山活動, 當時岩漿熱流影響時距達 50 萬年,三維逆推磁感率模型顯示火山活 動後期,熱流的影響範圍達 36km<sup>2</sup>。第四紀以來「北部張裂帶」廣泛 發生後造山運動的張裂活動,至今仍受到琉球隱沒帶西移的影響,形 成具有島弧型岩漿特徵的火山活動,順北東方向正斷層帶發生噴發與 侵入活動(董倫道、林蔚,2013, p152-199)。

台灣東北部宜蘭平原熱流異常區,起因於沖繩海槽張裂活動向西 延伸,龜山島為最年輕的活火山。宜蘭平原中部區域可能存在火成岩 侵入體,目前國內學界已針對此一可能侵入體,進行地熱探勘活動; 或根據空中磁測資料顯示,該類似火成岩脈的高磁體,可能為古老海 洋地殼之高磁基盤(董倫道、林蔚,2012,p130),受到後期正斷層系 統影響(例如濁水斷層),可能成為熱流通道。

宜蘭平原南部覆蓋第四紀沖積層,區域內地下水監測井 pH 值介 於 6 至 8,多數監測井以碳酸氫根為特徵,僅有氦同位素顯示火山流 體影響,至中央山脈基盤出露區域則未見火山流體訊息。相較之下, 平原東部靠海區域,則明顯受到大範圍龜山島火山活動來源的影響, 井下流體氯離子與硫酸根離子濃度皆高,並且於平原中南部區域溶解 氣富含甲烷,上述地化特性指出沉積環境的複雜性(鄭又珍,2014, p2)。

#### 3.3.2.2. 斷層活動

本項目自 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 km 至 20 km 深)斷層活動機制與大地構造演化關係。長期累積大量深層微震叢

集分布資訊,進一步結合大地電磁法獲致之深層電阻資料,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。

105 年度針對山區微震定位精度的提昇,結合了國內各單位地震 網蒐集的數據,綜合解釋地震叢集線型分布及斷層破裂機制,有助於 釐清地震密集區域及地震相對安靜區域的地層與構造分布。分析微震 網接收到的震波信號,除採用傳統的初達波相極性法與分析程式 FPFIT (Reasenberg and Oppenheimer, 1985, p1-109)外, 當初達波相 較少時,則採用 Zhu and Helmberger (1996, p1634-1641)所提出的 波形求解方法(Cut and Paste method, CAP), 再利用格點搜尋方式, 找出所有可能解與真實波形進行比對,最終得出最佳解。獲得震源機 制 解 後 , 可 將 所 有 小 地 震 的 震 源 機 制 解 一 起 逆 推 (Gephart and Forsyth, 1984, p9306 - 9314),以求取平均大地應力方向,提供區域 性構造解釋之用。同時也可採用由 Robinson and Mcginty (2000, p16140-16149)所提出的方法進行驗證,將所有地震的上下震動資料 一起逆推,並加入庫倫應力變化準則來求取最可能之斷層面,以了解 監測區域不同深度應力場之特性及地殼破裂特性。目前解析地震震央 及發震時間筆數達 4678 筆,接下來透過已建立之三維速度模型進行 精密定位,依據區域地震活動度劃分地震特性分區,並進行震源機制 解的求取。為測試 FPFIT 與 CAP 兩種方法之差異,挑選測站包覆性 良好的地震事件進行比較(圖 3-27),結果顯示兩者吻合程度佳,皆為 西北-東南向正斷層。

另一方面,針對小型地震,進行地震破裂尺度進行分析方法與流 程建立,挑選震源發生時間為格林威治標準時間:2014年5月21日 7點0分43秒,芮氏規模2.8之地震事件進行分析。一般而言,測 站所記錄到的S波振幅會大於P波振幅,但因使用專門觀測小型微震 之儀器,因此在較大規模的地震,其S波振幅會有飽和現象,評估的 結果可能會低估震源破裂尺度的大小。且對於部分地震訊號,P波的 辦識度遠較 S 波清楚及明確,因此以下說明利用 P 波訊號來分析震源 尺度。關於傅立葉變換時所需之時間窗選擇,參考 Lee et al. (2015, ch1.1, p1780)利用地震波振幅超過某個門檻值之間,能量累積 5%至 95%之時間段作為地震振動延遲時間,訂定垂直分量的 P 波起始時間 至 S 波前 0.5sec 之間,能量累積達 85%之時間段作為傅立葉變換所 需之時間窗,以避免所選取之時間窗有包含 P 波轉 S 波之現象,如圖 3-28 所示。

在圓形破裂模型的假設下,可以拐角頻率(fc)計算震源破裂半徑 r(m),然而使用 P 波訊號的觀測頻譜進行擬合,所求出之拐角頻率為 P 波之拐角頻率,無法直接求取震源破裂半徑,故採用 Abercrombie (1995, p24020)方式,利用擬合觀測頻譜分析 P 波與 S 波拐角頻率之 關係,得出 P 波之拐角頻率為 S 波拐角頻率的 1.36 倍,因此求得地 震事件(2014 年 5 月 21 日 7 點 0 分 43 秒)之拐角頻率(fc)與震源破 裂半徑分別為 19.96 Hz 及 53.4 m。

一般之情況下,為考量岩層對震波所造成的場址效應,多以摺積 (convolution)的方式將基盤之震波傳遞於地層中,以獲得地層地表的 震波。震度預測關係式(Ground Motion Prediction Equation, GMPE) 主要適用於地表震波之衰減,因此地震危害度的評估也以地表為主。

而反摺積是由地表之受震反應來推估深地層之受震反應。反摺積 方法已行之多年,目前多以淺層為主,是否適用於深層之地盤仍需進 一步評估。若需考量地底下之地震危害度,則需以反摺積 (deconvolution)的方式將地表之震波轉換成深層地盤之震波。因此可 藉由井下陣列量測到不同深度之地震歷時,用來評估或修正反摺積的 方法。105年度成果概述如下:

(1) 摺積與反摺積方法

蒐集自日本井下陣列 KiK-net 資料庫之地震紀錄,因其陣列數多達 674處,深入岩盤者共 586處,且強測紀錄眾多,其中有 77處坐落於花崗岩盤,分析井下陣列資料庫之強震資料,可用以瞭

解深層花崗岩岩盤之受震行為。由井下陣列資料庫中選取強震紀錄,並比較同一事件中深層花崗岩衰減行為之影響。

依照井下測站深度從淺至深分別為:IWTH08 (100 m)、KSRH10 (255 m)、IBRH17 (510 m)、IBRH10 (900 m),且從各井號眾多 地震紀錄中挑選 5 筆強震紀錄 (PGA>100 gal)和 5 筆弱震紀錄 (PGA<40 gal)進行分析。採用 DEEPSOIL (Hashash et al., 2015) 分析時皆使用頻率域線性分析,並設定地盤為剛性,地層阻尼皆 設為 2%。在摺積分析中,使用井下陣列之井下紀錄做為輸入地 震,利用 DEEPSOIL 分析推估地表之受震反應譜,將分析所得之 反應譜與地表實際地震之紀錄比較。在反摺積分析中,使用井下 陣列紀錄中靠近地表之紀錄做為輸入地震,利用 DEEPSOIL 分析 推估井下之受震反應譜,再將此結果與地底實際地震之紀錄進行 比較。

綜合摺積之分析結果,總鑽掘深度皆屬於較淺的井號 IWTH08 和 KSRH10,其摺積分析不管是在弱震還是強震皆可準確估算地表 之反應,如圖 3-29、圖 3-30 所示。然而總鑽掘深度較深之井號 如 IBRH10 和 IBRH17,當輸入地震為弱震且土層阻尼亦為 2% 時,分析所得之反應譜與實際紀錄反應譜有些許差異(略為低估), 但微降低土層阻尼就可得到良好之預測結果。

綜合反摺積之分析結果,總鑽掘深度較淺的 IWTH08 與 KSRH10 不管是弱震還是強震,其預測之井下反應譜結果相近;但鑽掘深 度較深之 IBRH10、IBRH17,無論使用弱震或強震分析,預測之 井下反應譜皆在短週期處有嚴重高估之情形,分別如圖 3-31 及 圖 3-32 所示。這些高估之短週期(即高頻率)震波乃由於反摺積時, 其轉換函數於高頻時會持續增高,因此放大了高頻之震波。

利用實際地震紀錄與分析軟體所得之轉換函數結果相互對照,曲 線分離之頻率與地盤之基本頻率有關。根據理論,地盤之基本頻 率:

其中,

Vs 為剪力波速, [m/s]; H 為地盤厚度, [m]。

當地盤越淺(即方程式(3-1)中 H 越小),地盤之基本頻率越高,轉 換函數開始高估之頻率也越高,因此影響越小;反之當地盤越深 (即方程式(3-1)中 H 越大),地盤之基本頻率越低,轉換函數高估 所對應之頻率也越低,因此反摺積時越容易高估。進行濾波時所 使用的軟體為 SeismoSignal,濾波後之反應譜如圖 3-33 所示。 進行井下陣列之深度較深井號反摺積分析時,其反應譜在高頻率 處有高估之情形,可利用濾波加以改善,轉換函數高估時所對應 之頻率約為地盤基本頻率之 40 倍,故濾波頻率可參考轉換函數 曲線第一個谷值所對應之地盤基本頻率乘以 40 倍所得之頻率進 行濾波。

(2) 共振柱設備組裝

為建立緩衝材料及回填材料動力學特性研究基礎,未來針對功能 與安全評估所需,建立試驗能力以獲得緩衝材料之模數衰減曲線。 105年度建立共振柱試驗設備,為熟悉儀器、校正儀器、軟體操 作並對試驗結果進行正確的判讀,故簡化試驗條件,以混合比(膨 潤體:骨材):(100:0)、乾密度 1,600 kg/m<sup>3</sup>、飽和度 0%的試體進 行試運轉試驗。目前已完成試運轉及儀器校正與阻尼曲線。

(3-1)



圖 3-27: CAP 與 FPFIT 所得之震源機制解比對圖

註: (a)為 CAP 震源機制解結果, (b)為 FPFIT 震源機制解結果。兩者結果類似且 CAP 解具有良好波形擬合程度。



圖 3-28:能量累積 85%之示意圖 註:圖中所示為測站 HP04 所記錄之波形。(上圖為波形絕對振幅值)紅色曲線為 能量累積曲線;(下圖為觀測波形)桃紅色直線區間為能量累積 85%之時間段。



圖 3-29:以弱震摺積分析預測地表之反應譜 註:(a)、(b)為井號 IWTH08之反應譜;(c)、(d)為井號 KSRH10之反應譜。



圖 3-30:以強震摺積分析預測地表之反應譜 註:(a)、(b)為井號 IWTH08之反應譜;(c)、(d)為井號 KSRH10之反應譜。



圖 3-31:以弱震反摺積分析預測地底之反應譜 註:(a)、(b)為井號 IBRH17之反應譜;(c)、(d)為井號 IBRH10之反應譜。



圖 3-32:以強震反摺積分析預測地底之反應譜 註:(a)、(b)為井號 IBRH17之反應譜;(c)、(d)為井號 IBRH10之反應譜。



圖 3-33:以強震反摺積分析預測地底之濾波後反應譜註:(a)、(b)為井號 IBRH17之反應譜;(c)、(d)為井號 IBRH10之反應譜。



圖 3-34: 共振柱設備

#### 3.3.3. 抬升舆沉陷作用

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

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,岩體的抬升伴隨著剝蝕作用將對深層地質處置有不利影響,相對地,岩體發生沉陷並伴隨著沈積作用,將會對深層地質處置的環境條件有利(圖 3-35) (JNC, 2000, p. III-33)。

考量 SNFD2017 報告所需岩體的抬升/沉陷資訊與評估分析能力, 國內有廣泛的 GPS 連續觀測站與 GPS 定期觀測樁建置,自 101 年度 起逐年累進鄰近構造帶岩體的水平及垂直位移之觀測數據,並進行 GPS 時間序列資料分析,以獲取數年至數十年尺度影響地表形態位移 變化的綜合指標資訊。此外,104 年度開始針對區域性長時間地殼變 動研究,以蒐集既有的陸、海域震測資料,探討萬年來冰期結束後, 於河口沖積扇海進層序地層中紀錄。105 年度除持續蒐集山間盆地與 河系的河階紀錄外,進一步可以參考日本 H12 報告(JNC, 2000, c5p42) 透過簡化模型方式,模擬不同時間抬升與剝蝕作用,或沉陷與沉陷作 用下,進行地表水流模擬,以釐清地貌變遷對地表水流動特性的影響, 作為 SNFD2017 報告評估地質穩定性之參考依據。相關成果概要說明 如下:

(1) GPS 連續觀測站累積數據:

自 2011 年 8 月至 2016 年 10 月期間累積結晶岩數年高精度的抬 升與沉陷觀測資料,根據內政部離島 KMNM 站進行解算,累積的 觀測成果顯示(表 3-5): HGC1 年沉陷速率為-0.3 cm/year, HGC2 為-1.0 cm/year, HGC3 則為-0.8 cm/year。另外, HGC4 連續觀測 站自 2014 年 1 月至 2016 年 11 月量測結果,年沉陷速率約-0.7 cm/year (圖 3-36)。

(2) 山間盆地與河系的河階紀錄:

台北盆地為西部麓山帶受 75 萬年來山腳斷層正斷層張裂與沉陷 作用長期影響下,形成的山間盆地,山脈崩毀並沉沒入海。根據 中央地質調查所岩心分析,盆地的沉積和海水面的變化息息相關。 (a) 全新世盆地演化

約 11,000 年前台北盆地開始受到海水的影響,由原本的河 道、氾濫平原轉為沼澤環境。隨著全球海水面的快速上升, 大量沉積物堆積在盆地裏,離盆地出口較遠的地區形成沼澤、 氾濫平原的環境,沉積物堆積厚度約與海水面上升趨勢同步, 因此,離盆地出口較近的地區,演變成為河口灣或半淡水湖, 但景美溪與新店溪匯流處,因沉積速率小於海水面的上升速 率,而有海水淹沒生長水筆仔的地質紀錄,這樣的環境一直 持續到 6,000 年至 7,000 年前;之後,隨著海水面上升的停 止,盆地又逐漸回到河道、氾濫平原為主的環境,沉積速率 也大幅降低,大量沉積物隨河流搬運作用入海。

(b) 地殼變動

台北盆地在 7,000 年前,隨全球海水面逼近海水面高度的頂峰,採用新加坡資料一致的海水面的變化,則景美溪與新店 b 溪匯流處的古紅樹林生態,反映海水面上升的趨緩有利紅 樹林的擴展;而古紅樹林死亡,並被>1.2 m 沼澤泥層掩埋, 進一步對應約 7,200 年前海水面加速的上升。另一方面, 7,300 年前至 7,400 年前,紅樹林生長時的海水面,則比今 日低 1 m 至 2 m。假設該紅樹林基部位於當時海拔 1.4 m,

而至今位於海拔 3.3 m,則可得到該地區地殼上升量為 2.9 m 至 3.9 m,或換算成上升速率 0.4 mm/yr至 0.5 mm/yr。

- (3) 山間河域與地殼變動簡化模型:
  - 台灣東部河域均一致由高程超過 3,000m 向東流入海,過去蒐集 數千年至數十萬年尺度資料,顯示河流地形演育與地體構造有密 切關係(Chen et al., 2015, p2249)。基於地表水流與地形演育模 擬的需要,蒐集現地碳同位素定年資料及高程數據,根據的圖 3-35 模型簡化分成抬升或沉陷的區塊,提供後續地表水流模擬之用。 (a) 上游極端抬升條件至下游和緩抬升條件:
    - 根據既有地殼變動文獻,顯示高山地區具有極端快速抬升的 量測數據,而河口地區則可能為沉陷區(Ching et al., 2011, p7),以此趨勢設定具有不同抬升速率的4個區塊(表3-6)。 根據此簡化模型,目前正參考現有地形資料建立模擬網格, 提供後續年度模擬地表水流與河域演化之用。
  - (b) 沉陷與沈積盆地之海水淹沒條件:

蘇清全(2011, p27及 p87)透過沉積構造、岩相分類、岩相 組合、沉積環境、層序分析等方法進行判釋與解釋,並配合 碳 14 定年資料、海水面變動曲線與取樣標本的古環境水深, 以估算構造變動率;古環境深度係依據不同沉積環境進行假 設(障壁沙洲-20 m至-10 m;上遠濱相>15 m;沼澤相-5 m 至 0 m;辮狀河相-20 m至-10 m)。依據不同深度沉積物所 推得的平均沉陷速度,可整理如表 3-7 所示。另一方面,前 述台北盆地的抬升速率,以及全球海水面快速上升的關係, 也可以作為河口或近海區域海岸變遷的參考。

表 3-5: GPS 連續觀測站之速度場變化量一覽表

	East	North	Uplift	Horizontal Velocity
GPSID	(cm/year)	(cm/year)	(cm/year)	Field(cm/year)
HGC1	0.7	-0.5	-0.3	0.9
HGC2	0.1	-1.0	-1.0	1.0
HGC3	-0.2	-0.8	-0.8	0.8
HCG4	1.3	-1.2	-0.7	1.8

表 3-6:河域受抬升作用影響之抬升速率設定

		(A)	(B)	(C)	(D)=(C)- (B)	(E)=(D)/(A)
ZONE	Sample No.	CalBP (year)	River Bed EL. (m)	River terrace EL.(m)	Altitude difference( m)	Uplift Rate (mm/yr)
	T1	3,350 to 3,560	30 to 40	40 to 80	50	0.28 to 1.49
	T1-1	3,570 to 3,810	30	40 to 80	10 to 50	0.26 to 1.31
Ι	T2-1	13,110 to 13,220	30	40 to 80	10 to 50	0.08 to 0.38
	T2-2	3,360 to 3,400	30	40 to 80	10 to 50	0.29 to 1.49
п	M3	2,740 to 2,780	1,000	1,100	100	3.60 to 3.65
11	M2	2,760 to 2,840	1,000	1,100	100	3.52 to 3.62
111	L2	300 to 400	1,170	1,170 to 1,190	20	5.00 to 6.67
111	L1	300 to 430	1,030	1,030 to 1,070	40	9.30 to 3.33
	S	2,353 to 2,649	3,000	3,250 to 3,270	250 to 270	9.44 to 11.47
	N.H2	3,900 to 4,060	2,650 to 2,750	3,100 to 3,200	350 to 550	8.62 to 14.10
	N.H1	4,290 to 4,410	2,300 to 2,500	2,950 to 3,000	450 to 700	10.20 to 16.32
117	S3	1,650 to 1,710	2,600	3,150 to 3,200	550 to 600	32.16 to 37.04
IV	S2	3,850 to 3,960	2,600	3,150 to 3,200	550 to 600	13.89 to 15.58
	Н	3,240 to 3,340	2,600	3,150 to 3,200	550 to 600	16.47 to 18.52
	SMZ1	4,090 to 4,230	2,850	3,150to 3,450	150 to 600	3.55 to 14.67
	SMZ2	3,990to 4,210	2,850	3,150to 3,450	150 to 600	3.56 to 15.04
	SMZ5	3,900 to 3,980	2,850	3,150to 3,450	150 to 600	3.77 to 15.38
	SMZ4	2,070 to 2,300	2,850	3,150to 3,450	150 to 600	6.52 to 28.99

註: CalBP 定年年代; River Bed EL. 河床高程; River terrace 河階高程; Altitude difference 高差; Uplift Rate 抬升速率。

表	3-7	:	沂岸	沉陷谏	率及	海淮王	睘揞設定
1	0,		~ /1	10102		14-5-	いんべん

樣本材料	採樣深度 (m)	校正年代 (cal yr BP)	環境	構造變動速率 (mm/yr)
	55.5	2,950 to 3,250	障壁沙洲	-12.3 to -19.0
	65.5	4,620 to 4,960	上遠濱	-9.9 to -10.6
	101.2	6,410 to 6,640	上遠濱	-12.0 to -12.5
	125.1	8,210 to 8,450	上遠濱	-10.5 to -12.1
charcoal	143.8	9,280 to 9,520	上遠濱	-9.7 to -11.0
	159.4	10,230 to 10,500	上遠濱	-9.8 to -11.0
	198.9	13,050 to 13,300	上遠濱	-8.3 to -8.7
	249.9	20,330 to 21,120	沼澤	-6.1 to -6.5
	297.6	26,081±412(未校正)	沼澤	-6.6 to -7.1

資料來源:蘇清全,2011,p71。


圖 3-35: 地質圈與氣候長期變遷示意圖

<sup>(</sup>摘自 102 年度成果報告圖 3-127)



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。若潛在處置母岩受到抬升 及剝蝕影響區域,可能面臨百萬年尺度內受到淺層地表作用的影響, 屬於不利條件;相對而言,若受到沉陷與沈積作用影響,則長期演化 會考量沈積覆蓋下,基盤的剝蝕率為 0,屬於有利條件(JNC, 2000, c3p33)。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) 量测河流沉積物的方式:

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/y 至 8 mm/y;而全台為 5 mm/y,接近由河流沉積物的宇 宙核素測定剝蝕率 5 mm/y 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/y至6mm/y,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2mm/y至 4mm/y (Fuller et al., 2006, p1; Derrieux et al., 2014, p231)。
- (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/y 提升到高於 2 mm/y,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, p243)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, 西側剝蝕率較低(~1 mm/y 至 3 mm/y),符合大陸楔西側的 prowedge 模式,有較低緩的山形;東側較高(~4 mm/y 至 5 mm/y)

符合大陸楔東側的 retro-wedge 模式, 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, p242)。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/y 至 15 mm/y, Ching et al., 2011, p7),也遠低於河流懸浮物估算的剝蝕率範圍(最高達 20 mm/y, Dadson et al., 2003, p649)。

上述各種方法,對於區域性數百年至數十萬年尺度的剝蝕率評估, 仍有不足,有鑑於此,利用地形演育的研究(圖 3-37),可補足此一時 間尺度的評估資訊。102年度,研究西南部泥岩區現有第四紀定年及 構造活動資料,透過河流陡峭度與構造地形演化的研究,證實西南部 泥岩的活動構造的活躍性,地殼隆升與剝蝕作用強烈下,河流地形量 化資訊可獲得評估長期穩定性之重要成果。至 104 年已建立完整的 河流地形演育技術,可探討數百年至數十萬年尺度區域抬升或沉陷作 用,與區域性大地構造演化的關係。藉由河流陡峭度指標及遷急點的 特性分析,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 3-38 左圖),進一步比較陡峭度與各河域宇宙核 素剝蝕率的關係(圖 3-38 右圖),發現東部河域的陡峭度與剝蝕率有 明 顯 相 關 性 (Chen et al., 2015, p2265)。 透 過 河 域 地 形 特 徵 的 分 析 , 可了解台灣東部傳統上高剝蝕率的估算,來自於此區經常受到颱風、 高降雨及地震的綜合影響。因此,河域陡峭度的研究,反映的長期抬 升與剝蝕作用的特徵,屬於長期平均的大地構造演化效應,明顯不同 於水準測量所得短期抬升率;也反映了經常發生的山崩地滑對沈積型 河谷的影響,可據以評估中央山脈東側由北至南的地體抬升與剝蝕作 用的長期趨勢(圖 3-38 左圖):

- (1)第1組遷急點與構造無關,且陡峭度數值也最低,多沈積型河谷, 可能長期反映抬升速率減緩,但由於河流長度較短,因此可能已 達成均夷,陡峭度特徵類似未經造山碰撞作用的第6組。
- (2) 第2組與第4組陡峭度數值最高,代表在研究區域中抬升速率最快;第3組陡峭度數值也很高,但河流地形特性卻具有遷緩點

(anti-knickpoint)可能和碰撞作用在此區減緩,致使抬升速率亦減緩有關。

- (3) 第5組與第6組遷急點多與岩性無關,可能是抬升速率與侵蝕速 率達平衡的結果。
- (4) 整體而言,中央山脈東翼河域均往東流,不似中央山脈西翼河域 因流經許多活動地質構造有明顯的活動構造與陡峭度的相關性。 僅壽豐斷層在第3組的河域有明顯影響遷集點特性,值得後續進 一步研究。
- (5) 另一方面,由河域陡峭度對抬升速率的關係來看,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,因此北端受到後造山作用山脈垮坍及沖繩海槽張裂與沉陷作用的影響,使得河域特性與南端未經碰撞作用的特性類似。



圖 3-37:台灣東部 20 個流域河流地形與陡峭度

(摘自 Chen et al., 2015, p2256)



(左圖:陡峭度與大地構造分區,摘自 Chen et al., 2015, p2262)

(右圖:代表性流域陡峭度與剝蝕率,摘自 Chen et al., 2015, p2265)



## 3.3.4. 氟候與海平面變遷

氟候與海平面變遷對地質處置系統的潛在影響,根據日本 H12 報告指出:包括水文地質與水文地球化學(JNC, 2000a, c3p34)。此外, 在高緯度及高山地區,冰期形成的冰川和永凍土,以及海岸地區海/ 淡水介面的遷移,在過去數十萬年內不斷反覆出現,結果,全球海水 面可能在上次冰盛期下降,較今日海水面低約 120 m (陳文山等,2005, p40),也可能在間冰期時因兩極冰帽融化而使海水面較今日更高(自 末次冰期快速升高至約 6,000 年前,當時最高海水面約較今日高約 5 m)。甚至這種階段性循環的變化,有「快暖慢冷」的趨勢。現階段全 球氣候處於地質史上較暖的間冰期,未來可能依照氣候循環規律而變 冷(相應海水面也會下降),逐漸邁入下個冰期階段(JNC, 2000a, c3p39)。

當海水面下降低於今日達 100 m 時,現今海岸線在海水面之上, 導致河流有強的下切作用,侵蝕出較深的河谷,且海/淡介面會隨海 岸線移動而變遷。根據日本 H12 報告指出,花粉研究及冰川地形分 析的數據顯示,日本平均氣溫變化在冰期與間冰期的差異達 10℃;而 冰期降雨會比現今要降低 50%至 70%;現今北海道及本州高山地區 尚存留冰川遺跡的證據(JNC, 2000a, c3p39)。

相較之下,台灣地區古氣候與古水文環境研究結果,末次冰期自 7萬年前至距今約1萬年前,當時全球海水面較現今低約120m(陳 文山等,2005,p40),此區海岸線約在澎湖以南,亦即當時澎湖以北 的台灣海峽是陸地而非現今的海峽。全球氣候於冰期時,雪線南移且 往較低的海拔遷移,及至今日台灣海拔超過3,300m高山上,仍有冰 川遺跡被報導。最盛期的乾冷氣候一直持續到約1萬7千年前(溫度 要比今日低超過6°C以上,年雨量也可能要遠低於今日1,000mm以 上),而後開始有減緩趨勢。

隨著全球氣候的轉變造成海平面變遷,雖然氣候本身不會對處置 設施性能有直接的影響,但是對於處置場址的功能/安全評估卻是不 可忽略的,因為海水面的升降變化,會影響地下水流特性、地下水化

學特性和地殼應力變化,這些都是處置場址選擇的重要因素(SKB, 2013b, p11)。台灣島本身四面環海,不管最後處置場址位於何處,因 全球氣候變遷造成的海水面升降,都與處置場址的安全性息息相關。

當岩體抬升且伴隨著地表沖刷的情境下,原本深埋地下的核廢料 將會愈來愈接近地表,使核廢料因外釋而影響人類生活圈的機率愈來 愈高。在此情境下,地表水與核廢料所在地下水層間的距離愈來愈小, 彼此間的影響愈來愈不可忽略,即此時地表水的補注條件,對地下水 流動分析變的很重要,即釐清地表水流動特性在未來的變遷情況,以 做為地下水流模擬分析所需的地表補注邊界條件,是相當重要的研究 課題之一(JNC, 2000a, c5p42-44)。另外,隨著海平面變遷,地下水的 流體型態也會伴隨著改變,在海平面變遷區域外的地表與海下區域, 其地下水流體分別為清水與鹽水,海平面變遷區域內則為清、鹽水交 替出現的情況。因此,利用海平面變遷條件,釐清地表水流動的邊界, 以探討不同地下水流體型態的分布區域,是長期演化重要的研究課題 (JNC, 2000a, c5p44)。

103 年度起蒐集地質歷史記錄相關文獻,分析台灣東部萬年尺度 海水面升降及河口沖積扇海淡介面變遷歷史,104 年度根據西南部相 關文獻,萬年尺度海淡介面變遷亦完成詳盡地質歷史回顧。105 年度 進一步參考日本 H12 報告(JNC, 2000, c5p42),模擬海水面上升導致 模擬地區發生海進情境。利用 SOBEK 模式,設定簡化模型反應海平 面變遷影響下,地表水補注條件與地下水流體形態的變遷(圖 3-39)。 以地表水補注條件來看,在圖 3-39(A)中,兩個湖泊區域(圖中粉紅色 圓圖標註處)為長期地下水補注區,在沿海東側平原區中則存在分布 甚廣的易淹水區域,此區域係屬於颱洪期間才存在的短暫補注區;在 圖 3-39 (B)中,則可看出海平面上升 10 m 後,長期地下水補注區僅 剩東側的湖泊,颱洪期間才有的短暫補注區面積則相對減少很多。以 地下水流體形態而言,隨著海平面升高,海淡水交界面會明顯往內陸 退縮,若海平面升高 10 m,海淡水交界面往內陸退縮約 25 km。因 海平面變遷導致的地下水流體型態變遷情況,如圖 3-40 所示。

探討海水變遷與地殼變動相關文獻顯示:台灣不同地區的地殼升 降變動有差異,即使有相同海水面變遷條件下,海淡介面變遷亦有差 異。在此基礎上,進一步發現近期海水面變遷記錄上,特別是驗潮站 的紀錄可以提供台灣各地區地殼變動數十年尺度的參考。Chang et al. (2012, p98)指出,利用驗潮站記錄即時陸地與海水位相對的變化,可 用以估計數十年尺度台灣沿岸地區地殼垂直運動量;同時,需參考測 高衛星於台灣周圍海域的測量值,取得絕對海水面變化的時間序列, 進一步探討長期海水面變化與陸地垂直地殼變動的趨勢。此外,Chang et al. (2012, p104)指出東部海域存在億年以上古老海板塊,其隱沒作 用對台灣東北部地殼沉陷作用具有區域性影響。因此,有必要確實掌 握與了解台灣地區周遭海域海水面的變化趨勢,並善用驗潮站記錄絕 對海水面奧地殼變動之間的相關性,來探討長期高精度的區域性抬升、 沉陷與海水面變遷的影響。以下說明 105 年度,初步彙整絕對海水面 變化之研究成果。

## 3.3.4.1. 絕對海水面變化

臺灣地區驗潮站設置與測量海水面變化已數十年,若以高精度地 殼變動量測而言,驗潮站量測的數據隱含了地殼變動與海水面變動兩 種重要資訊。另一方面可透過衛星測量技術獲得高精度海水面變化的 量測值,則有助於解算驗潮站的地殼變動。因此,絕對海水面研究是 探討相關問題的關鍵,後續年度才能展開驗潮站相關的地殼變動分析。

海水面變化是一個重要的科學課題,特別是有關於海水面上升 (Sea Level Rise, SLR)所造成的顯著影響。在過去的 130 多年間,全 球海水面約上升了 21 cm (Church and White, 2011, p596),並且預計 這種變化將持續整個 21 世紀及未來,甚至於更加險峻。105 年度驗 潮站與測高衛星的既有資料,初步獲致成果如下:

## (1) 衛星測高資料蒐集與分析:

(a) 衛星測高資料整理:

本項目工作所使用的測高衛星為 ERS-1, ERS-2、Envisat、 Saral、Topex、Jason-1、Jason-2、GFO、Cryosat-2HY-2A。

相關資訊列於表 3-8,而本項目工作是整合上述測高衛星之資料,網格資料取樣間距為 0.25°,時間段則是從 1993 年 1月至 2014 年 12 月為主。

(b)衛星測高資料改正:測高衛星觀測的海水面相對於平均海水面之高度變化(Δh)

$$\Delta h = H - R + \sum_{j} \Delta R_{j} - h_{M} \tag{3-2}$$

其中,

可表示為:

H為精密定軌求得之衛星至參考橢球距離;

R為衛星至反射面之距離;

h<sub>M</sub>為平均海水面(平均海水面是由衛星測高經長時間測量全 球海水面後平均求得)至橢球之高度;

 $\Delta R_i$ 為各項改正量,所包含各改正量如下:

- (i) 電離層與對流層效應
- (ii) 海面狀態偏差(sea state bias)
- (iii) 逆氣壓效應(inverted Barometer, IB)
- (iv) 海潮(ocean tide)與海潮負載效應(ocean tide loading)
- (v) 地球固體潮效應(solid Earth tide)
- (vi) 極潮效應(pole tide)
- (2) 潮汐觀測資料收集與分析:
  - (a) 參考文獻蒐集

全球暖化衍生出許多氣候和環境變遷問題,例如格陵蘭 (Greenland)與南極洲(Antarctica)冰原融化和海水溫度上升, 而這些變動將導致全球 SLR,隨之而來可能造成的嚴重災害 已引起各界關注。從諸多學者之全球海水面變化研究中可知, 二十世紀全球絕對 SLR 速率約為 1.0 mm/year 至 2.4 mm/year (Douglas, 2001, p39; Church et al., 2004, p2620; Church and White, 2011, p597; Ray and Douglas, 2011, p510; Shum and Kuo, 2011, p90), 而近20年衛星測高觀測(自1993 年以來)之全球絕對 SLR 速率為(3.2±0.4(或±0.5)) mm/year (Willis et al., 2010, p30; Church and White, 2011, p595; Cazenave and Cozannet, 2014, p17), 表示氣候變遷下全球 海水面正逐漸上升。然而全球 SLR 速率具有區域上的差異 (Nicholls and Cazenave, 2010, p1518), 1993 年至 2012 年 之間台灣周圍海域(經度110°E至130°E與緯度10°N至30°N) 絕對海水面變化為4 mm/year 至5 mm/year(郭重言等, 2015, c4p15), 大於全球平均速率。

現今海水面變化之監測主要利用長時間觀測之驗潮站紀錄 與時間涵蓋較短但空間覆蓋近全球之衛星測高資料,由兩種 資料計算之近年來台灣周遭海水面皆呈現上升情形(黃清哲 等,2010,p93; 郭重言等,2015,c4p15; Zhan et al., 2009, p1732; Tseng et. al., 2010, p28; Chang et al., 2012, p102; Peng et al., 2013, p171)。

由前人研究成果可知,驗潮站之地表垂直變動將嚴重影響驗 潮站資料推估絕對 SLR速率之準確性(郭重言,2015,c4p3; Cozannet et al., 2015, p1)。

(b) 潮汐觀測資料整理

台灣附近海域之驗潮站資料可由下述兩處資料中心取得:

- (i) 平均海平面永久服務中心(Permanent Service for Mean Sea Level, PSMSL; Holgate et al., 2013, p493)。
- (ii) 中 央 氣 象 局 (Central Weather Bureau;
   http://www.cwb.gov.tw/V7/)。

本研究僅使用 PSMSL 之 RLR 驗潮站資料因此依據本項目工作研究範圍(10°N 至 30°N 和 110°E 至 130°E)以及去除觀測時間少於 15 年的測站, PSMSL 資料庫中符合之驗潮站共計 16 個。本研究向中央氣象局海象中心申請並取得 21 個潮位站資料。 (C) 潮位站資料校正

驗潮站觀測相對於岸基固定基準點(水準點)之海水面變動 值,基準點或驗潮站本體位置若受到地表垂直變動影響,驗 潮站觀測數據則為海水面與地表垂直變動訊號總和,因此欲 精確估計絕對海水面變化,驗潮站資料則需先進行地表垂直 變動改正。

(i) 逆氣壓改正

研究發現,除了熱帶和西邊界流(western boundary current)等區域外,海洋各處海水面變化皆受到大氣壓 力變化的影響(Wunsch and Stammer, 1997, p79)。一般 而言,當氣壓升高 1 mbar,海水面高度約降低 1.01 cm(Chelton and Enfield, 1986, p9082)。逆氣壓效應改 正(IB;單位:公釐)公式如下所示:

$$IB = -9.948 \times (P_{atm} - P)$$
(3-3)

其中,

Patm為海水表面壓力(單位為毫巴);
P為隨時間變化之全球平均海水表面壓力;尺度因子

- 9.948為中緯度之經驗值(Dalrymple et al., 2012, p158)。
- (ii) 基準偏移改正

驗潮站使用一段時間後,需對觀測儀器進行調整、維修 或更換,或甚至變更觀測地點(遷站)等情形,因此造成 觀測紀錄中斷。理論上儀器更換或遷站皆須按照操作準 則重新進行基準量測,然而實際操作上常不按準則進行, 造成新舊觀測資料之參考基準不一致,因此使用驗潮站 資料前需先檢查資料是否有基準偏移之情形。

(iii) 地表垂直變動改正

衛星測高資料為相對於參考橢球之海水面高度觀測值, 不受固體地球形變之影響。而驗潮站海水面觀測數據為 相對於陸地基準點之觀測值,觀測量中包含測站地表垂 直變動和海水面變化訊號,因此結合驗潮站紀錄與衛星 測高資料,即可求得該驗潮站之地表垂直變動量。

- (3) 結合驗潮站與 GPS 觀測站建置及觀測:
  - (a) 國內現有結合驗潮與 GPS 之觀測站

內政部為推動國家各項基本控置測量系統之建置工作,於民國 92 年開辦委託中國航空測量工程顧問股份有限公司執行「多用途潮位站高程系統建置工作」計畫,設置淡水、龍洞、 新竹、台中、嘉義、高雄、富岡與綠島等 8 個 GPS 站,及馬 祖、台中、高雄 3 個潮位站;接收到的 GPS 觀測資料自動傳 輸至內政部衛星測量中心,潮位觀測資料則傳至交通部中央 氣象局海象中心。

(b) 設置站址規劃

配合衛星測高資料的軌道航跡,希望能夠找到適當位置,建 立台灣地區絕對海水面觀測系統,未來在資料的整合驗證上, 可進行多重的比對,有利測高資料、潮位資料及地殼垂直變 動資料的關係連結,輔助相對道絕對海水面問題之探討。

(C) 儀器規格建議

基於未來資料需提供中央氣象局與學術研究單位,儀器使用 的規格也需要能符合量測精度,此一部份也將於後續規劃中 予以確定。

(4) 台灣地區之絕對海水面變化初步分析:

經海潮、逆氣壓以及基準偏移改正後的驗潮站資料中仍包含海水 面變動與地表垂直變動訊號,因此計算成果為相對於岸邊基準點 之 SLR速率,成果如表 3-9 所示。由表 3-9 可知,台灣四周海域 相對海水面呈現上升情形,由全部時間段資料計算的相對海水面 速率平均值為(3.51±0.19) mm/year,其中橫瀾島為(19.33±2.26) mm/year,約為平均速率的 5 倍,原因為該站地表垂直變動所導 致,並將於後續完成原因分析與改正。利用涵蓋 1993 年至 2012 年之間所有驗潮站資料所估算之相對海水面速率平均值為 (4.42±0.21) mm/year,略大於全部時間段資料計算之平均值, 原因可能包含資料長度不一導致計算精度不同、不同時期之地表 垂直變動速率不一致以及海洋低頻震盪影響等因素,導致短期相 對 SLR 速率快於長期海水面速率。

任日	而創品	發射日期         資料長度           開始時間	資料長度		重複週期(天)
消生	研发单位		結束時間		
ERS-1 , ERS-2	ESA	1991/7/17, 1995/4/21	1992/10	2003/04	3; 35 ; 168, 35
Envisat	ESA	2002/3/01	2002/10	2010/10	30
Envisat new	ESA	2002/3/01	2010/10	2012/04	35
Saral	CNES/ISRO	2013/2/25	2013/03	2014/12	35
T/P	NASA/CNES	1992/8/11	1993/01	2002/04	9.9
T/P new	NASA/CNES	1992/8/11	2002/09	2005/10	9.9
Jason-1	NASA/CNES	2001/12/7	2002/04	2013/04	9.9
Jason-1 new	NASA/CNES	2001/12/7	2009/02	2012/03	9.9
Jaosn-1 geodetic	NASA/CNES	2001/12/7	2012/06	2013/04	9.9
Jason-2	NASA/CNES	2008/6/20	2008/10	2014/12	9.9
GFO	U.S.Navy	1998/2/10	2000/01	2008/09	17
Cryosat-2	ESA	2010/04/08	2012/04	2014/12	369dasys with 30day sub*cycle
HY-2A	CAST	2011/08/15	2014/04	2014/12	14; 168
Merged grid			1993/01	2014/12	

表 3-8: 測高衛星相關資訊

註 1: ESA= European Space Agency

註 2: CNES=Centre National d'Etudes Spatiales (French space agency)

註 3: ISRO= Indian Space Research Organisation

註 4: NASA= National Aeronautics and Space Administration

註 5: CAST= Chinese Academy of Space. Technology

Station Nome	All period		1993-2012	
Station Name	Data period	Trend(mm/yr)	Data period	Trend(mm/yr)
Zhapo	1959-2012	2.11±0.17	1993-2012	2.33±0.72
Xi Sha	1990-2012	3.76 <u>+</u> 0.58	1993-2012	$4.00 \pm 0.74$
Kanmen	1959-2012	1.98 <u>+</u> 0.15	1993-2012	3.63±0.69
Waglan Island	1994-2012	19.33 <u>+</u> 2.26	1994-2012	19.33 <u>+</u> 1.12
Quarry Bay	1986-2012	2.66 <u>+</u> 0.48	1993-2012	1.69 <u>+</u> 0.78
Tai Miu Wan	1997-2012	2.90 <u>+</u> 1.51	1997-2012	2.90 <u>+</u> 1.51
Tai Po Kau	1963-2012	3.12 <u>+</u> 0.21	1993-2012	2.33 <u>+</u> 0.75
Tsim Bei Tsui	1974-2012	0.57 <u>+</u> 0.36	1993-2012	3.45 <u>+</u> 0.84
Shek Pik	1998-2012	-0.11 <u>±</u> 1.08	1998-2012	-0.11 <u>±</u> 1.08
Nase	1962-2012	3.29 <u>+</u> 0.16	1993-2012	2.43 <u>+</u> 0.61
Nakano Sima	1984-2012	$4.35 \pm 0.31$	1993-2012	4.19±0.53
Okinawa	1975-2012	0.99 <u>+</u> 0.25	1993-2012	$3.04 \pm 0.62$
Naha	1966-2012	2.26 <u>+</u> 0.19	1993-2012	3.31 <u>+</u> 0.62
Ishigaki	1975-2012	2.42 <u>+</u> 0.27	1993-2012	3.35 <u>+</u> 0.69
Legaspi	1947-2012	5.63 <u>+</u> 0.11	1993-2012	8.32±0.64
Cebu	1947-2012	0.85 <u>+</u> 0.11	1993-2012	6.48 <u>+</u> 0.69
Total	All	3.51 <u>+</u> 0.19	1993-2012	$4.42 \pm 0.21$

表 3-9:台灣周圍相對 SLR 速率

註: All period 為使用資料的所有時間段; 1993-2012 為使用 1993 年至 2012 年時間段資料。



圖 3-39: 模擬海水面變遷下地表水流動特性之差異

註:總模擬時間24小時,總雨量600mm,雨型為中央型。 (A)基本情境下,海平面高程為0m,圖示模擬時間為第12小時; (B)海平面上升情境下,海平面高程至10m,圖示模擬時間為第12小時。



圖 3-40:海平面變遷地下水流體型態變遷圖

### 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

我國用過核子燃料最終處置計畫,在「處置設施設計及工程技術」 上的可行性研究成果彙整,此成果是藉由處置工程規格參數來顯示工 程設計之可行性,並提出工程設計所需的分析驗證,以及處置設施建 造、運轉、封閉與管理的可行作法。

在 SNFD2009 報告中,建議採垂直處置之多重障壁設計概念,瑞 典與芬蘭亦採用此設計概念,並在其地下實驗室進行實際處置研究與 展示,說明此地質處置工程設計與施工技術的可行性,我國可以參考 其硬體設施,自行設計或引進以運用於我國處置環境。參考國際上工 程障壁研究資料,以及離島結晶岩測試區的地質調查結果,作為我國 處置設施分析與測試之參數,經分析與測試後提出工程障壁與處置設 施長期穩定性的論證,以證實我國之處置工程設計已具長期安全性。 深層處置的隧道施工、設施運轉與封閉作業及處置設施管理方面,則 彙整國內外與處置工程相同類型之實際工程調查結果,驗證處置工程 技術已具可行性。

## 4.2. 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能

深層地質處置為國際公認適於處置高放射性廢棄物之方式,即所 謂深層地質處置,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、緩衝材料與回填材料等工程設施, 藉由人工之工程障壁,以及包含處置母岩與地質圈的天然障壁所組成 的多重障壁,可有效圍阻(Containment)或遲滯(Retardation)核種的 遷移與釋出,以換取足夠的時間使核種在到達生物圈之前,放射性活 度已衰減至安全限值以下。

# 4.2.1. 處置概念適用性

深層地質處置整體概念,包含工程障壁系統及處置設施,在 SNFD2009報告已建議採用瑞典 KBS-3V之垂直處置概念,其多重障 壁系統包含廢棄物本身、廢棄物罐、緩衝材料及回填材料等所構成之 工程障壁系統,以及結晶岩質母岩之天然障壁系統。

SKB 發展 KBS-3 系統的過程,亦曾評估多種替代方案;自 1986 年以來,歷經 SFG/WP-Cave 計畫、Pass 計畫與 JADE 計畫,並於 1998 年提出 2 種概念設計(圖 4-1): KBS-3V(垂直處置)與 KBS-3H(水平處 置)。最終 KBS-3V 成為瑞典 SR-Site 申請執照時採用的設計概念,但 KBS-3H 自 2002 年亦持續進行發展,2011 年至 2015 年間仍為 KBS-3H 進行系統設計。

KBS-3V與KBS-3H設計概念的比較上,就建造工程的角度來看, 在開挖處置孔之前,兩者並沒有太大的不同(POSIVA, 2012, Abstract)。 然而,在處置技術上,KBS-3H為水平處置,技術層面較KBS-3V複 雜,且在建造及運轉的技術發展上較不成熟,因此,KBS-3H處置技 術的不確定性較高,可能增加處置設計與施工上的風險。此外,在緩 衝材料填充方面,KBS-3V較為彈性,且易於處理緩衝材料與岩體之 間的間隙問題;KBS-3V的處置設施配置彈性方面,亦優於KBS-3H(POSIVA, 2012, ch3.3.5)。在施工技術方面,KBS-3V在置放廢棄物 罐與封閉處置隧道較為簡單,廢棄物罐可以準確地放入處置孔,並由 緩衝材料固定其位置;同時,KBS-3V的運轉方式也較KBS-3H簡單, 1 個處置孔置放 1 個廢棄物罐的設計,可以降低相關風險(POSIVA, 1996, ch3.4)。

由上述的工程難易度及運轉期間的人員工作精密度要求,KBS-3V為較佳的方案;因此,我國最終處置現階段選擇 KBS-3V 為處置概 念。

## 4.2.2. 工程障壁系統功能

工程障壁系統包括廢棄物本體、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料 等,其功能需求如下所述:

- (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。

(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。
- (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℃。
  - (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逸出。
  - (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,且須具有長期的化學穩定性等。

#### 4.2.3. 處置設施功能

我國處置設施概念如圖 4-2,除廢棄物罐、緩衝材料與回填材料 外,尚包括封塞、運輸設施及地表設施等配置,其中廢棄物罐依照用 過核子燃料的型式,區分為沸水式廢棄物罐與壓水式廢棄物罐。處置 設施基本設施分類,可概略分為下列3個部分:即地表設施、地下設 施及連通設施。

地下設施若以功能性作區分,可概分為2大部分:運轉設施及工 程障壁系統。運轉設施主要與運轉期間的安全性有關,包括運轉中心、 運轉隧道與放射性廢棄物管理區等,係因應處置設施運轉所需而開闢 之通道或工作區。工程障壁系統則以長期處置安全為設計目標,包括 廢棄物本身、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等。

## 4.2.4. 處置母岩功能

考量到國際高放射性廢棄物處置技術發展至今,以結晶岩為處置 母岩的技術最為成熟,離島結晶岩測試區之處置母岩功能如下:

- (1) 具備長期穩定性,如:斷層帶少與低地層抬升率。
- (2) 具備良好的物理環境,如:低地下水流通率與熱力-力學穩定特性等。
- (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。



圖 4-1:KBS-3V 與 KBS-3H 概念比較圖

參考文獻:摘自 SKB(2012, p18)



圖 4-2:我國處置設施概念圖

資料來源:摘自 SKB(2010b, p29)

4.3. 設計流程

我國工程障壁系統與處置隧道之設計流程步驟如圖 4-3,工程設計之準則為設計前提(design premise),此設計前提是經長期的發展而建立,並且會在研究過程中不斷修正。構成要素包含:

(1)最上階的國際公約、法規與條例。

處置設施、工程障壁及地下空間的設計與其功能,例如:幾何 尺寸、材料組成與強度,這些參數可用於技術發展與安全評估; 因應母岩特性與地下空間之需求,而有必要進行調整的設計前 提。

(2) 設計前提建立後,進行技術可行性的評估。

包括技術發展、分析與測試,可針對測試區與地下開挖需求進行回饋。

(3) 後續則是安全功能,回饋至整個設計前提的更新。

此程序必須緊密配合、缺一不可,採取互動(Interaction)方式, 在分析後的結果可以回饋參考設計,最終,收斂達到最佳化設 計。

我國目前高放處置技術在工程障壁與處置隧道設計上,需考慮本 上之用過核子燃料與母岩特性,包括衰變熱、處置設施鄰近剪裂帶、 母岩裂隙條件等,這些因素將會影響處置設施之配置方式。母岩溫度 隨著處置深度增加而升高,為確保廢棄物罐銅殼不會因地溫而弱化其 完整性,需考量地溫梯度對處置設施深度之影響;同樣的處置孔及處 置隧道的間距,必須評估受熱的影響。另外,針對耐震設計方面,KBS-3 系統處置設施完成時,須將處置孔與處置隧道封閉,緩衝材料與回 填材料具有長期穩定填塞開挖空間的設計下,使廢棄物罐與緩衝材料 在地震期間,與處置孔周圍岩體變形一致;因此,地震引發母岩裂隙 位移可能導致廢棄物罐失效為其破壞模式,與地面設施或隧道中的運 輸設備的振動破壞模式不同。因此,KBS-3 的安全處置孔可經過篩選, 淘汰可能因裂隙位移導致廢棄物罐失效的處置孔,此稱為截切廢孔準 則。

截切廢孔準則係考慮臨界裂隙大小(Critical Fracture Size, CFS) 來決定處置孔是否排除,而 CFS 考慮之半徑尺度,介於幾十公尺至幾 百公尺之間。實際上,裂隙大小幾乎無法被量測,替代方法是透過地 下隧道開挖後,藉由地質師或儀器進行隧道壁面裂隙的實際量測,以 了解隧道與裂隙截切幾何。儘管許多裂隙位移量無法達到足以破壞廢 棄物罐,但仍會依截切廢孔準則排除該處置孔,因此,考慮截切廢孔 準則是相當保守及有效的設計。

目前廢孔條件參考 SKB TR-10-21 報告的作法(SKB, 2010l, p3), 同時考量安全距離(respect distance)及截切廢孔準則。安全距離的定 義為:「為了避免地震影響廢棄物罐之完整性,避開不適合設置處置 孔的變形帶所退讓的垂直距離」;而截切廢孔準則包含 4 組參數,其 定義如下:

- (1)處置隧道全周長截切(Full Perimeter Intersection, FPI):處置隧 道壁面與裂隙相交,且裂隙完全貫穿隧道,在隧道壁面留下線型。
- (2)處置孔全周長截切(Extend Full Perimeter Intersection, EFPI): 處置孔與裂隙相交,且裂隙完全貫穿處置孔,在處置孔壁面留下線型。
- (3)處置隧道截切廢孔準則(Full Perimeter Criterion, FPC):若 FPI 延伸線,截切廢棄物罐,則此處置孔將不用來置放廢棄物罐。
- (4)處置孔截切廢孔準則(Extended full perimeter criterion, EFPC): 若連續數個 EFPI,且大於特定數量,則這些處置孔將不用來置放 廢棄物罐。

瑞典 SKB 之 FPC 與 EFPC 訂定之依循邏輯原本主要概念是用於 避免處置孔受地震剪切位移之影響,因此,概念上 FPC 和 EFPC 是作 為潛在大裂隙的代理(proxies),至於 EFPC 定義關於處置孔的截切數 量,瑞典 SKB 經過模擬比較,結果顯示 5 個以上較具有效率。



圖 4-3:我國工程障壁系統與處置隧道之設計流程圖 資料來源:修改自 SKB(2010b, p24)

## 4.4. 影響處置概念的因子

本節說明處置設施在設計過程所需考量的內在與外在影響因子, 內在因子包括用過核子燃料本身產生的熱與輻射,用過核子燃料之熱 與放射性特性,作為廢棄物罐設計評估、設施設計之熱傳評估與安全 評估之用。外在因子則為地形與地質條件,提供地震剪力評估、腐蝕 評估、地下水流評估之用。最後,說明處置深度之考量因素。

#### 4.4.1. 熱與放射性

用過核子燃料最終處置設施內的熱與放射性,主要源自於用過核 子燃料,為確保處置設施安全功能正常運作,並將分析模擬得到的放 射性核種盤存量,應用於高放處置系統遲滯安全功能之評估。熱與放 射性評估係採用國內電廠之燃料組件設計與運轉歷程等資訊,據以完 成包含核種盤存量、輻射源項與衰變熱之本土化評估結果。

## 4.4.1.1. 用過核子燃料存量與源項特性評估技術

本計畫採用由美國橡樹嶺國家實驗室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)開發之 SCALE/ORIGEN-S 程式(ORNL, 2004, F7.2.1-F7.6.34),進行放射性核種存量與衰變熱分析。統計國內已知 運轉燃料組件的燃耗資訊,BWR燃料來自核一廠與核二廠,4個機組 共12,204束,其平均燃耗約為34.17 GWd/MtU;PWR燃料來自核三 廠,2個機組共3,112束,其平均燃耗約為37.85 GWd/MtU。尚未統 計後期退出之用過核子燃料組件的燃耗,其燃耗可能會較早期退出燃 料之燃耗略高,但燃料組件數量少,故保守假設未來用過核子燃料組 件之平均燃耗約為37 GWd/MtU。此外,用過核子燃料組件預計退出 爐心後經過50年(保守假設,不納入排序與處理所需時間)中期貯存 及相關裝載與運送等處理過程之冷卻衰變,將12束用過核子燃料組 件,裝填至BWR廢棄物罐。經考量運轉條件與燃料設計之保守評估, 廢棄物罐衰變熱源約為1,311 W(已包含3%不確定性之保守考量), 故建議每個廢棄物罐的衰變熱源設計前提為1,315 W,以進行後續廢

針對射源項部分,則採用最高燃耗值(燃料組件設計極值)進行保 守射源項分析,PWR 燃料組件採用 58 GWd/MtU,BWR 燃料組件採 用 54 GWd/MtU,保守評估退出爐心冷卻 40 年後,廢棄物罐之輻射 源項資訊。由於 BWR 廢棄物罐裝載 12 束用過核子燃料組件,其輻射 源項高於 PWR 廢棄物罐,故以 BWR 廢棄物罐為代表。經評估,單一 廢棄物罐內射源如表 4-1 所示,計每罐之中子射源強度為 6.428× 10<sup>7</sup>n/s;燃料加馬射源強度為 6.735×10<sup>14</sup>photon/s;結構物加馬射源 強度為 1.959×10<sup>13</sup>photon/s-kg,此資訊供輻射屏蔽分析計算使用。

針對核種盤存量之評估如同輻射源項分析,採用保守燃耗值資訊 進行分析: PWR 燃料組件採用 58 GWd/MtU, BWR 燃料組件採用 54 GWd/MtU,並保守評估退出爐心冷卻 40 年後之核種盤存量。BWR 廢 棄物罐裝載 12 束用過核子燃料及 PWR 廢棄物罐裝載 4 束用過核子 燃料,此 2 種類型廢棄物罐內的活化與分裂產物及超鈾元素的量值, 如表 4-2 與表 4-4。

## 4.4.1.2. 廢棄物罐熱傳分析

用過核子燃料之衰變熱如無法經由適當的途徑離開處置系統,其 累積的熱會造成處置系統溫度上升,可能影響到相關的安全功能,估 需進行熱傳分析。

熱傳分析依據廢棄物罐之幾何設計與系統內材料的相關熱傳導 係數,並採用第 4.4.1.1 節的廢棄物罐熱源設計為前提(1,315 W 均匀 分布體熱源於燃料束中),且處置系統環境溫度約為 29.3 ℃,據此進 行熱傳評估,使用計算流體力學(computational fluid dynamics,CFD) 的軟體工具(ANSYS FLUENT),進行模擬廢棄物罐之熱傳效應模擬, 以評估廢棄物罐表面溫度與內部溫度分布。分析結果顯示處置後初期, BWR廢棄物罐中,用過核子燃料與廢棄物罐表面溫差較大,約為 2.4 ℃,其溫度差距會隨時間下降,而廢棄物罐表面溫度約在處置後 12 年 達到最高溫度,約為 96.7 ℃;PWR廢棄物罐也具有相同的趨勢,但 其溫差較小,而在處置後 12 年,廢棄物罐表面達到最高溫度,約為 96.3 ℃。故可具體了解到,金屬廢棄物罐具有極良好的熱傳導特性,

可有效避免熱量在廢棄物罐內累積,此結果亦可作為廢棄物罐設計與 處置設施配置規劃之參考。

### 4.4.2. 地質與地形條件

處置母岩的空間範圍、體積、裂隙與鄰近斷層分布,為決定處置 設施配置設計之關鍵,故進行整體設計前,詳細的地質與地形調查為 相當重要的工作之一。地形條件同時影響初始岩體應力及區域地下水 流,並為確定地表設施及聯絡通道或豎井設置位置之重要因子。

影響處置概念的地質與地形條件因子,在功能/安全評估的技術 發展上有2項重點:(1)處置設施母岩的長期穩定性評估;(2)處置母 岩的特性研究。在第1部份,應針對影響調查區域地質環境長期穩定 性的自然現象,包括對於其地震、活動斷層、火山活動、抬升、沉陷、 氟候變化與地質演化等,進行觀測、調查與分析;並界定其影響範圍 及程度,經由綜合分析與判釋,說明處置母岩岩體及所處地質環境的 演化歷程、可能發生事件的影響,以及長期穩定性的評估。而在母岩 特性研究方面,主要在發展綜合評估地質、水文、地下水化學、岩體 應力及溶質傳輸等試驗或量測結果之分析技術,建立具代表性的母岩 特性參數,以正確描述處置岩體及其地質環境的特徵與行為;並架構 各種概念模式,提供功能/安全評估的基礎資訊。

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; 局部有受侵蝕殘丘分布,丘陵地最高點高程約 262 m,位在島嶼東部 中央(尤崇極等,1991, ch2)。離島結晶岩測試區主要岩類以花崗片 麻岩體、花崗岩體、英雲閃長片麻岩帶與細粒花崗岩株為主,均受到 1億2千萬年前,地體構造運動導致的斷層帶構造剪切作用所影響, 因而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。

此外, SNFD2009 報告(台灣電力公司, 2010b, p5-1)指出,除離島結晶岩具備千萬年以上長期穩定性外,臺灣東部結晶岩體(主要分布地區簡稱為本島東部結晶岩測試區)也可能位於相對地質穩定的區域。惟過去幾年本計畫在離島結晶岩測試區已發展有詳細的地質調查

技術,並獲得許多該地區母岩特性資訊,故本章節內容著重在離島結 晶岩測試區。相關研究成果彙整如下:

1/25,000 的調查圖幅顯示,離島結晶岩測試區岩層可分為 15 個 製圖單位;其中,離島結晶岩測試區本島出露的岩層有:(1)金龜山片 岩、(2)太武山花崗岩(簡稱太武山岩體)、(3)斗門花崗岩(簡稱斗門岩 體)、(4)成功片麻岩、(5)田埔花崗岩、(6)金門層與(7)雙乳山玄武岩; 而於烈嶼出露的地層則有:(8)羅厝片岩、(9)青岐片麻岩、(10)將軍 堡混合岩、(11)九宮花崗岩、(12)東崗花崗岩與(13)烈嶼玄武岩,以 及全區均有分布的(14)紅土礫石層與(15)現代沈積物(林蔚等,2005, p4-136)。

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。太武山岩體具混合岩狀或片麻狀特徵,為鐵鎂礦物 含量少、長英質含量多的花崗岩體,並構成離島結晶岩測試區東部主 要的基盤岩,目前出露面積達 22 km<sup>2</sup>;斗門岩體具流動狀構造、含 閃長岩質包體,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>(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。太武山斷層為一正斷層,其位態依照 KMBH01、 KMBH02及 KMBH04 鑽遇裂隙帶的深度進行 3 點構成的平面精算, 其走向大致為 N64E,傾角 70°N。金龜山斷層為一正斷層,其裂隙 帶寬數 10 m,主要斷層位態為 N55E,傾角 50°N(林蔚等,2005, p4-26)。此2個北東向的正斷層系統構成離島結晶岩測試區東部半地 塹地體構造,並影響離島結晶岩測試區東部岩層的分布(林蔚等,2005, p4-40)。

# 4.4.3. 地質處置母岩特性

離島結晶岩測試區主要由花崗岩、花崗片麻岩及片岩所組成,依 分類應屬於硬岩。岩心分析資料顯示,太武山花崗片麻岩體為酸性, 而斗門花崗岩體則為基性(林鎮國等,2012,p3-198)。

以 KMBH04 的太武山花崗片麻岩岩芯及 KMBH03 的斗門花崗岩岩芯進行物理性質試驗,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,結果如下(林蔚等,2005, ch4.3):

- (1) 乾密度:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 2.61 g/cm<sup>3</sup> 至 2.66 g/cm<sup>3</sup>,平均 2.63 g/cm<sup>3</sup>。
- (b) 斗門花崗岩體: 2.73 g/cm<sup>3</sup> 至 2.77 g/cm<sup>3</sup>, 平均 2.75 g/cm<sup>3</sup>。
  (2) 比重:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 2.63 至 2.68, 平均 2.65。
  - (b) 斗門花崗岩體: 2.75 至 2.79, 平均 2.77。
- (3) 飽和密度:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 2.62 g/cm<sup>3</sup> 至 2.67 g/cm<sup>3</sup>, 平均 2.64 g/cm<sup>3</sup>。
- (b) 斗門花崗岩體: 2.74 g/cm<sup>3</sup> 至 2.78 g/cm<sup>3</sup>, 平均 2.76 g/cm<sup>3</sup>。
  (4) 孔隙率:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 0.38%至 0.65%, 平均 0.54%。
  - (b) 斗門花崗岩體: 0.34%至 0.96%, 平均 0.56%。

## (5) 有效孔隙率:

- (a) 太武山花崗片麻岩體: 0.007%至 0.015%。
- (b) 斗門花崗岩體: N/A。

除了必須具備足夠的空間容納地下處置設施外,處置母岩特性考 量其力學性質、熱力性質、水力性質、化學性質等,離島結晶岩測試 區有關母岩特性彙整如下。

## 4.4.3.1. 力學特性

離島結晶岩測試區的岩石力學試驗對象分別為 KMBH04 的太武山花崗片麻岩體及 KMBH03 的斗門花崗岩體, 而試驗項目與結果如下(林蔚等, 2005, ch4.3):

(1) 單軸壓縮強度:

- (a) 太武山花崗片麻岩體: 75.68 MPa 至 168.66 MPa,平均 125.97
   MPa。
- (b) 斗門花崗岩體: 89.16 MPa 至 131.21 MPa, 平均 111.54 MPa。
- (2) 三軸壓縮試驗凝聚力:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 17.99 MPa 至 29.51 MPa。
  - (b) 斗門花崗岩體: 26.42 MPa 至 28.49 MPa。
- (3) 三軸壓縮試驗摩擦角:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 50.71°至 59.08°。
  - (b) 斗門花崗岩體: 47.90°至 54.20°。
- (4) 間接張力強度:
  - (a) 太武山花崗片麻岩體: 6.91 MPa 至 13.33 MPa,平均 9.73
     MPa。
  - (b) 斗門花崗岩體: 6.99 MPa 至 14.60 MPa, 平均 10.99 MPa。

#### 4.4.3.2. 熱力學特性

離島結晶岩測試區的岩石熱力學試驗對象為太武山花崗片麻岩 體,試驗項目與結果如下:

- 熱傳導係數: 2.85 W/(m・K)至 2.94 W/(m・K)。
- (2) 地表溫度: 20.8℃。
- (3) 地溫梯度: 1.7 ℃/100 m。
- (4) 岩石熱膨脹係數:8×10<sup>-6</sup>1/℃。
- (5) 岩石比熱: 800 J/kg·℃。

#### 4.4.3.3. 水力特性

在離島結晶岩測試區 KMBH01-02-04 小規模試驗場,以井下裂隙 的雙封塞水力試驗,獲得 60 組裂隙段的水力傳導係數,數值範圍為 1.0×10<sup>-8</sup> m/s 至 1.0×10<sup>-4</sup> m/s,主要集中於 1.0×10<sup>-7</sup> m/s 至 1.0×10<sup>-6</sup> m/s。針對導水性較差的裂隙段,則進行 9 段雙封塞水力試驗,試驗 結果顯示數值小於 1.0×10<sup>-9</sup> m/s(林鎮國等, 2012, p3-274)。

試驗項目與結果如下:

(1) 水力傳導係數:

(a) 完整岩塊: 4.1×10<sup>-12</sup> m/s 至 3.6×10<sup>-11</sup> m/s。

(b) 裂隙帶: 3.0×10<sup>-8</sup> m/s 至 1.0×10<sup>-4</sup> m/s。

(2) 水力梯度:離島結晶岩測試區東部區域建議值為 0.01。

## 4.4.3.4. 化學特性

由於鑽井數量較少,且無法取得各鑽井間關於不連續面及裂隙含 水層分布的關鍵資訊;因此,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,p3-259-p3-262):酸鹼度(pH值)在垂直 的變化,隨著深度的增加逐漸由中性轉為鹼性;而氧化還原電位(Eh) 在垂直變化上,隨著深度的增加逐漸由氧化態轉變為還原態。大體而 言,當深度低於 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)。

## 4.4.4. 處置深度

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 的母岩中,目前離島結晶岩測試區處置深度設計為 500 m,而決定處 置深度的主要因素包含下列 5 點:

(1) 地球化學環境特性

「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第四條:高 放射性廢棄物處置設施測試區,不得位於地球化學條件不利於有 效抑制放射性核種污染擴散,並足以影響處置設施安全之地區。 離島結晶岩測試區的東部之地球化學條件,當深度超過400m時 保守估計為還原態,故地球化學條件佳。

(2) 長期穩定性

「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第五條:高 放射性廢棄物處置設施場址,避免位於地殼具明顯上升或侵蝕趨 勢者。離島結晶岩測試區地殼變動小,剝蝕速度低於 0.1 mm/yr。 (3) 施工及調查技術

在地溫梯度 3 ℃/100 m 的地質條件下,於地下 2,000 m 處,利 用通風系統仍可維持工作環境(Naruse et al., 1995, p1-p7)。我國 離島結晶岩測試區利用鑽孔調查獲得的地溫梯度資料為 1.5℃/100 m 至 1.8℃/100 m。調查技術上,鑽孔深度已可達 2,200 m(Nagra, 1994, p2-p3)。

- (4) 隧道力學穩定特性 處置隧道設計、以及在開挖運轉階段,必須考量隧道力學穩定特性。
- (5) 地溫對工程障壁影響 為符合廢棄物罐銅殼表面低於 100℃之設計前提,需綜合考量衰 變熱、地溫梯度、廢棄物罐間距及緩衝材料熱傳導係數等因素, 以確保工程障壁之完整性。

表 4-1:廢棄物罐射源項資訊

冷卻時間(年)	中子(n/s)	燃料加馬(photon/s)	結構物加馬(photon/s- kgSS)
40	$6.428 \times 10^{7}$	6.735×10 <sup>14</sup>	1.959×10 <sup>13</sup>

表 4-2:高放處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量

放射性核種	mol/BWR 廢棄物	mol/PWR 廢棄物罐
活化與分裂產物	雄	
C-14	$9.05 \times 10^{1}$	$3.02 \times 10^{1}$
Cl-36	$3.23 \times 10^{0}$	$1.58 \times 10^{1}$
Ni-59	$3.24 \times 10^{2}$	$1.35 \times 10^{3}$
Se-79	$2.17 \times 10^{-1}$	$2.50 \times 10^{-1}$
Sr-90	$7.21 \times 10^{0}$	$6.76 \times 10^{0}$
Zr-93	$2.75 \times 10^{3}$	$9.11 \times 10^{2}$
Nb-94	$2.50 \times 10^{-1}$	$4.02 \times 10^{4}$
Tc-99	$2.71 \times 10^{1}$	$2.43 \times 10^{1}$
Pd-107	$7.91 \times 10^{0}$	$6.89 \times 10^{0}$
Sn-126	$5.35 \times 10^{-1}$	$4.72 \times 10^{-1}$
I-129	$4.18 \times 10^{0}$	$3.72 \times 10^{0}$
Cs-135	$1.09 \times 10^{1}$	$8.53 \times 10^{0}$
Cs-137	$1.21 \times 10^{1}$	$1.11 \times 10^{1}$
總計	$3.24 \times 10^{3}$	$4.26 \times 10^{4}$

表 4-3:高放處置廢棄物罐活化與分裂產物之核種盤存量

放射性廢棄物	mol/BWR 廢棄物罐		
超鈾元素		,	
Th-232	$6.70 \times 10^{-5}$	$6.28 \times 10^{-5}$	
U-236	$5.21 \times 10^{1}$	$5.01 \times 10^{1}$	
Pu-240	$2.82 \times 10^{1}$	$2.31 \times 10^{1}$	
Th-229	$1.78 \times 10^{-8}$	$1.44 \times 10^{-8}$	
U-233	$8.63 \times 10^{-5}$	$9.06 \times 10^{-5}$	
Np-237	$6.51 \times 10^{0}$	$6.80 \times 10^{0}$	
Am-241	$1.15 \times 10^{1}$	$1.11 \times 10^{1}$	
Cm-245	$6.63 \times 10^{-2}$	$7.78 \times 10^{-2}$	
Pb-210	$2.76 \times 10^{-11}$	$2.71 \times 10^{-11}$	
Ra-226	$7.59 \times 10^{-9}$	$7.52 \times 10^{-9}$	
Th-230	$5.81 \times 10^{-5}$	$5.81 \times 10^{-5}$	
U-234	$9.39 \times 10^{-1}$	$9.47 \times 10^{-1}$	
U-238	$8.34 \times 10^{3}$	$6.51 \times 10^{3}$	
Pu-238	$2.42 \times 10^{0}$	$2.46 \times 10^{0}$	
Pu-242	$9.28 \times 10^{0}$	$8.40 \times 10^{0}$	
Cm-246	$1.21 \times 10^{-2}$	$1.26 \times 10^{-2}$	
Ac-227	$5.97 \times 10^{-10}$	$6.25 \times 10^{-10}$	
Pa-231	$1.87 \times 10^{-6}$	$2.03 \times 10^{-6}$	
U-235	$4.00 \times 10^{1}$	$4.63 \times 10^{1}$	
Pu-239	$4.71 \times 10^{1}$	$4.28 \times 10^{1}$	
Am-243	$2.48 \times 10^{0}$	$2.37 \times 10^{0}$	
總計	$8.53 \times 10^{3}$	$6.70 \times 10^{3}$	

## 4.5. 工程障壁系統及處置設施的設計需求

本節提出廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁配置、回填與封塞、地 下設施、地表設施、連通隧道、處置孔之設計需求,以及現階段設計 成果。配合 KBS-3 系統本土化之進展,系統參數參考瑞典或芬蘭資 料,而本土化評估驗證之外部環境或內部燃料條件,則以我國數據、 或採用國外較為保守之條件進行。

## 4.5.1. 廢棄物罐

廢棄物罐基本功能,須滿足的需求如下:

(1) 抗圍壓條件:

廢棄物罐需承受周圍膨潤土回脹壓力與地下水壓,回脹壓力約6 MPa至15MPa。長期演化分析顯示離島結晶岩測試區在每12萬 年循環的冰河期中,仍不會受冰層覆蓋;我國在極端保守假設下, 參考瑞典接近北極圈的設計條件(SKB,2010g,p15),加總後廢棄 物罐須至少能承擔45MPa之圍壓。

- (2)抗不均匀壓力: 針對因不同飽和密度膨潤土經地下水入滲,以致完全飽和後,可 能產生大小不均匀的回脹壓力,作用於廢棄物罐上,使廢棄物罐 承受彎矩效應;因此,設計時需予考慮。
- (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。
- (4) 輻射劑量: 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:高放射性廢棄物處置設施之設計,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。
- (5) 表面劑量率:廢棄物罐表面輻射劑量率限值≤1 Gy/hr:
為避免地下水輻射水解及緩衝材料膨潤土受輻射影響,故限制廢 棄物罐表面劑量率限值要小於1Gy/hr(SKB, 2010c, p30);另外, 於搬運途中仍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。

(6) 臨界性:

需維持在次臨界狀態;中子有效增殖因子需小於 0.95。為確保臨 界安全,故廢棄物罐內須維持在次臨界狀態,即中子有效增殖因 子需小於 1,而為保守起見再取 5%的保守度,故中子有效增殖 因子需小於 0.95(SKB, 2010c, p26)。

廢棄物罐的設計依照上述需求,綜合負載定義和參考文獻,設計 定義廢棄物罐材料性質,進而利用數值模擬方式進行結構力學的應力、 應變分析,並且考慮到廢棄物罐於製作過程的可能缺陷,針對缺陷狀 態進行力學分析,並依分析之結果進行破壞準則,評估廢棄物罐結構 的安全性,最後則進行不確定性評估,並再次執行力學強度的驗證, 以確保廢棄物罐的安全性,流程如圖 4-4。

### 4.5.1.1. 抗腐蝕性能

### 4.5.1.1.1. 廢棄物罐腐蝕評估方法

主要造成廢棄物罐腐蝕的來源可區分為下列幾項:

(1) 輻射的影響

處置設施在未飽和期間,濕空氣可能會存在於廢棄物罐與緩衝材 料之間,經加馬輻射照射後會形成硝酸,最終溶於飽和之緩衝材 料孔隙水中,造成廢棄物罐腐蝕。

在飽和之後,輻射照射廢棄物罐附近的水,將導致氧化劑與氫的 形成,而這些氧化劑亦會導致廢棄物罐腐蝕。

(2) 氧的影響

在處置隧道封閉之前,廢棄物罐會有一段時間曝露於大氣環境中, 這段時間由氧氣所造成的的腐蝕產物為氧化銅。在處置隧道封閉 初期,氧氣為廢棄物罐腐蝕之最主要原因,其來源就是存在於緩衝材料與回填材料孔隙中的空氣。

(3) 硫化物的影響

緩衝材料及回填材料中的黃鐵礦,在地下水飽和後便可溶解出硫 化物,若經由緩衝材料擴散到達廢棄物罐表面,將會造成廢棄物 罐腐蝕。硫酸鹽還原菌可還原緩衝材料及回填材料或地下水中的 硫酸鹽,使其變成硫化物溶解於水中,成為腐蝕因子的來源之一。 地下水中所含的硫化物會透過擴散或是平流到達廢棄物罐表面, 造成廢棄物罐腐蝕。

處置設施環境會發生的主要腐蝕過程,可分為有限的腐蝕過程與 長期的腐蝕過程。有限的腐蝕過程如空氣輻射分解、水輻射分解與封 閉前大氣中的氧,這些腐蝕過程為短期腐蝕;而封閉後初期受困的氧 氣、黃鐵礦的硫化物與硫酸鹽還原菌產生的硫化物,這些腐蝕過程會 因為腐蝕劑的總量受限,亦可歸類為有限的腐蝕過程。當進入厭氧時 期,主要的腐蝕劑來自地下水,長期透過擴散或平流方式到達廢棄物 罐表面,此為長期腐蝕過程。

有限的腐蝕過程會依照其發生原因,可計算出與廢棄物罐發生反應的腐蝕劑總量,再利用化學質量平衡,求出腐蝕厚度;長期的腐蝕 過程,則考慮完整緩衝材料與緩衝材料侵蝕2種情節,亦可求得腐蝕 速率。依照腐蝕評估流程,可計算出有限腐蝕過程所有的腐蝕厚度, 藉此得到在有限的腐蝕過程後,廢棄物罐銅殼的剩餘厚度,再利用長 期腐蝕過程求得之腐蝕速率,評估各個廢棄物罐的失效時間。

#### 4.5.1.1.2. 廢棄物罐腐蝕評估結果

空氣輻射分解經由輻射劑量與半衰期計算出腐蝕劑總量為 0.0075 mol,於廢棄物罐週圍表面進行均勻腐蝕作用,所對應的銅殼 腐蝕厚度為1.3×10<sup>-6</sup> mm;水輻射分解利用廢棄物罐設計計算輻射水 體積,可得腐蝕劑總量 28.29 mol,所對應銅廢棄物罐的均勻腐蝕厚 度為 0.011 mm;封閉前大氣的氧,預估在封閉前廢棄物罐會置於處

置設施環境3年,其對應之腐蝕深度為0.0015 mm;封閉後初期受限 的氧氣,則依據處置設施設計,分別求出處置設施回填材料及緩衝材 料中孔隙體積,考慮擴散估計回填材料及緩衝材料中的空氣能到達廢 棄物罐表面,將分別造成0.0865 mm及0.0155 mm的腐蝕深度;進 入厭氧階段考慮硫化物的影響,利用回填材料及緩衝材料中黃鐵礦硫 含量、溶解度(solubility)及硫在緩衝材料的擴散係數,計算出腐蝕厚 度為0.114 mm;硫酸鹽還原菌所產生的硫經由試驗結果推估,當膨 潤土飽和密度為2,000 kg/m<sup>3</sup>, Cu<sub>x</sub>S產物生成速率為3.4×10<sup>-14</sup> mol/mm<sup>2</sup>/day,則相對應之銅廢棄物罐腐蝕厚度為0.177 mm。有限 腐蝕過程的腐蝕結果如表4-4,假設有限腐蝕過程的所有腐蝕量,一 定會在100 萬年內發生,所能造成的腐蝕量,預計總腐蝕厚度將小於 1 mm。

離島結晶岩測試區之地下水硫化物平均濃度為2.02×10<sup>-7</sup>mol/L, 此值是由5個深度400m至500m的鑽孔平均量測數據計算而得, 5個鑽孔的硫化物濃度累積分布圖如圖4-5所示;然在此評估案例, 則以此5個鑽孔中所計算出最高的硫化物濃度5.37×10<sup>-6</sup>mol/L,以進 行後續的腐蝕評估。離島結晶岩測試區經水文地質模擬得到處置孔編 號DH-631將有最大等效初始流速,也就是最有可能發生廢棄物罐腐 蝕失效之處置孔,處置孔位置如圖4-6所示;若不考慮緩衝材料侵蝕 之影響,經過100萬年在完整緩衝材料的保護下,廢棄物罐僅有9.36× 10<sup>-3</sup>mm的腐蝕厚度。因此,若廢棄物罐在完整緩衝材料保護下,即 使經過100萬年將不會發生任何廢棄物罐失效,如圖4-7所示。

此5個處置孔因地下水流速較快,會使處置孔內緩衝材料發生侵 蝕,需進一步評估地下水平流之長期腐蝕作用。故藉由水文地質模擬, 取得各處置孔之水流速、等效初始通量及導水係數(Transmissivity), 經由計算可以得到每個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間及使用年限; 結果如表 4-7 所示,可知所有處置孔中最短 5 個使用年限的廢棄物 罐,其使用年限皆超過 100 萬年。

### 4.5.1.2. 抗壓性能

如前所述,我國廢棄物罐圍壓設計需求為 45 MPa,廢棄物罐的 抗壓能力說明如下:

- (1)根據離島結晶岩測試區現地應力量測結果,於 306 m 深度處垂 直應力為 8.11 MPa、最大水平應力為 10.68 MPa 及最小水平應 力為 5.75 MPa;於 430 m 深度處垂直應力為 11.4 MPa、最大水 平應力為 14.43 MPa 及最小水平應力為 9.38 MPa。依此趨勢採 用線性關係概估,則於 500 m 深度之垂直應力為 13.26 MPa、最 大水平應力為 16.55 MPa 及最小水平應力為 11.43 MPa。目前離 島結晶岩測試區之研究,並未顯示於冰河期有冰層負載,故現地 應力仍小於廢棄物罐圍壓設計之 45 MPa。
- (2)為更精確評估廢棄物罐抗壓能力,以數值模擬方式進行抗壓性能分析,分別以35 MPa至75 MPa,每間隔5 MPa的分段式加載, 求得各分段的抗壓性能分析結果如表 4-9;當廢棄物罐承受 45 MPa等向壓力時,安全係數超過1.5以上;而持續分析至75 MPa, 強度並無大幅度的衰減,仍能持續1.2 倍的安全係數。

## 4.5.1.3. 輻射屏蔽性能

本節進行廢棄物罐之核子臨界與表面輻射劑量率結果說明,分析 採用數據取自本土化核種盤存量、輻射源項與衰變熱之分析結果,配 合 KBS-3 設計概念之廢棄物罐,進行本土化評估。

針對核子臨界評估,採用 MCNP(Monte Carlo N-Particle)通用粒 子遷移程式(LANL, 2003a, Vol1; LANL, 2003b, Vol2; LANL, 2003c, Vol3),依據廢棄物罐設計與用過核子燃料組件的設計條件,計算之 有效中子增值因子,將依據分析結果,討論符合處置工程設計之廢棄 物罐內之臨界安全。

針對廢棄物罐表面輻射劑量率之評估,主要以蒙地卡羅法屏蔽分析程式 MCNP 之模擬計算為主,依據廢棄物罐設計之幾何與材質等資訊,建立三維計算模型。同時,根據前述用過核子燃料射源項輻射特性,進行屏蔽分析。將依據分析結果,進行設計限值比較之討論。

# 4.5.1.4. 厚度

銅殼厚度將提供 3 項功能:抗腐蝕、耐震能力與輻射屏蔽;厚度 的決定係根據處置環境的抗腐蝕需求,再進行屏蔽效能評估,處置孔 如可能受到過大的裂隙受震剪力位移,則可採用調整孔位的方式,避 開不適宜的孔位,以儘量減少地震時的失效機率。

腐蝕評估如第 4.5.1.1 節所述,處置孔中的緩衝材料因處置過程 中產生剝落、或緩衝材料具有初始缺陷,以及地下水流過強時所導致 的侵蝕作用,將會加快銅殼受腐蝕的速率。如無緩衝材料被侵蝕之狀 況,則 5 cm 的銅殼厚度(含銅殼焊接)可抵抗約 100 萬年的腐蝕作用。 若考慮緩衝材料受最嚴重侵蝕的情況,銅殼厚度超過 5 cm 時,廢棄 物罐就具有足夠餘裕的安全性能(SKB, 2006b, p23-p24;SKB, 2011a, ch15.5.4)。

## 4.5.1.5. 製造

對於鑄鐵罐與銅殼的製造、品管及設計規格要求,分別如下所述。

- (1) 鑄鐵內襯製造:球墨鑄鐵為製作鑄鐵內襯之材料。以下再細分為 鋼蓋與燃料格架內襯2部分:
  - (a) 鋼蓋

用於內襯密封。於廢棄物罐工廠配合鑄鐵罐進行最後尺寸、 中心螺絲孔洞與閥進行加工;相關的螺栓、墊片與換氣閥裝 置亦在廢棄物罐工廠進行組裝。

- (b) 燃料格架內襯(SKB, 2010d, p60-p61;SKB, 2002, p30) BWR 有 12 束、PWR 有 4 束。製程上需先將內部的方管 (cassette)銲接在一起,當方管放進鑄模內後,方管內部須填 滿沙子,以避免鑄造時造成方管變形。澆鑄鑄鐵熔液之方法 有 2 種,分為由上澆置與由下灌入方式。當鑄鐵澆鑄完成後, 須在鑄模中冷卻數天才能拆模取得內襯。
- (2) 銅殼製造:分為銅蓋、銅殼及兩者的銲接3部分,分別說明如下:(a) 銅蓋

用於銅殼密封的銅蓋(銅上蓋與銅底蓋),採用銅鑄錠(Ingot) 進行鍛造加工完成。

(b) 銅殼(SKB, 2002, p19-p25; SKB, 2010d, p68-p71)

銅 殼 可 由 銅 鑄 錠 採 滾 壓 成 型 (Roll-Forming) 或 擠 壓 成 型 (extrusion) 方 式 進 行 製 造 。 擠 壓 成 型 因 有 高 程 度 的 再 現 性 (repeatability) 與 符 合 材 料 特 性 , 故 為 目 前 可 行 的 製 造 參 考 方 法 。 擠 壓 成 型 的 製 造 流 程 乃 先 以 銅 鑄 錠 置 入 壓 製 機 組 中 , 初 步 加 熱 擠 壓 成 中 空 銅 錠 (blocker)後, 再 置 入 機 組 中 壓 製 成 所 需 厚 度 之 成 品 。

(c) 銅殼與銅蓋之銲接

摩擦攪拌銲接(Friction Stir Welding, FSW)對銅殼與銅蓋之 銲接可獲得較高品質,故FSW 為廢棄物罐合適的的銲接方 式。目前全尺寸試驗的FSW 廢棄物罐機台已在 2003 年 1 月 被開發完成,並已驗證可用來執行全尺寸廢棄物罐的銲接 (SKB, 2004, p11)。

## 4.5.2. 緩衝材料

本研究以控制環境溫濕度的方式,間接調整緩衝材料的含水比及 保持均勻性,能有效提升緩衝材料製作及相關試驗精度。經由實驗建 立了緩衝材料乾密度及含水比與熱傳導係數之關係、乾密度與回脹壓 力之關係、乾密度與水力傳導係數之關係,可提供緩衝材料熱-水-力 參數,作為建立耦合試驗及耦合模擬模型之參考依據,進而提升耦合 試驗精度,降低耦合與模擬結果間的誤差,以期能達到試驗與模擬可 以相互驗證之效果。

## 4.5.2.1. 緩衝材料設計需求

深層地質處置之多重障壁概念,主要以延緩、阻斷遷移路徑、自 然吸附能力或稀釋能力,以自然物理的衰變能力使放射性影響衰減至 最低,降低放射性物質對人類與地球生物造成傷害。延緩放射性核種 進入人類生活圈之時間,可以靠著長期安全穩固之廢棄物罐來達成;

阻斷放射性核種遷移之通道,可以靠著測試區選擇、緩衝材料設計及 隧道回填設計來達成;而自然物理化學吸附作用力,則可靠著選擇緩 衝材料及回填材料之原料特性來達成。

緩衝材料為填充於處置孔與廢棄物罐之間的材料,設計概念基於 緩衝材料能對處置設施的安全性發揮圍阻與遲滯功能,來訂定功能需 求,說明如下(SKB, 2011, p254-p257, p264-p265; SKB, 2009, p21p22):

(1) 限制地下水平流傳輸

限制溶解於水中之腐蝕物質,因地下水傳輸而接觸到廢棄物罐, 以及遲滯由廢棄物罐釋出之放射性核種; 圍阻在廢棄物罐周圍之 緩衝材料需具備足夠低的水力傳導條件,以達到擴散傳輸控制之 條件。

- (2) 避免微生物活性影響
  - 在處置設施封閉初期,微生物還原菌消耗緩衝材料孔隙氧氣,以 及緩衝材料中其他可供生存的養分,會產生硫化物等腐蝕物質; 故緩衝材料需有足夠的回賬壓力,防止微生物在土體孔隙間生存, 以免衍生相關腐蝕產物影響工程障壁之安全性能。參考微生物活 性試驗研究結果得知,當緩衝材料回賬壓力達 2 MPa 時,因孔隙 空間少及可供微生物消耗之養分與氧氣,不足以提供其生存,故 可抑制生物活性,其對應的緩衝材料飽和密度為 1,900 kg/ m<sup>3</sup>(SKB, 2009, p21)。在Äspö Hard Rock 實驗室之現地試驗研究 中,分析緩衝材料飽和密度 1,800 kg/m<sup>3</sup>,微生物所生成的硫化 物產物,在 1,000 年後對銅的腐蝕小於 2 μm(SKB, 2010d, p111p112)。
- (3) 避免受岩體剪力影響

緩衝材料需有效保護廢棄物罐不受周圍岩體剪力破壞,因此,緩 衝材料之密度條件為安全參考指標,參考 SR-Can 之分析結果及 廢棄物罐設計剪力限值分析得知,緩衝材料統體密度(bulk density)需低於 2,050 kg/m<sup>3</sup>(SKB, 2011, p255)。

(4) 避免緩衝材料變質

參考天然類比資訊,為避免緩衝材料因過高的溫度而使膨潤土礦物產生化學變質,進而影響材料特性;因此,處置環境溫度限值 需低於 100 ℃。

(5) 使廢棄物罐保持中立位置

緩衝材料之回脹壓力設計,需足以保持廢棄物罐中立於處置孔中, 且不致因廢棄物罐自重及其他壓力造成沉陷,以提供廢棄物罐在 岩體中有足夠的保護。參考 Åkesson 等人緩衝材料在不同密度條 件下(Åkesson et al., 2010,p217-p234),以 KBS-3處置概念之模 型,分析廢棄物罐在處置孔中之沉陷行為,當回賬壓力低於 0.1 MPa 時,緩衝材料之總沉陷量約為 2 cm。基於此分析結果,設定 緩衝材料避免沉陷之回賬壓力限值需大於 0.2 MPa。

- (6) 避免對廢棄物罐或周圍母岩造成過多回脹壓力
  - 考量廢棄物罐靜壓力限值 45 MPa(SKB, 2011, p252),以及參考 緩衝材料於飽和密度 2,050 kg/m<sup>3</sup>之條件下,其回賬壓力約為 13 MPa(Karnland et al., 2006, p39);因此,設定緩衝材料最大回賬 壓力限值為 15 MPa。若考量冰河期影響時,飽和狀態的緩衝材 料會因地下水結冰而失去原有的回賬能力,損失約 1.2 MPa/℃之 回賬壓力(SKB, 2011, p256);緩衝材料飽和密度 1,950 kg/m<sup>3</sup>至 2,050 kg/m<sup>3</sup>之溫度臨界值在-4 ℃至-11 ℃之間,因此,設定溫度 限值大於-4 ℃。
- (7) 膠體瀝濾性能

考量廢棄物罐若失效造成放射性物質外釋,以膠體的狀態隨地下 水外釋,緩衝材料需具備足夠的密度,以阻隔放射性膠體外釋。 膠體顆粒尺寸約為10<sup>-9</sup> m至10<sup>-6</sup> m之間,參考膠體在夯實膨潤 土中的傳輸試驗結果可知,利用 15 nm 的膠態金粒子進行擴散試 驗,在乾密度 1,000 kg/m<sup>3</sup>的膨潤土試體可有效阻隔膠態金粒子 通過(Kurosawa et al., 1997, p963-p970),其相對的飽和密度為 1,640 kg/m<sup>3</sup>,故此密度條件可做為緩衝材料膠體瀝濾性能之參 考安全限值。

(8) 核種吸附性

緩衝材料需針對廢棄物罐內之放射性廢棄物可能外釋之核種,進 行核種吸附試驗,得知各物質之吸附係數以做為參考之安全指標。

(9) 氣體通透性

緩衝材料應允許會造成廢棄物罐損壞的潛在氣體逸出。氣體的傳 輸特性與緩衝材料的回賬壓力有關,較低的回賬壓力有利於氣體 的傳輸,但需考量其他功能之限值及可能生成之氣體流率,評估 較適切之條件。

為滿足緩衝材料之功能需求,緩衝材料設計所需之參數整合如下 (SKB, 2010b, p31):

- (1) 所用之緩衝材料,其蒙脫石含量需介於75%至90%之間。
- (2) 綜合考量緩衝材料需具備之遲滯功能及自癒特性並具有足夠之 承載力,緩衝材料塊體所需之回賬壓力至少需大於2MPa,水力 傳導係數需低於10<sup>-12</sup> m/s。為滿足以上條件,安裝之緩衝材料 塊體其設計飽和密度需介於 1,950 kg/m<sup>3</sup>至 2,050 kg/m<sup>3</sup>之間以 上粒密度 2,780 kg/m<sup>3</sup>進行換算,即塊體乾密度需介於 1,480 kg/m<sup>3</sup>至 1,610 kg/m<sup>3</sup>之間。
- (3) 緩衝材料回脹後產生之剪力不能超過廢棄物罐抵抗剪力之能力。
  (4) 緩衝材料需具備足夠的導熱特性,使處置溫度低於 100 ℃。

4.5.2.2. 成份分析

進行本試驗之緩衝材料共有3種,分別為MX-80、SPV-200及高 廟子膨潤土:

(1) MX-80

美國 American Colloids 公司生產的膨潤土,為一種鈉型膨潤土, 高含量之蒙脫石,使其具備高回脹特性,粒徑大小介於 0.075 mm 至 1.18 mm 之間。

<sup>(2)</sup> SPV-200

同為美國 American Colloids 公司生產的膨潤土,與 MX-80 為同 一礦區,因此成分基本上與 MX-80 相同,僅土顆粒細度差異,粒 徑大小大多小於 0.075 mm,較 MX-80 細。

(3) 高廟子(GMZ)

產自中國內蒙古高廟子,礦床位於山西、河北內蒙古交界。

利用純化方法處理膨潤土來獲取蒙脫石含量,如圖 4-8 所示。圖 中分離出來上層顏色較淺的部分即為蒙脫石,試驗結果 MX-80 和 SPV-200 的蒙脫石含量分別佔 73.85%及 72.55%,而高廟子膨潤土之蒙脫 石含量為 67.49%。經使用 X 射線繞射分析儀分析 3 種膨潤土,分析 結果分別如圖 4-9 至圖 4-11 所示, MX-80 與 SPV-200 主要晶相成份 為蒙脫石 (montmorillonite)和石英 (quartz),而 GMZ 膨潤土中晶相成 份有較多組成,包含蒙脫石、石英及長石 (feldspars), X-射線螢光分 析結果如表 4-8, MX-80 及 SPV-200 之各元素成份含量相近。

## 4.5.2.3. 熱傳導係數

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 ℃。影響緩衝材料之熱 傳特性條件,取決於其密度、孔隙率及含水比。當密度增加、孔隙率 減少,緩衝材料緻密性愈高,熱傳導度與比熱即隨密度增加而增加; 在相同密度條件下,因水份之導熱性能較好,故熱傳導度及比熱隨含 水比增加而增加。

膨潤土塊體之乾密度與熱傳導係數之關係如圖 4-12 至圖 4-14 所示,由圖得知塊體之乾密度與熱傳導係數呈線性的正相關,隨著壓製乾密度的增加,其熱傳導係數也隨之提升。主要是因為壓製乾密度的提升,塊體的孔隙比降低之故。空氣之熱傳導係數約為 0.026 W/(m・K),若塊體中空氣佔有之比例愈高,便會產生阻饒熱在塊體中流動之效果,導致熱傳導係數被拉低。若土粒間的密實度程度增加,塊體中不利熱傳的空氣比例減少,則塊體之熱傳導係數便會提升。對緩衝材

料之熱傳導係數而言,減少熱在塊體中流動的不利因素,而增加熱在 塊體流動之路徑,其熱傳導之性能也隨之提升。以上試驗結果經回歸 之判定係數(R<sup>2</sup>),無論 MX-80、SPV-200或 GMZ 膨潤土皆在 0.98 以 上,此一結果除了顯示緩衝材料之乾密度與熱傳導係數呈現有高度相 關性,也顯示本研究緩衝材料塊體製作能力上的精度及均勻,確認利 用環境溫溼度來控制緩衝材料狀態之做法有助於提升塊體均勻性及 降低塊體參數間的誤差。

圖 4-15 即為 MX-80 膨潤土含水比與熱傳導係數之關係,很明顯 的在同一乾密度條件下隨著含水比的增加,膨潤土的熱傳導係數也隨 之增加。在同一乾密度條件下,塊體中空隙所佔的體積是固定的,但 隨著含水比的增加,塊體中的空隙被水分置換,原本的空隙被水分填 補,相較於空氣,形成較容易傳導之熱傳導通道,使得膨潤土之熱傳 導係數隨著含水比的增加而增加。

從結果來看熱傳導係數的確是隨著含水比的提升而增加,但是含水比有其上限,如圖 4-16 所示,圖中表示各乾密度對應各飽和度條件下所含之含水比,由圖中觀察乾密度 1.7 g/cm<sup>3</sup>、飽和度為 1 時所對應之含水比約為 22.6%,而土壤之飽和度最大就是 1,不可能更高,因此乾密度 1.7 g/cm<sup>3</sup>之膨潤土塊體之極限熱傳導能力就是在含水比 22.6%的狀態下。

從圖 4-16 可知, 欲製作某乾密度及飽和度條件下之塊體所需之 含水比。例如想製作乾密度 1.2 g/cm<sup>3</sup>、飽和度 75%之塊體,則膨潤 土之含水比約需 35.5%,由此可知,以相對濕度來控制膨潤土含水比 之作法,在低乾密度的條件下飽和度有其極限,需謀求其他方法來補 足,低乾密度、高飽和度(S>90%)條件下的熱傳導係數數據。為取得 低乾密度、高飽和度條件下的熱傳導數據,利用回賬試驗儀製作低乾 密度、高飽和度之試體,待飽和完成後再進行熱傳導係數之量測。緩 衝材料在高飽和度狀態下乾密度與熱傳導之關係,如圖 4-17 所示, 從結果可以發現,緩衝材料在高飽和狀態下之熱傳導能力是隨著乾密 度的增加而提升,而當塊體乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup>時在高飽和狀態下之熱 傳導係數約為 1.25 W/(m·K)。

4.5.2.4. 回脹特性

圖 4-18 為膨潤土在不同乾密度條件下之回賬壓力, SPV-200 乾密 度範圍在 0.8 g/cm<sup>3</sup> 至 1.550 g/cm<sup>3</sup>,對應的回賬壓力範圍在 0.15 MPa 至 5.80 MPa; MX-80 乾密度範圍在 1.0 g/cm<sup>3</sup> 至 1.66 g/cm<sup>3</sup>, 對應的回賬壓力範圍在 0.28 MPa 至 13.0 MPa,且與 SKB 之研究結果 相近,如圖 4-19; GMZ 乾密度範圍在 1.25 g/cm<sup>3</sup> 至 1.642 g/cm<sup>3</sup>,對 應的回賬壓力範圍在 0.392 MPa 至 6.1 MPa。整體來說,回賬壓力隨 著乾密度變大而增強, SPV-200 與 MX-80 之回賬壓力較為接近,量測 的結果也較為穩定,而 GMZ 試驗結果數值資料有較大的變異,推測 係因為 GMZ 膨潤土本身之組成較不穩定而造成。由成分分析得知 GMZ 的蒙脫石含量明顯低於 MX-80 及 SPV-200,因此,在回賬壓力 的表現上也低於 SPV-200 與 MX-80。

依緩衝材料設計需求,回賬壓力需大過於2MPa,本試驗結果依線性回歸趨勢線 SPV-200 在乾密度約 1.25 g/cm<sup>3</sup>,可以達到設計需求,MX-80 在乾密度約 1.33 g/cm<sup>3</sup>,可以達到設計需求,而 GMZ 則 需要在在乾密度約 1.43 g/cm<sup>3</sup>,在工作性上 GMZ 需要使用比 MX-80 或 SPV-200 更多的材料來製作成緩衝材料塊體,才能達到回賬壓力 2 MPa 的設計需求。

# 4.5.2.5. 水力傳導係數

緩衝材料水力傳導之試驗結果如圖 4-20,由圖可以發現,水力傳導係數隨著乾密度增加而有下降的現象,乾密度在 1.58 g/cm<sup>3</sup>水力傳導係數已達 10<sup>-14</sup> m/s 數量級,是為非常難透水之材料。

本次試驗結果水力傳導係數在乾密度 1.58 g/cm<sup>3</sup> 至 1.66 g/cm<sup>3</sup> 為 5.9×10<sup>-14</sup> m/s 至 4.75×10<sup>-14</sup> m/s,對比於 SKB 試驗結果如圖 4-21, 水力傳導係數在乾密度 1.46 g/cm<sup>3</sup> 至 1.64 g/cm<sup>3</sup> 為 5.0×10<sup>-14</sup> m/s 至 2.0×10<sup>-14</sup> m/s,試驗結果相近,並符合緩衝材料設計需求之水力傳導 係數需低於 10<sup>-12</sup> m/s。

### 4.5.3. 工程障壁的規格與配置

依據前述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。目前國內所採用之多重障壁系統,包含(1)廢 棄物罐(由銅殼與鑄鐵內襯所組成);(2)純膨潤土之緩衝材料,依據處 置孔尺寸,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,構成工程障壁系統,另還有結晶岩質母岩所 構成之天然障壁系統。

參考案例的處置隧道與處置孔剖面如圖 4-22 所示,設計考量燃 料尺寸及運送與功能性暫定之尺寸,後續若納入各工程障壁之材料更 新,以及處置孔尺寸與間距等功能性考量,未來可需視特定組成部分 的研究成果加以調整,以求得最適尺寸。

為了解緩衝材料高圍壓環境下的力學參數,並評估埋置後長時間 之後,以更準確評估沉陷量隨時間的變化,針對高圍壓設計需求,本 年度著手建立試驗數據,以供進行緩衝材料力學穩定性分析,目前已 初步建立高圍壓設備、及製作不同條件下之緩衝材料試體如圖 4-23, 並獲得初步試驗結果如圖 4-24。由試驗結果可觀察出,當試體條件皆 為含水量 17%時,隨著圍壓增加,其軸差應力有明顯增加的趨勢;但 試體條件皆為飽和含水量時,隨著圍壓增加,則軸差應力無太大影響。

#### 4.5.4. 地下設施

## 4.5.4.1. 地下設施工程材料

隧道支撑是用於維持開挖之地下處置隧道,使其處於安全狀態的 重要結構,主要由噴凝土、岩錨等組成,這些材料也要考慮處置設施 長期使用的安全性,除了考量混凝土的強度及耐久性外,亦須考量其 化學組成對處置設施之影響,以滿足處置設施之長期安全。

使用傳統混凝土在地下處置設施作為建構材料,此種混凝土所使用的標準波特蘭水泥漿體具有高鹼性的孔隙水(pH值約12.5),當地下水與混凝土接觸後,混凝土中高鹼性孔隙水便會擴散至地下水;然而,緩衝材料中的膨潤土在 pH值大於11的環境中,會造成膨潤土的體積穩定性受到影響,而使工程障壁系統無法良好達到保護廢棄物

罐之效果,導致廢棄物罐的失效。因此,為達到工程障壁系統之功能性,採用低鹼混凝土是必須的,此外,其設計壽命可維持到處置隧道 封閉且靜水壓力達到穩定,預計約為100年。

# 4.5.4.2. 地下設施運轉期間受震穩定性

地下設施在岩體開挖過程,因解壓可能導致不穩定,故施工過程 將藉由支撐結構予以強化,使地下設施得以完成,提供最終處置設施 運轉。運轉期間可能導致隧道不穩定的主要自然災害應屬地震,為確 認處置隧道在運轉期間的穩定性,參考 H12 報告以二維的處置隧道 斷面,進行在平時與地震期間之隧道穩定分析,並根據莫爾-庫倫破 壞準則,計算隧道斷面的安全係數。

二維模式採用有限元素軟體建置隧道斷面,平時的穩定分析考慮 開挖解壓的影響,地震期間的應力分析則考慮加速度歷時之效應。結 果顯示,於開挖前後平均主應力無明顯差異,但軸差應力則會受到開 挖影響,開挖造成之軸差應力結果如圖 4-25,隧道在開挖後之最低安 全係數為 1.26,地震作用時之最低安全係數為 1.25,且皆分布隧道 頂拱。位於 500 m 處的處置隧道,由於現地應力高,承受地震對隧道 之應力增量相對低,故對於隧道之穩定性與安全性無明顯影響。

# 4.5.4.3. 開挖擾動帶

由於最終處置設施開挖過程,將對開挖面周圍的岩體結構完整性造成破壞,進而導致岩體的剪力波速下降及孔隙率增加的現象,其影響範圍稱為開挖擾動帶(Excavation Disturbance Zone, EDZ)。

EDZ 形成的範圍與開挖工法有關,SKB Äspö 地下實驗室曾比較 以全斷面隧道鑽掘機(Tunnel Boring Machine,TBM)鑽掘與鑽炸法造 成的 EDZ 特性差異(SKB,2008,p39-p41),結果顯示 TBM 鑽掘之 EDZ 範圍小於 3 cm,若採用鑽炸法則約在 0.3 m 至 0.8 m。水力傳導係數 的試驗結果,顯示原母岩水力傳導係數約為  $1 \times 10^{-13}$  m/s 至  $1 \times 10^{-14}$ m/s;以 TBM 開挖,於隧道面周圍 1 mm 至 2 mm 範圍內的水力傳導 係數約為  $1 \times 10^{-9}$  m/s;在 5 mm 範圍內為  $2 \times 10^{-11}$  m/s;30 mm 範

圍內則為 1×10<sup>-13</sup> m/s。若採用鑽炸法開挖,則於頂拱及側孔牆面的 水力傳導係數平均值分為 7×10<sup>-11</sup>m/s 及 4×10<sup>-10</sup>m/s,於隧道地面所 進行的水力傳導係數量測結果則在 1×10<sup>-7</sup>m/s 至 2×10<sup>-10</sup>m/s 間。

圖 4-26 為針對近場的核種傳輸評估與 EDZ 相關性說明 (SKB,2011a, p648),透過處置孔與相交岩體裂隙的傳輸流量為 Q1、 透過處置隧道底部 EDZ 的傳輸流量為 Q2,以及透過與處置隧道相交 之裂隙的傳輸流量為 Q3。由於處置孔的開挖造成的擾動相當小,故 Q2 的影響可以忽略(SKB, 2011a, p150)。

現階段處置隧道規劃採用鑽炸法進行開挖,因此,參考案例訂定 處置隧道 EDZ 水力傳導係數為 1×10<sup>-8</sup> m/s 及 EDZ 範圍為 0.8 m(SKB, 2008, p6)。由於隧道工程的開挖技術日益精進,相信未來開挖之技術 將可使 EDZ 的影響範圍更小,未來我國建置地下實驗室時,在獲有實 際開挖數據時,則可據以比對修正。

本年度在 EDZ 影響分析方面,採用二維有限元素軟體 Geostudio 建置之處置隧道斷面加上一層弱化後參數的材料,為了解 EDZ 弱化 後並對於受震穩定性之影響,模式如圖 4-27;同樣分別分析及計算出 A 點、B 點、C 點及 D 點之平均主應力及軸差應力值如圖 4-28,並計 算出對應的安全係數值,隧道斷面各點之的安全係數值,隧道受震時 最低安全係數為 1.13,其中平均主應力以及軸差應力與未加入擾動弱 化區域之受震案例僅些微差異,顯示整體應力狀態,並未因加入擾動 弱化區域而有明顯影響,但因凝聚力及摩擦角等界面力學性質參數經 折減,導致莫爾圓的破壞包絡線向下修正,而顯示於安全係數有降低 的現象,但此一結果仍顯示保守的考量擾動弱化區域的參數折減後, 隧道受震的穩定性仍在安全範圍。亦並同步採三維分離元素法 3DEC 建立含 DFN 模式,如圖 4-29,後續將考量開挖後在 EDZ 範圍的裂隙 之變化狀況,討論對 EDZ 參數的影響,並藉由模擬分析研究與現地水 力傳導參數試驗之關係。

4.5.5. 回填與封塞

4.5.5.1. 回填材料

為提供放射性廢棄物最終處置場之安全,回填材料之障壁功能需 考量設計在長時間的環境影響下,仍能保持原本的設計功能及性能, 以維持最終處置場的安全性。當回填材料建造前,其設計與施工方法 需考量製造、預備、安裝、測試及檢測之可行性。

考量處置場設計以多重障壁原則以維持處置場的功能與安全,針 對用過核子燃料的放射性物質,提供相對的防護避免受輻射的有害影 響,並且抵抗可能發生的環境事件或作用,因此回填材料之功能需求 如下:

(1) 限制處置隧道中之地下水流。

- (2) 抑制緩衝材料回脹上舉之壓力。
- (3) 對其他工程障壁無有害影響。
- (4) 在處置設施環境中保持長期的耐久性與保持原本的設計功能。

設計考量主要影響方法的發展。當參考設計確定時,參考設計會 與設計考量一同構成詳細的基本設計前提,用於回填材料元件的開發 製造、安裝技術發展、測試及檢測。最終處置場多重障壁系統的設計, 應能承受處置環境條件、事件或作用影響且能保有原本的設計功能, 工程障壁系統在建造、元件製造、安裝及非破壞檢測的方法也必需是 可信賴的技術,且元件的製造也需具備可靠的生產技術達到高品質要 求和成本效益,因此回填材料的概念開發必需考慮以下條件:

- (1) 材料的預備、安裝、測試和檢驗的設計與方法應必須為純熟且經過測試的技術,並且必須符合職業安全規定。
- (2) 具體的回填材料性質的設定可提供高品質的回填材料元件製備 及安裝。
- (3) 回填材料的性質必需透過規定的驗收標準進行試驗及檢驗。
- (4) 回填材料的設計及材料預製、安裝、試驗及測試方法需符合成本 效益。
- (5)回填材料元件安裝效率必需依處置場運轉進程規定的速率完成。

設計前提主要提供回填材料的設計規範,包含回填材料設計所要 求的性質與參數,以及關係於處置環境的特徵、性能、事件、應力、 荷載等的提供給設計前提參照的定量訊息。回填材料設計之功能需求、 設計考量、設計參數及設計前提如表 4-5 所示,有關回填材料元件製 造與考量運轉期間的安裝的設計前提如表 4-6 所示。

回填材料本身之設計參數,需依相關驗證試驗或數值分析進一步 精進,以得符合安全功能之設計條件。初步設計參數功能說明如下:

- (1) 蒙脫石含量大於 50%:依設計需求而定,考量回賬特性與水力傳導係數之需求,材料具備足夠之回脹性能,遇水可適當回賬填充 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 填充隧道周圍岩體周圍裂隙自癒特性(SKB, 2010f, p26)。
- (3) 乾密度須高於 1,450 kg/m<sup>3</sup>:主要考量為提供足夠力學支撐、回 脹能力,以及有效抑制地下水流動,但其實際密度規格需視材料 本身夯實能力(SKB, 2010f, p41),以及考量處置孔中緩衝材料飽 和後之密度與回脹能力,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:需視材料之夯實條件而定,SKB以 Milos 膨潤
   土調整為含水量 17%,夯實為塊體後堆疊(SKB, 2010f, p34)。
- (5) 熱傳導係數 0 W/(m・K)至 1.5 W/(m・K)之間:回填材料亦需具備適當的導熱性能以維持處置設施環境低於 100 ℃,以保持各 工程障壁工程性能之長期穩定性,熱傳導係數值受材料之含水量 影響,回填材料之熱傳導係數範圍約介於 0 W/(m・K)至 1.5 W/(m・K)之間(SKB, 2010h, p181)。
- (6) 飽和水力傳導係數低於 1.0×10<sup>-10</sup> m/s:回填材料應避免平流傳 輸,以有效限制地下水流動使其呈擴散作用,延緩地下水流動及 核種釋出行為,飽和水力傳導係數需低於 1.0×10<sup>-10</sup> m/s (SKB,2010f, p26)。

(7) 容許溫度需大於-2 ℃:容許溫度須高於-2 ℃,以避免土壤冰凍 影響其自癒特性(SKB, 2010h, p26)。

## 4.5.5.2. 封塞設計

用過核子燃料最終處置之工程障壁設計,除了垂直處置孔外,處 置隧道之空間亦回填純膨潤土;最後,再用封塞隔絕處置隧道與主隧 道,而封塞封口前端,也設置了過濾層及密封層。於最終處置設施運 轉期間內,為防止輻射外洩造成危害,各處置隧道於完成貯放作業及 回填黏土後,均立即以封塞密封之。

封塞的設計如圖 4-30,係用來確保回填材料與緩衝材料於原來 位置,並防止處置隧道內的水沿隧道流入主隧道;同時,也要避免垂 直處置孔內緩衝材料隨水流出,導致輻射物質外洩的可能,故水密封 為其主要功能。同時,封塞還必須具備結構功能,用來抵擋來自母岩 內的孔隙水壓及回填材料的回賬壓力,以及來自用過核子燃料餘熱所 產生的熱應力,故封塞之側面幾何形狀接近拱形,拱頂承受回賬壓力 及熱應力可將應力傳遞至上下岩盤提供良好的支撐及穩定性。封塞採 用純混凝土或鋼筋混凝土建造,除考慮上述外力外,亦須考慮混凝土 本身於澆製後,材料的乾縮與潛變問題。

# 4.5.6. 處置設施設計

處置設施場設計包括3個部分:地表設施、地下設施與連通設施 (豎井或斜坡道),以及處置隧道與處置孔。

# 4.5.6.1. 地表設施與連通隧道之設計

### 4.5.6.1.1. 地表設施

放射性廢棄物管理系統是地表設施中最重要的運作系統,包括接 收與暫貯等功能。因處置設施為島嶼型規劃設計,須有對外聯絡的運 輸系統,以便於運輸;且往往地處偏僻,因此,各設施應能自給自足。 為維護處置設施的安全運作,並監控輻射情形,處置設施必須設立輔 助系統及環境監測與輻射管制系統,如水電供應系統、消防與警衛系統、緊急避難系統等。

## 4.5.6.1.2. 連通設施

本計畫採用 4 條豎井分別作為人員進出、物料設備與廢棄物運輸、通風與水電供應及緊急逃生的設計,於地下設施中央區域則設有 適當之空間,以滿足處置設施建造、運轉及封閉階段的各項功能需求。 斜坡道設計則考慮下列 2 種方式:

(1) 環繞場區布設

斜坡道隧道坡度以 5%的緩坡作規劃,斜坡道轉彎處的坡度設計 為水平,提供車輛減速的空間,降低載運機具的運輸風險,另也 可考慮在隧道內增設避車道。根據圖 4-31 繞行方式,斜坡道部 分的隧道總長度約為 14 km,可達到處置深度約 500 m。除斜坡 道隧道外,仍保留 4 座豎井的設計,並考慮將逃生用豎井設於地 表主要處置設施範圍外,可提升人員的作業安全。

(2) 局部場區布設

以降低斜坡道隧道開挖總體積作為主要考量,隧道繞行方式圖 4-32 所示,藉由繞行的方式抵達目標處置區域;斜坡道的設計坡 度則增加為 8%,隧道總長度可降低,但節省建造成本的同時, 也因為隧道坡度的增加,造成車輛的運輸風險升高。但此設計概 念將豎井皆安排位在場區範圍內,主要運輸豎井與斜坡道在固定 深度另設有連通空間,可作為運輸方式彈性調度之用。

## 4.5.6.2. 處置隧道設計

採用參考案例附近之 KMBH01 鑽孔測得的現地應力及應力方向: 量測深度為 430 m, 垂直應力為 11.4 MPa、最大水平應力為 14.43 MPa、及最小水平應力為 9.38 MPa,最大水平主應力方向為 N76.4°W。 處置隧道長軸方向應與最大水平主應力方向夾角正負 30°之內,對於 降低處置隧道及處置孔岩壁剝落有顯著效果(SKB, 2009b, p3)。因此, 我國處置設施設計配置如圖 4-33,處置隧道長軸方向,考量最大主應

力方向及 K 區地質處置概念模型之岩脈方向,設計配置為 N60°W, 與主應力 N76.4°W 交角為 16.4°,處置隧道間距 40 m。

## 4.5.6.3. 處置孔配置設計

處置孔配置設計包含處置孔間距、位置、數量及範圍,影響因素 包括我國廢棄物罐數量、母岩溫度及地震,各別敘述如下列章節。

## 4.5.6.3.1. 參考配置

我國所需廢棄物罐數量,初步推估為2,505個,處置孔間距為6 m,考慮處置隧道封塞功能失效可能導致回填材料乾密度降低至 1,240 kg/m<sup>3</sup>,評估第1個處置孔距隧道出口需大於20.6 m,最後處 置孔距處置隧道底端需大於10 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,保留餘裕223個處置孔(8.2%)。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、地下水流、鑽孔品質 及裂隙等,因此,目前參考案例處置設施可容納之廢棄物罐數量須大 於推估數量,以保有處置孔配置上之彈性。

在實際開挖隧道前,無法得知裂隙確切的截切幾何,評估處置孔 設計數量是否足夠,必須透過裂隙的統計資料跟處置設施配置進行分 析。依據參考案例之隧道幾何設計與 DFN 參數,透過 DFN 實現值, 模擬裂隙與隧道及處置孔。目前分析流程係先分析單一隧道(1條 300 m處置隧道及 44 個處置孔),計算 FPI、EFPI、FPC 及 EFPC(5 個 EFPI 以上)數量,依此分析結果,再推估至整體處置場,藉以了解處置孔設 計數量是否滿足。依據 400 次 DFN 實現值,統計分析結果如表 4-10。 廢孔比率約 7%,小於處置孔保留餘裕。

處置隧道距離太武山斷層 350 m,距離太武山斷層的分支斷層 550 m,處置隧道長軸方向與輝綠岩脈群走向垂直,且兩側處置隧道 底端與輝綠岩脈各距約 100 m,如圖 4-34。

# 4.5.6.3.2. 處置孔間距受熱影響評估

以 FLAC3D 數值分析軟體計算膨潤土最高溫度及對應之 Nomographic chart,將計算結果與 SKB R-09-04 報告進行比對,如圖 4-33 與圖 4-35。圖 4-33 顯示 FLAC3D 計算結果與 SKB R-09-04 報告 的結果趨勢大致相符(SKB, 2009a, p55)。以相同條件分析,單孔熱傳 分析,由圖 4-36 可知位於廢棄物罐頂部膨潤土大約在處置後 3.1 年 達到最高溫度 76.7 ℃,爾後溫度開始下降,直到與環境溫度(地溫)達 到平衡。SKB R-09-04 報告圖 3-11(b)指出,在處置後第 10 年,廢棄 物罐頂部膨潤土溫度為 71.3 ℃(SKB, 2009a, p35)。

## 4.5.6.3.3. 處置孔受地震影響評估

在 KBS-3 系統下,處置設施封閉後,廢棄物罐受地震影響而可能 遭受破壞的條件,主要為結晶岩體中的裂隙剪力位移,其會將廢棄物 罐剪切破壞。透過地震模擬研究,可以得知單一地震事件引致的裂隙 位移量、裂隙半徑、地震規模、裂隙位態及距離的關係,假設裂隙位 移量大於 5 cm 廢棄物罐即失效,則其相對的分析參數如表 4-11。其 結果為一般性(generic)研究,且是以邊界案例(bounding case)進行, 因此,基於保守設計上,引用是可行的。

本年度參考瑞典的執行經驗,已經完成模式之驗證,如圖 4-37, 經比較與瑞典 SKB TR-08-11 報告結果一致。針對離島結晶岩測試區 之剪力設計需求研究,鄰近變形帶(濱海斷裂帶)的輸入條件,已進行 1604 年泉州大地震震源參數研究進行,藉由專家會議整合國內外參 數,參數採用邏輯樹方式呈現,如圖 4-38,藉此決定斷層尺度、位態、 機制、地震矩、平均滑移量、平均應力降等模擬參數,於後續工作使 用 3DEC 模擬岩體裂隙受濱海斷裂帶地震產生剪力位移量。

表 4-4:有限腐蝕過程的腐蝕深度

腐蝕過程	腐蝕深度(mm)
空氣輻射分解	0.0000013
水輻射分解	0.011
封閉前大氣的氧	0.0015
封閉後初期受限的氧	0.102
黃鐵礦的硫	0.114
硫酸鹽還原菌產生的硫	0.177

表 4-5:回填材料之功能需求、設計考量、設計參數及設計前提

功能需求	設計考量	設計參數	長期安全之設計
			前提
限制處置隧道中	避免成為放射性	膨潤土材料組成:	水力传导度需小
之地下水流	核種傳輸的主要	蒙脫石含量	於10 <sup>-10</sup> m/s
	通道	安裝後密度控制:	回脹壓力需大於
		膨潤土塊體及填	0.1 MPa
		充料之乾密度與	
		含水量控制、處置	
		隧道塊體與填充	
		料之填充量	
		回填材料飽和後	
		之回脹壓力及水	
		力傳導度	
抑制緩衝材料回	提供足夠的壓力,	膨潤土材料組成:	使緩衝材料保持
脹上舉之壓力	抑制緩衝材料因	蒙脫石含量	在飽和密度
	回脹作用之膨脹	安裝後密度控制:	1,950 kg/m <sup>3</sup> 至
	壓力,使緩衝材料	膨潤土塊體及填	2,050 kg/m <sup>3</sup>
	保持一定的體積	充料之乾密度與	
	在處置孔內,以維	含水量控制、處置	
	持原本的設計密	隧道塊體與填充	
	度與設計功能	料之填充量	
		回填材料飽和過	
		程中及飽和後之	
		夯實度(緊密度)	
對其他工程障壁		膨潤土原料組成-	
無有害影響		有害物含量限制	
		探討材料組成對	
		緩衝材料及廢棄	
		物罐可能造成的	
		化學影響。	

功能需求	設計考量	設計參數	長期安全之設計
			前提
在處置設施環境		膨潤土材料組	
中保持長期的耐		成:蒙脫石含量	
久性與保持原本		安裝後密度控	
的設計功能		制:膨潤土塊體	
		及填充料之乾密	
		度與含水量控	
		制、處置隧道塊	
		體與填充料之填	
		充量	
		處置設施環境對	
		回填材料水力傳	
		导係數與回脹壓	
		力之長期影響,	
		仍需保有原本的	
		設計限值	

表 4-5:回填材料之功能需求、設計考量、設計參數及設計前提(續)

表 4-6:回填材料製造與運轉相關之設計前提

設計考量	性能需求	設計前提
材料的預備、安裝、測	回填材料必需能足以壓	
試和檢驗的設計與方法	實到設計要求所需之密	
應必須為純熟且經過測	度條件。	
試的技術。	回填材料元件設計必需	需配合廢棄物罐處置及
具體的回填材料性質的	可供高品質的安裝。	緩衝材料安裝之程序進
設定可提供高品質的回		行設計。
填材料元件製備及安裝	回填材料的幾何結構組	回填材料之設計需考量
	合及安裝技術,必需考	可能流入的進流量及配
	量回填材料的功能不受	合封塞設計允許的地下
	地下水滲流至處置隧道	水進流量進行設計,以
	及在安裝過程中的水力	設計可抑制相對進流量
	作用影響。	的性能。

# 表 4-7: DFN 中最短 5 個使用年限的廢棄物罐資料

處置孔編號	流量	侵蝕時間	腐蝕時間	使用年限
	(m³/yr)	(yr)	(yr)	(yr)
DH-631	0.0119	$1.61 \times 10^{5}$	$2.96 \times 10^{7}$	$2.98 \times 10^{7}$
DH-121	0.0092	$1.79 \times 10^{5}$	$3.87 \times 10^{7}$	$3.89 \times 10^{7}$
DH-2712	0.0086	$1.85 \times 10^{5}$	$4.09 \times 10^{7}$	$4.11 \times 10^{7}$
DH-2594	0.0077	$2.01 \times 10^{5}$	$4.60 \times 10^{7}$	$4.62 \times 10^{7}$
DH-1433	0.0071	$1.99 \times 10^{5}$	$5.02 \times 10^{7}$	$5.04 \times 10^{7}$

註:[HS<sup>-</sup>]=5.37×10<sup>-6</sup> mol/L

	MX-80	SPV-200	GMZ
SiO2	58.89	53.78	63.71
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	15.06	17.59	13.44
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	3.13	3.24	2.01
CaO	1.7	1.29	0.9
Na <sub>2</sub> O	2.2	1.92	1.67
K20	0.59	0.47	0.67
MnO	0.08	0.01	0.04
MgO	1.59	2.04	2.67
TiO2	0.2	0.14	0.12
P2O5	0.07	0.05	0.03
LOI	14.32	16.77	12.91
TOTAL	97.83	97.32	98.18

表 4-8:膨潤土成分分析(XRF)

表 4-9:廢棄物罐圍壓分段加載分析結果

負載案例	最大應力發生	最大 Von Mises	安全係數(SKB)
	位置(材料)	應力(MPa)	
圍壓 40 MPa	鑄鐵	213.59	1.84
圍壓 45 MPa	鑄鐵	240.27	1.64
圍壓 50 MPa	鑄鐵	266.96	1.47
圍壓 55 MPa	鑄鐵	293.64	1.34
圍壓 60 MPa	鑄鐵	320.32	1.23
圍壓 65 MPa	鑄鐵	324.81	1.21
圍壓 70 MPa	鑄鐵	324.06	1.21
圍壓 75 MPa	鑄鐵	332.25	1.19

註:容許應力 395MPa,容許應力/最大 Von Mises 應力即為安全係數。

表 4-10: FPI、EFPI、FPC 及 EFPC 數量平均值及標準差

項目	FPI	EFPI	FPC	EFPC
平均值	4.2	4.4	2.9	0.2
標準差	2.0	2.3	2.0	1.2

註:模型為1個300m長處置隧道及44個處置孔,EFPC條件為5個EFPI以上。

表 4-11: 位移大於 5 cm 之裂隙半徑、裂隙位態及距離關係

地表線型長度	目標裂隙傾角	與斷層距離	避開裂隙之半徑
(km)	(度)	(m)	(m)
>5	0至55	0至100	不置放
	0至55	100 至 200	62.5
	0至55	200 至 400	125
	0至55	400 至 600	160
	0至55	>600	225
	55 至 90	0至100	不置放
	55 至 90	100 至 200	85
	55 至 90	200 至 400	170
	55 至 90	400 至 600	215
	55 至 90	>600	>300
3至5	0至55	0至100	不置放
	0至55	100 至 200	75
	0至55	200 至 400	150
	0至55	400 至 600	235
	0至55	>600	>300
	55 至 90	0至100	不置放
	55 至 90	100 至 200	100
	55至90	200 至 400	200
	55至90	400 至 600	>300
	55 至 90	>600	>>300

資料來源:摘自 SKB(2010m, p120)



圖 4-4:廢棄物罐設計流程



圖 4-5: 深度 400 m 至 500 m 之 5 個鑽孔硫化物濃度分布圖



圖 4-6:DFN 模型中最高 5 個等效初始通量的處置孔位置



圖 4-7:完整緩衝材料保護下 100 萬年後腐蝕評估結果



圖 4-8:膨潤土離心分層純化後照片



圖 4-9: MX-80 膨潤土之 XRD 分析圖



圖 4-10:SPV-200 膨潤土之 XRD 分析圖



圖 4-11: GMZ 膨潤土之 XRD 分析圖



圖 4-12: MX-80 膨潤土塊體乾密度與熱傳導係數之關係



圖 4-13: SPV-200 膨潤土塊體密度與熱傳導係數之關係



圖 4-14:GMZ 膨潤土塊體密度與熱傳導係數之關係



圖 4-15: MX-80 膨潤土含水比與熱傳導係數之關係



圖 4-16: 乾密度-含水比-飽和度之關係



圖 4-17:高飽和度試體乾密度與熱傳導之關係



圖 4-18: 不同乾密度膨潤土回脹壓力



圖 4-19: SKB 報告量測之 MX-80 膨潤土不同乾密度之回賬壓力 資料來源: Karnland et al.(2006, p42)



圖 4-20: MX-80 膨潤土乾密度與水力傳導係數之關係



圖 4-21: SKB 報告量測之 MX-80 膨潤土於不同乾密度之水力傳導係數 資料來源: Karnland et al.(2006, p47)



圖 4-22:處置隧道與處置孔剖面



D20+WH

1 3 5 7 9

D20-WH

圖 4-23:不同試驗條件之緩衝材料試體 註:D:單位重(kN/m<sup>3</sup>),W:含水量(%),WH:飽和含水量(%)。

D20-W17

1 3 5 7 9

D20-W17



圖 4-24:不同試驗條件之試驗結果


圖 4-25:二維處置隧道主應力分布圖(a)開挖後,(b)地震期間



圖 4-26:近場核種傳輸評估與 EDZ 參數之相關性

```
資料來源:SKB(2011a, p648)
中英文對照:Advection(平流);Diffusion(擴散);Backfill(回填材料);Excavation damaged
zone(開挖破壞區);Rock fracture(岩石裂隙);Bentonite buffer(膨潤土緩衝材料);
Canister(廢棄物罐);Rock(岩石)。
```



圖 4-27:處置隧道考量開挖擾動弱化範圍之二維有限元素法分析模型



圖4-28:處置隧道考量開挖弱化範圍之二維處置隧道受震時軸差應力分布圖



圖 4-29:3DEC 建置處置隧道含 DFN 之模型



圖 4-30:SKB 圓頂型封塞及密封系統

資料來源: SKB(2012b, p28)

註:中英文對照 Normal (horsehoe shaped) tunnel section(正常馬蹄型隧道斷面); Circle tunnel section(圓形隧道斷面); Normal tunnel section opening tunnel section(正常隧道斷面開放區域隧道斷面); Wall with prefabricated concrete beams(預注混凝土樑製的牆); Drain pipes(排水管); Grouting tubes(灌漿管); Filter(過濾層); Bentonite seal(膨潤土密封層); Approx(大約)。



圖 4-31:環繞場區斜坡道設計概念圖



圖 4-32:局部場區斜坡道設計概念圖



圖 4-33: 膨潤土最高溫度驗證



圖 4-34:離島結晶岩測試區之參考配置(地下 500 m 剖面)



圖 4-35: Nomographic chart 驗證



圖 4-36:單孔熱傳溫度歷時變化



圖 4-37:使用 3DEC 模擬地震引致裂隙位移之技術驗證 註:(a)SKB 模擬結果;(b)本研究模擬結果



圖 4-38:1604 泉州地震震源參數邏輯樹

4.6. 工程障壁的穩定性

#### 4.6.1. 再飽和特性之影響

#### 4.6.1.1. 工程障壁再飽和分析模型建置

本研究參考 SKB R-09-04 報告(SKB, 2009, p13-20)之案例進行模型的平行驗證,以驗證模型的正確性,並建立未來進行再飽和模擬之 溫度場基本模型。本研究共採 3 項案例分別進行平行驗證,案例說明 如下:

案例 1:單罐模型之溫度驗證。目的為做一個基本案例 (base case) 的探討 (意即沒有其他廢棄物罐的影響),其溫度分布結果可提供未來 納入水力分析之用。此外, R-09-04 文獻第5章的數值分析中並沒有 將緩衝材料、回填材料與間隙納入模型中,僅取一個廢棄物罐與周圍 母岩進行熱傳分析,本研究考量實際狀況將緩衝材料與回填材料納入 單罐分析。

案例 2:緩衝材料最高溫度之驗證。考慮其他廢棄物罐的影響(即 多罐處置),求出圖 4-39 中最熱處(Panel B 中央)的緩衝材料最高溫 度,並與 R-09-04 文獻中的 Nomographic chart 比對。(初始溫度 0 ℃)

案例3:緩衝材料與孔壁之長時間溫度歷時之驗證。分析緩衝材 料與孔壁於處置後長時間的溫度演化狀況,可得到處置區塊中央位置, 處置孔之內壁溫度及其對應之緩衝材料溫度歷時曲線,並得到其最高 溫度值。

上述3項驗證係依據 R-09-04 文獻所述之熱傳分析概念,由較單純之單罐模型至較複雜之多罐模型循序漸進地開展。

(1) 案例 1: 單罐模型之溫度驗證

將廢棄物罐熱源設定為均質熱荷載λ canister = 30 W/(m·K)(R-09-04, p.39),本研究以 FLAC3D 平行驗證結果如表 4-12,本研 究之單罐熱源分析結果與 SKB 結果相近。

(2) 案例 2: 緩衝材料最高溫度之驗證

本案例初始溫度為0℃, 圍岩熱傳導係數為 2.5 W/(m・K), 緩 衝材料之等效熱傳導係數(此等效範圍由廢棄物罐表面至孔壁之 間)為 0.58 W/(m・K), 隧道間距為 40 m,廢棄物罐間距為 6 m。 本研究參照案例 2 計算之溫度歷時如圖 4-40,緩衝材料最高溫 度計算結果與 SKB 案例分析結果比較如表 4-13, 最高溫度與最 高溫發生時間皆與 SKB 分析結果相近。

(3)案例3:緩衝材料與孔壁之長時間溫度歷時之驗證 幾何模型如圖4-41所示,模型頂部位於地表,向下延伸1,000m 為模型高度。雙處置隧道底部位於地下(Z)500m處,模型寬度 (Y)69m,深度(X)40m。邊界條件,模型之前、後、左、右與底 部設定為零熱流量邊界及對稱邊界。處置隧道配置部分,於前後 工地邊界(X)五四点四款送(四五40)、該送去如五四500

兩端邊界(X 方向)配置處置隧道(間距 40 m),隧道底部配置 5 個廢棄物罐處置孔(Y 方向)。隧道末端之處置孔與邊界相距 22 m, 廢棄物罐間距為 6 m。以 105,264 個區塊(zone)及 113,274 個節 點(grid points)建構數值模型。模型所設定之參數如表 4-14 所 示。案例 3 分析結果與 SKB 研究比較如圖 4-42,由分析結果可 知,本研究計算岩體溫度歷時結果與 SKB 結果相近,緩衝材料溫 度歷時在前 20 年有些許差異,但大致上溫度結果也是與 SKB 相 近。

經由上述 3 項案例分析結果與 R-09-04 報告結果之平行驗證,可 看出無論在單罐或多罐處置條件下,使用之分析工具雖不同,但與文獻 使用相同參數與條件輸入時,均可得到與文獻相符之結果。由上述之 模擬結果可說明本研究之數值模型與數值分析方法兼具正確性與合 適性。經由本年度的熱-力數值分析技術建立與驗證,本研究將持續 於 106 年度發展本土之熱-力耦合分析模型並探討廢棄物罐熱效應產 生之應力增量對工程障壁產生之影響,建立我國本土處置場近場熱-力耦合模擬技術與驗證能力。

#### 4.6.1.2. 環境三軸試驗儀建置

本研究於 105 年度完成環境三軸試驗儀之建置,如圖 4-43,為 研究緩衝/回填材料在熱、水、力環境條件作用下相應之力學特性與 變形行為,因此儀器功能需具備溫度控制、孔隙水壓控制、圍壓與軸 向應力控制與孔隙氣壓控制,以便模擬緩衝/回填材料於處置孔在各 個階段所受的狀態。

儀器功能系統包含:

(1) 軸向載重系統

設備包含軸向荷重架、加壓系統、量測系統,需能進行軸向位移 控制及軸向力控制,並且量測儀器運行中試體相應的軸向位移及 軸向力

- (2) 三軸載重系統 設備包含三軸室、圍壓系統、量測系統,需能進行圍壓控制、孔 隙水壓力控制、孔隙水體積控制、孔隙空氣壓力控制與孔隙空氣 體機控制,並且可量測儀器運行中試體相應的圍壓、孔隙水壓力 /體積與孔隙空氣壓力/體積
- (3) 溫度控制系統 設備包含溫度控制裝置與冷卻裝置,需能進行溫度控制,並且量 測到儀器運行中溫度
- (4) 控制系統與資料擷取器

設備控制系統(具伺服控制功能)與包含資料擷取器,控制系統需 能進行設定單位時間施加軸向力/位移、圍壓、孔隙水壓力/體積、 孔隙空氣壓力/體積與溫度控制軸向載重系統、三軸載重系統與 溫度控制系統,資料擷取器為接收控制系統所輸入控制參數對於 試體反應之結果,為單位時間施加軸向力/位移、圍壓、孔隙水壓 力/體積、孔隙空氣壓力/體積與溫度。

(5) 軟體模組

具圖型使用者介面,使用者定義試驗結果參數輸出選項,需可程 式化操作飽和度與壓密模組、三軸(UU、CU、CD)模組、低頻率循 環載重模組、應力路徑模組、K-ZERO 模組、未飽和土壤三軸模組、使用者定義模組,各模組試驗過程需可同步繪圖。

環境三軸試驗儀功能測試,進行環境三軸力學實驗,緩衝材料熱 力學特性實驗,進行膨潤土(SPV200)材料之塊體壓製,塊體乾密度為 1,600 kg/m<sup>3</sup>,在溫度條件 20℃、30℃、60℃、90℃,及圍壓條件 4MPa、 8MPa、12MPa 測試。

三軸試驗結果如表 4-12 與圖 4-44, SPV200 軸差應力隨著圍壓 提高而增加,但隨著溫度增加,軸差應力則有下降的趨勢;凝聚力是 隨著溫度先升高而降低,而與摩擦角擦角則是相反;在 p-q 中 SPV200 塊體的破壞包絡線隨著溫度提升而降低,表示溫度可能造成 SPV200 更快到達極限平衡狀態而破壞。

#### 4.6.2. 力學穩定特性

地下處置設施周圍岩體在處置隧道及處置孔開挖時,會產生應力 重新分佈;而在工程障壁安置完成且廢棄物罐安置後,在一段長時間 後,將會發生緩衝材料回脹、因廢棄物罐自重使緩衝材料產生沉陷、 因廢棄物罐腐蝕物質產生回脹造成的變形及岩體重量產生的潛移。

#### 4.6.2.1. 初步建置高圍壓縮尺測試相關設備

針對工程障壁在高圍壓環境之驗證工作,規劃將進行一系列縮尺 試驗,以及數值分析工作,提供力學穩定性量測與評估成果。目前已 完成縮尺試驗使用之高圍壓三軸實驗室設計,為確保各元件的安全, 圍壓加載過程由數值分析軟體模擬確認其可行性,如圖 4-45 所示, 另進行繪製設計圖及選用材料,已建立採購規格及進行油壓設備的建 置。

#### 4.6.2.2. 隧道岩體潛變

當岩體受到外力作用時,將發生暫態變形及隨時間而增加之依時變形。隧道開挖時,雖加有足夠的支撐,惟隨著時間增加,岩體之變

形量將愈來愈大,即產生所謂之依時變形,其所累積變形量往往比即 時變形量還大,甚至可達好幾倍,故須針對處置隧道所處的現地應力 條件探討岩體潛變的影響。

探討完整岩體之潛變受軸差應力及圍壓影響,當軸差應力越大, 岩石之潛變會增加;但會隨著圍壓的增加使得岩石的潛變減少,花崗 岩單壓試驗結果外差所得隨著對數時間軸與潛應變量之關係如圖 4-46,兩曲線分別為不同應力條件下根據潛變定律所求得的不同潛變 斜率(A),A值為0.0001之曲線為承受2/3單壓強度之軸應力,而A 值0.000025之曲線為承受1/3單壓強度之軸應力,結果顯示外推至 10萬年之潛應變分別約為0.3%及0.1%,非常微小不足以影響隧道 的變形量(SKB, 2010j, p19-p21)。

離島結晶岩測試區處置隧道的岩體潛變,依前述評估經驗岩體長 期潛變之影響微小,但仍需進行相關室內的試驗及數值分析以確認我 國具備處置隧道岩體長期潛變的技術能力,並於建置地下實驗室時, 在獲有實際開挖後的潛變量測數據時,據以比對修正。

#### 4.6.2.3. 腐蝕對緩衝材料體積穩定之影響

銅殼在有氧及無氧環境下皆會發生腐蝕。在有氧環境下,銅因氧 化形成 Cu(I)與 Cu(II)離子,因此,在銅殼表面或膨潤土中會形成 Cu(I) 與 Cu(II)的氧化物。但進入厭氧條件後,硫離子與剩下的 Cu(I)及 Cu(II) 將會產生大量 Cu<sub>2</sub>S,而銅殼也會繼續腐蝕,其腐蝕速率將會取決於 HS<sup>·</sup>離子的供應速率。Fraser King and Paul Wersin(2013, p28)研究指 出,當銅殼在 HS<sup>·</sup>與 Cl<sup>·</sup>溶液中發生腐蝕,其腐蝕所產生的腐蝕產物 (Cu<sub>2</sub>S)將會是多孔質,對銅殼沒有保護作用。然而,這種腐蝕產物因 為有多孔性的特性,其體積會比平常銅所產生腐蝕產物的體積更多, 可以預期體積至少增加 2 倍到 3 倍。

因此,當腐蝕產物 Cu2S 在緩衝材料中,雖然體積可能回脹 2 倍 到 3 倍,但因為其多孔較鬆散的結構,可以預期其所產生的回脹力, 將不會影響膨潤土體積穩定性。

#### 4.6.2.4. 廢棄物罐沉陷

廢棄物罐沉陷考量因素為因廢棄物罐自重所造成的緩衝材料壓 密、回賬與潛變等,以及因飽和後緩衝材料與回填材料界面所產生體 積回賬所造成的應力變化。Åkesson et al. (2010, p211-p224)進行廢 棄物罐沉陷 2 階段分析,第 1 階段模擬緩衝材料受廢棄物罐自重的 壓密及回賬直到應力平衡,第 2 階段則模擬緩衝材料於 10 萬年內考 量回賬壓力於 80 kPa 至 7 MPa 所造成的沉陷量,以 8 種不同的緩衝 材料密度及對應的回賬壓力,分析廢棄物罐之沉陷及潛變。於 7 MPa 的回賬壓力下,廢棄物罐的總沉陷量為 0.4 mm;在 80 kPa 的低回賬 壓力下,沉陷量僅為 2.2 cm。分析結果顯示,即使是在非常低的回賬 壓力下,經過 10 萬年的壓密及潛變等情況,廢棄物罐的沉陷量 仍非常低。

此研究之母岩性質以及緩衝材料與回填的膨潤土之物理性質均 相似,因此,離島結晶岩測試區處置隧道的廢棄物罐總沉陷量,考量 回賬壓力為 15 MPa之條件,依 Åkesson et al. (2010, p211-p224)評 估的分析經驗,根據沉陷曲線可約略評估廢棄物罐的總沉陷量約為 0.1 mm,後續將配合相關試驗結果加以比對修正。

### 4.6.3. 受震穩定性

為保持工程障壁系統安置後之完整性,需考慮其受地震擾動時之 穩定性。地震對工程障壁的破壞模式,包括振動破壞與位移破壞2類, 分述於下列各節。

#### 4.6.3.1. 地震引致裂隙剪力位移之影響評估

參考 SKB (2010k, p31-p37)進行地震引致裂隙剪力位移的分析 方法,假設廢棄物罐於處置孔中受震,經由緩衝材料承受裂隙剪力位 移作用,剪力位移設定於廢棄物罐中間與 1/4 罐長處、角度設定為 90°、22.5°,進行數值分析。分析過程分為承受 10 萬年長期圍壓作用 下所產生的潛變效應,以及於處置初期,潛變效應尚未產生,而受地 震位移的效應。分析結果概述如下:

(1) 初期處置承受地震位移的剪切效應(未考慮潛變)

在未考慮銅的長期潛變影響下,剪力位移 5 cm 的應力分析所得 最大塑性應變為 5.8%,最大 Von Mises 應力為 335.7 MPa,小於 最大容許應力值 395 MPa。

另外,以ANSYS 有限元素程式進行分析,假設廢棄物罐兩端為位 移束制,剪力位移以緩衝材料的結點位移控制來模擬,表 4-12 為 分析結果,顯示在 1/4 罐長處受90°剪切角、10 cm 位移的塑性 應變量最大,Von Mises 應力為 396 MPa(圖 4-47)。此結果與 SKB TR-10-34 報告(2010k, p37)岩層剪力位移分析結果極為相近。

(2) 長期圍壓作用下所產生的潛變效應

以ANSYS進行考慮10萬年處置時間的廢棄罐銅殼潛變數值模擬 分析,長期負載施加過程中,均考慮15 MPa的回賬壓力與30 MPa的冰河負載;在此過程後,再承受5 cm的地震剪切行為, 以瞭解廢棄物罐的完整性。分2階段進行加載分析,第1階段考 慮10萬年的作用時間,銅殼承受45 MPa圍壓的潛變行為;第2 階段進行潛變後的剪切分析。分析結果如表4-17 與圖4-48 所 示,未考慮潛變效應剪切分析為327 MPa考慮10萬年之潛變分 析後,廢棄物罐應力變成323 MPa,由上述結果可知廢棄物罐銅 殼在考慮長期潛變效應之後,其廢棄物罐鑄鐵應力,將因外部銅 殼增加承擔應力,而造成鑄鐵應力值變小,故安全係數提升,顯 示採用未考慮潛變的分析將較為保守。

#### 4.6.3.2. 地震引致震動之影響評估

臺灣與日本皆位在環太平洋地震帶上,為確認工程障壁地震時之 穩定性,日本曾以廢棄物罐與緩衝材料的整體縮尺模型,進行地震測 試(JNC,2000c,p133-p134)並以地工離心機進行相關研究。我國目前 亦使用中央大學地工離心機以 10g 離心力場,進行廢棄物罐與緩衝材 料在地震時受震動的影響程度研究,1/10 縮尺離心模型試體如圖 4-49 所示。 本計畫預定會執行之 1/10 縮尺離心試驗條件如表 4-18,各試驗 條件下之離心震動試驗持續進行中,後續將彙整各種試驗條件下之震 動反應進行工程障壁縮尺試體各處孔隙水壓、土壓力及加速度等反應 等參數探討確認各條件下受震之反應,其中表 4-19 為其中 test3 之 輸入的震動事件,表 4-20 及表 4-21 則為各震動事件後各點位的加速 度反應與加速度放大倍率;另圖 4-50 至圖 4-52 則為其中震動事件 S4、S9 及 S11 之加速度、孔隙水壓及土壓力之量測結果,而測試後 則拆除試體,以目視檢查及記錄緩衝材料受震的影響(如圖 4-53),後 續將持續針對量測數據進行處理及分析以獲得工程障壁受震反應之 特性。

另外,本年度亦完成離島結晶岩區的機率式地震危害度分析,此 區域重要之震源為濱海斷層,過去亦曾探討此斷層之分段(如圖 4-54), 透過專家會議之整合,使用歷史地震資料,建立震源參數邏輯樹(如 圖 4-38);參考美國核能標準 RG 1.208 與 ANS 2.26,將處置設施方 圓 320 km 的地震目錄(如圖 4-55),依照震源區畫分進行地震危害度 參數統計,再將斷層震源與面震源參數,輸入於地震危害度分析軟體 EZ-FRISK。獲得岩盤面(地下 70 m)回歸期為 2,500 年與 10,000 年的 地震動反應譜結果,如圖 4-56,將於後續工作探討此條件下,地下 500 m 的隧道設施及緩衝材料之振動反應。

#### 4.6.4. 氣體遷移

在處置設施內,氣體在緩衝材料中的傳輸行為,將以2階段方式發生(SKB,2010h,p71),如下列所述;

- (1) 當處置設施被封閉時,緩衝材料此時圍阻住氣體,一旦緩衝材料 吸收水成為飽和狀態,氣體可能會散逸。
- (2) 地下水浸入緩衝材料並使其達飽和後,若廢棄物罐銅殼存在破損 或不密封之情形,水將進入廢棄物罐內造成鑄鐵內襯之腐蝕,進 而導致氫氣產生;隨著氫氣持續產生,其將溶解於水中並存在廢 棄物罐內,或進入緩衝材料,造成處置設施內離散氣相之存在。

氣體傳輸機制可概略分為2階段:

- (1)如果產氣的速率慢或產生之氣體量微小,則氣體可能溶解於孔隙 水中並以擴散的方式逸出。
- (2)如果產氣的速率快,或其產生之氣體量大到超過前項所提之"溶解-擴散"機制所能負荷的通量,則氣相形成。此時壓力將會升高,當壓力累積至緩衝材料之臨界壓力時,將會形成氣體通道而導致氣體逸散。

氣體於處置孔內之生成、積聚位置與分布無法掌控,控制氣體傳 輸方向之因子也尚未被定義出,日本 PNC 公司(Power Reactor and Nuclear Fuel Corporation)設計了一套「定容一維氣流傳輸實驗」裝 置(1998,p498),將氣流方向簡化為一維流體,確定之氣流路徑也助 於計算氣體滲透性(gas permeability);而法國原子能委員會 CEA(French Atomic Energy Commission)與其合作,依據該裝置設計 了一組試驗流程,用以探討氫氣於不同飽和度及乾密度之壓密 Fo-Ca 膨潤土中傳輸之特性。

此裝置能承受之最大壓力為 9.3 MPa;黏土試體直徑為 50 mm, 最大高度為 40 mm;以軸向夯實成型之方式製作乾密度 1.6 Mg/m<sup>3</sup>至 1.9 Mg/m<sup>3</sup>之試體,而試體成形後另供以大於大氣壓力之水壓,以確 保其完全飽和。此試驗由一端注入氣體,每間隔 12 小時至 24 小時增 加 0.05 MPa 至 1 MPa 之供氣壓力,當下游端量測到氣體流出時,以 該流率透過 Hagen-Poiseuille 定律(Hagen-Poiseuille relationship)及 Darcy 定律(Darcy's law)計算氣體滲透性(Galle et al., 1998),計算方 式如式(4-1):

$$k_{g} = \frac{2 \mu_{g} \cdot Q \cdot L}{A} \cdot \frac{P_{2}}{(P_{1}^{2} - P_{2}^{2})}$$
(4-1)

其中,

 $k_q = 氣體滲透性, [m<sup>2</sup>]$ 

Q=出口端流率, [m<sup>3</sup>/s] P2=出口端壓力, [kgf/m<sup>2</sup>] P1=為入口端壓力, [kgf/m<sup>2</sup>] μg=動黏滞係數, [Pa·s] L=試體長度, [m] A=試體截面積, [m<sup>2</sup>]

試驗結果獲得之氣體滲透性,隨膨潤土試體之飽和度及乾密度增加而下降,乾密度 1.6 Mg/m<sup>3</sup> 至 1.9 Mg/m<sup>3</sup>之飽和試體,氣體滲透性約介於 10<sup>-22</sup> m<sup>2</sup> 至 10<sup>-18</sup> m<sup>2</sup> 之間;而突破壓力則略大於回賬壓力,但隨試體厚度不同而改變。

Harrington and Horseman(1999, p139-140)進行了一系列控制 氦氟注入流率之 Mx80 膨潤土試驗,同樣為一維氟流傳輸試驗,以定 流率之條件,樣品接近完全飽和,承受均勻圍壓,並由裝置兩端供給 1 MPa之水壓,由單側注入定流率氦氣,模擬因腐蝕產生之氣體於廢 棄物罐內積聚之情形,同時觀測記錄累積氣壓與淨流率,過程之壓力 曲線如圖 4-57;系統內氣壓隨著氣體累積逐漸升高,累積至突破壓力 後氣體開始從下游大量流洩而出,壓力曲線可觀察到明顯之壓力峰值, 而後兩端氣壓開始達到平衡,氣流進入穩態;最後隨著泵浦停止供氣, 氟壓驟降而後趨於平緩,殘留氣體以極緩慢之速度逸散。試驗中乾密 度 1.68 Mg/m<sup>3</sup>之膨潤土在圍壓 16 MPa、背壓 1 MPa 下,不同流率求 得之氣體滲透性約介於 10<sup>-21</sup> m<sup>2</sup>至 10<sup>-20</sup> m<sup>2</sup>之間;作者認為氣體沒有 流經飽和黏土之原有孔隙,因此,氣體滲透性並非一物質特性,而是 依據氣體傳輸過程所產生之氣體通道數量、廣度、裂隙分布而變化之

為探討氣體於緩衝材料內之傳輸行為,規劃以「緩衝材料氣體滲 透試驗裝置」進行研究,模擬緩衝材料體積受處置洞圍岩侷限之環境, 以定流率注入一維氣流於定容飽和膨潤土中,用以探討回賬壓力、氣 體滲透性及觀察一維流場下之氣體傳輸曲線與特性,建立對於氣體傳 輸之基本概念及了解。

緩衝材料氣體滲透試驗配置如圖 4-58,包含注水系統、訂製試驗 模具及注氣系統;注水系統以循環水模式進行試體預先飽和;訂製試 驗模具則為可承受 25 MPa 高壓之不鏽鋼容器,試體直徑 50 mm,高 度可調整為 10 mm 至 50 mm,構造如圖 4-59 所示;考量氣體試驗易 受溫度變化影響,除室溫控制外,模具在試驗過程中會置於衡溫水槽 內避免溫度波動,為防止氣體及液體在高壓試驗環境中滲漏,界面銜 接處均加設雙層歐令;預壓成型之試體兩端放置透水石,藉由中心柱 上下位置之調整,可配合不同高度之試體;此外,本試驗為滿足不同 試驗標的,將中心柱設計為可選擇僅銜接被固定住之頂片,即整個飽 和、注氣試驗之過程,試驗環境皆維持定容狀態,亦或上方連接荷重 元,於注水飽和階段可量測膨潤土試體之回賬壓力。

透過緩衝材料氣體滲透試驗,預期可探討氣體於飽和膨潤土材料 遷移之過程,包含作為氣體進入阻力之膨潤土回脹壓力、隨氣體通道 性質而改變之氣體滲透性、具代表性之臨界壓力值及一維流場下之氣 體傳輸曲線與特性,助於建立對氣體傳輸過程與特性之理解,作為評 估處置設施內氣體遷移對緩衝材料影響之基石。

#### 4.6.5. 膨潤土體積穩定性之影響

處置孔中的緩衝材料塊體與處置隧道中的回填膨潤土塊,周圍的 工作縫隙以膨潤土製成的填充料充填。處置設施運轉期間,緩衝材料 及回填材料與岩體界面間的膨潤土填充料,最先因岩體周圍裂隙中的 地下水流入滲而潤濕;當水量多至使得膨潤土來不及吸收時,進流處 的裂隙則會產生水壓,使潤濕較柔軟的膨潤土受水流帶動而形成通道, 並可能因水流流動帶走膨潤土顆粒形成侵蝕作用。Sandén and Börgesson(2010, p39)利用數值分析方法計算緩衝材料侵蝕後之自癒 性及回脹壓力分布,假設緩衝材料因管流形成半徑 26 cm 之侵蝕,侵 蝕量約損失 130 kg 之膨潤土,經計算後緩衝材料約 32 年後完全自 癒,整體之回脹壓力仍保持在 1 MPa 以上,因此,可界定最大緩衝材 料損失限值為 100 kg 以下。以目前的研究技術與發展,由於無法預 測管流侵蝕發生的位置與進水量,目前則多利用大量的實驗結果建立

經驗式,評估管流作用對膨潤土之侵蝕量(如圖 4-60 及圖 4-61)。參考 SNFD2017 技術支援報告(2)第 6.5 節之計算,膨潤土侵蝕量約為 1,640 kg,然而回填材料之總體積為 10,200 ton,此侵蝕量對回填材料之影響不大。

表 4-12:案例 1-單罐熱傳第 10 年溫度計算結果

	本研究	SKB R-09-04
罐頂温度 (℃)	71.74	71.263
孔壁溫度(℃)	40.00	39.00

## 表 4-13:案例 2-緩衝材料最高溫度計算結果

	本研究	SKB R-09-04
緩衝材料最高溫度 (℃)	88.8	89.0
最高溫度發生時間 (年)	12.2	10 to 15

## 表 4-14: 案例 3 驗證使用參數一覽表

	<b>材料</b> 参數	緩衝材料(MX- 80)	處置母岩 (花崗岩)	回填材料 (MX-80)	
力學參數	統體密度(kg/	1,793	2,770	1,250	
	m <sup>3</sup> )	(孔隙率=0.355)		(孔隙率=0.5)	
熱傳參數	熱傳導度(W/m·	廢棄物罐頂部及	3.16	0.7	
	K)	底部之緩衝材料			
		=1.10			
		廢棄物罐周圍			
		(包含間			
		隙)=0.50			
		緩衝材料外圍			
		=0.91			
條件	初始條件	初始溫度:10.6°	С		
		岩體比熱:2.17 MJ/m <sup>3</sup> ·K			

## 表 4-15: SPV200 熱-力試驗結果

++ *:1	溫度	圍壓	軸差應力	凝聚力	摩擦角
村 杯	°C	MPa	MPa	MPa	0
		4	8.22		
	30	8	10.4	2.2	13.69
		12	13.1		
		4	7.91		
SPV200	60	8	9.71	2.5	10.81
		12	11.61		
		4	7.1		
	90	8	8.26	1.93	11.77
		12	11.139		

佳	连端		前力位移5cm			前力位移 10 cm		
 剪力 		應力 (MPa)	安全係數 (INER)	 安全係數 (SKB)	應力 (MPa)	安全係數 (INER)	 安全係數 (SKB)	
90°	1/4 罐長	335.7	1.17	1.23	396	1	1.12	
<b>90</b> °	中間	327.1	1.2	1.32	369	1.07	1.25	
22.5°	1/4 罐長	291.2	1.35	1.36	299.5	1.31	1.32	
<b>22</b> .5 <sup>°</sup>	中間	296.8	1.33	1.33	299.1	1.32	1.31	

表 4-16: ANSYS 廢棄物罐受裂隙剪力位移之應力分析

表 4-17: ANSYS 廢棄物罐考慮潛變之受裂隙剪力位移分析

鑄鐵			應變(%)	Von M (MPa	Aises )	安全係數
分析模式	剪切角度	剪切位置	剪力位移 5 cm	剪力	位移 5 cm	
剪切	90°	中間	總應變 5.2%		327.1	1.21
潛變剪切	90°	中間	潛變應變 0%		323.8	1.22
銅殼			應變(%)	Von	Mises (M	Pa)
剪切	90°	中間	總應變 1.7%			219.65
潛變剪切	90°	中間	潛變應變 0.4%			219.32

表4-18:1/10縮尺離心試驗條件

Test No.	Water content (%)	BulkDensity (kN/m³)	Remark
Test 1	17	18.5	Without ground water
Test 2	17	18.5	MX-80
Test 3	17	18.5	Soaked in water with moderate temperature
Test 4	17	18.5	Soaked in water with higher temperature
Test 5	Higher water content close to saturated	18.5	Soaked in water with moderate temperature
Test 6	Higher water content close to saturated	18.5	Soaked in water with higher temperature

Input information						
Event	Waveform	Frequency	Cycles	Duration(s)	Base acceleration(g)	
Preshake1	Sine wave	4 Hz	1	0.025	-	
Preshake2	Sine wave	4 Hz	1	0.025	-	
s1	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.040	
s2	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.092	
s3	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.116	
s4	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.202	
s5	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.270	
s6	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.291	
s7	Sine wave	1 Hz	15	1.50	0.255	
s8	Sine wave	2 Hz	15	0.75	0.122	
s9	Sine wave	2 Hz	15	0.75	0.192	
s10	Sine wave	2 Hz	15	0.75	0.340	
s11	Sine wave	3 Hz	15	0.50	0.193	

表4-19:Test3 輸入振動資訊

表4-20:Test3 各位置最大加速度反應表

Event	A31 (g)	A38 (g)	A39 (g)	A27 (g)
S1	0.040	0.037	0.067	0.087
S2	0.092	0.082	0.129	0.183
S3	0.116	0.121	0.182	0.244
S4	0.202	0.164	0.221	0.296
S5	0.270	0.164	0.238	0.324
S6	0.291	0.175	0.264	0.363
S7	0.255	0.199	0.292	0.387
S8	0.122	0.134	0.204	0.287
S9	0.192	0.241	0.293	0.430
S10	0.340	0.447	0.433	0.631
S11	0.193	0.201	0.303	0.422

Event	A31	A38	A39	A27
S1	1.000	0.912	1.662	2.146
S2	1.000	0.889	1.394	1.982
S3	1.000	1.047	1.576	2.108
S4	1.000	0.812	1.094	1.467
S5	1.000	0.607	0.882	1.200
S6	1.000	0.600	0.906	1.248
S7	1.000	0.781	1.147	1.517
S8	1.000	1.097	1.674	2.354
S9	1.000	1.257	1.526	2.244
S10	1.000	1.318	1.276	1.858
S11	1.000	1.039	1.567	2.185

表4-21:Test3 加速度放大倍率表



圖 4-39:處置區塊(panel)配置



圖 4-40:案例 2-初始溫度為0 ℃之溫度歷時



圖 4-41:案例 3-FLAC3D 數值模型尺寸與材料



圖 4-42: 案例 3 緩衝材料與岩壁溫度歷時



圖 4-43:環境三軸試驗儀配置



圖 4-44: SPV200 三軸試驗 p-q 結果



圖 4-45:施加圍壓時斷面位移圖



圖 4-46:對數時間軸單壓潛變試驗及外差結果

資料來源:SKB(2010j, p20)

註:中英文對照 Creep strain(潛應變); Time(時間); Year(年)



圖 4-47:未考慮銅潛變之廢棄物罐受剪力位移 10 cm 之應力分布圖



(a) 未考慮銅潛變之剪力位移分析



(b)考慮銅潛變之剪力位移分析

圖 4-48:考慮銅潛變之廢棄物罐受剪力位移 10 cm 之應力分布圖



(a) 試體製作與安裝

# Accelerometers



(b) 加速規量測位置





圖4-50: Test3 廢棄物罐反應, S4 (1 Hz, 15 cycles, base acc 0.202 g)



圖4-51: Test3 廢棄物罐反應, S9 (2 Hz, 15 cycles, base acc 0.192 g)



圖4-52: Test3 廢棄物罐反應, S11 (3 Hz, 15 cycles, base acc 0.193 g)



圖4-53:Test3 緩衝材料測試後拆除進行檢查與紀錄



圖4-54:濱海斷層分段



圖4-55:離島結晶岩測試區地震分布圖



圖4-56:離島結晶岩測試區之2,500年與10,000年回歸期地震動反應譜


圖 4-57:一維定流率氣體傳輸試驗壓力與出流流率變化圖 註:中英文對照 flow rat at STP(標準狀態下之流率); gas pressure(氣壓); elapsed times(試驗 經過時間); dyas(天數); flow rate into system(注入系統之流率); flow rate out of specimen(從 試體流出之流率); gas pressure(氣壓)。



圖 4-58: 氣體滲透試驗配置圖



圖 4-59: 氣體滲透試驗訂製模具構造圖



圖 4-60:累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關係 資料來源:重繪自 Sandénet al.(2008, p48)



圖 4-61:模擬處置孔內填充料垂直進水之累積進水量與累積膨潤土侵蝕量之關 係

資料來源: 摘自 Sandén and Börgesson(2010, p44)

註:中英文對照 Inst. Techinque test (Installation technique, 模擬處置孔安裝廢棄物罐、緩衝材 料及膨潤土填充料(pellet)的縮尺度侵蝕試驗); Long term test(長時間尺度試驗); Erosion special(特殊侵蝕試驗,即垂直進水的管流侵蝕試驗)。

## 4.7. 建造/運轉/封閉技術

# 4.7.1. 建造階段

針對處置設施各隧道可能採用之施工方法,建造期間可能遇到且 需特別注意之擾動現象,以及可能提出之因應對策,以下分成2小節 進行探討。針對建造階段之工法介紹,於隧道工程開挖時,隨著施工 方法的不同而搭配不同之機具設備,並考慮到安全性與經濟性之條件。 另外,隧道開挖時,不同開挖工法對岩體產生之擾動影響,原則上, 選擇開挖岩體擾動最少者。

#### 4.7.1.1. 施工技術

一般岩石隧道開挖方式有傳統鑽炸及機械開挖2大類,而機械開 挖則依挖掘機具分為旋臂式鑽掘機(road header, RH)及全斷面鑽掘 機(tunnel boring machine, TBM)等開挖方式。除了上述較常見之方法 外,以金剛石線材之線鋸工法(SKB, 2014, p7),為高放射性廢棄物處 置設施最新發展之施工方式,該法進行線切隧道斷面,具有對隧道擾 動相對最小之優點。

## 4.7.1.1.1. 鑽炸工法(Drill and Blast)

傳統鑽炸工法(drill and blast)係以鑽孔配合開炸挖掘前進,其鑽 孔作業係以壓縮空氣或油壓傳動之鑽堡鑽孔後,填裝炸藥進行開炸, 宜採用平滑爆破(smooth blasting)方式以避免超挖現象。在鑽炸開挖 工法中除極少數仍使用傳統工法的支撑方式外,大多採用新奧工法 (new austrian tunneling method, NATM)的支撐觀念;所謂新奧工法 係利用開挖岩體本身自持能力所發展之隧道施工方法,在隧道開挖後, 利用鋼支保、噴凝土及岩栓等支撐與周圍岩體形成支撐拱圈,藉以支 承開挖隧道之岩石與水的壓力。

國內鑽炸法應用於硬岩區施工流程如圖4-62,包括修挖、製圖、 打岩栓、灌漿、鑽孔、結線、開炸、通風、出碴,並視需要施作先撑 鋼管,上述為1個輪進。待隧道變形趨於收斂穩定後,再分階段進行

混凝土襯砌打設。我國使用鑽炸工法進行隧道開挖之經驗甚為豐富, 未來應用於國內高放射性廢棄物處置時,專業技術與資格均具水準之 上。

## 4.7.1.1.2. 機械式開挖

機械開挖工法採用之機具,包括旋臂式鑽掘機(RH)、全斷面隧道 鑽掘機(TBM)。其中使用旋臂式鑽掘機時,多採新奧工法的支撐觀念, 而使用 TBM 在軟弱地盤中時,支撐方式均使用環片支撐。

- (1) 旋臂式鑽掘機單頭及雙頭前轉切割式 2 大類型。於中、低強度岩層(岩石強度介於 50 MPa 至 100 MPa)為減少噪音與震動干擾, 並確保結構物安全時,適用旋臂式掘削機。
- (2) 全斷面隧道鑽掘機最早於 1856年由 Charles Wilson發明,後續 隨著多家機械製造廠商投入研發改進,TBM 成為隧道開挖的機 具之一。TBM 主機本身以有無盾殼區分為無盾殼的「開放式」 (open-type)與有盾殼的「盾構式」(shield-type or close-type)2 種。盾構式又分為適用於硬岩區之單盾型(single shield type)、 雙盾型(double shield type)及適用於軟岩區之泥水加壓型 (slurry pressure balanced type)、土壓平衡型(earth pressure balanced)等形式。

## 4.7.1.1.3. 線切工法(Wire Cutting)

線切隧道斷面之工法,其對隧道擾動相對最小,因此,可將線切 工法做為建造開挖隧道之選擇項目。SKB R-14-08 報告(2014, p15)呈 現線切工法建造矩形隧道的施工順序:使用鑽孔機先於4個角隅處鑽 孔並擴孔,鑽孔內放置長桿與端部滑輪,透過滑輪將線材送入鑽孔並 繞回表面,然後延伸至下一鑽孔,最後接回電動機,即可進行切割作 業,如圖4-63。除了用於隧道切割外,亦可利用於切割垂直豎井之作 業,切割過程需以水沖洗岩屑,減少切割粉塵飛揚,降低對作業環境 影響。為了移除切割後之岩石斷面,需配合小規模的爆破將岩石分化 成較小體積以便運搬。線切作業後經爆破並移除土塊後之結果,顯示 隧道壁面為光滑平整,由於頂部與地板沒有超挖之發生。

## 4.7.1.2. 施工災害之預防

岩石隧道開挖不外鑽炸工法與隧道鑽掘機工法,以岩體擾動最少為原則來選擇開挖的策略。依處置設施建造情況,應注意以下事項: (1) 地下水。

- (2) 因開挖使得岩石之應力非等向性或突然應力釋放而生破裂;岩爆 (rock burst)。
- (3) 岩石不穩定現象,如:因過大壓力而致倒塌及回脹、產生破裂面。

針對上述這些現象,在開挖過程可採用量測方法先進行預測,而 開挖遭遇到該類災害時亦有相關之工程對策可供採用。軟弱地層、擠 壓性地層、湧水或斷層破壞帶等特殊地質施工之岩石隧道處理案例, 其常用之處理對策(輔助工法)彙整如下:

- (1) 確保開挖面之自立性:
  - (a) 頂拱之穩定對策:先撐管幕、支撐鋼管。
  - (b) 開挖面之穩定對策:環挖、導坑開挖、封面噴凝土、臨時仰 拱、開挖面岩栓及地盤改良等
  - (c) 岩爆防治:在隧道開挖面或側壁噴灑水或於前進鑽探時予以 高壓注水; 鑽炸開挖時, 縮短輪進並減少炸藥用量。
- (2) 確保隧道之穩定:
  - (a) 提高岩體強度:地盤改良。
  - (b) 增加支撑強度:擴座基腳、條形基腳、聯樑基腳、微形樁、 加厚噴凝土、補強岩栓、重形鋼肋、臨時仰拱及外加支撐。
- (3) 地下水之處理:
  - (a) 排水工法:排水鑽孔(包括長孔排水)或排水導坑、地表抽水 井或點井。
  - (b) 止水工法:灌浆。
  - (C) 止、排併用工法

4.7.2. 運轉階段

處置設施估計每年約可處置 50 個廢棄物罐,考慮核一、二、三廠用過核子燃料數量,以及最後1批用過核子燃料經過中期貯存所需時間,初步假定運轉時間約 50 年。運轉期間之處置作業概念假定如下:

(1) 用過核子燃料藉由運送護箱移運至封裝廠。

- (2) 於封裝廠進行廢棄物罐裝載、封裝、檢查作業。
- (3) 廢棄物罐經由豎井或斜坡道運抵 500 m 深的地下設施。
- (4) 廢棄物罐藉由運輸車輛,送往處置區指定的處置孔進行處置。
- (5) 處置孔預先完成底部與側壁緩衝材料之置放作業。
- (6) 運輸車輛將廢棄物罐運抵處置孔上方,置放廢棄物罐於處置孔。
- (7) 進行處置孔與處置隧道封閉。

## 4.7.2.1. 用過核子燃料運輸與處置罐裝載

用過核子燃料存放地點,對運輸流程與運送護箱會有所影響,目前提出最有可能的2種假設: Case A 是假設用過核子燃料已經進行中期貯存, Case B 則是用過核子燃料尚存放於燃料池內。

針對運送流程進行討論時, Case A 與 Case B 的差異並不大;都 是使用運送護箱將用過核子燃料運送到封裝廠,封裝廠規劃位於處置 隧道上方。當用過核子燃料送至封裝廠完成裝載後,封罐作業依序進 行銲道前清理、摩擦攪拌銲接、多餘上蓋切除、銲道非破壞檢測。最 後裝載入運送護箱,再由斜坡道或豎井移動到地下轉運廳,交由多軸 油壓板車進行載運;如採用豎井運送則需考慮運送護箱的重量,如提 高豎井運送能力或是選擇低重量的護箱。

## 4.7.2.2. 再取出作業

再取出之流程可分為 5 個主要部份,依序分別為「封塞移除作 業」、「回填材料移除作業」、「緩衝材料移除作業」、「廢棄物罐 吊掛取出作業」及「廢棄物罐開罐作業」。

## 4.7.2.2.1. 封塞移除作業

進行再取出作業時首先需進行封塞的移除。封塞因為設計需求具 有相當高的強度,移除時首先會在封塞中心點探鑽一穿透孔,使膨潤 土長期吸水產生的回脹壓力,在拆除過程中可以釋放;隨後在封塞上 以中心點為準,進行十字型探鑽,此時不穿透封塞,目的在於降低封 塞的強度,以利後續作業;接著可以使用機械液壓槌,將封塞擊碎。 當封塞混凝土移除後,裸露鋼筋可用火焰切割機切除即可。

## 4.7.2.2.2. 回填材料移除作業

移除封塞後必須移除回填材料後才可進入處置隧道,回填材料為 純膨潤土,在拘束空間吸收水分回脹後,其結構會非常扎實緊密;可 預期採用挖土機移除並不可行,理想方式是類似清除封塞混凝土的做 法,先在回填材料上探鑽出數道孔洞配合液壓槌搗碎,再進行移除。

## 4.7.2.2.3. 緩衝材料移除作業

緩衝材料移除可採用流體拆除法,利用緩衝材料溶解於溶液的特性,經由泵抽取移除,主要流程分為浆化與脫水2大部分,做法是將 處置孔加滿濃度5%氯化鈉水流體,並由攪拌葉片加速流體流動,達 到緩衝材料浆化的效果,同時將浆化液體抽出,經由脫水作業去除緩 衝材料成分,使流體可以進行重複循環作業。其脫水作業方式,是使 用沉澱離心機將流體利用離心力使流體中緩衝材料成分,集中於內渦 流葉片,再分別於不同通道排出過濾水與緩衝材料。1 個處置孔作業 時間約為210小時,移除緩衝材料重量約16,500 kg(SKB,2007b,p4)。

## 4.7.2.2.4. 廢棄物罐吊掛取出作業

廢棄物罐的吊掛作業層面並沒有太過複雜的流程,作業流程為按照安裝廢棄物罐的作業方式反向進行,完成吊掛作業後後再由處置車輛,將廢棄物罐轉換運送至開罐場所。

### 4.7.2.2.5. 廢棄物罐開罐作業

參考我國現有的用過核子燃料最終處置設施規劃,評估封裝廠之 位置、作業空間與設備能力,是最合適進行再取出作業之場所。此階 段作業之關鍵技術為「如何切除廢棄物罐上蓋」,經過評估後提出 2 種可能作法分別為:

- (1)改裝摩擦攪拌銲接機的攪拌頭進行銑削開罐,考量到摩擦攪拌銲 接與銑切製程相當類似,差異點在於銑切作業是使用銑刀將材料 銑碎排出,而摩擦攪拌因為攪拌頭功能設計,其攪拌頭具備肩部 可以有效的拘束材料進行攪拌,而不會發生排屑現象;銑床與摩 擦攪拌機兩者之運動構造相當類似,評估可將攪拌頭更換為銑刀 後,能進行廢棄物罐開罐作業。
- (2) 刨削加工方式進行開罐,此構想是參考核一廠用過核子燃料中期 貯存系統再取出作業方式進行規劃,加工方式是使用旋轉刨台進 行刨除開罐作業,應用在廢棄物罐開罐作業時,必須調整其開罐 位置,由罐體頂部調整至廢棄物罐側面接近頂部位置,進行開罐 作業,初步評估此方法亦具備高的可行性。

## 4.7.3. 封閉階段

## 4.7.3.1. 封閉階段措施

完成全部用過核子燃料最終處置後,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,並另對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) 各處置隧道以純膨潤土之回填材料,分層夯實回填。
- (3) 回填時裂隙帶以灌浆方式封塞或以混凝土封阻。
- (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。

處置場完成封閉後,對處置場須進行觀察、監測並執行必要之維 修作業,並對處置用途之地表設施「免於監管」。監管期結束後監管 設施亦應清除,環境進行復育,處置區範圍設立永久標示。處置有關 之資訊亦應提報主管機關、地方政府等相關單位參考保存。

## 4.7.3.2. 封閉材料功能

針對SKB TR-10-17報告(SKB, 20100, p16)提及相關封閉之資訊, 封閉材料屬於工程障壁的一部分,因此,封閉材料的水力傳導係數實 為重要;另外,封塞不具有障壁功能,主要功能是提供約束及水壓控 制,而在地下設施的開口端,由於尚未密封故須封塞來維持封閉材料 的位置。針對地下坑道不同位置的封閉件有不同的功能,如圖4-64、 圖4-65所示。針對主隧道與運轉隧道封閉、中央區封閉、斜坡道與豎 井封閉、頂部封閉、鑽井封閉及封塞,相關介紹如下:

(1) 主隧道與運轉隧道之封閉:

主要考量與處置隧道回填採用相同的概念設計,但材料成分與密 度不一定需要與處置隧道相同,無緩衝材料回賬顧慮,可接受較 高之水力傳導係數的回填材料。

- (2) 中央區之封閉: 主要功能是空間回填避免坍陷,並使用開挖產生的石材經壓碎夯 實以回填,執行上以參考道路及水壩的建造經驗為主。
- (3)斜坡道與豎井封閉: 選擇與處置隧道回填採用相同的概念設計,回填材料使用黏土至 地下200 m深,由於不必限制緩衝材料的體積回賬,可接受較大 之水力傳導係數。

<sup>(4)</sup> 頂部之封閉:

從地底200 m至地底50 m,採用最大粒徑為200 mm的碎石回填, 並搭配良好的夯實,近地表50 m則採用更粗的骨材進行有效回 填,以避免無意侵入。

- (5) 鑽孔之封閉: 在最後階段進行地表與地下鑽孔的密封,僅對鑽孔深度超過頂部 密封層者進行密封,其餘不密封(因不影響障壁功能),另外,用 於灌漿及安裝支撐的孔無須密封。
- (6) 封塞:

封塞的設計取決於現場的情況,瑞典SKB採用的封塞設計分成3 種形式,TypeA使用碎石及黏土之混和物,應用於運轉隧道、斜 坡道、豎井等與中央區域交界處;TypeB用於含水層及裂隙穿越 區,含水層裂隙2側放置過濾層與封閉塞,以防止水之侵蝕;Type C用於較大區域的封閉,如於中央區部分。

處置隧道封塞與回填材料接觸介面由複合之防水層組成,本體的 製成則是先採用鋼筋支架接合固定於母岩上,再使用模板支撐後進行 灌漿作業如圖4-66所示。此作業採用低鹼混凝土灌漿,固化後拆除前 擋牆即完成封塞。處置隧道封塞採用機械手臂(如圖4-67)將膨潤土塊 排列堆疊處置隧道內部,排列完成後可以發現牆壁與回填材料間存在 空隙,而必須使用粒狀膨潤土填滿,以確保封閉性。

## 4.7.3.3. 調查井及鑽孔之封閉處理

在最終處置場封閉階段的同時,對於一些地表調查井及隧道內之 鑽探孔亦須要採取封閉措施。

由SKB TR-10-17報告(SKB, 20100, p30)中指出對於鑽孔封閉的 幾何形狀主要由鑽孔的尺寸決定,表面之調查井的長度範圍從數公尺 到數百公尺,直徑範圍從56 mm至120 mm;隧道內鑽孔長度可達數 百公尺,直徑範圍則從56 mm至76 mm。調查井或鑽孔中最淺的部分 可能具有較大的直徑,有些鑽孔亦可能採水平形式。 在瑞典SKB的參考概念中指出,地表之調查井上部的封閉材料須 能夠承受黏土的膨脹壓力,亦能承受對外部衝擊的抵抗力,例如侵入、 侵蝕和冰川等。瑞典SKB的參考概念設計如圖4-68,主要材料有岩柱 混凝土、現場澆鑄的混凝土封塞、與高度壓實的膨潤土等。

調查井或鑽探孔等如果經過需要緊密密封的地方(如導水裂隙帶),則使用高度壓實的膨潤土材料及混凝土材料等進行封塞,瑞典 SKB的參考概念設計如圖4-69,選用MX-80膨潤土,為了防止在安裝 階段受到的侵蝕,將黏土塊預先乾燥至約6%的含水量,然後壓實至 乾密度為1,900 Kg/m<sup>3</sup>,這些黏土塊封填在穿孔銅管中,銅管在安裝 階段可提供保護及防止磨損的功能;在經過導水裂隙帶的區域則採用 混凝土材料等進行封塞。而地表調查井頂部約100 m長度段(由地表面 向下計算)的封閉原則如圖4-70,分別採用井下壓實填充、施加混凝 土封塞並錨定,而後回填岩石圓柱塊等措施。



圖 4-62:硬岩區之鑽炸工法流程





圖 4-63:線切工法示意圖

資料來源: SKB(2014, p17)



圖4-64:不同類別封閉件與封閉塞於地下設施示意圖 資料來源:重繪自SKB(20100, p23)



圖4-65:頂部封閉,斜坡道與豎井以黏土、封閉塞封閉 資料來源:重繪自SKB(20100, p28)



圖4-66:封塞建造

資料來源:重繪自SKB(2013a, p11)



圖4-67:回填材料安裝

資料來源:SKB(2015, p50)



圖4-68:地表調查井封閉之參考概念

資料來源: 重繪自SKB(20100, p31)



圖4-69:鑽孔通過導水裂隙帶中之混凝土封塞構造 資料來源:重繪自SKB(20100, p31)



圖 4-70: 地表調查井頂部封閉 資料來源:重繪自SKB(20100, p32)

## 4.8. 處置設施營運管理技術

為確保處置設施長期隔離與安全,需對處置設施進行有效之營運 管理,範圍包括處置設施及各主要組件之設計、建造、運轉與封閉方 面的管理、品質管制與環境監測之技術與要求。

#### 4.8.1. 地質處置基本原則及國際對制度性控制之共識

處置設施之建造、運轉、封閉、或者由於潛在的自然現象的變化, 仍應確保可達成長期隔離與安全性的基本設計要求。並且,必須透過 處置設施的管理進行驗證,以保證達到此要求。

深層地質處置設施管理概念的基本原則,是處置設施封閉後,不 再需要被人類或機構做進一步的管控與干預,以確保安全。高放射性 廢棄物進行深層地質處置,已經是廣泛的國際共識。處置設施基本上 應能夠被動的維持永久安全。國際原子能總署於 1989 年《高放射性 廢棄物地下處置的安全原則與技術標準》(SS-99)中,指出地質處置的 目標為:「...在非常長的時間尺度將高放射性廢棄物從人類環境隔離, 而不依賴於後代以保持處置系統的完整性,或由於處置設施(對後代 的責任)的存在而加諸後代顯著的負擔。」

#### 4.8.2. 處置設施管理之基本觀念

處置設施的「管理」定義,為一整套從現地調查、建造、運轉與 封閉各階段進行的所有活動,進行管理一直到處置設施封閉完成為止; 而封閉後則如先前所述,成為被動模式。處置設施管理的主要目的, 是確保是否達成所有要求,獲得足夠必要的技術資訊,且被驗證及正 確的記錄在文件中,並足以作出決定是否讓處置設施變成為被動系統, 不再有人為干擾活動。

處置設施的整體設計、建造、運轉、封閉與除役應在同一個管理 系統下管控,以確保安全與品質。管理系統的目的是為了確保安全第 一,而且安全相關的作業應有相襯的品質管理。管理系統應系統性地 評估及進一步發展。 安全與品質管制應涵蓋所有影響處置設施的安全有關的活動。為 了確保計畫的措施符合所需的要求,對於每個功能在安全性方面的要 求,應有顯著的識別。所有流程與專案,必須基於指令及系統的運轉。 系統化程式對識別與糾正,在安全性方面的顯著偏差應到位。

為了監測地質環境與處置系統的工程,應定期進行技術性審查, 並納入管理方案的一部分。從建造開始到設施封閉,監測及量測技術 應被廣泛應用,並在每個階段的專案獲得特定資訊,而如果有需要時 亦可以調整測量措施。

各階段應考慮以下幾個方面的管理措施:

- (1) 設計、製造、安裝施工的工程障壁系統及處置設施品質管制的執 行情況;
- (2) 監控工程障壁系統與處置設施的地質條件,以提供地質環境資料 庫的擴展;
- (3) 處置設施的環境管理;
- (4) 監督工作人員保護(職業安全與輻射防護)。
- (5) 處置設施的核子保防。

### 4.8.3. 管理與控制項目

處置設施管理系統應掌控下列2個要項的作業程序:

- (1) 處置設施與工程障壁系統設計、製造、安裝與建造之品質管制。
- (2)處置設施地質條件與工程障壁系統在建造前後、運轉期間與封閉 後之監測。
- (3) 處置設施在運轉期間之核子保防。

除了上述 3 項外,另有環境管理監測與作業人員保護 2 個管理 要項,雖然與處置設施長期安全性並無直接關係,但仍應納入管理系 統中進行管控。每個發展階段需進行監測和過程管理,以確保工作人 員的安全(包括輻射和非輻射之危害)。管制上,將依照土木工程、礦 業與核能等領域之適用的法律、法規與標準實施表 4-22 示出處置設 施開發各階段主要監測項目。

表 4-22:在處置設施每一階段之主要監測項目

管理組件		研究區特性階段	建造階段	運轉階段		封閉階段	封閉後階段
				EBS 安置	處置及主隧道回填	連通及入口隧道回填	
(1) 品管控制:	設計因子	EBS 設計情況	周邊岩石行為	周邊岩石行為		周邊岩石行為-岩石變	-土地使用管
EBS 之設計、製		-緩衝材料	-岩石變形等	-岩石變形等		形等	制
造、安裝、建造及		(Buffer)現象	隧道支撑完整性	隧道支撐完整性		隧道支撑完整性	-標誌
處置設施		-緩衝材料再飽和	-支撑及内襯之應	-支撑及內襯之應力等		-支撑及內襯之應力等	-圍籬
		-廢棄物罐腐蝕	力等				-貯存紀錄
	製造、安裝及	為 EBS 品管控制所	灌漿	灌漿	隧道回填	隧道回填	
	建造	需之製造、安裝及	-材料控制等	-材料控制等	-回填密度等	-回填密度等	
		建造的相關資料及					
		技術(由驗證及實					
		驗得到)					
		-	隧道開挖	EBS 製造	填塞(Plugging)	填塞(Plugging)	
			-支撑材料之品管	- Buffer 密度等	-材料品管等	-材料品管等	
			等				
(2)EBS 周邊地質	處置隧道周	水文地質	水文地質	水文地質		水文地質	
情況及處置設施	邊	-地下水	-地下水	-地下水		-地下水	
監視		-注水壓力等	-注水壓力等	-注水壓力等		-注水壓力等	
		地質化學	地質化學	地質化學		地質化學	
		-pH、Eh 等	-pH、Eh 等	-pH、Eh 等		-pH、Eh 等	
		地質	地質	地質		地質	
		-地温梯度等	-地温梯度等	-地温梯度等		-地温梯度等	
(3)處置設施環	-表面水品質	-表面水品質	-表面水品質	-表面水品質		-表面水品質	
境管理	-環境輻射等	-環境輻射等	-環境輻射等	-環境輻射等		-環境輻射等	
(4) 工作人員保	-溫度、濕度、	-溫度、濕度、氣體	-溫度、濕度、氣體	-溫度、濕度、氣	體等	-溫度、濕度、氣體等	
護監視	氣體等	等	等				
(5) 處置設施核	人員活動	-	-	人員活動管制		-	-
子保防							

#### 4.9. 小結

依照 SNFD2009 報告,我國已採用瑞典 KBS-3 做為現階段處置 設施系統概念,因此,現階段處置設計與工程技術發展主要目標是 KBS-3 本土化。工程設計本土化的程序,包括下列各步驟,而各步驟 除參考國際經驗外,更重要應是將我國原本在其他工程的能力,加值 移轉至最終處置應用:

- (1)建立工程障壁與處置設施之工程規格: 如第4.5節有關廢棄物罐、緩衝材料等組件之說明,使工程範圍 與技術發展目標能夠確定。
- (2)建立我國特定的燃料特性及離島結晶岩測試區母岩特性: 如第4.4節所述,使後續進入細部調查方向明確,獲取工程效益 最佳化。
- (3)處置隧道與處置孔配置設計: 此為最終處置設計工作最為重要的部分,也是最需要考慮本土化 參數的工作,由第4.5節成果顯示,本階段採用離島結晶岩測試 區的地質條件,考量處置設施的耐震與耐侵蝕能力後完成相關工 作。
- (4) 安全餘裕之工程分析或測試: 本章於第4.5節、第4.6節針對各項安全議題,參照H12報告架 構要求檢視的議題,提出測試或分析的結果,證明參考案例之工 程設計結果在事件發生時仍有足夠的餘裕。
- (5)安全評估之參數研究: 由第4.5.1節成果顯示,本階段已經提出初步腐蝕失效率的評估 技術,提供安全評估之需。
- (6) 實體工程能量與經驗累積: 本期已完成縮尺廢棄物罐內襯、緩衝材料環片之製造,並與國內 廠商合作開發摩擦攪拌銲接技術與大型鑄件製造。

### 5. 安全評估

依照國際原子能總署(IAEA)的定義,「功能評估」為對廢棄物處 置系統或分系統功能進行預估,並將分析所得結果與適當之標準或準 則進行比較。而「安全評估」則是以輻射劑量(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。 依據我國「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第九條 及第十條所規定的安全性容許限值,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,以及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。功能/安全評估的最終目的,在於整合用過核子燃料 特性、工程障壁功能以及研究區特性,就整個處置系統的功能進行整 體性的量化分析與模擬,以評估處置系統的適當性與安全性。

為於 SNFD2017 報告中展現所建立的長期安全評估技術之可行 性,特結合參考案例的地質調查結果,以及採用 KBS-3 處置概念之工 程設計資訊,透過分析影響處置設施安全因子之特徵、事件與交互作 用機制(Features, Events, Processes, FEPs),建立工程障壁系統安全 功能與指標概念,並以參考演化觀念預測 100 萬年時間尺度下的安 全功能與指標維持之變化,據以建構情節(主要情節與干擾情節)及開 發安全評估模式鏈(Assessment modeling flow, AMF),量化評估處置 系統之長期功能/安全性;以下將依 105 年度工作計畫書所規範之項 目,說明各工作項目所完成之成果。

## 5.1. 安全評估的目標及範疇

根據主管機關 103 年 11 月針對台電公司「用過核子燃料最終處 置 2010 年至 2013 年計畫整合報告」之審查結果報告議題 3:「安全 評估部分,應加強情節發展及論述、精進安全評估模擬技術,並提升 安全評估之可信度」。針對此議題並有下列要求:

(1) 安全評估章節,應加強以下內容說明,請台電公司參照日本 H12 報告加強改進。

- (a) 完整安全評估與情節發展所採用方法論的合理論述。
- (b) 情節發展論述。
- (C) 安全評估所需模式工具間的連結與所需資訊說明。
- (d) 現階段安全評估技術缺口與發展重點。
- (e) 提升安全評估可信度與不確定性說明。
- (2)安全評估採用模式是否能符合所建立情節所需,若需進一步假設 簡化,應在情節發展時釐清。高放處置安全評估時間尺度及情境, 可參考美國 10CFR63 相關規定建立評估技術。
- (3) 整體安全評估可靠度的提升,在於情節建立、模式發展與整合及 資料三者的可靠度,報告應說明此3要項可靠度提升之策略。另 安全分析模式應經校準(Benchmark),並備有模式校準報告。

此外,報告審查議題 4:『安全目標部分,應符合我國「高放射 性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」之相關規定』。以及下列 要求:

- (1) 在安全目標的定義部份,我國高放處置法規對一般民眾已訂有輻射劑量約束值 0.25 mSv/yr(正常情節)、風險約束值10<sup>-6</sup>/yr(機率 性事件),應納入報告。
- (2) 原能會法規已依據 ICRP 第46、81 號報告,訂定較為保守的風險標準(個人年風險為10<sup>-6</sup>),在高放處置計畫應提到風險評估方法及工具的建立,並訂定里程碑,進一步建立我國高放處置的安全評估路徑圖,包括研發(R&D)計畫、執行工作及法規等。

為因應主管機關之審查要求,安全評估研究擬分成2部分:第1 部分係參考瑞典SKB專家建議,據其所發展的評估流程,選定主要情 節;並針對結晶岩測試區發展安全評估案例之能力;第2部分再以 SNFD2009報告所發展的FEPs為主,並參考SKB針對SR-Site的FEPs 資料庫,配合選定的重要情節,提供初始狀態、變數、安全功能指標 與其準則,提供建立本土的FEPs資料庫;結果呈現將參考日本H12 報告架構,列舉安全評估工作項目成果,以因應SNFD2017報告章節 內容之所需。 5.2. 安全評估方法

5.2.1. 法規

國際資訊來源,主要為各核能國際機構與最終安全處置技術先進 國家管制機關發布之安全評估法規,以及各國高放射性廢棄物處置專 責機構所發布的專業技術報告。安全評估法規部份,將以國際機構與 各國管制機關網路發布的最新資訊為準。隨時間演進於安全分析技術 方面,國內已有許多相關研究。依105年度工作規劃完成各項成果, 如下說明:

- (1) 彙整最終處置技術及先進國家的最終處置管制法規資訊概況。 105年度彙整國際組織 IAEA與 OECD/NEA及主要核能發電國家, 對於高放射性廢棄物地質處置之相關安全評估法規資訊及各國 對於安全評估的實務作法。分析國際上安全評估的安全基本法則、 安全要求及安全導則等安全評估要點資訊,期能有助於瞭解當前 的國際共通性安全評估法規資訊,並將理念融入我國處置計畫的 推動過程中,確保安全評估符合國際安全標準。
  - (a) 國際原子能總署安全標準

國際原子能總署安全標準的地位源於國際原子能總署「規約」,其中授權國際原子能總署與聯合國主管機關及有關專 門機構協商並在適當領域與之合作,以製定或採取旨在保護 健康及盡量減少對生命與財產之危險的安全標準,並對其適 用性作出規定。

安全標準反映了有關保護人類與環境免受游離輻射有害影響的高水準安全在構成要素方面的國際共識。這些安全標準 國際原子能總署發行了一系列「安全標準叢書」,分為以下 3類:

(i) 安全基本法則(Safety Fundamentals)

闡述防護與安全的基本安全目標與原則,以及為安全要 求提供依據。

(ii) 安全要求(Safety Requirements)

一套統籌兼顧與協調一致的「安全要求」,為確保現在 與將來保護人類與環境所必須滿足的各項要求。這些要 求遵循「安全基本法則」提出的目標與原則。如果不能 滿足這些要求,則必須採取措施以達到或恢復所要求的 安全水準。許多要求並不針對某一特定方,暗示的是相 關各方負責履行這些要求。

(iii) 安全導則(Safety Guides)

闡述如何遵守「安全要求」提出建議與指導性意見,並 表明需要採取建議的措施(或等效的可替代措施)的國際 共識。安全導則介紹國際良好實踐並且不斷反映最佳實 踐,以幫助使用者努力實現高水準安全。

安全標準的適用者主要為監管機構與其他相關國家當局,這 些安全標準可以作為製定有關設施與活動國家法規的參考。 105 年度彙整國際原子能總署「安全標準叢書」有關放射性 廢棄物處置安全評估要點,包括「基本安全原則」安全基本 法則 SF-1(IAEA, 2006)、「設施與活動的安全評估」一般安 全要求第4部分 GSR Part 4(IAEA, 2016)、「放射性廢棄物 的處置前管理」一般安全要求第 5 部分 GSR Part 5(IAEA, 2009)、「放射性廢棄物處置」特定安全要求 SSR-5(IAEA, 2011a)、「放射性廢棄物處置」特定安全導則 SSG-14(IAEA, 2011b)及「放射性廢棄物處置安全論證與安全評估」 特定安全導則 SSG-23(IAEA, 2012)。

(b) 經濟合作發展組織-核能總署技術文獻

嚴格來說 OECD/NEA 並無發布所謂的規範,該組織的作法多 以研究小組執行專案計畫的方式提出技術性報告,供其會員 國參考。近年來發布而跟本研究主題有關的重要文件包括 「NEA 6182:規範地質處置的長期安全性」(OECD/NEA, 2007) 與「NEA 6405:放射性廢棄物地質處置法規與導則」 (OECD/NEA, 2010)兩本報告。

NEA 6182 報告(OECD/NEA, 2007)分析該組織各會員國的管 制體系與安全標準,並討論準則之間的差異、法規在處置計 畫扮演的角色、安全與防護的意涵、安全信心的建立、道德 與跨世代考量、長時間尺度考量等議題。

(c) 主要核能國家

蒐集分析瑞典、芬蘭、日本、瑞士、法國、德國、英國、美國及加拿大等主要核能先進國家高放射性廢棄物處置安全 評估要點,提供計畫參考。

(2)將彙整國際間安全評估方法之法規進行分析,以作為法規比較的 參考依據。

由國際原子能總署(IAEA)安全基本法則 SF-1,放射性廢棄物之處 置代表其管理的最終步驟,而處置設施的設計、運轉及封閉應提 供必要的圍阻與隔離作用以確保安全。基本的安全目標為保護人 類與環境免於游離輻射危害。至於涉及放射性物質與輻射的所有 設施與活動,處置設施經營者對其安全負有主要基本責任,且必 須評估設施安全,並證明設施的設計與運轉符合相關安全要求。 另外 IAEA SSR-5 特定安全要求,對於放射性廢棄物處置所需的 安全要求中,尤其是安全論證必須連同支持其論述的安全評估一 起發展。

安全論證為過去數十年來國際上對於證明處置安全性作法上最 大的改變。安全論證的意涵,係使用一組完整而可令人信服的證 據與辨證,來說明處置的安全性。其中以貫徹安全評估的分析程 序為其最重要的支持措施,並通過品質管理系統、設計最適化、 不確定性管理、以及利害關係團體的審查與辯論等,全面整合各 項研究發現與溝通的結論,作為推動處置計畫的決策依據。近年 來各核能先進國家陸續將此理念融入到管制規範的訂定中,例如 前述分析之主要核能國(瑞典、芬蘭、日本、瑞士、法國、德國、 英國、美國、加拿大等)。且 IAEA 亦分別於 2011 年及 2012 年 發布正式的特定安全導則 SSG-14<sup>「</sup>放射性廢棄物地質處置設施」 及 SSG-23<sup>「</sup>放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估」,供各國 參考。其中有關安全論證與安全評估的意涵,可分別以圖 5-1 與 圖 5-2 表示。前者說明安全論證著重於整合與溝通。後者則代表 安全評估應涵蓋的主要技術領域。除此之外, OECD/NEA 自 2001 年即成立安全論證整合工作小組(Integration Group for the 安 全論證,IGSC),協助各會員國發展相關技術與建立國際共通之科 學基準,近年來亦陸續發布重要研究報告。

國際經驗顯示,各國依國情不同分別於法規/導則中制訂定性與 定量標準。也有部分國家開始採取兩段式的作法對封閉後的安全 進行管制。我國原子能委員會目前亦已訂定「高放射性廢棄物最 終處置及其設施安全管理規則」進行管制,相關規定大致符合國 際現行安全水準,惟其中對於安全評估方法之規定仍較為不足。 由 105 年度所分析的國際高放射性廢棄物安全評估規範要點與 實務經驗發展資訊概況顯示,安全論證與支持其論述的安全評估 的理念經過多年發展,已臻完備,各主要核能國家陸續將之納入 實務工作中付諸實踐。考量我國高放射性廢棄物處置計畫進展, 我國相關單位應對此一重要的國際趨勢持續關注,未來應採取措 施將此理念融入我國處置計畫的推動過程中。

## 5.2.2. 安全評估案例的建置方法

參考瑞典 SKB 建立的 SR-Site 安全評估的 11 個主要步驟。在 SKB 安全評估的主報告(SKB, 2011)中指出:安全評估最主要的目的,為評 估處置場在長時間下對於周遭生物圈造成的輻射曝露時是否構成危 害的程度。一個處置系統,廣義上可定義為用過核子燃料及其週圍的 工程障壁、母岩與鄰近處置場的生物圈,且此處置系統會隨著時間而 進行演化。隨著時間的演化,此處置系統在未來的狀態,取決於其初 始狀態、內部交互作用及影響此系統的外部因素。依 105 年度工作規 劃,研析瑞典 SKB 安全評估主報告,完成國際高放射性廢棄物處置安 全評估案例建構方法資訊分析,以及安全評估案例建置步驟與方法, 以發展出適合我國高放處置場的安全評估方法。相關成果將呈現於主 報告 5.2.節及技術支援報告(3)第 2 章。 安全評估之方法起始於檢視可能影響處置設施功能與安全的 FEPs,經由各種 FEPs 的分析,架構處置設施於安全評估時間尺度內 之可能演化,組合可能發生的各種情節及案例,並利用數值分析模式 鍊之整合分析,量化對處置設施可能之功能與安全影響。

安全評估方法係參考 SKB 發展 SR-Site 的 11 步驟(SKB, 2011, p24),如圖 5-3 所示,並按我國目前之狀況,將其 11 步驟演譯為如 圖 5-4 所示之關聯圖。首先透過 FEPs 資料庫的建置與篩選(步驟 1), 彙整出我國處置設施須考慮的 FEPs;根據彙整之 FEPs,進行處置設 施初始條件之狀態描述,並訂定整個處置系統的邊界條件(步驟 2); 同時亦根據 FEPs 彙整之外部條件(external condition),探討其對處 置系統之影響,包括氣候變遷相關議題與未來人類活動(步驟 3);對 已決定的 FEPs,進行交互作用機制之實驗與分析模式研究,範圍包 括用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料及地質圈等(步驟 4);依據工程設計前提與地質環境的初始條件,建立處置概念之安全 功能,並訂定處置設施個別系統之安全功能指標(步驟 5)。

於安全評估量化分析中,依據地質概念模式彙整相關參數(步驟 6),並於安全評估的時間尺度下,發展影響處置設施之參考演化(步 驟 7);結合上述步驟 3 至步驟 7 的成果,可完成主要情節發展,建 立基本案例,同時以系統性組合一系列變異案例(步驟 8);透過全系 統整合模式計算各案例的劑量影響(步驟 9)。此外,部分外部條件具 顯著干擾,未納入上述主要情節分析程序者,如未來人類入侵、全球 暖化氣候變異等,則於步驟 10 進行干擾情節之案例分析;最後,綜 整分析各種情節之影響而得到安全評估結論(步驟 11),相關結論可 回饋至工程設計,透過如此地循環檢視,完成地質處置工程障壁的最 佳可行技術探討。安全評估 11 步驟的個別詳細作法,說明於以下: (1) 步驟 1: FEPs 篩選

安全評估的第1步驟,係篩選分析處置系統的 FEPs,FEPs 主要 分為:初始狀態的 FEPs、外部條件的 FEPs 及內部作用機制的 FEPs,共3種類別。此階段的意義,在於將安全評估初期所有與

處置系統有關的資訊,明確加以詳列並分類,作為後續評估步驟的依據。

(2) 步驟 2:初始狀態

初始狀態的描述,須涵蓋場址之地質概念模式與處置概念之工程設計面向,故於此步驟,需納入對評估案例之地質調查與工程設計之初始狀態。

- (3) 步驟 3:外部條件影響的描述
  可能影響處置系統的外部影響條件,將會直接或是間接造成深地
  層處置設施之影響,主要的外部條件影響類別可區分為以下 3 項:
  (a) 氯候關聯議題,
  - (b) 大規模的地質活動與效應,
  - (c) 未來人類活動(future human action, FHA)。

在氣候關聯議題方面,以冰河週期作為長期安全評估的主架構, 考量每12萬年循環1次的冰河週期對處置系統的影響;大規模 的地質活動與效應方面,由於臺灣位於歐亞大陸板塊與菲律賓海 板塊的交界之環太平洋地震帶上,板塊運動造成的大規模地質作 用,需於廢棄物罐設計或是處置設施布置規劃中一併考量;未來 人類活動對處置設施之影響,則考慮人類可能直接侵入處置設施, 建立獨立分析技術發展。

(4) 步驟 4: 內部交互作用機制分析

為確保處置設施於 100 萬年時間演化的安全功能,交互作用機制 的確認與分析技術發展是重要步驟之一,作用機制分析基準取自 於步驟 1 所篩選的 FEPs;依據科學之分析及工程判斷,分析處 置系統於演化之中受 FEPs 交互作用機制的影響,並探討交互作 用機制隨時間變化下與處置系統中的變數關聯性,建立分析模組 或實驗以導入安全評估模式進行量化分析。

(5)步驟 5:安全功能與安全功能指標 安全功能(safety function)可說是以模組化概念,執行個別系統 組成的功能評估,在處置系統之預期演化行為下,可回饋於工程 設計以確保其有效功能,增加對整個處置系統安全功能的信心程 度。

在安全功能發展中,除深地質處置概念發揮隔離功能外,工程障 壁主要提供的功能是圍阻,維持用過核子燃料及其放射性核種存 在於廢棄物罐之內;次要功能是當障壁之圍阻安全功能一旦失效 後,發揮延緩放射性核種從處置設施釋出之遲滯功能。為評估處 置設施隨時間演化之安全功能,訂定安全功能指標(safety function indicator)作為量化指標,如果處置系統在某個時間點無 法滿足量化指標時,亦即此處置系統將失去這項安全功能。建立 安全功能及量化指標的技術發展,是 SNFD2017 報告在安全評估 技術發展上的重要突破之一。

(6) 步驟 6: 數據分析

此步驟乃將放射性廢棄物特性、地質環境調查資料與工程設計準 則等數據,導入處置設施相關量化分析模型及劑量計算程式;數 據分析過程及對應量化模型所採用的數值,須具可檢視性及可回 溯性。

(7) 步驟 7: 參考演化

上述步驟1至步驟4,已彙整處置系統的狀態條件、交互作用機 制及外部條件等,此步驟之目標係透過步驟6之數據分析,量化 探討整個處置設施在時間尺度中的演化影響。參考演化除了可作 為步驟8分析主要情節之重要依據外,亦可考量其中分析的演化 特性,提供對於情節、關鍵參數及分析模式不確定性之資訊,用 以選定相關之變異案例。

(8) 步驟 8: 情節與案例選定

依據分析處置設施未來演化之影響,可透過情節推演與建構,並 選定一系列具代表性的案例。情節選定之依據係基於步驟5的圍 阻與遲滯安全功能,透過參考演化討論以掌握具重要之安全功能; 案例的選定包括依據現有條件與資訊合理建構基本案例,以及將 較差條件與數據視為變異案例,以基本案例結果作為基準,可掌

握處置設施的安全不確定性,透過涵蓋式分析,可合理論述處置設施對民眾風險約束值。

(9) 步驟 9:分析已選定的案例

情節量化分析可分為處置系統的圍阻安全,以及核種傳輸與遲滯 2階段,如下列所述:

- (a)處置系統圍阻安全分析 處置系統圍阻安全分析,主要是針對處置設施在參考演化下 可能失效的安全功能,並據以定性或定量分析影響途徑之關 聯性,量化評估圍阻失效情節之機率與影響程度。
- (b)核種傳輸與遲滯分析 情節分析的第2階段則是在廢棄物罐圍阻失效後,需計算核 種釋出、傳輸及劑量影響,目的是評估處置設施的遲滯功能 與量化風險值。
- (10) 步驟 10: 干擾情節之案例分析

此步驟主要可考量外部條件的極端變化下,對處置設施的可能影響,其目的在於可加強對處置設施的安全性,並回饋工程障壁功 能評估的最佳化,提升安全論證。依外部條件之分析可建構的干 擾情節,如全球暖化極端情境、多次地震頻率之極端情境及未來 人類活動等。

(11) 步驟 11: 結論

係整合上述各種情節分析得到的結果與法規限值作比較;並且針 對處置設施的工程設計提出回饋,以及規劃後續需要深入研究的 部分。



圖 5-1:安全論證的構成要素

資料來源:譯自 IAEA(2012, p16)

安全評估								
管理系統	非輻射環境影響	封閉後輻射影響 情節 模式 計算	運轉安全性	場址與工程				

圖 5-2:安全評估包含的面向

資料來源:譯自 IAEA(2012, p17)



圖 5-3: SNFD2017 報告安全評估的 11 個步驟 資料來源: SKB 報告(SKB, 2011, p24)



圖 5-4:安全評估 11 步驟關聯圖

## 5.3. 處置系統初始條件與安全功能

105 年度工作成果,分述於以下章節: 5.3.1 節處置系統的初始 條件及 5.3.2 節處置系統的安全功能。

## 5.3.1. 處置系統的初始條件

日本 H12(JNC, 2000a)報告第 5.3.1 節呈現地質處置系統的概念 圖及考量的系統元件,並定義一參考處置系統以進行安全評估分析。 本計畫針對 SNFD2017 報告所需,規劃進行國內地質處置系統特性分 析,並參考瑞典 SKB 專家所給予之建議,以離島結晶岩測試區作為參 考案例,建立蒐集並彙整結晶岩測試區之處置系統特性資訊,提供安 全分析之參考處置系統。

蒐集並彙整結晶岩測試區之特性資料,主要參考第3章地質環境 的研究成果,彙整主要參數與其說明,包括基本條件、地質單元、水 力特性、裂隙網路參數、力學特性、熱學特性、化學特性、礦物組成、 酸鹼值(pH值)與 Eh 範圍、化學反應方程式及地下水組成與狀態。詳 細之內容可見於第3章。

工程概念設計部分,主要參考第4章處置設計與工程技術的研究 成果,並以結晶岩測試區的參考案例為基礎,完成參考案例選用之處 置設施配置設計參數,包含配置幾何設計、設施位置示意圖與配置圖 等,並建構處置設施未來環境可能相關演變過程,以作為長期安全評 估之考量依據。同時也說明廢棄物罐參考案例選用之基本設計需求, 內容涵蓋抗圍壓條件、不均勻壓力、抗剪力條件、力學接受準則、輻 射劑量、表面輻射劑量率與臨界性。並建立參考案例選用之廢棄物罐 設計參數,包含銅殼與鑄鐵內襯之幾何與材料規格,以及包含處置孔 幾何尺寸與材料規格、回填材料設計參數與材料規格等的緩衝與回填 材料設計參數。詳細之內容可見於第4章。

## 5.3.2. 處置系統的安全功能

根據國際上的發展趨勢,情節衍生乃基於安全概念,其包含安全 功能及考慮安全評估相關的現象及不確定性。安全功能可藉由上而下

(Top-Down)的方法,先確定關鍵的安全功能後,再依照安全功能衍伸發展相關情節,而安全功能指標為確認安全功能之具體量化數值;此外,SKB亦建議「將安全功能的概念納入安全評估中。」現階段暫引用 SR-Site 安全功能,並建立處置系統相關單元所具備安全功能之評估技術,未來可配合本土數據及條件,據以計算提出安全指標與限值。 105年度工作成果說明如下:

(1)透過與瑞典 SKB 國際合作方式,參考 SKB 經驗,於安全評估中進行處置系統之安全功能描述,據以分析處置系統各單元應具備 之安全功能與安全功能指標。

為了瞭解及評估處置設施的安全性,需要針對各處置元件於圍阻 及遲滯上的安全功能進行詳細的描述,因此,基於對處置元件特 性的瞭解及處置系統的長期演化,可訂定一系列關於圍阻及遲滯 的安全功能。再者,為了能夠進一步定量評估處置設施的安全性, 理想的方式是針對障壁系統(包括工程障壁及天然障壁),以可量 測或計算的參數來敘述或描述安全功能,使安全功能能夠被定量 估算。最後,為了要確認各處置元件的安全功能,是否能在整個 安全評估的時間內仍然維持,理想的方式是以一明確的準則來確 認安全功能指標。

前述所提及的安全功能、安全功能指標及安全功能指標準則的訂定,對於安全評估具有實質的幫助,其來源皆係建立於(1)處置設施兩個最主要的安全功能,即圍阻與遲滯;(2)對於處置設施長期 演化的科學認知。

綜上所述,所有與圍阻相關的安全功能、安全功能指標及安全功 能指標準則,以各處置組件的安全功能代號統整為圖 5-5;若廢 棄物罐遭受破壞,一系列關於核種釋出及傳輸的現象與作用就此 產生,即應考慮與系統遲滯相關的安全功能。因此,所有與遲滯 相關的安全功能、安全功能指標及安全功能指標準則,以各處置 組件的安全功能代號統整為為圖 5-6。

(2) 蒐集整理國際間之廢棄物罐破壞模式。
在安全評估過程中,如何掌握處置設施在長期演化下所導致的廢 棄物罐破壞模式,將可助於後續建立安全評估模式的發展規劃。 本年度已蒐集彙整日本與瑞典在安全評估過程中,所建立的廢棄 物罐破壞模式,說明如下:

(a) 日本 H12 報告

日本的用過核子燃料管理策略為再處理,主要發展對玻璃固 化燃料(vitrified waste)的最終處置技術,近年受日本福島事 故影響,也將用過核子燃料最終處置需求納入技術發展。日 本 H12 報告(JNC, 2000a)係假設廢棄物罐將於處置後 1,000 年時損壞,當廢棄物罐破壞後,緩衝材料中的孔隙水將與玻 璃固化體接觸,造成玻璃固化體溶解,之後將由進入罐體中 的地下水,將核種帶出,圖 5-7 為日本 H12 參考案例的核種 傳輸路徑示意圖。

(b) 瑞典 SKB SR-Site 報告

瑞典 SKB 之廢棄物罐破壞模式主要係依據廢棄物罐安全功 能來探討其失效模式,一旦廢棄物罐失效,將導致放射性核 種釋出,並溶於地下水中傳輸,進而影響生物圈。以下將介 紹瑞典 SKB SR-Site 報告中所推演之廢棄物罐破壞模式。

- (i) 腐蝕情節的廢棄物罐破壞模式
  - 廢棄物罐採用銅質防腐蝕外殼,可減弱在長期處置條件 下因地下水與廢棄物罐作用所造成之腐蝕作用;當處置 孔周圍存在母岩裂隙,地下水可能經由裂隙與緩衝材料 接觸,並逐步對緩衝材料進行侵蝕;當緩衝材料因受地 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,即會使緩衝材料中發生平流,此時工程 障壁即喪失所應提供的重要次級圍阻功能;故當緩衝材 料中的平流作用發生後,地下水可直接與廢棄物罐接觸, 將加速廢棄物罐銅殼腐蝕,一旦銅殼厚度被完全腐蝕時, 廢棄物罐即喪失重要的圍阻安全功能,導致地下水流至 廢棄物罐內部,以及放射性核種的釋出。

(ii) 剪力情節

廢棄物罐於設計需求即考慮抗剪力條件,外殼採用銅質, 利用較佳的延展性,可維持廢棄物罐在遭受不同長短期 應力加載時的結構完整性;當處置孔周圍裂隙產生剪力 位移大於 5 cm、剪切速度大於 1 m/s 及緩衝材料密度大 於 2,050 kg/m<sup>3</sup>,即造成廢棄物罐破損失效,此時將造 成地下水入侵至廢棄物罐內部,並與用過核子燃料接觸 致使放射性核種釋出。

(iii) 靜壓負載

廢棄物罐於設計需求中,需能承受 45 MPa 之靜壓,即 緩衝材料造成之回脹壓力與地下水壓;當覆蓋之冰川增 加,可能造成廢棄物罐周圍靜壓上升,導致廢棄物罐破 損失效,此時將造成地下水入侵至廢棄物罐內部,並與 用過核子燃料接觸致使放射性核種釋出。

# 圍阻的安全功能





### 回填材料

BF1.抵抗緩衝材料膨脹 密度;高

地質圈

<ul> <li>R1.提供合適的化學條件</li> <li>(a)還原環境;Eh值須有所限制</li> <li>(b)鹽度;TDS值須有所限制</li> <li>(c)離子強度;∑q[M<sup>q+</sup>]&gt;4 mM</li> <li>(d)有害物質(如硫酸氫根離子、氫、甲烷、 有機碳、鉀離子及鐵離子)濃度須有所限 制</li> <li>(e)pH值 &lt; 11</li> <li>(f)避免氯化物協助腐蝕;pH值 &gt; 4及</li> <li>[Cl<sup>-</sup>] &lt; 2 M</li> </ul>	<b>R2.提供合適的水文地質及傳輸條件</b> (a)流動傳輸阻抗(F);高 (b)緩衝材料/岩石交界面之等效流率(Q <sub>eq</sub> ); 低
<ul> <li>R3.提供力學穩定環境</li> <li>(a)地下水壓;須有所限制</li> <li>(b)處置孔受剪力位移 &lt; 5 cm</li> <li>(c)處置孔受剪力速度 &lt; 1 m/s</li> </ul>	<ul> <li>R4. 提供合適的熱學環境</li> <li>(a)溫度 &gt; -4 ℃(避免緩衝材料結凍)</li> <li>(b)溫度 &gt; 0 ℃(符合剪力分析的假設條件)</li> </ul>

### 圖 5-5: 圍阻安全功能與指標

資料來源: 重繪摘自 SKB(2011, p262)

註:與圍阻相關之安全功能(粗體)、安全功能指標及安全功能指標準則。若安全功能指標尚無定 量的準則時,則以定性的描述如「高」、「低」、「須有所限制」進行說明。不同的底色代表各 處置元件之安全功能對於廢棄物罐安全功能 Can1.(紅色)、Can2.(綠色)及 Can3.(藍色)的貢獻。

# 核種遲滯的安全功能

燃料				
F1. 維持放射性核種不外洩 (a)燃料基質轉換率;低 (b)金屬腐蝕率;低	<b>F2. 沉澱</b> 溶解度;低	<b>F3. 避免臨界</b> 反應度; k <sub>eff</sub> < 0.95		
	廢棄物罐			
Can4.提供傳輸抵抗         Can5.避免燃料臨界           (a)t <sub>delay</sub> ;高         (a)應有合適的幾何特性           (b)t <sub>large</sub> ;高         (b)應有合適的材料特性				
	緩衝材料			
<b>Buff1.限制平流傳輸*</b> (a)水力傳導係數<10 <sup>-12</sup> m/s (b)回賬壓力>1 MPa	Buff4.抵抗轉化* 溫度<100℃	<b>Buff5.防止廢棄物雄下沉*</b> 回脹壓力 > 0.2 MPa		
<b>Buff7. 過濾膠體</b> 密度 > 1,650 kg/m <sup>3</sup>	<b>Buff8.吸附核種</b> 分配係數(K <sub>d</sub> );高	Buff9. 允許氣體通過 回脹壓力;低		
回填材料				
BF2.限制平流傳輸       BF3.吸附核種         (a)水力傳導係數<10 <sup>-10</sup> m/s       分配係數(K <sub>d</sub> );高         (b)回脹壓力>0.1 MPa       分配係數(K <sub>d</sub> );高				
地質圈				
R1.提供合適的化學條件       (a)還原環境*;Eh值須有所限制       (b)鹽度*;TDS值須有所限制         (b)鹽度*;TDS值須有所限制       (c)離子強度*; $\sum q[M^{q+}] > 4 \text{ mM}$ (d)有害物質(如硫酸氫根離子、氫、甲烷、有機碳、鉀離子及鐵離子)濃度*;         (d)有害物間(如硫酸氫根離子、氫、甲烷、有機碳、鉀離子及鐵離子)濃度*;       (c)分配係數(K <sub>d</sub> )、擴散係數(D <sub>e</sub> );高         (d)膠體濃度;低				

## 圖 5-6:核種遲滯安全功能與指標

資料來源:重繪摘自 SKB(2011, p267)

註:與核種遲滯相關之安全功能(粗體)、安全功能指標及安全功能指標準則。若安全功能指標尚 無定量的準則時,則以定性的描述如「高」、「低」、「須有所限制」進行說明。右上角標有\* 的安全功能及安全功能指標表示與圍阻相同,因此其編號與圖 5-5 有連貫性。



圖 5-7:日本 H12 參考案例的核種傳輸路徑示意圖

#### 5.4. 参考演化

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 能在長期隨時間的變化,即為參考演化。在安全評估尺度為 100 萬年 下,假設以冰河週期循環作為長期安全評估的主架構,建立每 12 萬 年循環 1 次的冰河週期可能對處置系統的影響分析,為此,本計畫可 參考瑞典 SKB 將參考演化分為:開挖運轉期、封閉後初始溫暖期、剩 餘冰河循環時期及接續冰河循環期等 4 個時間階段,依據本土地質與 外部條件特性,配合參考 SKB 研究成果進行整合分析,以回饋至 SNFD2017報告,加速提升安全評估技術發展與安全評估可信度成效。

#### 5.4.1. 開挖運轉期

開挖運轉期間,分析工作著重在開挖、建造與運轉活動時對於處 置設施熱、水、力、化之影響。本期成果將回饋至主報告第8章與技 術支援報告(3)5.6.節。

近場熱演化部分,當處置設施逐步開挖與運轉,並處置用過核子 燃料,其衰變熱將會對母岩溫度產生影響。雖然母岩開挖期間會進行 通風,但相對於用過核子燃料所產生的衰變熱,其降溫效應相當微小 可被忽略;故衰變熱將是影響母岩溫度的重要因子,重要議題則是探 討運轉期間與封閉後 1,000 年,母岩隨時間變化的溫度峰值。考量開 挖與運轉階段,廢棄物罐的處置作業規劃也將影響近場之熱演化,依 據在熱傳分析中的情境設定,如果在瞬間完成所有廢棄物罐的處置, 相對於每天裝載2罐或4罐依序貯存之方式(panel by panel)來比較, 大約只會有溫度峰值 0.2°C 的差異(SKB, 2010i, p43);故在 SNFD2017 報告中,將以保守情境假設瞬間完成所有廢棄物罐處置作業,同時依 據 SKB 的研究報告顯示,緩衝材料最高溫度發生時間約在處置封閉 後5年至 15年。此時緩衝材料的溫度來源,約 50%的溫度增量來自 廢棄物罐衰變熱之貢獻,其餘 50%則來自周圍其他處置廢棄物罐的 熱分布。此一現象代表處置母岩的熱傳參數,對個別處置孔之最高溫

度計算扮演著重要的角色。此外,母岩熱傳導係數在空間上的分布,對於熱間距計算也是重要的議題之一。

水文地質演化部分,參考先進國家如瑞典、芬蘭等國已申照準備 興建的經驗,開挖與運轉階段當中,水文地質環境可能的影響機制與 行為,主要有以下3個分析項目:地下水面下降、入滲淺地表的水往 基岩深處移動及深處鹽水上移,主要考慮運轉階段處置隧道處於大氣 壓力下,地下水會流進隧道,地下水位的下降可能造成處置深度地下 水組成的改變,而深處鹽水的上移,亦將可能改變地下水的組成;進 流量計算,由於隧道在運轉階段處於大氣壓力下,自然水力梯度會被 影響。依據隧道開啟、關閉與灌漿效率的不同,地下水進流量的分布, 亦會隨空間與時間而有所不同;進流判斷標準(inflow rejection criteria),處置孔飽和過程若具有高地下水流,會造成緩衝材料侵蝕 與銅殼腐蝕的嚴重後果,由於水流特性在開放條件與之後的飽和條件 間,具有一定程度關聯,同時必須防止處置孔位置,在飽和過程中具 有太高的地下水達西通量(darcy fluxes)。此階段水文地質演化分析主 要受到處置設施工程設計與施工方式影響,其目的為了解運轉時期相 關因子之影響並進行短期安全評估, 而本報告目前著重於處 置設施長 期安全評估技術之可行性發展,故現階段暫以假設條件維持不變的方 式,將此時期納入封閉後與當代環境條件相似階段分析。

岩石力學演化部分,在處置深度岩體的應力在開挖前稱為現地應 力(in situ stress),當處置設施開挖時即移除原本存在的岩石,將造 成應力局部的調整;但這將須於建造過程中考慮,開挖及隧道力學過 程之主要影響因子如下:開挖擾動帶的發展與其他對於岩石的滲透性 影響(安全功能 R2a 及 R2b),在開挖處置孔時,對於周圍岩石的擾動 非常小,影響之導水度小於10<sup>-10</sup>m<sup>2</sup>/s;至於處置隧道因鑽炸法而產生 的擾動,假設導水度等於10<sup>-8</sup>m<sup>2</sup>/s,作為後續分析參數(SKB, 2011, ch10.2.2);剝落(安全功能 R2b,以及緩衝材料的安全功能,也直接 或間接受到緩衝材料的密度影響),若開挖前現地應力較大,則開挖 後可能會產生剝落現象,透過將隧道長軸設計與最大水平應力方向相 同,可有效降低處置隧道的剝落現象;若處置孔在置放廢棄物罐前發

生剝落,在安全無虞情況下可填充緩衝材料,否則採廢孔(SKB,2011, ch10.2.2);裂隙再活化(安全功能 R2ab 與 R3b)恢復功能,因應力重 新分布,可能導致原本存在的近場裂隙再活化,對於較平緩的裂隙而 言,原本正向應力較小,故影響不大;而較傾斜之裂隙至多影響導水 度6倍至7倍,且僅局部發生,可以忽略。另外,裂隙再活化之效應, 可被 EDZ 的導水度假設10<sup>-8</sup>m<sup>2</sup>/s所涵蓋(SKB,2011,ch10.2.2);誘發 地震(安全功能 R3bc),使用 3DEC 模擬岩石裂隙因開挖解壓應力變 化,評估岩石裂隙的正向及剪力位移,邊界條件設定隧道面的正向應 力及剪應力為0,同時評估開挖誘發地震的可能性;根據統計地震與 錯動量之迴歸式(Wells and Coppersmith, 1994, p991),可得 0.05 m 的錯動量至少需誘發規模 5.0 以上的地震,要產生如此大的地震,須 至少錯移1km<sup>2</sup>以上的破裂面;而此破裂面在處置設施設計時,可以 被調查出來,廢棄物罐會避免此破裂面截切,故經評估無發生誘發損 壞廢棄物罐的地震之可能性,故亦予以忽略。

化學演化部分,鹽度與陽離子強度評估方面:研究指出影響地下 水陽離子強度的主要陽離子,為 Ca、Na、Mg 與 K 等 4 種離子;由參 考案例表二之離島結晶岩測試區地下水水質分析結果進行計算,離島 結晶岩測試區地下水陽離子強度∑q[Mq+]鹽度 TDS,如

表 5-1 所示, 陽離子強度小於 4mM, 可能會產生膨潤土侵蝕效 應。雖然開挖及運轉期間, 受開挖擾動的影響,處置設施附近的地下 水鹽度與組成, 會因地下水流入隧道而改變, 而造成地下水下降及鹽 水上揚效應; 但參考 SKB 之評估結果 (SKB, 2011, p311): 鹽水上揚效 應對鹽度之影響有限, 且處置設施封閉後, 經鹽水上揚效應所上移的 高鹽度地下水, 會因密度較高之關係而下沉回深層地質; 但經過一段 時間後, 地下水鹽度將會回到初始狀態。因此, 開挖運轉期間地下水 鹽度雖然會受到影響, 但封閉後鹽度即可回復, 預估離島結晶岩測試 區地下水鹽度, 於開挖運轉階段並不會有太大的變化, 即維持初始狀 態。

硫化物與微生物評估方面:由於離島結晶岩測試區地下水陽離子 強度小於4mM,因此,有機膠體或是膨潤土膠體可能會形成並懸浮

於水中;而膠體可能會促進核種傳輸,除此之外,當地下水流動時, 膨潤土可能會因膨潤土膠體被地下水流帶走之影響而造成損失。另外, 這些有機物可作為微生物於硫酸鹽還原作用之還原劑,而反應所產生 的硫化物會導致廢棄物罐的腐蝕,因此,必須進行相關之腐蝕評估。

酸鹼值(pH值)評估方面:為了避免地下水之流入,因此,需灌漿 以填滿處置設施周圍的裂隙。傳統上,開挖隧道時,是會使用水泥基 底的灌浆,其材料為標準矽酸鹽水泥膏;此材料內部之孔隙水為高度 鹼性(酸鹼值(pH 值)約為 12.5),雖然這些孔隙水對處置設施周圍環 境整體之酸鹼值(pH 值)影響並不大。但因處置設施之部分區域可能 會大量使用這些水泥填補裂隙,因此,仍必須考慮其對局部環境之影 響。這些材料內部的孔隙水大部分都會與地下水混和,並隨地下水流 動 而 被 帶 走 , 但 仍 會 有 少 部 分 會 與 回 填 材 料 接 觸 而 影 響 回 填 材 料 特 性 ; 因此,若使用低鹼度水泥材料,對回填材料的影響可被忽略。綜合上 述分析,灌浆時必須使用孔隙溶液酸鹼值(pH值)低於11的水泥材料, 以避免水泥基體的孔隙水造成有害的影響。氧化還原條件評估方面: 在開挖及運轉階段,可能會有大量地表水滲透進入地下,雖然這些水 含有大量氧氣,但微生物的耗氧作用會消耗這些氧氣;另外,在處置 隧道封閉後,空氣會留在緩衝材料與回填材料中,由於回填材料體積 較大。所以,氣體大部分會在累積在回填材料中,而這些累積在回填 材料中的空氣,也會受到微生物耗氧作用而消耗,因此,雖然開挖期 間,處置設施的氧化還原條件會受到影響,但封閉後受到微生物耗氧 作用的影響,處置設施仍可維持還原環境。

緩衝材料與回填材料演化部分,分以下說明:

(1) 管流/侵蝕作用方面

在開挖運轉期的緩衝材料與回填材料演化,主要評估緩衝材料及 回填材料之設計與初始條件,是否符合安全限值;基本上,緩衝 材料與回填材料安裝且達到完全飽和後,假設緩衝材料體積穩定 限制於處置孔內,且可均勻回脹且無額外的侵蝕或損失。回填材 料體積亦穩定地在處置隧道中無額外的侵蝕或損失,則皆可保持 在安全限值內。依概念設計規格製造與施工,基本上,可保有原本的設計需求與安全限值,主要考量初期地下水滲流對緩衝材料 與回填材料密度流失的程度,是否影響到安全限值,經估算處置 孔所損失膨潤土量約為 16.4 kg 至 164kg。實際上,依設計準則 的標準,緩衝材料之設計能使地下水流入處置孔的水非常的少 (約小於 150 m<sup>3</sup>),則單一處置孔膨潤土損失量約為 4 kg 至 41 kg。回填材料總量為 10,200 ton,依上述假設最大進水量 1,250 m<sup>3</sup>,則膨潤土因受侵蝕的最大損失不會超過 1,640kg,因此,對 於回填材料來說可忽略。

(2) 緩衝材料熱膨脹作用方面

主要為緩衝材料飽和狀態下, 孔隙間的孔隙水因熱作用產生額外的回賬壓力; 若材料溫度上升的幅度緩慢, 且緩衝材料內的孔隙水壓力,則可透過處置孔周圍岩體裂隙及處置隧道排水, 因而抵消因熱作用產生的額外壓力(SKB, 2010k, p89-p90)。參考SKB報告(Hökmark et al., 2009, p52)計算處置孔安置完成後的溫度變化, 如

圖 5-8;靠近廢棄物罐外圍發生最高溫度時間,約在安置後 10年; 靠近母岩周圍最高溫度發生時間,約為安置後 30年;而緩衝材 料達完全飽和的時間,約為 10年至 15年後(Åkesson et al., 2010, p47-p86)。因此,最可能發生熱膨脹作用影響的時間,在處置孔 安置完成後的 10年至 50年間。但緩衝材料在安置完成 10年後 溫度開始下降,可抵消熱膨脹的影響,緩衝材料完全飽和後之回 脹壓力,經分析最大壓力約為 15 MPa(Åkesson et al., 2010, p111p164),仍保持在安全限值內。雖然 SKB報告中說明可忽略熱膨 脹作用影響(SKB, 2010k, p87),但上述分析之初始溫度設定在 17 ℃,考量離島結晶岩測試區地溫較高(地表均溫 20.8℃,地溫梯度 1.7℃/100 m),可能因熱膨脹作用所造成的額外水壓力,所計算 出來緩衝材料完全飽和後的回脹壓力,可能會有所不同,將於後 續數值分析技術發展中進行運算。

(3) 基本特性演化方面:

目前我國以 MX-80 膨潤土做為緩衝材料與回填材料之參考材料, 緩衝材料在參考設計飽和密度在 1,950 kg/m<sup>3</sup> 至 2,050 kg/m<sup>3</sup>(乾 密度約為 1,493 kg/m<sup>3</sup> 至 1,651 kg/m<sup>3</sup>)之間時,其回脹壓力約在 4.5 MPa 至 13 MPa 之間。水力傳導係數亦低於 10-13 m/s。另考 量地下水鹽度之影響,離島結晶岩測試區 300 m 至 500 m 地下 水鹽度約 9.77×10<sup>-4</sup> M [Cl<sup>-</sup>],故仍保持在安全限值之內。回填材 料之參考設計乾密度在 1,458 kg/m<sup>3</sup> 至 1,535 kg/m<sup>3</sup>之間,其回 脹壓力亦約在4 MPa以上,水力傳導係數亦保持在 10<sup>-13</sup> m/s。 在短時間尺度來看,在緩衝材料與回填材料完全回脹飽和後,且 無任何密度損失,緩衝材料與回填材料的設計,皆可保持在安全 限值內;為確保處置設施在長期演化的過程中,緩衝材料與回填 材料仍保有其安全功能,故必須針對回脹作用在長時間尺度下的 回脹能力進行分析。本計畫工程障壁材料實驗室利用乾密度 1,562 kg/m<sup>3</sup> 之 MX-80 膨潤土,以及人工調配離島結晶岩測試區 地下水質所得之回脹壓力約為 4.8 MPa(如圖 5-9); 雖離島結晶 岩測試區地下水水質之陽離子強度為 2.54 mM(低於設計安全限 值 4 mM 之要求),惟以目前之研究結果顯示,緩衝材料在此地下 水條件下,其回脹壓力仍保持在安全限值內(Buff1b,回脹壓力大 於 1 MPa 以上)。緩衝材料與回填材料回脹自癒特性需建立數值 分析模型,假設在可能的影響條件下(水流侵蝕或緩衝材料與回 填材料元件安裝失誤等假設案例),分析膨潤土材料回脹性質是 否可使緩衝材料與回填材料自癒,且仍保有安全限值的壓力要求 (緩衝材料大於 1 MPa、回填材料大於 0.1 MPa),以確認所設計 的密度條件可符合安全需求。

#### 5.4.2. 封閉後初始溫暖期

封閉後初始溫暖期可預期之期間為處置設施封閉後數千年,通常為封閉後1,000年需要特別關注。許多的初始現象會發生在這1,000 年內,故需要對於此時間區段內進行較詳細之論述。本期成果將回饋 至主報告第8章與技術支援報告(3)5.6.節。 近場熱演化部分,封閉後初始1,000年的近場熱演化,依功能安 全評估要求,需考量最保守情況,以確保緩衝材料最高溫度仍可維持 低於100°C。處置設施熱演化計算之相關參數,主要為處置設施的初 始溫度、廢棄物罐間距、處置隧道間距及廢棄物罐的衰變熱。依據第 3章離島結晶岩測試區處置母岩之初始條件,母岩地表溫度約為20.8 °C(林蔚等,2012)及地溫梯度為1.7 °C/100 m(林蔚等,2012, ac2p43),同時配合SNFD2017報告處置概念整合我國用過核子燃料 熱衰變特性,來探討近場之熱分布,以確保皆符合小於100°C之安 全評估指標。臺灣位於亞熱帶區域,地溫較高緯度國家來得高,故可 能需要增加廢棄物罐之間距,避免緩衝材料過熱,然考量處置孔開挖 成本遽增,擬採降低熱源或改善廢棄物罐內部熱量分布方式,以降低 緩衝材料溫度。經評估,減少廢棄物罐裝填之用過核子燃料組件數量, 以及延長貯存/置放時間以降低初始衰變熱等,皆為具體可行之方法。

我國用過核子燃料熱衰變,以平均燃耗約為 37 GWd/MtU,與平 均保守冷卻 50 年進行衰變熱概估計算,12 束沸水式反應器類型燃料 組件衰變熱約為 1,311W,而 4 束壓水式反應器類型燃料組件衰變熱 約為 1,049 W,故保守假設廢棄物罐初始熱負載為 1,315 W,以利後 續進行熱傳分析。以 FLAC3D 數值模型,假設母岩熱傳導為均向性 (isotropic),每個廢棄物罐皆以體熱源方式(即熱負載)放熱,搭配衰 變熱方程式(SKB,2009b,p21),進行近場熱傳數值模擬,相關參數如

表 5-3 所列。處置後 100 年之近場(地下 500 m 處)溫度歷時如圖 5-10。

紅色曲線(T\_top)代表廢棄物罐頂部與緩衝材料接觸面之溫度歷時,深褐色曲線(T\_mid height 45)代表三維空間中X與Y軸夾45度 方向孔壁中點之溫度歷時,藍色曲線(T\_hole mid)代表兩廢棄物罐中 點的溫度歷時,土黃色曲線(T\_tunnel mid)代表兩處置隧道中點的溫 度歷時。由圖 5-10 可知,緩衝材料約在處置後第14年達到最高溫度 93.4 ℃(<100 ℃),處置孔壁中點約在處置後第58年達到最高溫度 74.0 ℃,兩廢棄物罐中點約在處置後第82年達到最高溫度 68.9 ℃, 兩隧道中點則在處置後第100年達到最高溫度 60.5 ℃。由溫度歷時

曲線可看出,母岩比緩衝材料延遲約40年才達到溫度峰值,且圍岩 最高溫比緩衝材料最高溫減少近20℃,研判此現象為廢棄物罐-緩衝 材料及緩衝材料-圍岩之間存在著10mm與50mm之間隙(gap)所致。 由上述數值分析結果可知,廢棄物罐於結晶岩地層中之放熱效應,在 處置100年後對地下環境溫度之變化,不影響處置設施之安全功能。

水文地質演化部分,考慮處置設施與地質環境之間的關係,處置 設施封閉後與當代環境條件相似階段的演化分析項目,可能包括飽和 行為、水文地球化學,外釋至生物圈的位置、功能測度值(performance measures)、天水(Meteoric Water)的入滲、開挖擾動帶及相關變數等, 而需利用不同尺度下的分析工具與數值模式,依照類別進行相關評估 需求說明:

(1) 飽和行為

本階段採簡化分析,假設回填後的處置設施為完全飽和,而暫不考慮處置設施封閉後初始期尚未完全飽和的狀態

- (2)水文地球化學 地下水化學的變化利用區域尺度下的等效孔隙介質模式,來表示 離散裂隙網路,由於海岸線的位移與天水的入滲,地下水的化學 成分會隨著時間而變;
- (3) 生物圈的釋出位置

來自所有處置孔的釋出粒子在系統中的平流傳輸都會被計算,首 先會在與當代環境條件相似的條件進行穩態分析,來支持界定生 物圈的釋出點;再針對幾個選定的時間,納入處置設施的詳細構 造再進行釋出點的計算,而這些釋出途徑將作為計算水流遷移相 關參數時之用。由於海岸線的位移過程,釋出點會隨著時間而變 且也大致隨著海岸線改變;

(4) 功能測度值

後續核種遷移計算最主要的功能測度值為等效初始通量 (Equivalent initial flux)與其衍生的等效流速,以及沿著水流路 徑的水流相關參數;這些將用來計算每個處置孔(等效初始通量 與等效流速)及從處置孔到生物圈的相關路徑(水流相關傳輸阻 力與平流走時)。由於海岸線的改變,這些參數也會隨著時間而變,這些結果將作為緩衝材料侵蝕與廢棄物罐腐蝕的輸入及核種 遷移的計算;

# (5) 與場址描述模型相關的變數分析 水文地質模型的地質參數,主要來自於場址概念模型;然而評估 不同地質圈的假設條件下,對功能測度值的影響為必要。

由於 SNFD2017 報告主要目的為地質處置之可行性評估,尚未有 實際選定的場址,並受限於目前地下水流分析技術的運算限制,因此, 現階段將採取簡化的方式,配合安全評估技術的發展,建立符合參考 案例條件的單一尺度水文地質模式。此簡化的水文地質概念模式,主 要依據目前已完成可用之現地調查資料(工研院,2015,p3-183-p3-210),並納入 SKB TR-11-01 報告中對於結晶岩所建立之岩體裂隙與 水文參數之關係式;針對處置設施周圍區域的地下水流,將採用離散 裂隙網路(DFN)與連續孔隙介質(CPM)模式來進行綜合分析。相關計 算結果將僅提供後續安全評估技術整合之用,並無法作為處置設施描 述模型之驗證。

岩石力學演化部分,封閉後初始溫暖階段岩石的力學演化,如岩石的應力變化、岩石的膨脹或壓縮及裂隙的減少或擴張,將受到用過核子燃料所產生的衰變熱、處置孔內的膨潤土的回賬壓力,以及緩慢回滲的地下水壓所控制,此現象將造成局部有效應力及裂隙剪力強度的降低。回賬壓力隨時間的發展,主要取決於各處置孔周圍的局部滲流,以及處置設施正常的地下水壓回復速度。以下因子將關係到處置設施封閉後初始溫度期可能存在的潛在安全議題:因熱負載導致近場裂隙的再活化,包含升溫導致岩石膨脹而壓縮裂隙的寬度,將影響力學穩定性及裂隙導水度(安全功能 R2ab),其影響極為有限且局部(SKB, 2011, ch10.3.5),故可忽略;岩石的破裂將影響處置孔的幾何,以及岩石與緩衝材料間的核種遷移(安全功能 Buff1),熱負載可能使得完整岩石(intactrock)產生

裂隙或剝落,可以透過增加圍壓應力(confining stress)來提升岩石壓 縮強度。另外,廢棄物罐置放順序也可能產生影響,此現象可以在置 放時同時進行分析來避免(SKB, 2011, ch10.3.5);岩石的潛變,亦將 影響處置孔的幾何形狀導水度(安全功能 Buff3 與 Buff6),岩石潛變 指的是其力學特性隨著時間改變,所以,在既有的應力狀態下可以發 生潛變(creep);然而,其影響相較於力學負載或孔隙水壓,是可以忽 略。至於裂隙剪力強度隨著時間改變,而產生的潛移,其位移量也是 相當有限,即使裂隙剪力強度降為 0(SKB, 2011, ch10.3.5),故亦可忽 略。

化學演化部分,鹽度評估方面:處置設施封閉後,地下水鹽度會 受大氣降水之影響而降低,但經過一段時間後,鹽度會回復到與初始 狀態相同,依此結論推估,離島結晶岩測試區地下水鹽度,於封閉後 仍會與初始狀態相同; 陽離子組成評估方面: Ca、Na、Mg 與 K 這 4 種離子為控制地下水鹽度之主要離子,其濃度變化趨勢即代表鹽度之 變化趨勢,因此,這4種離子於封閉後與當代環境條件相似階段仍會 與初始狀態相同, 陽離子強度仍小於 4 mM, 可能會產生膨潤土侵蝕 效應;硫化物與微生物評估方面:微生物硫酸鹽還原反應及硫化物去 除反應,控制地下水中硫化物濃度。在有氧條件下,地表淺層的硫化 物會很快被氧化為硫酸鹽;在無氧條件下,硫化物通常會與溶解於水 中的 Fe(II)反應而沉澱。硫化物主要是由微生物對硫酸鹽進行還原作 用而產生,故還原劑之存在會促進微生物之還原作用,而水中溶氫、 甲烷與有機碳,均可能作為微生物硫酸鹽還原反應之還原劑;但是根 據研究顯示(SKB, 2011, p361-p362),水中溶氫、甲烷及有機碳等硫 酸鹽還原作用之還原劑,對硫化物濃度的影響很小;以此結果推論, 封閉後與當代環境條件相似階段離島結晶岩測試區地下水硫化物濃 度,會與初始狀態相同;酸鹼值(pH值)評估方面:由於灌漿之影響, 裂隙內水泥灌漿效果會使周圍環境之酸鹼值(pH值)升高至9左右, 研究結果(SKB, 2011, p366)顯示灌漿與地下水之反應,會持續維持一 段相當長的時間,可能比1個冰河期循環週期(≈12萬年)更久,但酸 鹼值(pH值)≈9仍能符合的安全功能指標之 pH<11;氧化還原條件評

估方面:有些地表含有氧氧的水可能會滲透進入地下,研究顯示(SKB, 2011,p365),利用水文地質模型,評估處置設施內被富含氧氣之地表 水所滲透的區域大小,再配合相關氧化還原反應計算後發現,雖然氧 化還原電位會隨時間有些微增加的趨勢;但經長時間變化後仍遠低於 -50 mV,預計不會改變地下水的還原狀態,據此推論離島結晶岩測試 區地下水仍會維持還原態。綜合以上分析結果,離島結晶岩測試區之 地下水鹽度、陽離子強度、硫化物、微生物作用、酸鹼值(pH值)及氧 化還原條件等條件,於開挖運轉期及封閉後,均會與初始狀態相同。

緩衝與回填材料演化部分,在飽和時間方面:依數值模型分析結 果 (Åkesson et al., 2010, p18-p87), 利用不同隧道幾何條件、材料參 數及邊界條件,來模擬回填材料在不同案例條件下之飽和時間,回填 材料之飽和時間案例分析結果如圖 5-12,最上排數值點代表一維模 型分析結果,其餘數值點代表不同假設條件下以二維軸對稱模型分析 結果,與虛線連結的數值點代表以基本案例模型改變滲透係數與假設 岩體裂隙之分析結果,下列的數值點代表改變岩體的水力傳導係數 (m/s)之分析結果。以一維模型之基本案例及改變回填材料條件分析 結果,回填材料達到飽和所需時間落在80年至100年。以基本案例 模型假設隧道周圍存在裂隙及2個裂隙滲透率,並考慮兩種隧道尺寸 (理論尺寸及最大開挖尺寸),當隧道周圍存在間距 6m 之裂隙時(6m fracture distance), 達到飽和所需時間約 80 年至 100 年左右, 當裂 隙間距達到 24m 時(24 m fracture distance), 達到飽和所需時間增加 為 150 年至 400 年左右, 意即裂隙間距越大, 地下水越不易與回填 材料接觸,所需飽和時間越長。在處置岩體完全無裂隙的情況下,當 圍岩的水力傳導係數為1×10<sup>-10</sup> m/s 至1×10<sup>-13</sup> m/s,回填材料達到 飽和時間 80 年至 6,000 年,即滲透性越低,飽和時間越長。緩衝材 料之飽和作用,則是考慮由岩體及回填材料的濕潤使緩衝材料飽和及 廢棄物罐產生的熱作用影響,進行極端案例分析,分析案例假設條件 如:無裂隙岩體、裂隙岩體、岩體滲透係數影響、改變岩體持水特性、 改變緩衝材料滲透係數及持水特性等,並將處置孔材料初始條件設定 為初始狀態(即緩衝材料元件及填充料依實際材料參數設定)及均質

狀態(homogenized state,即緩衝材料元件皆設定為均質狀態之材料 參數),來探討對緩衝材料飽和時間的影響。緩衝材料之飽和時間案 例分析結果如圖 5-13,考量無裂隙岩體水力傳導係數介於1×10<sup>-10</sup> m/s 至1×10<sup>-13</sup> m/s 間,緩衝材料之飽和時間為 70 年至 1,760 年(初 始狀態)及18年至1,476年(均質狀態);改變緩衝材料滲透係數(圖 5-13 紅圈處)對飽和時間影響不大,而改變緩衝材料持水特性則有明 顯影響(圖 5-13 黑圈處);以岩體水力傳導係數1×10<sup>-11</sup> m/s 及1× 10<sup>-12</sup> m/s, 並假設岩體裂隙位於處置孔外廢棄物罐半高處或隧道時, 飽和時間明顯提早;由結果可知岩體水力傳導係數影響飽和時間顯著, 其次為岩體裂隙影響,且均質狀態飽和時間大至較初始狀態長。K區 緻密岩層水力傳導係數值為1×10<sup>-10</sup> m/s 及1×10<sup>-11</sup> m/s (工研院, 2015, p3-105), 參考 SKB 研究結果, 配合 K 區場址岩體特性, 推估 K 區緩衝材料飽和時間約為7年至20年間,回填材料飽和時間約為 70 年至 100 年間。在探討緩衝材料與地下水相關之交互作用演化方 面:當緩衝材料飽和時,擴散作用為核種物質在緩衝材料中傳輸的重 要機制,因膨潤土的孔隙水與現地的地下水混合,加上膨潤土中礦物 與地下水間的作用及擴散、膨潤土與廢棄物罐金屬的交互作用,以及 膨潤土中的其他礦物反應也會改變孔隙水的組成。放射性核種及主要 的陽離子會受膨潤土材料中的蒙脫石等礦物表面電荷束縛在膨潤土 顆粒表面,此作用稱之為吸附作用。吸附作用為緩衝材料必要的功能, 可影響核種及主要陽離子的流動性。膨潤土中蒙脫石以外的物質,因 地下水溶解或沉澱,使緩衝材料膠結(cementation)、改變蒙脫石的組 成、可交換陽離子影響緩衝材料的膨脹特性,以及改變孔隙水的化學 組成,因而改變近場環境的遲滯作用。碳酸鹽類及硫酸鹽類的沉澱, 會在緩衝材料及廢棄物罐表面形成 1 個多孔介質區,當熱演化作用結 束後,原本的沉澱物質會在某些溫度條件下產生二次溶解,並且以離 子形式擴散通過緩衝材料。二氧化矽的沉澱可能會影響緩衝材料的回 脹能力。碳酸鹽及黃鐵礦決定近場環境的酸鹼質、氧化還原電位及鹼 度(alkalinity)。考量上述的影響探討緩衝材料的化學演化行為,膨潤 土中除蒙脫石外(MX-80 膨潤土約含 85%),其他次要礦物的含量以石

英(MX-80 膨潤土約含 3%)與長石(MX-80 膨潤土約含 3%)為主,加上 少量之石膏(MX-80 膨潤土約含 0.7%)與方解石(Karnland et al., 2006, p53);在演化過程中,硫酸鈣及二氧化矽會溶解及沉澱,但緩衝材料 的長期演化過程中影響很小,不致影響緩衝材料的回脹性能及造成廢 棄物罐的腐蝕(SKB, 2011, p395)。膨潤土中的黃鐵礦因孔隙間的氧氣 腐蝕產生的腐蝕劑,會造成廢棄物罐腐蝕;但因 MX-80 膨潤土中的 黃鐵礦含量很少(約 0.07%)及緩衝材料中的含氧量低,不致產生腐蝕 物質(SKB, 2010k, p130)。關於離島結晶岩測試區地下水化學影響, 以 MX-80 膨潤土回脹試驗,進行回脹壓力測試,而初始乾密度為 1,562 kg/m<sup>3</sup>,注入溶液為模擬離島結晶岩測試區地下水如表 5-2,其陽離 子濃度為 2.54 mM,經實驗測試結果回脹壓力約為 4.5 MPa 至 4.9 MPa 間,初步判定離島結晶岩測試區地下水鹽度滲透作用對回脹作用影響 不大,但未來仍需考慮離島結晶岩測試區地下水陽離子濃度  $\Sigmaq[M^{q+}]^{CW} < 4$  mM,產生其他不利緩衝材料與回填材料園阻安全之因 子。

廢棄物罐演化部分,氧的影響,在隧道封閉後,氧氣為廢棄物罐 初期在有氧環境中最主要的腐蝕原因,其來源就是存在於緩衝材料與 回填材料孔隙中的空氣;所以,空氣初期所能造成的腐蝕,可從回填 材料與緩衝材料的孔隙中的氧氣含量去計算,依據處置設施設計,分 別求出處置設施回填材料及緩衝材料中孔隙體積,考慮擴散估計回填 材料及緩衝材料中的空氣能到達廢棄物罐表面,將分別造成 0.0865 mm 及 0.0155 mm 的腐蝕深度。在好氧期間處置設施的腐蝕作用產 物以氧化銅為主,在未進到缺氧時期前,將不會有其他更進一步的腐 蝕發生。輻射的影響,在處置設施封閉後的前幾百年,燃料中主要會 衰變產生輻射的是 Cs-137 與 Sr-90,這 2 種同位素的半衰期皆為約 30 年,也就是說要到 300 年以後,放射性活度將降到初始值的千分 之一以下,此時輻射對環境影響所造成的廢棄物罐腐蝕,便可不用再 持續考慮。處置設施在地下水未飽和期間,濕空氣可能會存在於廢棄 物罐與緩衝材料之間,在經過加馬輻射照射後會形成硝酸,最終溶於 飽和緩衝材料孔隙水中,造成廢棄物罐腐蝕。氮-氧-水在處置設施條

件下可視為1個系統, 硝酸的量將會與濕空氣吸收的輻射量成正比, 使銅殼廢棄物罐進行腐蝕, 空氣輻射分解經由輻射劑量與半衰期計算 出腐蝕劑總量為 0.0075 mol, 於廢棄物罐周圍表面進行均勻腐蝕作 用,所對應的銅殼腐蝕厚度為1.3×10<sup>-6</sup> mm。在地下水飽和之後, 輻 射照射廢棄物罐附近的水,將導致氧化劑與氫的形成, 而這些氧化劑 亦會導致廢棄物罐腐蝕。經過大約 300 年, 加馬劑量率已大幅降低, 這些氧化劑全部能產生的腐蝕深度只有奈米等級。利用廢棄物罐設計 計算輻射水體積, 可得腐蝕劑總量 28.29 mol,所對應銅廢棄物罐設計 計算輻射水體積, 可得腐蝕劑總量 28.29 mol,所對應銅廢棄物罐的 均勻腐蝕厚度為 0.011 mm。此外,現有的實驗資料顯示, 無法證明 加馬射線會導致腐蝕速率增加。硫化物的影響,當所有的氧氣都被消 耗之後,處置設施中的緩衝材料也會因地下水隨著時間而達到飽和; 此時進入缺氧時期, 硫化物將會是殘存於處置設施中的腐蝕劑。硫化 物的可能來源包括緩衝材料與回填材料中的黃鐵礦, 亦有可能是微生 物與硫酸鹽之還原反應所還原的硫化物,或者是地下水中的硫化物。

最初存在於緩衝材料與回填材料中的黃鐵礦,在地下水飽和後便 可溶解出硫化物離子,若經由緩衝材料擴散到達廢棄物表面,將會造 成廢棄物罐腐蝕,其所造成的腐蝕程度可透過質量守恆來估計,利用 回填材料及緩衝材料中黃鐵礦硫含量、溶解度及硫在緩衝材料的擴散 係數,計算出腐蝕厚度為 0.114 mm。

緩衝材料及回填材料中除了黃鐵礦有硫化物可作為腐蝕因子,硫酸鹽還原菌,亦可還原緩衝材料與回填材料或地下水中的硫酸鹽(有機物質),使其變成硫化物離子並溶解於水中,作為腐蝕因子的來源之一。大多數這些有機物質會非常緊密地附著在粘土上,因此,當緩衝材料達到其回脹壓力時,只會有非常少的有機物質將溶解進入地下水,硫酸鹽還原菌所產生的硫化物經由試驗結果推估,當膨潤土飽和密度為 2,000kg/m<sup>3</sup>, Cu<sub>x</sub>S產物生成速率為0.034×10<sup>-12</sup>mol/mm<sup>2</sup>/day,則相對應之銅廢棄物罐腐蝕厚度為 0.177 mm。

而地下水中所含的硫化物離子,可能會長期透過擴散或是平流到 達廢棄物罐表面,此時需要建立1個完整的緩衝材料傳輸概念模型,

並藉由硫化物離子到廢棄物罐表面的傳輸速度,來測定腐蝕速率;在 進行腐蝕評估時,亦須考量緩衝材料是否遭受地下水之侵蝕,其腐蝕 深度將會因為不同的水文地質條件,而出現較明顯的差異。在參考案 例中,離島結晶岩測試區之腐蝕評估是以5個鑽孔中所計算出最高的 硫化物離子濃度5.37×10<sup>-6</sup>mol/L進行評估。離島結晶岩測試區經水 文地質模擬得到處置孔編號 DH-631,將有最大等效初始通量,也就 是最有可能發生廢棄物罐腐蝕失效之處置孔;若不考慮緩衝材料侵蝕 之影響,經過100萬年廢棄物罐在完整緩衝材料的保護下,此處置孔 之廢棄物罐僅有9.36×10<sup>-3</sup> mm的腐蝕厚度。因此, 若廢棄物罐在完 整緩衝材料保護下,即使經過 100 萬年將不會發生任何廢棄物罐失 效。若發生緩衝材料遭侵蝕情節,由於上述所有腐蝕過程所造成的總 腐蝕量皆未到毫米等級(如圖 4-7),在考量緩衝材料遭侵蝕之地下水 長期腐蝕過程,可僅考量銅殼製造過程誤差,保守假設銅殼剩餘厚度 為 47 mm。因此,在緩衝材料遭侵蝕之平流條件,藉由水文地質模擬 取得各處置孔之地下水流速、等效初始通量及導水係數,其計算結果 如表 4-7 所示,可知所有處置孔中 5 個最短使用年限的廢棄物罐,其 使用年限皆超過 100 萬年;因此,在此條件下亦無任何廢棄物罐失 效。

#### 5.4.3. 剩餘冰河循環時期

本章節針對冰河循環時期(12 萬年)之演化進行說明,主要包含 部分重複出現之現象說明。未來演化所可能要經歷的冰河循環係利用 以往發生過的冰河循環作為基礎,而發展成所謂的參考冰河循環。此 參考冰河循環之描述並非要預測出「最可能」發生的未來演化,而是 將以往冰河循環的最佳簡化估計進行論述,其主要關注在處置場的安 全面向。本期成果將回饋至主報告第8章與技術支援報告(3)5.6.節。

相較於封閉後與當代環境條件相似階段的水文地質演化模式,冰 河期不同水力邊界條件對模式所造成的影響更為重要,像是處置設施 上覆冰層厚度的改變,而非在所有的細節中追求接近現實,雖然某些 假設會過於保守,但是這些成果可以做為安全評估的不確定分析。依

據外部條件演化之結論,離島結晶岩測試區將因海平面下降逐漸與中 國沿海各區相連,形成陸地。而離島結晶岩測試區因為所處緯度較低, 即使是冰河期也不易因上覆冰層的厚度,對處置設施所處的環境造成 明顯的影響;剩餘冰河期的水文地質分析將採用大尺度水文地質數值 模式,並以當代環境下的淡水穩態模型與基本案例進行比較,以及分 析海水面下降 20 m,邊界條件改變後對區域流場的影響。圖 5-14 為 採用離島結晶岩測試區於當代環境下的海岸線資訊,將其套用大尺度 模式分析所得之質點釋出追蹤,並以U值(等效初始通量)進行基本案 例模型與大尺度模型之比較,如圖 5-15;結果顯示,在大尺度下的水 流傳輸途徑因為邊界條件的改變,對於區域地下水流造成一定程度影 響,大尺度模型中的等效初始通量較基本案例稍低,但仍然與基本案 例尺度下的分析結果相似,質點的傳輸路徑仍在原本的陸地範圍內。 確認大尺度模式具代表性後,遂假設海岸線在冰河期發生海水面下降 20 m 的情況下進行質點釋出追蹤路徑分析,如圖 5-16;結果顯示, 因為部分極短路徑的消失而使得平均路徑長度些微增加,但並未明顯 影響原本陸地上的釋出途徑。

岩石力學演化部分,根據離島結晶岩測試區的核飛跡法的定年分 析,自2,600萬年前受張力斷層作用的控制,在地表下深約3km處 緩慢剝蝕抬升,至今才剝蝕到495m深度,故其剝蝕速率非常低,此 段時間平均約0.1 mm/yr,顯示離島結晶岩測試區至今一直處於相當 穩定的條件,地層變化僅受海水面升降影響(林蔚等,2012,p4-82)。 離島結晶岩測試區自2,600萬年前迄今,一直處於相當穩定的地質條 件,大地應力之變化對於岩石力學演化之影響極小。海水面下降可能 使得離島結晶岩測試區孔隙水壓下降,有效應力增加,為有利岩石穩 定之條件;另海水面上升幅度僅為10m,影響微乎其微。至於氣候 方面,保守假設溫度可能下降約8℃,對於地下500m之岩石力學演 化影響,亦可予忽略。

化學演化部分,在剩餘冰河期間,臺灣氣候會由亞熱帶氣候轉變為溫帶氣候,在氣溫變化方面,溫帶氣候下,離島結晶岩測試區並不 會有地下水結冰及冰川產生之現象發生,因此,經由 FEPs 分析評估

後,暫不考慮地下水結冰與冰川覆蓋所造成的影響;而海平面變化方面,離島結晶岩測試區周圍之海平面會下降 10 m 至 120 m,而海平 面下降使離島結晶岩測試區由島嶼逐漸轉變為平原,海水對處置設施 之影響也會隨之逐漸降低,因此,處置設施之相關化學條件將延續封 閉後之狀態。

剩餘冰河期階段,針對緩衝材料與回填材料之影響有以下結論: 地下水成份變化對緩衝材料與回填材料之化學演化行為,對處置設施 安全 並 無 顯 著 的 影 響 ; 在 冰 川 時 期 地 下 水 之 陽 離 子 強 度 降 至 4 m M 以 下,將會影響部分處置孔或處置隧道某些區域釋出膠體的可能性(SKB, 2011, p510-p525)。而造成地下水稀釋作用主要是冰河期溶冰影響, 在侵蝕作用的定量評估中,約有千分之一的處置孔在 12 萬年間,會 因侵蝕作用破壞緩衝材料安全功能;反之,以100萬年的尺度來看, 大約會有 23 個處置孔(約小於 1%總處置孔)會受稀釋 25%之地下水 影響,致達到平流條件。考量臺灣氣候演化條件,以及離島結晶岩測 試區地下水初始條件,需重新考慮陽離子強度低於 4 m M 以下,對緩 衝材料及回填材料膠體釋出行為之分析;液化行為僅發生於疏鬆的黏 土與砂土,而高密度的膨潤土因具有高回脹壓力,提供黏土顆粒間有 足夠的有效應力,不會發生液化行為。而地震造成的孔隙水壓提升, 也不會對緩衝材料造成液化行為(SKB, 2010k, p103);鹽度對緩衝材 料與回填材料影響;緩衝材料與回填材料之水力傳導與回脹壓力,會 受地下水鹽度影響(Karnland et al. 2006, p42、p47), 依試驗數據結 果,採用 17.5%之氯化鈉(3.0 M[Cl-]);在設計密度條件下,膨潤土的 水力傳導係數與回脹壓力仍在設計限值內,不致影響水力傳導係數與 回脹壓力之性質;現階段離島結晶岩測試區之地下水,大約為9.77× 10<sup>-4</sup> M[Cl-],因此,水力傳導係數與回脹壓力安全功能指標在地下水 鹽度影響下仍符合安全功能指標準則。

廢棄物罐演化部分,在剩餘冰河期間,臺灣氣候會由亞熱帶氣候 轉變為溫帶氣候,在氣溫變化方面,溫帶氣候下,離島結晶岩測試區 並不會有地下水結冰及冰川產生之現象發生,因此,暫不考慮地下水 結冰與冰川覆蓋所造成的影響。由於此時期能影響廢棄物罐之腐蝕因

子將僅剩地下水中所含的硫化物離子,所以,僅需接續上一時期之水 文地質條件,進行地下水硫化物之腐蝕評估即可。

#### 5.4.4. 接續冰河循環期

對於參考氣候演化而言,第一個冰河週期會重複出現延續至100 萬年評估期間,這樣的設定也符合瑞典管制單位之一般指引。一個冰 河週期約為12萬年,需再接續7個冰河週期達到100萬年評估期 間,也就是說,總共需要考量8個冰河週期。包含重複與不重複出現 的冰河週期需要分別考量說明。

對於參考氣候演化而言,第一個冰河週期會重複出現延續至100 萬年評估期間。一個冰河週期約為12萬年,需再接續7個冰河週期 達到100萬年評估期間,也就是說,總共需要考量8個冰河週期。本 期成果將回饋至主報告第8章與技術支援報告(3)5.6.節。

由於水文地質演化的行為在冰河週期循環的過程當中,屬於可反 轉再現的機制;岩石力學演化亦有相同機制,因此,藉由控制封閉後 與當代環境條件相似階段與冰河期邊界條件的改變,即可進行週期循 環的評估。

化學演化部分,在剩餘冰河期間,臺灣氣候會由亞熱帶氣候轉變 為溫帶氣候,在氣溫變化方面,溫帶氣候下,離島結晶岩測試區並不 會有地下水結冰及冰川產生之現象發生,因此,經由 FEPs 分析評估 後,暫不考慮地下水結冰與冰川覆蓋所造成的影響;而海平面變化方 面,離島結晶岩測試區周圍之海平面會下降 10 m 至 120 m,而海平 面下降使離島結晶岩測試區由島嶼逐漸轉變為平原,海水對處置設施 之影響也會隨之逐漸降低,因此,處置設施之相關化學條件將延續封 閉後之狀態。

而緩衝與回填材料在接續冰河週期階段之演化,採用與封閉後初 始溫暖階段相同之演化情形,依此循環至 100 萬年安全評估時程結 束,大致上對緩衝材料與回填材料各安全功能無顯著影響。

在接續冰河週期階段之廢棄物罐腐蝕演化,將如同剩餘冰河週期, 腐蝕因子將僅剩地下水中所含的硫化物離子,僅需接續上一時期之水 文地質條件,進行地下水硫化物之腐蝕評估。

表 5-1:離島結晶岩測試區地下水陽離子強度及 TDS

Item	300 m to 400 m	400 m to 500m	300 m to 500m	備註
Ionic strength(m M)	2.93	2.35	2.54	[Na]+[K]+ 2[Ca]+2[Mg]
TDS(g/L)	0.17	0.13	0.14	Total dissolved
Safety function indicator R1c : $\sum q[M^{q+}] > 4mM$				

表 5-2: 模擬離島結晶岩測試區地下水化學組成

分子量	名稱	g (1L·H <sub>2</sub> 0)
58.44	NaCl	0.0572
84.99	NaNO <sub>3</sub>	0.0504
174.27	K2SO4	0.008
246.48	$MgSO_4 \cdot 7H_2O$	0.0145
256.41	Mg(NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> · 6H <sub>2</sub> O	0.0013
236.15	$Ca(NO_3)_2 \cdot 4H_2O$	0.0888

表 5-3: 數值分析使用參數一覽表

	母岩	緩衝材料(MX-80)	回填材料(MX-80)
熱傳導係數	3.0	1.3	0.7
(W/m·K)			
比熱	770	800	780
(J/kg-°C)			
熱膨脹係數	$8.0 \times 10^{-6}$	$8.0 \times 10^{-6}$	$8.0 \times 10^{-6}$
(1/°C)			



圖 5-8:處置孔溫度計算

資料來源: Hökmark et al.(2009, p52)

- 註(1):Tunnel spacing 40 m:隧道間距 40 m;
- 註(2): Rock heat capacity 2.17 MJ/(m<sup>3</sup>·K): 處置母岩比熱 2.17 MJ/(m<sup>3</sup>·K);
- 註(3): Initial rock temperature 10.6 degr:處置母岩初始溫度 10.6 ℃;
- 註(4):Twall(t):處置孔壁溫度;
- 註(5):Tmax(t):緩衝材料最高溫處位置;
- 註(6):ΔTtot(t):參考演化之溫度歷時;
- 註(7): $\lambda$ 係指岩體之熱傳導係數;Bentonite 為膨潤土;Rock wall 指處置孔的岩壁;
- 註(8):橫軸 Time (years)代表時間(年);縱軸 Temperature (℃)代表溫度(℃)。



圖 5-9:膨潤土於不同乾密度之回脹壓力關係(MX-80 及 SPV 膨潤土)



圖 5-10:處置孔近場溫度歷時變化



圖 5-11:處置 100 年後處置孔近場溫度分布圖



圖 5-12:回填材料飽和歷程

資料來源: Åkesson et al. (2010, p46)

註:最上排數值點代表一維模型分析結果,其餘數值點代表不同假設條件下以二 維軸對稱模型分析結果,圖中下列的數值代表岩體的水力傳導係數(m/s),圖 中文字說明如下:

Base case:基本案例,回填材料相對滲透係數設定為 $k_r = (S_r)^3$ ;

BK2:滲透係數為基本案例之2倍;

T:考慮溫度演化並考慮水的粘滯係數隨溫度變化;

 $S_r^2$ 、 $S_r^4$ :回填材料相對滲透係數分別設定為 $k_r = (S_r)^2 \mathcal{D}(S_r)^4$ ;

BR:考慮回填材料之持水曲線;

BK06:滲透係數為基本案例之 0.4 倍;

Theoretical section:處置設計之理論邊界,代表原本處置概念設計所制定之處置隧道參考尺寸;

Maximum fallout:處置隧道開挖時因施工方法造成最大超挖隧道尺寸; 方框內文字說明:

Backfill only, Maximum fallout, Hydrostatic pressure:一維模型之模型假設條件,只考慮回填材料部份,尺寸採最大超挖隧道尺寸,及最大靜水壓力;

6 m fracture distance: 裂隙位置距離處置隧道 6 m;

24 m fracture distance: 裂隙位置距離處置隧道 24 m;

No fractures, Maximum fallout: 無裂隙,模型邊界採最大超挖隧道尺寸;

橫軸 Saturation time (years)代表回填材料飽和時間[年]。



圖 5-13:緩衝材料飽和歷程

資料來源: Åkesson et al. (2010, p82)

- 註:圖中下列的 K 代表岩體的水力傳導係數(m/s),圖中文字說明如下: init.:初始狀態;
  - Hom.: 均質狀態 (homogenized state);
  - Rock retention:加入岩體的持水曲線參數;
  - T-fracture:考慮隧道裂隙;
  - CMH-fracture:考慮岩體裂隙位於處置孔的廢棄物罐中間位置;
  - Block retention:加入緩衝材料塊體的持水曲線參數;
  - Buffer permeability: 改變緩衝材料的水力傳導係數;
  - Unfractured rock: 無裂隙岩體;
  - 橫軸 Buffer saturation time [years]代表緩衝材料飽和時間[年]。



圖 5-14:當代環境大尺度模式之質點釋出路徑



圖 5-15: 當代環境大尺度模式與基本案例結果比較



圖 5-16:大尺度模式海水面下降 20 m 之質點釋出路徑

#### 5.5. 情節發展

情節發展主要係依據廢棄物罐安全功能來探討失效模式,如腐蝕 情節之失效模式,來自銅殼長期受地下水相關水化學腐蝕作用所致; 而剪力情節之失效模式,則為探討罐體長期處於深層地層,可能受地 質作用引發的剪力效應而導致失效; 圍壓負載情節之失效模式,主要 為探討廢棄物罐需長期承受周圍工程障壁及母岩之圍壓作用;進而探 討事件發生之前因後果,以作為 SNFD2017 報告主要情節發展之骨幹。 以下將配合 SNFD2017 報告需要, 說明國內情節發展過程以建構相關 流程。

#### 5.5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置與選擇

105年度工作成果說明如下:

(1)研究 SKB FEPs 資料庫的操作介面與內容,以利建立具品保要求
 之 FEPs 管理系統

由於SNFD2017報告安全評估主要根據瑞典SKB專家之建議,因此 首先將著重於研究SKB FEPs資料庫的操作介面與內容。經研究 SKB FEPs資料庫的內容後,台灣FEPs資料庫參考SKB FEPs資料庫 的分類模式將FEPs資料庫分為:初始狀態FEPs、內部交互作用機 制FEPs、內部作用變數FEPs、生物圈FEPs及外部條件FEPs等五大 類進行展開(如

圖 5-17 所示)。同時基於 KBS-3 工程設計概念及花崗岩岩體相同, 在初始狀態、內部交互作用機制及內部作用變數相關內容上 參考 SR-Site 研究成果; 在生物圈 FEPs 項項分類上,則參考日本 H-12 報告,依據台灣相關條件進行建置; 外部條件 FEPs 上,除 依據 SR-Site 研究分類外,亦收集本土調查結果及台灣地區位置 特性研究建立相關內容,相關成果呈現於主報告 5.3.1.節及技術 支援報告(3)5.1.1.節。 (2) FEPs 的選擇係根據由上而下所選定之分析情節而來,將所選定 的情節與瑞典 SKB 整理出的報表相互對照,即能選擇所需用的 FEPs。

關於SNFD2017的FEPs資料庫建置,是依據SKB建議跟研究成果 挑選出重要FEPs並選定主要情節及干擾情節進行建立相連性。同 時也依據目前研發的技術能力進展及計畫執行目標,建立篩選的 四個原則:一、刪除屬於開挖與運轉需求之工程設計範疇。二、 聚焦考量與廢棄物罐圍阻、遲滯相關安全功能之議題,集中探討 用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料與地質圈等內部 作用及變數之相關FEPs。三、依據離島結晶岩測試區之地質與環 境特性,篩選與外部條件及生物圈之相關聯FEPs清單。四、配合 本階段技術研發水平與發展建立的關鍵技術,進行相關聯之FEPs 清單篩選,篩選的清單如表5-4至

表 5-11。表 5-4 到

表5-8主要探討的是處置單元中內部交互作用機制,表5-4為內部 交互作用機制之用過核子燃料類的FEPs清單,代表符號:F;表 5-5為內部交互作用機制之廢棄物罐類的FEPs清單,代表符號: C;表5-6為內部交互作用機制之緩衝材料類的FEPs清單,代表符 號:Bu;

表5-7為內部交互作用機制之回填材料類的FEPs清單,代表符號: BfT;

表5-8為內部交互作用機制之地質圈的FEPs清單,代表符號:Ge。 表5-9為內部作用變數之FEPs清單,其根據內部交互作用機制進 行關聯性變數之探討,代表符號:Var。

表5-10為生物圈的FEPs清單,根據離島結晶岩測試區相關條件, 探討處置單元對生物圈之水文、物理、放射、遷移及擾動等作用, 代表符號依序為:BioHY、BioPH、BioRA、BioMI及BioPE。

表 5-11 為外部條件的 FEPs 清單,分別由氣候相關議題、大規模 地質作用、未來人類活動及隕石流星衝擊等進行探討,代表符號 依序為: Cli、LSGe、FHA及 Oth。

(3)依據前述選出來的 FEPs 與瑞典 SKB 的交互作用機制報告 (process report)對照,瞭解其在安全評估的應用層面。 以 FEPs 資料庫為基礎,經過全面廣泛的評估探討及彙整國際經 驗後,以耦合(coupling)方式將內部交互作用機制(internal processes)與內部作用變數(internal variables),進行一連串關係 探討。並將 FEPs 中數種作用與數種變異進行連結,利用矩陣之 方式發展作用關係;探討處置單元之間熱水力化的交互關係。因 此,依據 FEPs 資料庫所彙整的作用清單,藉由探討個別處置單 元可能發生的交互作用,進而判斷其影響程度是否需導入模型運 算,即透過安全評估模式鏈建立作用機制與模型導入關係式。相 關成果呈現於主報告 5.3.3 內部交互作用機制及技術支援報告(3) 的 5.3 內部交互作用機制內容上。

#### 5.5.2. 情節與案例定義

透過一系列情節選定可推演處置設施在未來演化可能發生的各種狀況及其不確定性,強化處置設施的長期安全論證;依建構邏輯分析可據情節特性來分類,如圖 5-18,說明如下:

- (1) 主要情節:主要依據廢棄物罐安全功能來探討失效模式,包括腐 蝕情節、剪力情節、圍壓負載情節。同時依參考案例場址特徵與 數據等資訊,合理論述未來演化的可能狀況,並建構各個失效模 式之基本案例。基本案例可代表處置設施於安全評估尺度下,最 可能發生之演化結果,其量化所得之危害風險後果可視為基線。 另對於機率較小的演化結果或是數據範圍,則可透過一系列變異 案例,量化得知處置設施的長期安全變動範圍,可掌握處置設施 安全評估的不確定性。
- (2) 干擾情節:在基本案例演化推論過程中,將基於處置設施特性條件抑或安全評估基準,而暫時排除發生機率極低但影響層面複雜之外部條件 FEPs,以避免因過於極端或不確定性提高,而造成對基本情境推論結果為不合理。故干擾情節即是針對已排除之

FEPs 推論個別獨立情節,且因推論過程中往往受限科學論證不充足,大量引入虛擬假設,亦可視為所謂的假想情節(What if),例如未來人類活動即是屬於不確性較大之外部條件。

處置設施對設施外關鍵群體造成的危害風險,主要以輻射劑量影 響為主,由於處置系統於建置階段對工程設計、地質調查要求標準高, 故預期劑量影響程度將與處置設施未來演化息息相關;然實際上在 100萬年時間尺度下對參考演化推論所涵蓋範圍,廣泛且難以精確定 義:故選定並建構具代表性之演化情形作為主要情節,以此預測未來 可能的曝露情境來計算劑量風險,已是國際發展安全評估技術的趨勢。

依據上述情節分類特性,風險計算應加總主要情節下各個失效模 式所造成的劑量風險;同時可併同考量一系列較少機率存在的變異案 例,以基本案例為比較基準,進行邊界案例分析(bounding case analysis)。惟干擾情節因為是以假想情節來進行極端個案分析,將不 納入風險計算中;而將就影響程度個別探討發生機率,並來回饋工程 設計探究障壁系統之關鍵參數,以未兩綢繆來達成最佳可行技術。上 述成果將呈現於主報告 5.7.1.節及技術支援報告(3)9.1.節。

### 5.5.3. 基本情節

於 SNFD2017 報告中,我們參考了目前 SKB 的研究成果,再經 由自我謹慎的評估後訂定處置系統中圍阻及遲滯之安全功能與指標, 如圖 5-5 及圖 5-6;但隨著本土研究的深入,未來應會有所更動,也 可能於增加新的準則;此內容彙整於 SNFD2017 主報告中 5.4.節及技 術支援報告(3)中第 6 章中。

而依據 SNFD2017 報告中所述之圍阻與遲滯安全功能及參考演 化,在發展主要情節時,將以廢棄物罐之圍阻安全功能與指標作為依 據,分為腐蝕情節、剪力情節及靜壓(isostatic)負載情節;並以緩衝 材料圍阻安全功能與指標作為次要依據,其他相關圍阻安全功能與指 標為參考依據,進行廢棄物罐失效過程之分析。

#### 5.5.3.1. 腐蝕情節

廢棄物罐採用銅質防腐蝕外殼,可減弱在長期處置條件下因地下 水與廢棄物罐作用所造成之腐蝕作用;如圖 5-5,廢棄物罐圍阻安全 功能 Can1.:提供腐蝕障壁,要求銅殼不能被穿透以維持圍阻功能的 完整性;同時緩衝材料圍阻安全功能 Buff1.限制平流傳輸,防堵廢棄 物罐與地下水中的可能造成腐蝕的物質接觸;故地質圈能否提供 R2.: 良好的水文地質及傳輸條件之安全功能,也應一併探討之;一旦廢棄 物罐與地下水接觸,地質圈是否能持續維持 R1.: 合適的化學條件抑 低腐蝕作用,是接下來的重要安全功能指標。其中的重要因子即為地 下水組成與特性,包括氧化還原環境、有害物質的濃度及避免氯化物 助長腐蝕。

倘若廢棄物罐圍阻安全功能指標 Can1.提供腐蝕障壁的圍阻功能 失效,則代表地下水流已經透過腐蝕作用,入侵至廢棄物罐內部並與 用過核子燃料接觸。造成用過核子燃料中的放射性核種溶解於地下水 中,並藉由地下水流的流動傳輸行為。

#### 5.5.3.2. 剪力情節

廢棄物罐於設計需求即考慮抗剪力條件,外殼採用銅質,利用較 佳的延展性,可維持廢棄物罐在遭受不同長短期應力加載時的結構完 整性;鑄鐵內襯可提供廢棄物罐抵抗緩衝材料產生的回賬壓力與地下 水壓的力學強度,以及在受地震引致裂隙錯動剪力時能提供強度,並 可以抵抗可預期或不可預期之外在載重。如圖 5-5,廢棄物罐圍阻安 全功能 Can3.抵抗剪力負載,提供主要安全功能使其能夠抵抗截切處 置孔裂隙的剪力位移,同時緩衝材圍阻安全功能 Buff3.抵抗岩石剪 力位移,可減緩剪力位移對廢棄物罐的破壞力,不過基本安全條件也 應一併探討地質圈能否提供 R3.力學穩定環境,降低處置孔周圍裂隙 錯動產生剪力的機率。

若地震所產生之剪力作用致使廢棄物罐遭受破壞且失效,則地下 水會開始入侵處置孔,進而接觸用過核子燃料造成放射性核種釋出, 地下水於工程障壁中將藉由擴散傳輸方式侵入破損廢棄物罐內,同樣
再藉由擴散傳輸方式經工程障壁傳輸至地質圈,最後,回到生物圈造 成劑量影響。

# 5.5.3.3. 靜壓負載

廢棄物罐於設計需求中,如圖 5-5,廢棄物罐圍阻安全功能 Can2. 抵抗均向負載,廢棄物罐所承受之靜壓需小於 45 MPa,即緩衝材料 造成之回脹壓力與地下水壓,總和不得大於該值;當覆蓋之冰川增加, 可能造成廢棄物罐周圍靜壓上升,導致廢棄物罐破損失效,此時將造 成地下水入侵至廢棄物罐內部,並與用過核子燃料接觸致使放射性核 種釋出,最後,回到生物圈造成劑量影響。

#### 5.5.4. 替代情節

在主要情節演化推論過程中,暫時排除發生機率極低但影響層面 複雜之外部條件 FEPs,以避免因過於極端或不確定性提高,而造成 對主要情境推論結果是不合理的。在情節建構中,為了加強對處置設 施安全評估的論述,除了可預期的主要情節之外,對於其他無法預期 但可能發生的情境仍須納入安全評估的考量中。

故 105 年度工作提出干擾情節(替代情節,後已更改正名為干擾 情節),針對已排除之 FEPs 推論個別獨立情節,且因推論過程中往往 受限科學論證不充足,大量引入虛擬假設,亦可視為所謂的假想情節 (What if)。干擾情節可加強安全評估論述的分析,用以輔助驗證主要 情節的安全性,作為比較依據。相關情節假設與量化分析結果彙整於 SNFD2017 報告第 5.9.節與技術支援報告(3)第 11 章。

編號	FEP 名稱	定義
TWF01*	放射性衰變	因放射性衰變,燃料內放射性核種的蛻變。
TWF02	輻射衰減/熱產生	能量藉由輻射傳遞到燃料或廢棄物罐空腔中的物 質。
TWF03*	誘發核分裂(臨界)	廢棄物罐內誘發核分裂與臨界的可能性。
TWF04*	熱傳輸	熱經由傳導與輻射作用,自燃料及廢棄物罐空腔傳 遞到廢棄物罐。
TWF09	殘留氣體輻射分解/酸化 形成	完整廢棄物罐內的空氣與水,可能被射解而分解, 接著其產物可能被轉化成腐蝕性氣體,如硝酸或亞 硝酸。
TWF12	燃料溶解	若水進入廢棄物罐空腔中,燃料可能溶解/轉化,造 成燃料基質中的鈾及其他放射性核種釋出。
TWF13	間隙核種存量溶解	若水進入廢棄物罐中,已被隔離在燃料與護套間隙 中之物質,會釋出放射性核種。
TWF17	放射性核種傳輸	廢棄物罐內溶解的放射性核種藉由平流與擴散的方 式傳輸,而氣體形式核種(C-14, Rn-222, Kr-85)則 可能以氣相傳輸。

表 5-4: 內部交互作用機制之用過核子燃料類的 FEPs

註:FEP 編號前標示有(\*)者,表示此機制於安全評估之應用係採用離島結晶岩測試區之現地數 據;未標示者係採用 SR-Site 之資訊來源。

表 5-5: 內部交互作用機制廢棄物罐類的 FEPs

編號	FEP 名稱	定義
		在鑄鐵內襯與銅廢棄物罐內金屬的熱傳遞是藉由熱
TWC02*	熱傳輸	傳導方式傳輸;如果鑄鐵內襯與銅殼間的空隙為真
		空,則以熱輻射的方式傳輸。
		當廢棄物罐受到機械式的負載,例如,當緩衝材料
TWC03*	內襯鑄鐵的形變	膨脹,一開始應力將會使得廢棄物罐材料有彈性地
		變形,但如果應力夠大,將會發生可塑性變形。
TWC04*		銅廢棄物罐主要用來阻擋腐蝕。銅廢棄物罐的機械
		強度為次要,但廢棄物罐必須禁得起操作、運送與
	因外部壓力引起銅廢棄	處置的相關負載。銅也必須擁有足夠的延展性,以
	罐的形變	允許鑄鐵內襯因外部負載造成廢棄物罐變形之無論
		塑性或潛變的應變。此外,銅廢棄物罐必須承受外
		部壓力所造成的鑄鐵內襯變形的負載。
TWC11*	銅廢棄物罐腐蝕	在處置設施條件下,銅廢棄物罐的腐蝕。
TWC15	放射性核種傳輸	見 TWF17 放射性核種傳輸。

註:FEP 編號前標示有(\*)者,表示此機制於安全評估之應用係採用離島結晶岩測試區之現地數 據;未標示者係採用 SR-Site 之資訊來源。

編號	FEP 名稱	定義
TWD::02	劫庙赴	廢棄物罐安置後,藉由傳導或輻射的熱傳輸,由廢
I WBU02	然待期	棄物罐表面進入緩衝材料。
TWDN04	在未飽和條件時的水汲	在未飽和條件下,因緩衝材料中有負毛細壓力,形
I WBU04	取與傳輸	成自圍岩汲取的水傳輸。
TWBu05	在飽和條件時的水傳輸	在水飽和緩衝材料中的水流動。
TWB107*	答法/启싊	管流在膨潤土中形成通道及連續水流,並侵蝕水化
T W BU07	B ML/ TX RS	的膨潤土膠體。
		緩衝材料的膨脹及其他會引起緩衝材料質量的再分
TWB1108	膨脹/質量再分佈	佈的應力-應變相關作用,如熱膨脹、潛變,以及許
1 W Dubb	心水(頁里打刀师	多緩衝材料與廢棄物罐、近場母岩及回填材料間的
		交互作用。
TWB110	物種的平流傳輸	在緩衝材料中因壓力引起的流動,使溶質及膠體在
TWDUIO		孔隙水中傳輸。
TWBu11	物種的攜鹊傳輸	緩衝材料中溶質藉由擴散的方式傳輸,包含增強顯
TWBull		著的陽離子擴散與陰離子排斥。
TWBu12	吸附 (包含主要離子交	緩衝材料內溶質藉由離子交換和表面錯合方式吸
THE	换)	收。
TWBu13	雜質變化	除蒙脫石外,緩衝材料內的附生礦物及雜質的溶解
		及二次沉澱。
TWBu14	水溶液的種化與反應	液態相的化學反應,包含熱力學與動力學。
		由於離子流經膨潤土-岩石介面的移動性差異,對膨
TWBu15	滲透作用	潤土緩衝材料特性(回脹壓力與水力傳導係數)所造
		成的影響。
TWBu16	蒙脫石變質	在緩衝材料中發生的蒙脫石變質,對於這種變質的
	1000 21	反應與效應的考量。
		緩衝材料因回脹作用而擠壓至處置孔周圍岩體裂隙
TWBu18	家脫石膠體釋出	中,可能导致個別的蒙脫石層或小群組的礦物層分
		離。
TWBu25	放射性核種於水相的傳	緩衝材料中放射性核種藉由半流、擴散、種化、吸
	輸	附、膠體傳輸、放射性衰變的方式傳輸。

表 5-6: 內部交互作用機制之緩衝材料類的 FEPs

註:FEP 編號前標示有(\*)者,表示此機制於安全評估之應用係採用離島結晶岩測試區之現地數 據;未標示者係採用 SR-Site 之資訊來源。

表 5-7:內部交互作用機制之回填材料類的 FEPs

編號	FEP 名稱	定義
TWDFT02	在未飽和條件時的水汲	在未飽和條件下,因回填材料內部孔隙為負毛細壓
I WDIIUS	取與傳輸	力,導致自周圍岩體的水汲取,而形成水傳輸。
	大的和攸从吃的水便龄	在飽和條件下,水在隧道回填材料中的傳輸,其主
1 W BI 1 04	在他和除什时时小停期	要是水力梯度所造成。
		因處置隧道周圍的岩體裂隙與回填材料交界處生成
TWBfT06	管流/侵蝕	的水壓力,造成該區域回填材料產生管流與侵蝕作
		用。
		隧道內回填材料膨脹與質量的重新分佈,包含熱膨
TWBfT07	膨脹/質量再分佈	脹、潛變,以及回填材料與緩衝材料、岩石、隧道
		封塞的交互作用。
TWDETOO	临廷弘亚法律赴	溶質(溶解的物質)及膠體在水中因壓力引起的平流
IWBI109	物種的十流傳輸	傳輸。
	物我幼塘牧康於	隧道回填材料溶質的擴散傳輸,包含增強顯著的陽
IWBIIIU	初裡的旗队诗翔	離子擴散和陰離子互斥。
	吸附(包含主要離子的交	隧道內回填材料的溶質藉由離子交換與表面錯合方
IWBIIII	换)	式吸附。
	回博壮料神质幼鹅儿	回填材料中蒙脫石以外的附生礦物與雜質的溶解及
I W BITTZ	四項材料雜貝的愛化	二次沉澱。
TWBfT13	水溶液的種化與反應	見 TWBu14:水溶液的種化與反應。
	海禾作田	渗透作用對回填材料特性(回脹壓力與水力傳導係
IWBII14	渗透作用	數)上的效應。
	萨盼丁鳞质	隧道回填材料中蒙脫石的變質及相對應的變質效
IWBII12	豕肌石变貝	應。
TWBfT16	回填材料膠體釋出	隧道回填材料膠體釋出的機制。

註:FEP 編號前標示有(\*)者,表示此機制於安全評估之應用係採用離島結晶岩測試區之現地數 據;未標示者係採用 SR-Site 之資訊來源。

編號	FEP 名稱	定義
TWC 002*	抽下水法	處置設施開挖、運轉與封閉時期周圍母岩內
TWGe05	地下水加	的地下水流。
	出工的位移	由於力學或熱力學負載作用造成處置設施周圍岩石
TWGe05	石石时位移	位移現象。
	再活動-沿著現有不連續	不同負載條件下岩體不連續面的正向與剪切
IWGeoo	面的位移	位移。
TWGe07*	破裂	由於高張力或應力集中造成的岩盤破裂。
		溶質在岩石連通裂隙中的地下水流傳輸。這些流動
TWC o11*	溶解物種的平流傳輸與 混合	通路多多少少將交會。因此,從不同的傳導裂隙處
TWGell*		的水的混合。平流從而導致不同類型的水相互取代
		及/或混合的情況。
TWGe12	刻踏的些工其所的浓留。	裂隙中地下水流的擴散傳輸,此時地下水的平流
	<b>农原兴石石</b> 至 頁 的 浴 件 物 插 的 塘 <del>故</del> 債 齡	小;岩石基質孔隙內的擴散包括陰離子排斥與表面
	初裡的預放時期	擴散。
TWC = 12	番化陶吸料	岩體內含水裂隙與岩體基質內微裂隙的水或多或少
TWGels	裡化與及的	處於停滯,其表面會有溶質的種化與吸附。
	水扣由的放射州拉廷庙	水相中放射性核種傳輸有關作用的整合樣貌,也就
TWGe24*	小伯工的成别性核裡停	是平流與延散(混合)、擴散與岩石基質擴散、吸附
	书則	與物種生成、膠體傳輸及放射性衰變。

表 5-8: 內部交互作用機制之地質圈的 FEPs

」 與物種生成、膠體傳輸及放射性衰變。
註:FEP 編號前標示有(\*)者,表示此機制於安全評估之應用係採用離島結晶岩測試區之現地數 據;未標示者係採用 SR-Site 之資訊來源。

<b>↓ □ □ □ □ □ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓ ↓</b>	表	5-9	:	內部作	用	變數之	FEP
------------------------------------	---	-----	---	-----	---	-----	-----

編號	FEP 名稱	定義
	新	在燃料組件內,阿伐、貝他、加馬與中子輻射的
Iwvarroi	轴利浊及	強度,是時間與空間的函數。
TWUerCO2	四中	內襯鑄鐵與銅廢棄物罐內的溫度,是時間與空間
I W Val COZ	//////////////////////////////////////	的函數。
TWVarBu02	溫度	緩衝材料內溫度,是時間與空間的函數。
TWVarBu03	含水量	緩衝材料內含水量,是時間與空間的函數。
TWWarDu00	膨調しぬよ	緩衝材料內,不同時空膨潤土的化學組成(包含
I W Val Du09	膨润工組成	放射性核種)及其雜質水平。
TWVarBfT02	含水量	處置隧道內含水量,是時間與空間的函數。
TWULANDETOO	回插计判 知光御众导	回填材料在不同時空的總化學組成與含量(包含
IWVarbiiuo	四項材 什- 組成與否重	放射性核種)。
TWVarGe01	溫度	岩體溫度是時間與空間的函數。
TWUlanCoOO	山下水法	在地質圈裂隙系統內的地下水流,是時間與空間
I w var Geoz	地下小加	的函數。
TWULanCoO2	山下北歐力	地質圈的裂隙系統內的地下水壓力,是時間與空
I W Val Geos	地下小座刀	間的函數。
TWWarCo05	唐罢弘施继何形尘	處置孔、隧道、斜坡、鑽孔等的幾何描述,也就
1 W Val Geos	<u>严重议师</u> 戏刊////////////////////////////////////	是所有開挖的體積。
		地下水的化學組成,即地下水中相關成分的濃
TWWarCo10	抽下水组成	度,是時間與空間的函數。這個變量也包括氧化
IWValGe10	地下小組成	還原電位 Eh 與酸鹼值(pH 值),以及任何放射性
		核種與溶解氣體。
		水泥浆的量體和其化學成分,與其他結構、雜散
TWVarGe12	結構與雜散材料	材料等,會侵入或置於岩石斷裂處,於處置封閉
		時長久留存。
TWVarGe13	偷和	地質圈水飽和的程度。(假設初始時即全飽和
1 w varGe13	市内	100%)

表 5-10: 生物圈的 FEPs

編號	FEP 名稱	定義
TWD: aUV01	山下水辉山	地質圈中放射性核種經由抽取或自然排放地下水釋出至
	地下小祥山	生物圈中。
TWBioHV02	地下水流	指滲入地表、進入地下水層,並經由泉水或滲流水排放
10011102		至河流通道之部分水流。
TWBioHY03	地表逕流	指過多洪水、融冰或其他水源流過地表所產生之水流。
TWBioHY04	河流流動	水流體積將影響侵蝕和沉積作用速率。
TWBioHY06	洋流	經由破浪、風力、科氏效應、增密及溫度與鹽度變化所
		引起作用力,使海水發生持續性遷移之過程。
TWBioHY07	海洋飛沫	指海洋與空氣交界處,因發生海水氣泡破裂而生成氣膠
	1 1 1.	粗粒、進而排放全大氣甲。
TWBIOHY11	地下水補汪	經田地衣水或具他力式補允地卜含水層的水。 上 <u>以</u> 工业上土土土土生的工具土
TWBioHY12	降雨	水以雨水之力式目大氣降至地衣。降雨疋地低水及河水
TWBioHV14	苏淼	小你不你。
TWDI0III14	<b>杀</b> 歿	小黑瓶以低小小和之温及一日日田衣回返服主工机一。
TWBioHY15	蒸散	在田工家然爱以值彻然取作用"反小日工家巡行主八礼中。
		/ 於風力或水力作用下,使得地表形貌持續發生改變。由
TWBioPH01	侵蝕(風、水、洪	降雨、地表逕流、河流及偶發性氾濫所引起的水力侵蝕,
	水)	將使地表土壤或植物造成流失。
		某些環境介質經由天然演化可能導致土壤生成或消失。
TWBioPH02	土壤轉化	湖泊老化、河道變更或水位降地等天然演化過程,可能
	工农村儿	使湖泊或河流沉積物逐漸轉變成陸地。
		固態物質融入液體之中或液態物質融入固相之過程。上
	1 471 / 1 - 1 10	述過程之轉換速率,則受到氧化還原電位(Eh)、酸鹼值
TWBioPH03	浴解/沉澱	(pH 值)、溶解度限值及是否有其他化學物種存在等參數
		條件影響。
		液態溶液中離子吸收或吸附至固態物質表面之過程,以
TWD: DU04	TTL R/1 / R公 R/1	及自固態物質表面脫附之過程。離子之化學型態、氧化
I WBIOPH04	吸附/ 肥附	還原電位(Eh)、酸鹼值(pH值)及是否有其他化學物種存
		在等參數條件,將影響離子交換及錯合反應之反應速率。
TWBioRA01	源項	污染物自處置設施釋出至生物圈。
TWBioRA02	體外曝露作用	污染源對關鍵群體所造成潛在體外曝露。
TWBioRA03	吸入曝露作用	經由呼吸空氣,吸入污染懸浮粉塵或氣體之過程。
TWBioRA04	嚥入曝露作用	經由攝食嚥入污染水或物質。
TWBioRA06	資源使用	使用污染的天然或農業資源,所導致人類輻射曝露。
TWBioRA11	食物處理	食物前處理過程可能導致放射性物質濃度減低。
TWBioRA13	飲食	各項產品之消耗速率。
TWBioRA14	耕地	耕地為1種翻動土壤之農業作業方式。
TWD: MIO1	表面水與孔隙介質	污染水經由天然過程遷移至孔洞材料中,或是自材料孔
I W BIOMIUT	間傳輸	洞中遷移出來。
	丰石水流扫庙龄佐	污染水或土壤於環境介質表面之間以液相傳輸方式進行
TWBioMI02	衣山小 <u></u> 夜阳诗荆汗 田	遷移。污染土壤以逕流方式進行傳輸,河流或湖泊中水
	Л	則以平流/對流、延散與擴散方式,進行污染水源傳輸。
TWBioMI03	地下水傳輸	污染地下水於飽和孔隙介質內之傳輸。
TWBioMI04	滲漏	污染水經由穿透土壤層進入地下水中。
TWBieM107	<b>入</b>	污染水由地表流入土壤層中。流入非飽和層水量多寡,
		决定地下水補充程度。

表	5-11	:	生物圈的	FEPs(續)

編號	FEP 名稱	定義
TWBioMI12	再懸浮/沉降	物質懸浮至大氣中,並隨後沉降於地表。
TWBioMI13	沉澱物再懸浮	沉積物透過流動水產生再懸浮。
TWBioMI14	沉澱	由於重力作用使得水體內懸浮顆粒產生沉降及堆積而
1 W DIOMI14		形成沉積物。
TWBioMI16	库質傳輸	流體中顆粒物質沿著河床,透過滾動、滑動及跳動進
TWDIOMITO		行傳輸。
TWBioMI17	生物擾動	藉由植物及穴棲動物之活動,使土壤或沉積物產生混
	上的波动	合及再分布。
TWBioMI19	氣膠傳輸	
		固態或液態物質以氣膠形式進行傳輸。
TWBioMI21	根部吸收	藉由植物根部吸收及生物作用,將土壤中放射性物質
10000021		吸收至植物内。
TWBioMI22	轉置	物質於植物內之遷移。
TWBioMI25	動物攝食	動物之攝食及吸入作用。
TWDioMI26	动物内体於	污染物質於動物飼料及動物組織間之傳輸,而污染動
1 10 010101120	<i>到初</i> 府守期	物組織可能被人類或其他生物體食用。
TWBioMI27	灌溉	利用污染地表水或井水灌溉農作物。
TWBioMI28	抽水	抽取地表水或井水供人類或動物飲用。
TWBioMI29	供水井	抽取地下含水層中的水。
TWD: - MICC	神日やまれ	自湖泊及河流中挖掘沉積物等人類行為,可能因而遷
TWB10MI33	挖掘沉積物	移相當大量固態物質。
TWD: - DE02	治亚正磁儿	相對於陸地之海平面變化。海平面變化可能會影響沿
TWBioPE02	海半面變化	岸地區地下水狀態。

表 5-11:外部條件的 FEPs

編號	FEP 名稱	定義		
TWCli01	氟候系統-氟候系統組 成要件	地球氣候系統由五大部分組成,包含:大氣圈、水 圈、冰雪圈、地表與生物圈。		
TWCli02	氟後系統-氟候強迫	自然的氣候驅動有三種:1.太陽發射的輻射之變化。2. 地球軌道改變。3.地質構造作用。此外,可額外加入人 為驅動,儘管嚴格而言,人類的影響並不是氣候系統 的一部分或組成。		
TWCli03	氣候系統 - 氣候動力 學	氣候系統過程及交互作用的描述為非線性,涵蓋能量 收支、輻射平衡、水文循環、碳循環與回饋機制,回 饋機制相關過程:對外部作用的初始變化而言,增強 (正回饋)初始變化或減弱(負回饋)。		
TWCli09	氣候相關的議題-海 岸遷移	冰河均衡調整相關的相對海平面高度變化,造成海岸 線遷移。		
TWCli11	氣候相關議題 - 剝蝕	描述結合所有風化與侵蝕過程的影響,即剝蝕作用是 磨損或逐步減低地形凹凸過程之加總。		
TWCli12	海平面的改變	海平面改變的相關 FEPs,可能發生全球性(海平面升 降)變化與區域性地質改變,例如地殼均衡移動。		
TWCli13	溫暖的氣候影響(熱帶 與沙漠)	有關溫暖的熱帶與沙漠氣候之 FEP,包括季節性效應與 氣象及地貌效應對氣候的特別影響。		
TWCli14	水文/水文地質對氣候 變化的回饋	有關水文與水文地質之 FEPs,例如氣候改變對某區域 的地下水補注,沉積負載物與季節性的反應。		
TWLSGe02	地震	現今臺灣之地震分布及臺灣之地震目錄與地震成因機 制。		
TWOth01	隕石撞擊	隕石撞擊對處置設施安全的後果。		
TWFHA01	未來人類活動整體考 量	整體考量有關涉及廢棄物管理原則與世代責任的未來 人類活動。		
TWFHA02	深思的社會議題分析	未來人類活動的發生可能會影響處置設施的重要社會 議題。		
TWFHA03	全面性技術分析	在處置設施之選址與設計、經濟面及科技發展,需要 考量的人類活動。		
TWFHA04	與熱衝擊及目的相關 之技術分析與行動	會影響處置設施與功能的建設與技術,包括:建造熱 貯、建造熱泵系統、抽取地熱、在處置設施上建造加 熱/冷卻機。		
TWFHA05	與水力衝擊及目的相 關之技術分析與行動	會影響處置設施及其功能的建設與技術,包括:鑿 井、建造水庫、改變表面水體(河流、湖、海)的長度方 向,或與其與其它表面水體的連結。		
TWFHA06	與機械衝擊及目的相 關之技術分析與行動	會影響處置設施及其功能的建設與技術,包括:在岩 層中鑽孔、建造岩洞、隧道等、建造礦場、建造垃圾 掩埋場。		
TWFHA07	與化學衝擊及目的相 關之技術分析與行動	會影響處置設施及其功能的建設與技術,包括:在岩 石中貯存危險廢棄物、建立衛生掩埋場、酸化或以其 他方式污染空氣、水、土壤或岩盤、消毒土壤。		



圖 5-17:臺灣 FEPs 架構



圖 5-18:情節及案例分類架構

## 5.6. 安全評估整體模式鍊

105年度工作係參考瑞典 SKB 在安全評估所建立的模式鏈,研析 相關技術報告,並配合國內安全評估流程需求,彙整所需分析方法、 數值模式及數據,結合探討國際技術發展與國內技術水平,研究瑞典 SKB 使用模式之適用性及合理性,綜整說明本計畫與瑞典 SKB 評估 模式之差異,並評估是否引進或自行開發適用於我國安全評估相關的 各項數值模式。

目前於 SNFD2017 報告中,使用了許多模式,為了有效概覽安全 評估中所使用之模式、模式間交互關係及使用之參數,參考瑞典 SKB 報告(SKB, 2010a, p17)中之安全評估模式鏈,並依據 SNFD2017 報告 中所選定之情節,分別建構腐蝕及剪力情節之安全評估模式鏈,如圖 5-19 及圖 5-20,分別為對剪力情節及腐蝕情節所建構之安全評估模 式鏈,其中包含圍阻及遲滯分析時所使用之模式、分析時使用之資料、 模式的輸入或輸出及模式間交互關係。相關成果將呈現於主報告 5.8.1.節及技術支援報告(3)10.1.節。

#### 5.6.1. 圍阻安全功能

在圍阻安全功能方面,目前腐蝕情節中,銅殼腐蝕及緩衝材料侵 蝕評估公式係參考瑞典 SKB 報告(SKB, 2010b),公式中納入在地化之 硫化物濃度及利用 DarcyTools 程式計算之水流相關參數,以計算出 各廢棄物罐因腐蝕而失效之時間點;於剪力情節中,參考瑞典 SKB 報 告(SKB 2010c)中之方法,利用 3DEC 計算裂隙與廢棄物罐之截切, 並假設於 100 萬年間,發生 1 次地震,據以換算出廢棄物罐因地震剪 力造成之破壞機率。

DarcyTools 是由 SKB、MFRDC(Michel Ferry, R&D Consulting)、 CFE AB(Computer-aided Fluid Engineering AB)共同開發的模擬程式, 為模擬孔隙介質與裂隙介質流場的工具(1990-2002 就由 CFE 進行發 展),目的為用放射性廢棄物處置之場址調查及安全性評估(SKB, 2010d, p7),其利用計算流體力學的方法將為微分方程式轉換為代數

方程式,則可利用電腦進行計算。而 DarcyTools 使用的數值方法為 有限體積法(finite volume method),其計算步驟如下:(1)將模擬區 域劃分為數個網格單元;(2)針對每一網格解微分方程式後轉換為代 數方程式;(3)求解代數方程式。DarcyTools 有以下特色(SKB, 2010d, p11),(1)數學模型:以守恆定律為基礎;(2)非結構化網格:對於幾 何形狀描述有很大的彈性;(3)連續模式:縱使以裂隙網路建構模型, 亦可以轉換為連續孔隙介質模型進行計算;(4)PARTRACK:利用質點 傳輸方法模擬污染物移動情形;於 SNFD2017 報告中,需利用 DarcyTools計算之水流相關參數,供廢棄物罐腐蝕計算、遠場母岩裂 隙參數及排放點評估。

3DEC 為三維分離元素法(3 dimensional distinct element code, 以下簡稱 3DEC),是於 1988 年出現第 1 版,經過 20 幾年之更新後, 目前 3DEC 已來到第 5 版,並加入離散裂隙網路(DFN)功能,3DEC 普 過利用於分析不連續介質(discontinuous medium)的靜態或動態反應, 將不連續面(discontinuities)作為完整岩石的邊界條件,因此,岩石可 以位移、旋轉及變形。應用領域有:(i) 邊坡工程,(ii) 採礦工程, (iii) 岩石鑽炸效應分析,(iv) 岩石熱傳分析,(v) 地震引致岩石剪 力位移分析;於 SNFD2017 報告中,需利用 3DEC 評估剪力情節中, 廢棄物罐因剪力效應而失效之數量。

## 5.6.2. 核種遲滯安全功能

在核種遲滯安全功能方面,放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量 評估之計算係利用 GoldSim 整合,模擬放射性核種自用過核子燃料釋 出,經工程障壁、地質圈之傳輸與遲滯作用,生物圈劑量轉換係以 AMBER 軟體建構生物圈概念模型。

GoldSim 程式(GoldSim Technology Group, 2014a, p1-p363; GoldSim Technology Group, 2014b, p1-p1090)為一高圖式化(highly graphical)且對使用者友善的物件導向(object-oriented)軟體,提供動 態及機率之模擬方式,可用於商業、工程及科學等領域上。於用過核 子燃料處置上,需利用 GoldSim 污染物傳輸模組,其為 GoldSim 之延

伸模組,係以數學方式表示地下處置設施,允許使用者以定率及機率 方式,模擬物質(即污染物)於複雜的工程及自然環境系統中傳輸、遲 滯及釋出(release)之過程。GoldSim 污染物傳輸模組具有多種次模組 (contaminant source、species、cell pathway 及 receptor 等),供使 用者模擬用過核子燃料之處置設施中近場及遠場,可利用其提供之次 模組定義核種盤存量、廢棄物罐數量、廢棄物罐失效模式、緩衝材料 厚度、離散裂隙網路參數及各材質之基本參數,以模擬真實之處置系 統;模擬後得到的核種釋出,可整合生物圈模式所計算之生物圈轉換 因子,即可求得關鍵群體之吸收劑量;GoldSim 其具備隨機取樣方法, 可機率式的對參數取樣,並對特定結果進行參數敏感度分析;另一方 面,GoldSim 軟體的高自由度,可允許研究人員評估不同情節,並針 對"What if"問題進行評估,將結果與工程設計人員交流,修正處置單 元之設計。於 SNFD2017 報告中,利用 GoldSim 評估核種於近場及遠 場中之通量,並整合 AMBER 計算之劑量轉換因子(dose conversion factor, DCF),以評估關鍵群體之風險。

AMBER 是 1 種可靈活運用的數學模擬運算工具,可供使用者自 行建立動態區塊模型,以模擬環境或工程系統中污染物之遷移、降解 及最後結果,並可用於評估例行、意外或長期之污染物外釋情形。 AMBER 程式可廣泛應用於許多領域上,諸如生物動力學模擬、農用 化學品於環境中之遷移與健康危害評估、核設施污染整治與除役策略 評估工具、核子意外事故後輻射影響評估及廢棄物處置安全評估等; 於 SNFD2017 報告中,利用 AMBER 評估不同曝露途徑下,關鍵群體 因嚥入、吸入及體外曝露所造成之劑量,並求得劑量轉換因子。 於 SNFD2017 報告中,也將使用模式之功能、範圍及可信度說明列出,並以表 列方式呈現腐蝕及剪力情節中所使用之程式,如

表 5-12 及表 5-13,上述內容彙整於 SNFD2017 主報告 5.8.1.節、5.11.2.節 及技術支援報告(3)中 10.1.節、13.2.節。

#### 5.6.3. 生物圈劑量轉換因子評估模式研究

處置設施安全評估模式的最終階段,考量核種於生物圈中傳輸作 用及人類受輻射曝露之途徑。基於處置設施安全評估涵蓋期程甚長 (一般達 10 萬年至 100 萬年),對於未來人類生活環境及生活型態的 預測十分困難,無法精確預測未來人類生活環境與方式,使得生物圈 安全評估結果存在一定程度的不確定性。

有鑑於此,生物圈評估採用國際原子能總署於 BIOMASS(BIOsphere Modelling and ASSessment)計畫主題1下,所 發展的參考生物圈概念(如圖 5-21 所示),以合理評估未來人類因輻 射曝露可能受到之影響,並利用 FEPs 列表與交互作用矩陣,建構出 臺灣本土生物圈之概念模式與關鍵曝露群體,如圖 5-22 與圖 5-23 所 示,。此外,隨著氣候變遷造成海平面升降,亦將對生物圈生態系統 與農漁產品生產造成影響,使得當地居民飲食習慣也將隨之而改變, 進而影響處置設施放射性核種釋出造成的劑量。因此,除了考量現今 氣候條件下之生物圈劑量轉換係數(BDCF, Biosphere Dose Conversion Factor)之外,亦針對氣候變遷造成全球暖化,評估可能對 生物圈劑量之影響,以供處置設施整體安全評估之用。

表 5-12:腐蝕作用	莫式鏈之模式使用表
-------------	-----------

模式	SNFD2017 報告使用之程式		
衰變熱	ORIGEN-S		
(Decay heat)	ORIGEN-5		
緩衝材料與母岩溫度	FLAC3D		
(Buffer/rock temperature)	r LAC5D		
緩衝材料侵蝕計算			
(Erosion calculation)	經驗公式(與 5KD 相同 · 已否死地数據)		
銅腐蝕計算			
(Copper corrosion calculation)	产贩公式(共动口有户,包召玩地数像)		
近場核種傳輸	ColdSim		
(Radionuclide transport in the near-field)	GoldShill		
遠場核種傳輸	ColdSim		
(Radionuclide transport in the far-field)	GoldSilli		
生物圈	AMDED		
(Biosphere)	AMDER		

# 表 5-13: 地震剪力模式鍊之模式使用表

模式	SNFD2017 報告使用之程式
衰變熱	ORIGEN-S
(Decay heat)	
緩衝材料及母岩溫度	FLAC3D
(Buffer/rock temperture)	
剪力位移之抗性	ANSYS
(Resistance to shear movement)	
廢棄物罐失效所需地質圈離散裂隙網	3DEC
(Geosphere discrete fracture network	
for canister failure calculations)	
裂隙/廢棄物罐相交	3DEC
(Fracture/canister intersection)	
膨潤土不均匀回脹壓力	ANSYS
(Uneven bentonite swelling pressure)	
近場核種傳輸	
(Radionuclide transport in the near-	GoldSim
field)	
遠場核種傳輸	
(Radionuclide transport in the far-	GoldSim
field)	
生物圈	AMBER
(Biosphere)	



圖 5-19: SNFD2017 報告腐蝕情節之 AMF

剪力效應情節安全評估模式鏈



圖 5-20: SNFD2017 報告剪力情節之 AMF



圖 5-21:參考生物圈概念模型發展流程

資料來源:IAEA(2003, p10)



圖 5-22:封閉後與當代環境條件相似時期與冰河氣候期生物圈概念模型



圖 5-23:封閉後與當代環境條件相似時期與冰河氣候期之關鍵群體曝露途徑

#### 5.7. 基本情節評估案例

日本 H12 報告主要說明:「工程障壁系統的參考案例,並就核種 於工程障壁系統的遷移概念與假設、數值模擬的分析工具與理論、使 用的數據及分析結果進行說明(JNC, 2000a)」。

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,本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地質處置下,受地球自然演化之水 化學以及板塊運動之結構性地震之影響。

#### 5.7.1. 腐蝕作用情節

為探討廢棄物罐腐蝕情節之案例,其案例之建構係使用離島結晶 岩測試區的地質調查數據,分析地下水組成成分,並運用離島結晶岩 測試區處置母岩初始條件,建立岩體裂隙之水文地質模型。

處置設施在長期處置的時間與空間中,廢棄物罐及工程障壁系統 將受到地下水之作用而減低其障壁功能。當緩衝材料處於飽和穩定狀 態,持續的地下水侵蝕會造成緩衝材料質量損失;根據緩衝材料、回 填材料演化之討論,緩衝材料損失 1,200 kg 時將發生平流傳輸,緩衝 材料侵蝕速率計算,採用 SKB TR-10-66 報告之侵蝕評估公式(SKB, 2010p,p20);相關水流參數,如地下水流速、裂隙內寬值等,依水文 地質演化所述,採用 DarcyTools 程式建立等效連續孔隙介質(ECPM) 模式,以求得處置設施水流特性。

當處置設施封閉後進入厭氧時期,硫化物將是存於處置設施周圍 環境中的主要腐蝕因子;案例中之銅腐蝕計算採用 SKB TR-10-66 報 告之評估公式(SKB, 2010p, p20),主要影響參數為截切處置孔之裂隙 之地下水流率及離島結晶岩測試區地下水之硫化物濃度,地下水流率

亦採用 DarcyTools 程式建立等效連續孔隙介質(ECPM)模式計算獲得, 硫化物濃度則需以 SNFD2017 報告參考案例表二調查數據之離子濃 度(工研院, 2015, p3-152)來計算。

經由計算可以得到每個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間及失效時 間等;結果如表 4-7 所示,可知所有處置孔中使用年限最短的 5 個廢 棄物罐,其使用年限皆超過 100 萬年,因此,在此條件下無任何廢棄 物罐失效。

上述相關內容彙整於本報告 5.9.1.1 節、SNFD2017 主報告中 5.8.2. 節及技術支援報告(3)中之 10.2.節中。

## 5.7.2. 剪力效應情節

考量地震造成剪力效應,在保守的評估下,假設離島結晶岩測試 區於 100 萬年尺度下將發生 1 次地震;地震將有可能在處置設施封 閉後任何時間發生,發生之可能性將因時間週期演進而不斷改變,根 據評估結果,2,505 罐之廢棄物罐在 100 萬年間的破壞機率如圖 5-24。

考量地震將有可能在處置設施封閉後任何時間發生,發生之可能 性將因時間週期演進而不斷改變。因此,剪力基本案例中廢棄物罐考 慮了3個失效時間:(1)Case 1:假定於封閉後1年至1,000年間發 生1次地震,並假定失效時間為封閉後第1年,此案例設定等同於早 期失效,而銅殼初始瑕疵為銅殼初始即有缺陷,因此,此案例亦可用 以探討銅殼初始失效可能造成核種釋出之影響分析;(2)Case 2:假定 於封閉後1,001年至10萬年間發生1次地震,並假定失效時間為封 閉後第1,001年,此亦可視為中期失效;以及(3)Case 3:假定於封閉 後100,001年至100萬年間發生1次地震,並假定失效時間為封閉後

另現階段於技術可行性評估階段,建立剪力情節核種傳輸分析時, 綜衡目前技術發展水平與根據 SKB 之經驗(SKB, 2011, p693),將使 用下列的資料及假設:

(1)應有1個足夠大的斷層,才可造成大量的廢棄物罐失效;假設核 種傳輸開始時間為廢棄物罐失效後100年後,該假設為基於水

進入廢棄物罐的保守評估結果(SKB, 2010n, p135);之後,廢棄 物罐則對核種傳輸無任何遲滯能力。

- (2) 剪力位移將不到會影響緩衝材料保護平流產生的能力,但介於廢 棄物罐及剪切裂隙間之緩衝材料有效總厚度,將由 35 cm 下降至 25 cm;如 SKB(2011,p464)保守假設,當裂隙與處置孔截切,則 剪力位移超過 5 cm 將造成廢棄物罐失效,而這也將造成緩衝材 料厚度減少 10 cm。
- (3) 假定地震後的剪切裂隙影響不大,因此,放射性核種於地質圈中 的遲滯行為假設不變;
- (4)劑量轉換上,將瞬時釋出之劑量外釋率與瞬時釋出之生物圈劑量轉換係數(BDCFs)相乘,常數釋出之劑量釋出率與連續釋出之 BDCFs相乘。

於此情節中,係以 GoldSim 整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈 之安全評估;近場資料包含核種盤存量、各核種與不同材質之參數、 廢棄物罐破壞模式及緩衝材料設定等等。其中核種盤存量、各核種溶 解度限值、核種之瞬釋分率及其於緩衝材料與回填材料之分配係數。 在廢棄物罐模擬方面,採罐數權重計算之平均核種盤存量,以評估核 種釋出率;當廢棄物罐失效後,根據上述之假設論述,假設核種傳輸 開始時間為廢棄物罐失效後 100 年。而 100 年後,部分用過核子燃 料基質中之核種隨即溶解於水中,剩餘燃料部分則依燃料基質溶解速 率 (1×10<sup>-7</sup> vr<sup>-1</sup>)等速率溶解;在緩衝材料模擬方面,僅於剪力情節中 模擬,由於緩衝材料發揮正常功能時之水力傳導係數極微小,故核種 在緩衝材料中的傳輸機制以擴散機制為主,同時根據上述假設,模擬 緩衝材料總厚度為 25 cm;另外,考慮了模擬之準確度及效率,於 GoldSim 中緩衝材料將分為6個區塊模擬,核種以徑向分子擴散機制 於緩衝材料中傳輸,通過飽和緩衝材料至 Q1 緩衝材料/母岩介面,如 圖 5-25,此處之等效流率(Qeg)由 DarcyTools 水流模擬程式輸出之等 效初始通量(U,[m/yr])推算而得,核種於母岩中傳輸時,應考慮遠場 路徑長度、傳輸速率、延散度及裂隙周圍之母岩基質擴散區之遲滯效

應,核種將經由排放點傳輸至地下含水層,此亦由 DarcyTools 水流 模擬程式輸出計算,將核種遷移路徑之水流相關參數輸入至 GoldSim 程式中運算,即可得到遠場核種釋出率,並與 AMBER 計算之劑量轉 換因子相乘,即可得到關鍵群體之年劑量值。

上述內容彙整於本報告 5.9.1.2 節、SNFD2017 主報告中 5.8.3.節 及技術支援報告(3)中 10.3.節。

#### 5.7.3. 參數敏感度分析

參數敏感度分析可確認特定條件或參數,及其對處置系統或子系統的影響程度,以增進對障壁系統安全功能的信心。在參數敏感度分析上,根據廣納離島結晶岩測試區及其他地區調查數據,進行腐蝕情節與剪力情節相關參數範圍對評估結果之影響分析,以作為未來技術發展之參考依據。相關參數敏感度分析所採用之數據範圍如表 5-14、表 5-15 及表 5-16 所列。

在 SNFD2017 報告之腐蝕情節參數敏感度分析案例中,用以進行 分析之相關參數包括:燃料基質溶解速率、燃料瞬釋分率、核種溶解 度、母岩之 Kd值、等效初始通量、平流走時及傳輸長度(path length) 等水流相關參數。而依據 SNFD2017 報告現階段腐蝕情節之圍阻安全 分析結果,廢棄物罐因腐蝕失效的時間點,皆大於 100 萬年,為進行 參數敏感度分析,則採用全球暖化極端案例之失效時間,評估各參數 範圍對 100 萬年時釋出劑量之影響。圖 5-26 係以 100 萬年劑量影響 為基準,顯示其參數變動範圍對結果之影響,並依據影響程度高低由 上而下排列。由圖中結果顯示,燃料基質溶解速率、U 與 Ra 之母岩 分配係數(Kd)、平流走時與等效初始通量等水流相關參數,為影響處 置後 100 萬年劑量之重要參數。燃料基質溶解速率為影響核種由失 效之廢棄物罐釋出之比例,為影響分析結果最劇之參數,而 U 與 Ra 之母岩分配係數影響核種受岩石基質吸附之程度,為影響核種遲滯之 重要參數;水流相關參數更是直接影響核種於地下水環境之傳輸行為, 亦為影響劑量的重要參數。

而關於剪力情節之參數敏感度分析案例,係採用下列參數進行分 析,包括:燃料基質溶解速率、燃料瞬時釋出率、緩衝材料密度、緩 衝材料孔隙率、緩衝材料 Kd值、母岩 Kd值及放射性核種溶解度限值; 並以剪力基本案例之晚期失效 Case 3,評估上述參數對 100 萬年時 之劑量釋出率的影響,完成剪力情節相關之參數敏感度分析結果,如 圖 5-27;由結果可見,輸入參數燃料溶解速率、Ra 與母岩基質的 Kd 值、Pu 與母岩基質的 Kd 值及 Pu 與緩衝材料的 Kd值,為主要影響剪 力情節結果之參數,其中燃料溶解速率改變,則使所有鑲嵌於燃料基 質中之核種釋出比例改變,因此,將嚴重影響釋出劑量;Ra-226 與 Pu-242 之釋出率於 100 萬年將達高點,這 2 種核種於緩衝材料及母 岩中之遲滯主要受 Kd 值影響,因此,Ra 與母岩基質的 Kd 值、Pu 與 母岩基質的 Kd 值及 Pu 與緩衝材料的 Kd 值 3 項參數,也將嚴重影響 釋出劑量。

上述相關內容可參考 SNFD2017 主報告中 5.11.4.節及技術支援報告(3)中 13.4.節。

表5-14 · 极種解释分率之相關奓
--------------------

	核種	瞬釋分率(-)	最低限值(-)	最高限值(-)
分裂 /	C-14	9.20×10 <sup>-2</sup>	$8.50 \times 10^{-2}$	$1.10 \times 10^{-1}$
活化產物	Cl-36	8.60×10 <sup>-2</sup>	$1.20 \times 10^{-2}$	$1.40 \times 10^{-1}$
	Ni-59	1.20×10 <sup>-2</sup>	1.60×10 <sup>-3</sup>	1.70×10 <sup>-2</sup>
	Se-79	4.20×10 <sup>-3</sup>	4.00×10 <sup>-3</sup>	4.60×10 <sup>-2</sup>
	Sr-90	2.50×10 <sup>-3</sup>	0	1.00×10 <sup>-2</sup>
	Zr-93	9.20×10 <sup>-6</sup>	6.30×10 <sup>-8</sup>	$1.40 \times 10^{-5}$
	Nb-94	1.80×10 <sup>-2</sup>	6.40×10 <sup>-7</sup>	2.70×10 <sup>-2</sup>
	Tc-99	2.00×10 <sup>-3</sup>	0	$1.00 \times 10^{-2}$
	Pd-107	2.00×10 <sup>-3</sup>	0	$1.00 \times 10^{-2}$
	Sn-126	$3.00 \times 10^{-4}$	0	$1.00 \times 10^{-3}$
	I-129	2.90×10 <sup>-2</sup>	4.00×10 <sup>-3</sup>	$4.60 \times 10^{-2}$
	Cs-135	2.90×10 <sup>-2</sup>	4.00×10 <sup>-3</sup>	$4.60 \times 10^{-2}$
	Cs-137	2.90×10 <sup>-2</sup>	4.00×10 <sup>-3</sup>	$4.60 \times 10^{-2}$
超鈾系衰	Pb-210	0	0	0
變鏈核種	Ra-226	0	0	0
	Ac-227	0	0	0
	Th-229	0	0	0
	Th-230	0	0	0
	Pa-231	0	0	0
	Th-232	0	0	0
	U-233	0	0	0
	U-234	0	0	0
	0-235	0	0	0
	0-236	0	0	0
	Np-237	0	0	0
	0-238	0	0	0
	Pu-238	0	0	0
	Pu-239	0	0	0
	Pu-240	0	0	0
	AIII-241	0	0	0
	Am 242	0	0	0
	Cm-245	0	0	0
	Cm-246	0	0	0
資料來源	0111 2 10	SKB TR-10-50報告		
X 11/1-94		(SKB, 2010p, p52)	(SKB, 2010p, p52)	(SKB, 2010i, p85)

	核種	緩衝材料與回填材	最低限值	最高限值
		料	(m <sup>3</sup> /kg)	(m <sup>3</sup> /kg)
		分配係數(m <sup>3</sup> /kg)		
分裂 /	C-14	0	0	0
活化產物	CI-36 Ni-59	0	0	0
	NI-39	3.00×10	3.00×10	3.30×10
	Se-79 Sr-90	0		0
	$\frac{51}{7r}$ 02	4.50×10	7.50×10	2.70×10
	Nh 04	4.00×10	1.00×10	10.30×10 <sup>-</sup>
	ND-94	3.00×10°	2.00×10 <sup>-1</sup>	4.50×10 <sup>-</sup>
	Pd-107	<u> </u>	0	
	Sn-126	5.00×10	3.00×10	7.50×10
	1 1 20	6.30×10	2.30×10	17.64×10
	Cs-135	0.20.10 <sup>-2</sup>	1 F0 10 <sup>-2</sup>	U 5 (0, 10 <sup>-1</sup>
	Cs-137	9.30×10	1.50×10	5.60×10
把仙名车	Ph-210	9.30×10	1.50×10	5.60×10
避鋪示衣	De 220	7.40×10 <sup>-</sup>	1.20×10 <sup>-</sup>	4.57×10 <sup>-</sup>
	Ra-226	4.50×10 <sup>-3</sup>	7.50×10 <sup>-4</sup>	2.70×10 <sup>-2</sup>
	Ac-227	8.00×10 <sup>°</sup>	0.30×10 <sup>°</sup>	2.33×10 <sup>2</sup>
	Th-229	6.30×10 <sup>1</sup>	6.00×10 <sup>0</sup>	7.00×10 <sup>2</sup>
	Th-230	6.30×10 <sup>1</sup>	6.00×10 <sup>0</sup>	7.00×10 <sup>2</sup>
	Pa-231	$3.00 \times 10^{0}$	$2.00 \times 10^{-1}$	$4.50 \times 10^{1}$
	Th-232	6.30×10 <sup>1</sup>	$6.00 \times 10^{0}$	7.00×10 <sup>2</sup>
	U-233	3.00×10 <sup>0</sup>	$5.00 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^{1}$
	U-234	3.00×10 <sup>0</sup>	$5.00 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^{1}$
	U-235	3.00×10 <sup>0</sup>	5.00×10 <sup>-1</sup>	$1.80 \times 10^{1}$
	U-236	3.00×10 <sup>0</sup>	$5.00 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^{1}$
	Np-237	2.00×10 <sup>-2</sup>	4.00×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-1</sup>
	U-238	3.00×10 <sup>0</sup>	$5.00 \times 10^{-1}$	$1.80 \times 10^{1}$
	Pu-238	2.00×10 <sup>-2</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-1</sup>
	Pu-239	2.00×10 <sup>-2</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>	$2.00 \times 10^{-1}$
	Pu-240	2.00×10 <sup>-2</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>	$2.00 \times 10^{-1}$
	Am-241	6.10×10 <sup>1</sup>	$1.00 \times 10^{1}$	3.78×10 <sup>2</sup>
	Pu-242	2.00×10 <sup>-2</sup>	$2.00 \times 10^{-3}$	$2.00 \times 10^{-1}$
	Am-243	6.10×10 <sup>1</sup>	$1.00 \times 10^{1}$	3.78×10 <sup>2</sup>
	Cm-245	6.10×10 <sup>1</sup>	$1.00 \times 10^{1}$	3.78×10 <sup>2</sup>
	Cm-246	6.10×10 <sup>1</sup>	$1.00 \times 10^{1}$	3.78×10 <sup>2</sup>
資料來源	1	SKB TR-10-52報告(SKB,	SKB TR-10-52報告	SKB TR-10-52報告
		2010i, p176、p178)	(SKB, 2010i, p176、p178)	(SKB, 2010i, p176、p178)

表5-15:緩衝材料及回填材料分配係數之相關參數

	核種	EDZ/母岩	最低限值	最高限值
		分配係數(m <sup>3</sup> /kg)	(m <sup>3</sup> /kg)	(m <sup>3</sup> /kg)
分裂 /	C-14	0	0	0
活化產物	CI-36	0	0	0
	NI-37	1.10×10	5.97×10	2.04×10
	36-79	2.95×10 <sup>-4</sup>	2.50×10 <sup>-3</sup>	3.48×10 <sup>-3</sup>
	Sr-90	3.42×10 <sup>-0</sup>	3.84×10 <sup>-o</sup>	3.05×10 <sup>-4</sup>
	Zr-93	2.13×10 <sup>-2</sup>	$4.48 \times 10^{-3}$	1.02×10 <sup>-1</sup>
	Nb-94	1.98×10 <sup>-2</sup>	$1.11 \times 10^{-3}$	$3.53 \times 10^{-1}$
	Tc-99	0	0	0
	Pd-107	5.20×10 <sup>-2</sup>	$1.22 \times 10^{-3}$	2.21×10 <sup>0</sup>
	Sn-126	1.59×10 <sup>-1</sup>	$4.51 \times 10^{-2}$	$5.58 \times 10^{-1}$
	I-129	0	0	0
	Cs-135	3.49×10 <sup>-4</sup>	$3.46 \times 10^{-5}$	$3.52 \times 10^{-3}$
	Cs-137	3.49×10 <sup>-4</sup>	$3.46 \times 10^{-5}$	$3.52 \times 10^{-3}$
超鈾系衰	Pb-210	$2.52 \times 10^{-2}$	$2.05 \times 10^{-3}$	$3.10 \times 10^{-1}$
變鏈核種	Ra-226	2.42×10 <sup>-4</sup>	$3.87 \times 10^{-5}$	$1.51 \times 10^{-3}$
	Ac-227	1.48×10 <sup>-2</sup>	5.74×10 <sup>-4</sup>	3.83×10 <sup>-1</sup>
	Th-229	5.29×10 <sup>-2</sup>	2.84×10 <sup>-3</sup>	9.84×10 <sup>-1</sup>
	Th-230	5.29×10 <sup>-2</sup>	2.84×10 <sup>-3</sup>	9.84×10 <sup>-1</sup>
	Pa-231	5.92×10 <sup>-2</sup>	6.76×10 <sup>-3</sup>	5.18×10 <sup>-1</sup>
	Th-232	5.29×10 <sup>-2</sup>	2.84×10 <sup>-3</sup>	9.84×10 <sup>-1</sup>
	U-233	1.06×10 <sup>-4</sup>	$5.53 \times 10^{-6}$	2.05×10 <sup>-3</sup>
	U-234	1.06×10 <sup>-4</sup>	$5.53 \times 10^{-6}$	$2.05 \times 10^{-3}$
	U-235	1.06×10 <sup>-4</sup>	$5.53 \times 10^{-6}$	2.05×10 <sup>-3</sup>
	U-236	1.06×10 <sup>-4</sup>	$5.53 \times 10^{-6}$	2.05×10 <sup>-3</sup>
	Np-237	4.13×10 <sup>-4</sup>	$1.48 \times 10^{-5}$	1.15×10 <sup>-2</sup>
	U-238	1.06×10 <sup>-4</sup>	$5.53 \times 10^{-6}$	$2.05 \times 10^{-3}$
	Pu-238	9.14×10 <sup>-3</sup>	6.19×10 <sup>-4</sup>	$1.35 \times 10^{-1}$
	Pu-239	9.14×10 <sup>-3</sup>	6.19×10 <sup>-4</sup>	$1.35 \times 10^{-1}$
	Pu-240	9.14×10 <sup>-3</sup>	6.19×10 <sup>-4</sup>	$1.35 \times 10^{-1}$
	Am-241	1.48×10 <sup>-2</sup>	$5.74 \times 10^{-4}$	3.83×10 <sup>-1</sup>
	Pu-242	9.14×10 <sup>-3</sup>	6.19×10 <sup>-4</sup>	$1.35 \times 10^{-1}$
	Am-243	1.48×10 <sup>-2</sup>	$5.74 \times 10^{-4}$	3.83×10 <sup>-1</sup>
	Cm-245	1.48×10 <sup>-2</sup>	$5.74 \times 10^{-4}$	3.83×10 <sup>-1</sup>
	Cm-246	1.48×10 <sup>-2</sup>	$5.74 \times 10^{-4}$	3.83×10 <sup>-1</sup>
资料来源	•	SKB TR-10-50報告	SKB TR-10-50報告	SKB TR-10-50報告
		(SKB, 2010p, p36)	(SKB, 2010p, p36)	(SKB, 2010p, p36)

表5-16:EDZ/母岩分配係數之相關參數



圖 5-24:離島結晶岩測試區 100 萬年間發生1 次地震之廢棄物罐因地震剪力造 成破壞機率



圖 5-25: 近場核種傳輸途徑示意圖 註:於 SNFD2017 報告中,僅考慮 Q1 緩衝材料/母岩路徑



龍捲風圖-分析目標:封閉後100萬年之年劑量(μSv/yr)

圖 5-26: 不同參數對腐蝕情節於 100 萬年劑量結果之敏感度分析



龍捲風圖-分析目標:封閉後100萬年之總年劑量(μSv/yr)

圖 5-27: 不同參數對剪力情節於 100 萬年劑量結果之敏感度分析

## 5.8. 替代情節評估案例

105 年度工作將 FEPs 之建置及外部條件演化,針對臺灣地區具體地質環境條件或自然現象,區分為氣候相關議題、大規模地質作用及未來人類活動,來探討自然因子對處置設施長期安全功能的干擾變化。

在氣候相關議題方面,因全球暖化造成極端氣候的變異情境,一 直是專家學者討論異議的主題,本報告除在腐蝕情節中已納入海平面 上升至7m的合理情境外,亦將於干擾情節案例選定中,考量更極端 情境,設想海平面上升至數十公尺以上,其對處置設施的極端案例的 影響,相關情境假設與量化分析可參閱 SNFD2017 報告第 5.9.1 節與 技術支援報告(3)第 11.1 節。

在大規模地質作用方面,因臺灣處於多地震地帶,故尋覓具長期 穩定性的母岩十分重要; SNFD2017 報告除在地質調查、工程設計上 著重對地震議題的探討外,在剪力情節案例選定中,也保守假設相關 條件設定基本案例,來探討對處置設施安全影響。除此之外,本報告 亦將於干擾情節案例選定中,考量更極端的地震發生頻率,跳脫地質 調查數據的科學論證,設想多次地震頻率之極端情境對處置設施的影 響,相關情境假設與量化分析可參閱 SNFD2017 報告第 5.9.2 節與技 術支援報告(3)第 11.2 節。

在未來人類活動方面,同如國際一致的建議與作法,於干擾情節 案例選定中,發展管理未來人類活動情節的方法論,並依據 SNFD2017 報告參考案例,以離島結晶岩測試區之人類活動與預測自然演化,選 定代表性案例探討劑量影響,相關情境假設與量化分析可參閱 SNFD2017報告第 5.9.3 節與技術支援報告(3)第 11.3 節。

# 5.8.1. 擾動情節

105 年度工作,係依據基本情節所建立的方法,規劃對擾動情節 使用的初始條件、內部交互作用機制及外部條件,進行所需數據的分 析,以 GoldSim 軟體進行案例之計算;模擬核種於廢棄物罐失效後在

處置場各安全障壁間之遷移情形,再由生物圈模型導入劑量轉換因子, 進行劑量分析之評估。依氣候相關議題方面與大規模地質作用方面, 將擾動情節案例分為全球暖化之極端情境與多次地震頻率之極端情 境分別探討。

#### 5.8.1.1. 全球暖化之極端情境

全球暖化之極端情境假設在極為不合理、不實際與不可能發生之 條件下,地表上所有冰河、冰帽與冰層等冰體,皆因暖化現象而完全 溶解,造成海平面上升數十公尺,離島結晶岩測試區島嶼面積大幅度 縮小,處置系統地表設施完全浸泡於海水中。由於土地面積狹小,居 民難以居住,故假設離島結晶岩測試區在海平面上升數十公尺後,形 成無人島狀態。排除經由井水與湖庫水之淡水漁撈與農耕途徑。此時 期關鍵群體僅剩下海洋漁撈,致使整體 BDCF 值急遽下降,與參考演 化封閉後與當代環境條件相似階段之 BDCF 相差約 3 至 7 個數量級, 如表 5-17 所示。使得安全評估期間,關鍵群體所受到之最高年劑量 亦依此比例急遽下降,故預期相較於基本案例條件下之評估劑量結果 來得低得許多。

為執行定量分析,假設處置設施與海岸線間有某區域之岩體具有 極佳的導水性質,使得淡海水交界移動後,鹽水通過較佳導水性質區 域,進而涵蓋地表下之處置系統,造成處置系統所在區域的地下水產 生鹽化效應。由於入侵處置孔之地下水鹽度上升,造成緩衝材料較難 穩定形成膠體,致使緩衝材料流失減緩,所以,處置孔達到平流條件 之時間拉長,但因侵蝕占整體廢棄物罐腐蝕失效時間比例小,故不顯 著影響整體廢棄物罐因腐蝕造成失效之時間。

入侵處置孔之地下水鹽度較高,含有較多硫與氯等與廢棄物罐銅 外殼發生腐蝕反應之核種。保守假設,所有離子僅針對廢棄物罐銅殼 發生腐蝕反應,使得廢棄物罐銅殼的腐蝕速率上升。以參考案例表二 之表面海水數據替代地下水各離子濃度,根據經驗公式求得(HS<sup>-</sup>= 2.00×10<sup>-4</sup>mol/L)。根據此 HS·濃度推測廢棄物罐腐蝕失效之評估結果

如表 5-19 所示,僅有編號 DH-631 處置孔會在約處置後約 96 萬年發 生廢棄物罐失效。

最後,藉由 GoldSim 評估,全球暖化海平面上升數十公尺,地下 水鹽化之腐蝕廢棄物罐失效案例,約在處置後 96 萬年有 1 組廢棄物 罐因腐蝕而失效,在地表生物圈未受顯著影響條件下,100 萬年安全 評估時程內,關鍵群體受到劑量趨勢如圖 5-28 所示。其中最高年劑 量約為 8.76×10<sup>-6</sup>μSv,約在 100 萬年時發生,主要由 Cl-36 與 I-129 所貢獻。

上述結果為考慮生物圈處於極端全球暖化環境之狀態,但考量 100萬年之安全評估時間,生物圈系統仍有可能回復至溫暖期之情形, 故仍需考量溫暖期之生物圈劑量轉換因子,如

表 5-18。平均年有效劑量結果如圖 5-29。由結果可見,溫暖期 的劑量釋出結果趨勢與全球暖化的劑量結果趨勢相似,其最高之年劑 量為5.55×10<sup>-3</sup>μSv,同樣發生於封閉後 100 萬年,劑量約為極端全球 暖化時期之 600 倍。主要的劑量貢獻同樣為 Cl-36 與 I-129,但造成 劑量最高的核種在溫暖期變為 I-129。詳細計算內容與討論細節可參 閱 SNFD2017 報告第 5.9.1 節與技術支援報告(3)第 11.1 節。

# 5.8.1.2. 多次地震頻率之極端情境

雖然地質調查證據顯示離島結晶岩測試區的地震活動性相當低, 於 6,000 萬年間僅發生 1 次地震,為了解地震極端情境對於安全評估 不確定性之影響,仍進行極端地震情境之假設與分析。

首先,參考 SKB(SKB, 2011, p466) 地震發生頻率評估之方法,根 據長期觀測的地震規模與數量和時間之關係,求得以處置設施為圓心, 半徑半徑 5 km 的地震發生頻率為:100 萬年間約有 22 個規模大於 5 的地震,如所示。詳細地震統計過程則如 SNFD2017 技術支援報告(2) 之說明。根據模擬分析結果,處置場廢棄物罐之年失效頻率如圖 5-30, 失效罐數為時間及頻率之積分,100 萬年期間之失效期望數為 3.95 罐。圖 5-31 為核種遷移評估結果,早期之釋出劑量主要為 I-129、Cl-36 及 C-14 核種所貢獻,皆為瞬時外釋且不被障壁遲滯之核種,1 萬

年後 C-14 之劑量貢獻逐漸下降,而 Ra-226 之劑量貢獻開始出現;於 晚期即由長半衰期 I129、Cl-36 及 Ra-226 主導,最大年劑量發生在 100 萬年,最大年劑量為 2.662×10<sup>-2</sup>μSv/yr。相關量化過程與結果討 論可參閱 SNFD2017 報告第 5.9.2 節與技術支援報告(3)第 11.2 節。

#### 5.8.2. 隔離失效情節

隔離失效情節因其發生機率甚低,可經由適當的選址和設計方式 予以避免,故未如基本情節或擾動情節明確定義;105年度工作探討 人類無意侵入導致隔離失效之情節。隔離失效在此定義為工程障壁或 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。

在處置設施封閉後,當安全管制執行不夠徹底或缺少對處置設施 相關的常識,將可能受到輻射曝露。故在深地質處置設施安全評估, 必須考慮未來人類活動。未來人類活動安全評估只考量處置設施封閉 之後才發生的、位於處置設施附近、削弱處置設施障畢安全功能的非 刻意人類活動。參考 SKB TR-10-53 (SKB, 2010, p17),根據技術分析 與社會分析結果,選擇「鑽探導致廢棄物罐穿透」作為未來人類活動 長期安全評估之代表案例。

對於處置設施相關資訊遺失需要一段時間,因此,假定鑽探情節 在處置設施關閉 300 年後才發生,且假設為探勘目的,可鑽探至相當 深度而影響到處置設施。當鑽頭到達處置通道至某個廢棄物罐被穿透, 此時放射性物質將附著於鑽頭上被帶至地表。此時,鑽探人員發現有 異常狀況,遂停止鑽探。後續保守假設有一家庭遷居於此,生活自給 自足,評估事件發生後,居住該地人員受到之影響。若於處置設施封 閉 300 年後發生鑽探,鑽探人員受到曝露之劑量率為 2.52 mSv/hr (圖 5-32),主要劑量由 Am-241 核種貢獻。進一步假設該鑽探井在發 生鑽探後被遺棄,並逐漸被地下水充滿,造成被穿透的廢棄物罐持續 釋出放射性核種至水中。假設某 1 家庭於鑽探發生後 1 個月移至該 污染區居住,家庭成員飲用污染井水及利用污染井水進行灌溉,預期 接受到體內曝露年劑量為 0.197 mSv/yr(圖 5-33),且劑量是由 Nb-94

造成。家庭成員於污染土地上進行農耕,預期使該家庭成員受到年有 效劑量約為 2.84 Sv/yr(圖 5-34),主要劑量貢獻為吸入再懸浮粉塵中 Am-241 核種所造成之體內曝露。相關計算過程可參閱 SNFD2017 報 告第 5.9.3 節與技術支援報告(3)第 11.3 節。

## 5.8.3. 替代情節參數敏感度分析

因 SNFD2017 報告中,需探討相關水文地質條件、廢棄物罐、緩 衝材料與回填材料等相關參數的敏感度分析,故需在主要情節中設定 數個變異案例加以探討。對於機率較小的演化結果或是數據範圍,即 可透過變異案例,量化得知處置設施的長期安全變動範圍,以掌握處 置設施安全評估的不確定性。

腐蝕情節變異案例之選定,包括探討裂隙岩體水文地質模型之參 數條件、探討因近代人類活動導致全球暖化氣候變異對水文地質之影 響,以及探討地下水硫化物濃度與地下水流速等主要影響銅殼腐蝕作 用之參數影響。剪力情節變異案例則考量地震對廢棄物罐產生剪力位 移影響,亦探討地震剪力位移對放射性核種傳輸能力之加乘影響,以 及地震剪力位移後改變遠場裂隙條件之影響。量化分析之腐蝕情節之 案例如表5-20所述,剪力情節之案例如

表 5-21 所述,相關量化分析結果於 SNFD2017 技術支援報告(3) 中第 10.2 節及 10.3 節中說明。

上述相關內容彙整於 SNFD2017 主報告中 5.7.2 節、5.8.2 節及 5.8.2 節,以及技術支援報告(3)中 9.2 節、10.2 節及 10.3 節中。

核種	穩定釋出	瞬時釋出
	全球暖化[Sv/Bq]	全球暖化[Sv/Bq]
C-14	$4.7 \times 10^{-17}$	$1.3 \times 10^{-20}$
Cl-36	$2.4 \times 10^{-15}$	$1.2 \times 10^{-19}$
Ni-59	$5.8 \times 10^{-18}$	$1.4 \times 10^{-21}$
Se-79	$2.7 \times 10^{-16}$	$6.1 \times 10^{-20}$
Sr-90	$2.6 \times 10^{-17}$	$6.2 \times 10^{-19}$
Zr-93	$1.2 \times 10^{-16}$	$2.7 \times 10^{-20}$
Nb-94	$1.6 \times 10^{-12}$	$4.2 \times 10^{-16}$
Tc-99	$9.1 \times 10^{-17}$	$2.1 \times 10^{-20}$
Pd-107	$3.8 \times 10^{-18}$	$8.7 \times 10^{-22}$
Sn-126	$2.7 \times 10^{-14}$	$6.3 \times 10^{-18}$
I-129	$1.2 \times 10^{-14}$	$2.8 \times 10^{-18}$
Cs-135	$1.9 \times 10^{-16}$	$4.4  imes 10^{-20}$
Cs-137	$1.3 \times 10^{-17}$	$3.0 \times 10^{-19}$
Pb-210	$4.9 \times 10^{-16}$	$1.6 \times 10^{-17}$
Ra-226	$1.4 \times 10^{-14}$	$9.4 \times 10^{-18}$
Ac-227	$4.1 \times 10^{-15}$	$1.3 \times 10^{-16}$
Th-229	$2.2 \times 10^{-13}$	$7.1 \times 10^{-17}$
Th-230	$1.0 \times 10^{-13}$	$2.4 \times 10^{-17}$
Th-232	$1.2 \times 10^{-13}$	$2.7 \times 10^{-17}$
Pa-231	$2.0 \times 10^{-13}$	$5.3 \times 10^{-17}$
U-233	$6.0  imes 10^{-14}$	$3.0 \times 10^{-18}$
U-234	$1.2 \times 10^{-14}$	$2.9 \times 10^{-18}$
U-235	$1.5 \times 10^{-13}$	$3.3 \times 10^{-17}$
U-236	$1.2 \times 10^{-14}$	$2.7 \times 10^{-18}$
U-238	$1.1 \times 10^{-14}$	$2.5 \times 10^{-18}$
Np-237	$1.2 \times 10^{-13}$	$1.5 \times 10^{-17}$
Pu-238	$1.2 \times 10^{-13}$	$2.6 \times 10^{-17}$
Pu-239	$1.1 \times 10^{-13}$	$2.9 \times 10^{-17}$
Pu-240	$8.7 \times 10^{-14}$	$2.9 \times 10^{-17}$
Pu-242	$1.2 \times 10^{-13}$	$2.7 \times 10^{-17}$
Am-241	$8.2 \times 10^{-14}$	$2.5 \times 10^{-17}$
Am-243	$2.0 \times 10^{-13}$	$2.9 \times 10^{-17}$
Cm-245	$2.1 \times 10^{-13}$	$3.8 \times 10^{-17}$
Cm-246	$1.6 \times 10^{-13}$	$2.4 \times 10^{-17}$

表 5-17:全球暖化之生物圈劑量轉換因子

14	連續釋出	瞬時釋出
<u> </u>	(Sv/Bq)	(Sv/Bq)
C-14	$5.59 \times 10^{-13}$	$4.83 \times 10^{-16}$
Cl-36	$3.70 \times 10^{-13}$	$8.72 \times 10^{-16}$
Ni-59	$3.01 \times 10^{-14}$	$2.33 \times 10^{-17}$
Se-79	$2.97 \times 10^{-11}$	$2.77 \times 10^{-15}$
Sr-90	$9.84 \times 10^{-13}$	$1.08 \times 10^{-14}$
Zr-93	$2.17 \times 10^{-13}$	$3.49 \times 10^{-16}$
Nb-94	$4.61 \times 10^{-12}$	$6.84 \times 10^{-16}$
Tc-99	$1.51 \times 10^{-13}$	$4.25 \times 10^{-16}$
Pd-107	$1.32 \times 10^{-14}$	$1.31 \times 10^{-17}$
Sn-126	$2.52 \times 10^{-12}$	$1.59 \times 10^{-15}$
I-129	$1.74 \times 10^{-11}$	$4.89 \times 10^{-14}$
Cs-135	$1.41 \times 10^{-12}$	$1.16 \times 10^{-15}$
Cs-137	$4.23 \times 10^{-13}$	$7.35 \times 10^{-15}$
Pb-210	$8.22 \times 10^{-12}$	$2.60 \times 10^{-13}$
Ra-226	$1.36 \times 10^{-10}$	$9.89 \times 10^{-14}$
Ac-227	$1.22 \times 10^{-11}$	$3.85 \times 10^{-13}$
Th-229	$2.22 \times 10^{-10}$	$1.62 \times 10^{-13}$
Th-230	$1.09 \times 10^{-10}$	$6.96 \times 10^{-14}$
Th-232	$1.23 \times 10^{-10}$	$7.62 \times 10^{-14}$
Pa-231	$4.82 \times 10^{-10}$	$2.67 \times 10^{-13}$
U-233	$5.37 \times 10^{-11}$	$1.75 \times 10^{-14}$
U-234	$6.09 \times 10^{-12}$	$1.68 \times 10^{-14}$
U-235	$6.34 \times 10^{-12}$	$1.61 \times 10^{-14}$
U-236	$5.83 \times 10^{-12}$	$1.61 \times 10^{-14}$
U-238	$5.59 \times 10^{-12}$	$1.54 \times 10^{-14}$
Np-237	$5.58 \times 10^{-11}$	$1.97 \times 10^{-14}$
Pu-238	$2.43 \times 10^{-10}$	$3.86 \times 10^{-14}$
Pu-239	$3.88 \times 10^{-11}$	$4.23 \times 10^{-14}$
Pu-240	$3.66 \times 10^{-11}$	$4.23 \times 10^{-14}$
Pu-242	$3.66 \times 10^{-11}$	$4.06 \times 10^{-14}$
Am-241	$7.23 \times 10^{-11}$	$3.43 \times 10^{-14}$
Am-243	$1.05 \times 10^{-10}$	$3.44 \times 10^{-14}$
Cm-245	$1.78 \times 10^{-10}$	$7.36 \times 10^{-14}$
Cm-246	$1.24 \times 10^{-10}$	$7.36 \times 10^{-14}$

表	5-18	:	温暖期之	牛	物	圈劑	릅	轉換	因	子
1	0 10	-			-12J L	<u> </u>	÷.	7715	-	-

表 5-19:全球暖化案例廢棄物罐失效推估

處置孔編號	流率(m <sup>3</sup> /yr)	侵蝕時間(yr)	腐蝕時間(yr)	使用年限(yr)
DH-631	0.0119	$1.61 \times 10^{5}$	7.97×10 <sup>5</sup>	9.58×10 <sup>5</sup>
DH-121	0.0092	$1.79 \times 10^{5}$	$1.04 \times 10^{6}$	1.22×10 <sup>6</sup>
DH-2712	0.0086	1.85×10 <sup>5</sup>	$1.10 \times 10^{6}$	1.29×10 <sup>6</sup>
DH-2594	0.0077	2.01×10 <sup>5</sup>	$1.24 \times 10^{6}$	$1.44 \times 10^{6}$
DH-1433	0.0071	1.99×10 <sup>5</sup>	1.35×10 <sup>6</sup>	1.55×10 <sup>6</sup>
類別	案例編號	案例說明		
--------------------------------	--------	---		
基本案	Case 1	採用離島結晶岩測試區地質調查數據,推算出 HS-最大濃度以		
例		及建立離島結晶岩測試區水流模型。		
	Case 2	假設深部地層受應力影響,造成裂隙密度與透水性降低,相較		
		於基本案例所採用的離島結晶岩測試區水流模型,假設地下		
		700m以下岩層之水力傳導係數下降1個數量級,為1×10-12		
		m/s ∘		
	Case 3	通常岩脈相較於周圍母岩,具備較低滲透性,故相較於基本案		
<b>T</b> 1 <b>a</b> 1 <b>b</b>		例所採用的離島結晶岩測試區水流模型,假設岩脈具備更低		
裂隙岩		之水力傳導係數,為1×10 <sup>-12</sup> m/s。		
體水文	Case 4	結合 Case 2 與 Case 3 的參數條件, 地下 700 m 以下岩層之水		
地質模		力傳導係數下降1個量級,為1×10·12m/s;以及岩脈具備更		
型之参		低之水力傳導係數,為1×10 <sup>-12</sup> m/s。		
<b></b> 数條件	Case 5	離島結晶岩測試區的地下水流可能實際受到西方大陸地區的		
影響		梯度影響,因此於離島結晶岩測試區水流模型中增加假設來		
		自側邊界的梯度差異。		
	Case 6	考量 DFN 模型為隨機統計分佈,具備內在不確定性,在現階		
		段技術建立初期,地質水流模型並未達到理想的實現值,於此		
		案例僅以 2 個不同實現值結果,探討地質水文模式之內部不		
		確定性。		
全球暖	Case 7	考量因近代人類活動造成的全球暖化氣候變異,探討其對安		
化		全評估之影響。		
TTO with	Case 8	HS:濃度為影響廢棄物罐銅殼腐蝕作用之主要參數,以Case 1		
HS濃		基本案例為基礎,進行台灣及其他國際場址區域之 HS 濃度影		
度影響		響比較。		
	Case 9	地下水流速為影響工程障壁侵蝕與廢棄物罐銅殼腐蝕作用之		
流速影		主要參數,在現階段地質調查數據有限下,以 Case 1 基本案		
響		例為基礎,參考國際場址區域之流速特性,探討其對安全評估		
		之影響。		

表 5-20:腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表

表	5-21	:	剪	力	情節	基	本	案	例與	變.	異義	案亻	列	分析	·彙	整	表	
---	------	---	---	---	----	---	---	---	----	----	----	----	---	----	----	---	---	--

類別	案例編號	案例說明
	Case 1	依紀錄 6,000 萬年前發生過 1 次,假設百萬年安全處置期間 發生 1 次,並將破壞時間設定為等同早期失效(封閉後第 1 年至第 1,000 年)
基本案例	Case 2	依紀錄 6,000 萬年前發生過 1 次,假設百萬年安全處置期間 發生 1 次,並將破壞時間設定為等同中期失效(封閉後第 1,001 年至第 100,000 年)
	Case 3	依紀錄 6,000 萬年前發生過 1 次,假設百萬年安全處置期間 發生 1 次,並將破壞時間設定為等同晚期失效(封閉後第 100,001 年至第 1,000,000 年)
複合情節影	Case 4	以基本案例 Case 1 探討地震後對緩衝材料平流條件影響
響之變異案	Case 5	以基本案例 Case 2 探討地震後對緩衝材料平流條件影響
例	Case 6	以基本案例 Case 3 探討地震後對緩衝材料平流條件影響
、キロ、尿、悪い	Case 7	以基本案例 Case 1 探討母岩裂隙因地震影響,使水流之流率 上升 10 倍後,核種釋出率之改變
退场 <b>延</b> 滞效 應不確定性 之繼異安何	Case 8	以基本案例 Case 2 探討探討母岩裂隙因地震影響,使水流之流率上升 10 倍後,核種釋出率之改變
~ 变开 亲 例	Case 9	以基本案例 Case 3 探討探討母岩裂隙因地震影響,使水流之流率上升 10 倍後,核種釋出率之改變



圖 5-28:全球暖化極端案例使用全球暖化 BDCF 之年有效劑量結果



圖 5-29:全球暖化極端案例使用溫暖期 BDCF 之年有效劑量結果



圖 5-30: 地震所引致之廢棄物罐破壞頻率



圖 5-31: 假想涵蓋台灣海峽地震頻率之極端情境案例核種遷移評估



圖 5-32:在處置場封閉 300 年後發生鑽探,在污染區工作之鑽探人員劑量率



圖 5-33:計算利用鑽孔中的水灌溉與飲用所產生之居住人員年有效劑量



圖 5-34:計算曝露於含有被帶至地表放射性核種的土壤所得到之居住人員年有 效劑量

## 5.9. 計算案例之整合分析

以下將區分腐蝕情節與剪力情節說明案例分析結果,並綜整提出 整合分析結果,與法規限值作比較。

# 5.9.1. 案例分析結果說明

#### 5.9.1.1. 腐蝕情節

腐蝕評估流程係如圖 5-35,圖中列出處置設施環境會發生的主要腐蝕過程,並將其分為有限的腐蝕過程與長期的腐蝕過程。

依照腐蝕評估流程,計算出有限腐蝕過程所有的腐蝕厚度,有限 的腐蝕過程會依照其發生原因,計算出能與廢棄物罐發生反應的腐蝕 劑總量,再利用化學質量平衡,求出腐蝕厚度;長期的腐蝕過程中, 會考慮完整緩衝材料與緩衝材料侵蝕 2 種情節,並皆可求得腐蝕速 率。依照腐蝕評估流程,計算出有限腐蝕過程所有的腐蝕厚度,藉此 得到在有限的腐蝕過程後廢棄物罐銅殼的剩餘厚度,再利用長期腐蝕 過程求得之腐蝕速率,評估各個廢棄物罐的失效時間。

於腐蝕情節中,共有9個案例(分別為 Case1 至 Case9), Case 1 為腐蝕情節基本案例、變異案例 Case 2 至 Case 6 為探討裂隙岩體水 文地質模型之變數對安全評估之影響分析、變異案例 Case 7 為探討 全球暖化造成海平面上升對處置設施之影響、變異案例 Case 8 為參 考臺灣及其他國際場址區域之 HS·濃度,以基本案例為基準,探討 HS-濃度對腐蝕情節之影響分析比較及變異案例 Case 9 為參考瑞典 Forsmark 場址地下水流率特性,以基本案例為基準,探討處置孔周 邊等效初始通量對安全評估之影響;根據以上案例,探討對廢棄物罐 使用年限之影響,結果如表 5-22、表 5-23 及表 5-24,評估廢棄物罐 之使用年限皆可大於 100 萬年尺度,此意謂廢棄物罐的工程設計,可 確保符合腐蝕之圍阻安全功能。

## 5.9.1.2. 剪力情節

作用於廢棄物罐之剪切應力取決於與處置孔截切之天然裂隙產 生滑動,導致剪力經由緩衝材料傳遞至廢棄物罐。處置孔被特定大小 的裂隙截切將有可能產生剪力,這必須取決於岩石中裂隙網路的特性; 而可能不穩定的裂隙,可於處置孔中偵測到並避開;另評估期間可能 產生足夠大的地震,也必須評估。

在地震發生頻率評估上,以離島結晶岩測試區而言,根據地質調查顯示,太武山斷層為非活動斷層,其上一次活動時間距今 6,000 萬年前。保守假設其在未來 100 萬年內會發生 1 次地震,即太武山斷層活動率為1×10<sup>-6</sup>vr<sup>-1</sup>。

而透過地震模擬研究,可以得知單一地震事件引致的裂隙位移量、 裂隙半徑、地震規模、裂隙位態及距離的關係,假設裂隙位移量大於 5 cm 廢棄物罐即失效;廢棄物罐因為剪力而失效的數量,取決於處 置孔是否可成功地使用 FPC 跟 EFPC 廢孔準則,以避免大裂隙截切。 根據 SNFD2017 報告參考案例表二之地質概念模型,太武山斷層地表 線型大於 5 km,單次地震可引發位移超過 5 cm 之裂隙大小,在 200 m 至 400 m 距離,需避開的最小裂隙半徑為 125 m;在 400 m 至 600 m 距離,需避開的最小裂隙半徑為 160 m。以參考案例而言,範例計 算結果可知,參考配置設計有 2,728 個處置孔,透過廢孔準則分析約 淘汰 7%的處置孔。

儘管參考配置已經使用廢孔準則,仍然有少部分處置孔可能受到 5 cm 的裂隙位移;這些處置孔可以透過多次 DFN 實現值,可根據裂 隙之大小及與斷層之距離,評估其受失效之可能性,統計分析出少部 分處置孔可能受到 5 cm 的裂隙位移之平均數量,並依據假設,於 100 萬年間發生 1 次地震,據以計算出廢棄物罐因地震剪力而失效之機 率,結果如圖 5-36 所示,廢棄物罐失效機率為 3.56×10-8 yr-1。

考量地震將有可能在處置設施封閉後任何時間發生,發生之可能 性將因時間週期演進而不斷改變。因此,根據情節選定,共有9個案 例(分別為 Case1 至 Case9),剪力基本案例中,廢棄物罐考慮了3個

損壞時間:(1)Case 1:早期失效、(2)Case 2:中期失效及(3)Case 3: 晚期失效。

基本案例之早期失效中,廢棄物罐累積失效機率為3.56×10<sup>-5</sup>;於 中期失效中,廢棄物罐累積失效機率為3.52×10<sup>-3</sup>;而於晚期失效中, 廢棄物罐累積失效機率為3.20×10<sup>-2</sup>。

圖 5-37 為剪力情節 Case 1:早期失效之遠場年有效劑量,此案 例中,廢棄物罐累積失效機率為3.56×10<sup>-5</sup>,峰值年劑量為4.564×10<sup>-</sup> <sup>7</sup>μSv/yr, 遠低於年劑量約束值, 劑量主要為由 Cl-36 及 I-129 貢獻, 此兩核種皆不易被障壁所遲滯。圖 5-38 為 Case 2:中期失效之遠場 年有效劑量;此案例中,廢棄物罐累積失效機率為3.52×10<sup>-3</sup>,峰值年 劑量為 4.513×10-5µSv/yr,仍遠低於年劑量約束值,劑量於 1,000 年 至 10 萬年間主要亦為由 Cl-36 及 I-129 貢獻, 超過 10 萬年後 Ra-226 及 Pu-242 之貢獻則逐漸增加。圖 5-39 與圖 5-40 分別為 Case 3:晚 期失效之近場及遠場年有效劑量,此案例中,廢棄物罐累積失效機率 為3.20×10<sup>-2</sup>,近場峰值劑量為 6.378×10<sup>-2</sup>µSv/yr, 遠場峰值年劑量 為 3.641×10-4uSv/vr; 遠場 年峰 值 劑 量 僅 約 為 年 約 束 值 的 1/38.500, 劑量於近場主要為 Ra-226 所貢獻, 遠場則主要為由 Cl-36 及 I-129 所貢獻。這些皆因保守假設存放廢棄物罐之處置孔,將被高傳輸速率 且低遲滯之大型裂隙所截切,而 Ra-226 之母核 Th-230 對緩衝材料 Kd 較高,較易被遲滯於近場緩衝材料中;因此,遷移至地質圈之 Ra-226 大都來自近場,而非在遠場生成,而 Ra-226 其將被母岩遲滯, 因此,於遠場之劑量較低。另一方面,I-129因其不被緩衝材料及母 岩基質所吸收,且其半衰期長達1.57×107年;因此,其於近場及遠場 之釋出率相當;而同樣地,Cl-36 亦有相同之情況,使這兩種核種於 遠場有較高之劑量釋出。將近場與遠場之最高總年劑量相比,兩者約 相差 180 倍,因年劑量峰值於近場主要為 Ra-226 核種所造成,而其 經過母岩裂隙時,將會被遲滯,降低其釋出至生物圈中之劑量。

為了解處置場廢棄物罐失效期望數造成關鍵群體之劑量,圖 5-41 為整合3個基本案例在100萬年間之年有效劑量,3個基本案例之年

劑量最大值,依序分別為: 4.564×10<sup>-7</sup>μSv/yr、4.513×10<sup>-5</sup>μSv/yr 與 3.641×10<sup>-4</sup>μSv/yr,而年劑量最大值總和為 4.084×10<sup>-4</sup>μSv/yr。

當廢棄物罐被地震產生之剪力破壞後,其外圍之緩衝材料可能因 水流沖刷而侵蝕流失,失去其遲滯能力;變異案例 Case 4 至 Case 6 為以基本案例為基準,探討地震後對緩衝材料平流條件之影響,平流 條件的設定如同腐蝕情節,並取最大流速之傳輸路徑進行比較分析, 因緩衝材料被腐蝕,等效流率上升為 9.154×10<sup>-3</sup> m<sup>3</sup>/yr,圖 5-42 為 廢棄物罐於早、中、晚期失效,3 個案例在 100 萬年間之年劑量最大 值,依序分別為:6.170×10<sup>-6</sup>µSv/yr、6.094×10<sup>-4</sup>µSv/yr 與 4.734×10<sup>-3</sup> µSv/yr,而於 100 萬年間之年劑量最大值總和為 5.336×10<sup>-3</sup>µSv/yr; 因緩衝材料失去遲滯作用,使部分原先會受緩衝材料遲滯之核種,直 接釋出至母岩裂隙中,且等效流率上升,因此,最高年劑量與基本案 例相比約提升了 13 倍。

由於地震後將可能使母岩裂隙中水流之流率改變,因此,於變異 案例 Case 7 至 Case 9 中,以基本案例為基準,探討地震後對母岩傳 輸流率之影響;由於地震後的剪切裂隙影響需要納入後續研究發展, 因此,現階段假設水流流率於地震後,將提升 10 倍,意謂著母岩基 質之遲滯降低,並假設緩衝材料流失,圖 5-43 為考量廢棄物罐於早、 中、晚期失效,3 個案例在 100 萬年間之年劑量最大值,依序分別為: 2.392×10<sup>-3</sup>μSv/yr、2.365×10<sup>-1</sup>μSv/yr 與 1.865 μSv/yr,而於 100 萬 年間之年劑量最大值總和為 2.095 μSv/yr,因流率上升,使障蔽對核 種之遲滯能力較基本案例低,最高劑量與基本案例相比約提升了 5,100 倍。

圖 5-44 為剪力情節中,基本案例、緩衝材料平流條件案例及遠場 流率增加 10 倍案例,於 100 萬年間之總和年有效劑量及最高年劑量, 其中以遠場流率增加 10 倍案例之峰值年劑量最高;由此結果可知, 母岩裂隙(即天然障壁)中水流速率對劑量評估之重要性。

上述內容彙整於 SNFD2017 主報告中 5.8.2.節、5.8.3.節及技術支援報告(3)中 10.2.節及 10.3.節。

# 5.9.2. 計算案例整合分析

分析參考案例之評估結果,造成廢棄物罐圍阻失效主要可能來自 腐蝕情節與剪力情節,且因此二情節的初始條件為獨立事件,故在計 算案例整合分析上,應加總風險值,並透過分析國際間的安全標準進 行結果比較。

由腐蝕情節案例分析結果初步顯示,以 KBS-3 處置概念在參考案 例條件下,可確保工程障壁設計可符合對腐蝕情節之圍阻安全功能。 由剪力情節案例分析結果初步顯示,在綜合考量各個可能案例下,如 圖 5-44 所示,100 萬年間可能造成最大年風險值為1.529×10<sup>-7</sup>。

各國安全標準如表 5-25 所示,國際間對於高放射性廢棄物最終 處置設施之劑量限值為 0.1 mSv/yr 到 0.3 mSv/yr,我國的劑量限值 要求為 0.25 mSv/yr,介於國際標準之間;而國際間對於劑量風險的 要求為 10<sup>-5</sup> yr<sup>-1</sup> 至風險 10<sup>-6</sup> yr<sup>-1</sup>之間,我國的劑量風險要求為 10<sup>-6</sup> yr<sup>-1</sup>,在國際間屬高要求標準。

將整合分析結果與表 5-25 之安全標準相比較,均可符合對風險約束值的規範。此亦提供未來國內發展最終處置技術的正面能量,顯示若未來能找到合適穩定的處置母岩,並配合工程設計技術發展,將 有可能確保處置設施對未來世代的危害風險值約束在低於百萬分之 一的範圍。

## 5.9.3. 安全指標

國處置概念是將用過核子燃料與人類生活圈進行隔離,地底下適 當距離的深層地質處置可以符合這樣的概念需求,而深層地質處置之 執行方式,期望最主要的安全功能在整個評估期間(100萬年),以隔 離概念,並能圍阻用過核子燃料使其安全地滯留於銅質廢棄物罐中; 但若廢棄物罐不幸失效,或達到其使用年限,亦可發揮次要的安全功 能遲滯所有從廢棄物罐釋出的放射性物質,延長其釋出後抵達人類生 活環境之時間。因此,在SNFD2017報告中的研究重點,以結晶岩體 結合KBS-3處置概念為安全評估目標,透過本工作項目研析瑞典SKB

於SR-Site所建立的安全功能及其指標與準則,強化建立圍阻與遲滯安 全功能之觀念與應用技術,以帶入安全評估方法程序中。圍阻與遲滯 安全功能之建立觀念,係考量深層防禦需求與KBS-3的設計理念,所 有與圍阻相關的安全功能、安全功能指標及安全功能指標準則,以各 處置組件的安全功能代號統整為圖5-5,所有與遲滯相關的安全功能、 安全功能指標及安全功能指標準則,以各處置組件的安全功能代號統 整為為圖5-6為建立安全功能指標的分析能力,探討安全功能與FEPs 關聯性而篩選出處置單元中內部交互作用機制清單,如表5-4到

表 5-8 透過參考演化分析技術,可得知對處置設施各組件安全功 能的性能評估結果,可作為廢棄物罐圍阻失效與核種傳輸情節之建構 依據。融合安全功能指標所建立的安全評估方法論,將可提升安全評 估可信度。隨著本土研究的持續發展與深化,可自主建立安全功能、 安全功能指標之分析設計能力,以因應未來的場址特性與工程設計需 求,發展訂定安全指標。

表 5-22: 以裂隙岩體水文地質模型之水力邊界條件參數探討對廢棄物罐使用年 限之影響

		Case 1:基本案(	列	
處置孔編號	流率(m <sup>3</sup> /yr)	侵蝕時間(yr)	腐蝕時間(yr)	使用年限(yr)
DH-631	1.19×10 <sup>-2</sup>	1.61×10 <sup>5</sup>	2.97×10 <sup>7</sup>	2.98×10 <sup>7</sup>
DH-121	9.15×10 <sup>-3</sup>	1.79×10 <sup>5</sup>	3.87×10 <sup>7</sup>	3.89×10 <sup>7</sup>
DH-2712	8.65×10 <sup>-3</sup>	1.85×10 <sup>5</sup>	4.10×10 <sup>7</sup>	4.12×10 <sup>7</sup>
DH-2594	7.69×10 <sup>-3</sup>	2.01×10 <sup>5</sup>	4.61×10 <sup>7</sup>	4.63×10 <sup>7</sup>
DH-1433	7.05×10 <sup>-3</sup>	1.99×10 <sup>5</sup>	5.03×10 <sup>7</sup>	5.05×10 <sup>7</sup>
	Case 2:降	低岩體深部之水	力傳導係數	
DH-631	1.63×10 <sup>-2</sup>	$1.41 \times 10^{5}$	2.17×10 <sup>7</sup>	2.19×10 <sup>7</sup>
DH-121	1.34×10 <sup>-2</sup>	1.53×10 <sup>5</sup>	2.64×10 <sup>7</sup>	2.64×10 <sup>7</sup>
DH-1433	1.04×10 <sup>-2</sup>	$1.70 \times 10^{5}$	3.41×10 <sup>7</sup>	3.41×10 <sup>7</sup>
DH-1258	1.00×10 <sup>-2</sup>	$1.72 \times 10^{5}$	3.53×10 <sup>7</sup>	3.53×10 <sup>7</sup>
DH-398	9.26×10 <sup>-3</sup>	$1.78 \times 10^{5}$	3.83×10 <sup>7</sup>	3.83×10 <sup>7</sup>
	Case 3:	降低岩脈之水力	傳導係數	
DH-631	1.32×10 <sup>-2</sup>	$1.54 \times 10^{5}$	2.69×10 <sup>7</sup>	2.70×10 <sup>7</sup>
DH-121	9.85×10 <sup>-3</sup>	$1.74 \times 10^{5}$	3.60×10 <sup>7</sup>	3.62×10 <sup>7</sup>
DH-1433	9.18×10 <sup>-3</sup>	1.79×10 <sup>5</sup>	3.86×10 <sup>7</sup>	3.88×10 <sup>7</sup>
DH-1258	8.05×10 <sup>-3</sup>	1.89×10 <sup>5</sup>	4.41×10 <sup>7</sup>	4.43×10 <sup>7</sup>
DH-2594	6.85×10 <sup>-3</sup>	2.11×10 <sup>5</sup>	5.18×10 <sup>7</sup>	5.20×10 <sup>7</sup>
	Case 4:同時降	低岩體深部與岩原	派之水力傳導係對	数
DH-631	1.65×10 <sup>-2</sup>	$1.41 \times 10^{5}$	2.15×10 <sup>7</sup>	2.17×10 <sup>7</sup>
DH-121	1.33×10 <sup>-2</sup>	1.54×10 <sup>5</sup>	2.66×10 <sup>7</sup>	2.68×10 <sup>7</sup>
DH-1433	1.08×10 <sup>-2</sup>	1.68×10 <sup>5</sup>	3.29×10 <sup>7</sup>	3.31×10 <sup>7</sup>
DH-1258	1.00×10 <sup>-2</sup>	1.73×10 <sup>5</sup>	3.54×10 <sup>7</sup>	3.56×10 <sup>7</sup>
DH-398	9.20×10 <sup>-3</sup>	1.79×10 <sup>5</sup>	3.85×10 <sup>7</sup>	$3.87 \times 10^{7}$
	Case 5:變	更側邊界為區域。	性的水力梯度	
DH-631	1.39×10 <sup>-2</sup>	$1.51 \times 10^{5}$	2.55×10 <sup>7</sup>	$2.57 \times 10^{7}$
DH-121	1.03×10 <sup>-2</sup>	$1.71 \times 10^{5}$	$3.44 \times 10^{7}$	$3.46 \times 10^{7}$
DH-1433	9.09×10 <sup>-3</sup>	$1.80 \times 10^{5}$	3.90×10 <sup>7</sup>	$3.92 \times 10^{7}$
DH-1258	8.25×10 <sup>-3</sup>	$1.87 \times 10^{5}$	4.30×10 <sup>7</sup>	4.32×10 <sup>7</sup>
DH-2712	7.96×10 <sup>-3</sup>	$1.91 \times 10^{5}$	4.46×10 <sup>7</sup>	$4.48 \times 10^{7}$
	Case 6-1 : 1	以基本案例重新	杀生裂隙分布	
DH-874	3.81×10 <sup>-3</sup>	5.37×10 <sup>5</sup>	9.30×10 <sup>7</sup>	9.35×10 <sup>7</sup>
DH-1176	3.10×10 <sup>-3</sup>	5.28×10 <sup>5</sup>	$1.14 \times 10^{8}$	$1.15 \times 10^{8}$
DH-2599	3.07×10 <sup>-3</sup>	4.32×10 <sup>5</sup>	$1.15 \times 10^{8}$	$1.16 \times 10^{8}$
DH-1715	2.96×10 <sup>-3</sup>	5.27×10 <sup>5</sup>	$1.20 \times 10^{8}$	$1.20 \times 10^{8}$
DH-1388	2.51×10 <sup>-3</sup>	5.76×10 <sup>5</sup>	$1.41 \times 10^{8}$	$1.42 \times 10^{8}$
	Case $6-2$ :	以基本案例重新。	產生裂隙分布	
DH-2712	4.14×10 <sup>-3</sup>	$3.41 \times 10^{5}$	8.57×10 <sup>7</sup>	8.61×10 <sup>7</sup>
DH-631	3.80×10 <sup>-3</sup>	$4.84 \times 10^{5}$	9.34×10 <sup>7</sup>	9.39×10 <sup>7</sup>
DH-2721	3.59×10 <sup>-3</sup>	3.66×10 <sup>5</sup>	9.88×10 <sup>7</sup>	9.92×10 <sup>7</sup>
DH-2594	3.45×10 <sup>-3</sup>	$3.67 \times 10^{5}$	$1.03 \times 10^{8}$	$1.03 \times 10^{8}$
DH-299	3.36×10 <sup>-3</sup>	$3.76 \times 10^{5}$	$1.06 \times 10^{8}$	$1.06 \times 10^{8}$

Case 8:採用	Case 8:採用瑞典 Forsmark 之 HS-濃度				
HS-濃度最大	值:1.2×10 <sup>-4</sup> M				
處置孔編號	流率(m <sup>3</sup> /yr)	侵蝕時間	腐蝕時間	使用年限	
		(yr)	(yr)	(yr)	
DH-631	1.19×10 <sup>-2</sup>	$1.61 \times 10^{5}$	$1.33 \times 10^{6}$	$1.49 \times 10^{6}$	
DH-121	9.15×10 <sup>-3</sup>	$1.79 \times 10^{5}$	$1.73 \times 10^{6}$	$1.91 \times 10^{6}$	
DH-2712	8.65×10 <sup>-3</sup>	$1.85 \times 10^{5}$	$1.83 \times 10^{6}$	$2.02 \times 10^{6}$	
DH-2594	7.69×10 <sup>-3</sup>	$2.01 \times 10^{5}$	$2.06 \times 10^{6}$	$2.26 \times 10^{6}$	
DH-1433	7.05×10 <sup>-3</sup>	$1.99 \times 10^{5}$	2.25×10 <sup>6</sup>	$2.45 \times 10^{6}$	
HS-濃度平均	值:5.0×10 <sup>-6</sup> M				
DH-631	1.19×10 <sup>-2</sup>	$1.61 \times 10^{5}$	3.19×10 <sup>7</sup>	$3.20 \times 10^{7}$	
DH-121	9.15×10 <sup>-3</sup>	$1.79 \times 10^{5}$	4.16×10 <sup>7</sup>	4.18×10 <sup>7</sup>	
DH-2712	8.65×10 <sup>-3</sup>	$1.85 \times 10^{5}$	$4.40 \times 10^{7}$	$4.42 \times 10^{7}$	
DH-2594	7.69×10 <sup>-3</sup>	$2.01 \times 10^{5}$	4.95×10 <sup>7</sup>	4.97×10 <sup>7</sup>	
DH-1433	7.05×10 <sup>-3</sup>	$1.99 \times 10^{5}$	5.40×10 <sup>7</sup>	5.42×10 <sup>7</sup>	
HS-濃度最小	值:1.2×10 <sup>-7</sup> M				
DH-631	1.19×10 <sup>-2</sup>	$1.61 \times 10^{5}$	$1.33 \times 10^{9}$	$1.33 \times 10^{9}$	
DH-121	9.15×10 <sup>-3</sup>	$1.79 \times 10^{5}$	$1.73 \times 10^{9}$	$1.73 \times 10^{9}$	
DH-2712	8.65×10 <sup>-3</sup>	$1.85 \times 10^{5}$	$1.83 \times 10^{9}$	$1.83 \times 10^{9}$	
DH-2594	7.69×10 <sup>-3</sup>	$2.01 \times 10^{5}$	2.06×10 <sup>9</sup>	2.06×10 <sup>9</sup>	
DH-1433	7.05×10 <sup>-3</sup>	1.99×10 <sup>5</sup>	2.25×10 <sup>9</sup>	2.25×10 <sup>9</sup>	

表 5-23:採用瑞典 Forsmark 之 HS-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析

表 5-24:採用瑞典 Forsmark 之最 大處置孔周邊等效初始通量進行廢棄物罐受 腐蝕作用之分析

Case 9 : Forsmark <i>‡</i>	之最大處置孔周邊流	充率	
流率(m <sup>3</sup> /yr)	侵蝕時間	腐蝕時間	使用年限
	(yr)	(yr)	(yr)
1.66×10 <sup>-1</sup>	2.49×10 <sup>4</sup>	2.97×10 <sup>6</sup>	2.99×10 <sup>6</sup>
1.44×10 <sup>-1</sup>	$1.89 \times 10^{4}$	3.14×10 <sup>6</sup>	3.16×10 <sup>6</sup>
8.40×10 <sup>-2</sup>	2.30×10 <sup>4</sup>	4.21×10 <sup>6</sup>	4.24×10 <sup>6</sup>
2.60×10 <sup>-2</sup>	$5.80 \times 10^{4}$	1.36×10 <sup>7</sup>	1.36×10 <sup>7</sup>

國家	處置設施封閉後 劑量/風險限值	安全評估時間尺度	參考依據
	依實務評估經驗:	依實務評估經驗:	[1][2]
比利時	劑量(0.1 到 0.3 ) mSv/yr	超過106年	
	風險 10 <sup>-5</sup> yr <sup>-1</sup>		
但上利正	法規規定:	尚無具體規定	[3]
休加利望	劑量 0.3 mSv		
	法規規定:	法規規定應含最大	[1][2][4]
加拿大	劑量 0.3 mSv/yr	影響發生的時間	
	風險 10 <sup>-5</sup> yr <sup>-1</sup>		
中國	尚無具體規定	尚無具體規定	[2]
持士	法規規定:	尚無具體規定	[1][5]
捷兄	劑量 0.25 mSv/yr		
长苗	法規規定:	法規規定:	[1][2][6]
分阑	劑量 0.1 mSv/yr	至少數千年	
	法規規定:	法規規定:	[1][2]
计国	劑量 0.25 mSv/yr (10 <sup>4</sup> 年內為	至少106年	
法國	限制值,之後到106年為參考		
	值)		
	法規規定:	法規規定:	[1][2][7]
德國	劑量 0.1 mSv/yr	涵蓋106年	
	風險 10 <sup>-5</sup> yr <sup>-1</sup>		
	法規規定:	尚無具體規定	[1][8]
匈牙利	劑量 0.1 mSv/yr.		
	風險 10 <sup>-5</sup> yr <sup>-1</sup>		
日本	依實務評估經驗:	依實務評估經驗:	[1][2]
ц <i>ф</i>	(0.1 到 0.3) mSv/yr	至少106年	
	依實務評估經驗:	尚無具體規定	[1]
古诗	劑量 0.1 mSv/yr (正常演變)		
1+1 +4	1 mSv/yr (人類入侵)		
	風險 10-6 yr-1(機率分析)		
荷蘭	法規規定:	尚無具體規定	[1]
	劑量 0.1 mSv/yr,		
斯次代古	法規規定:	尚無具體規定	[1]
7/101人儿	劑量 0.1 mSv/yr,		
	法規規定:	尚無具體規定	[1][2]
西班牙	劑量 0.1 mSv/yr		
	風險 10 <sup>-6</sup> yr <sup>-1</sup>		

表 5-25:國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表

國家	處置設施封閉後 劑量/風險限值	安全評估時間尺度	参考依據
瑞典	法規規定: 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10 <sup>-6</sup> yr <sup>-1</sup>	依實務評估經驗: 超過10 <sup>6</sup> 年	[1][2][9][10]
瑞士	法規規定: 劑量 0.1 mSv/yr 風險 10 <sup>-6</sup> yr <sup>-1</sup>	法規規定: 超過10 <sup>6</sup> 年	[1][2][11]
英國	法規規定: 劑量 0.15 mSv/yr 風險 10 <sup>-6</sup> yr <sup>-1</sup>	尚無具體規定	[1][2][12]
美國	法規規定:劑量 10 <sup>4</sup> 年內為 0.15 mSv/yr; 10 <sup>4</sup> 年至 10 <sup>6</sup> 年為 1 mSv/yr	法規規定: 10 <sup>6</sup> 年	[1][13]
臺灣	法規規定: 劑量 0.25 mSv/yr 風險 10 <sup>-6</sup> yr <sup>-1</sup>	尚無具體規定	[14]

表 5-25: 國際高放射性廢棄物處置安全評估限值與時間尺度彙整表(續)

資料來源:

[1] OECD/NEA (2007)
[2] EPRI (2010a)
[3] Bulgaria Government (2004)
[4] CNSC (2006)
[5] Czech Republic (2002)
[6] STUK (2013)
[7] BMUB (2010)
[8] Hungary Government (2003)
[9] SSI (1998)
[10] SSM (2008)
[11] ENSI (2009)
[12] SEPA and NIEA (2009)
[13] EPRI (2010b)
[14] 行 政 院 原 子 能 委 員 會 (2013)



圖 5-35:腐蝕評估流程



圖 5-36:假定離島結晶岩測試區 100 萬年間發生 1 次地震之廢棄物罐因地震剪 力造成破壞機率



圖 5-37:剪力情節基本案例於早期失效之遠場核種釋出率 註:圖例依照平均年有效劑量高低排列,括號內為峰值劑量(µSv)



圖 5-38:剪力情節基本案例於中期失效之遠場核種釋出率 註:圖例依照平均年有效劑量高低排列,括號內為峰值劑量(µSv)



圖 5-39:剪力情節基本案例於晚期失效之近場核種釋出率 註:圖例依照平均年有效劑量高低排列,括號內為峰值劑量(µSv)



圖 5-40:剪力情節基本案例於晚期失效之遠場核種釋出率 註:圖例依照平均年有效劑量高低排列,括號內為峰值劑量(μSv)



圖 5-41:剪力情節基本案例,廢棄物罐破壞事件發生於早、中、晚期時,於 100 萬年間之年有效劑量及其總和

註:圖例括號內為峰值劑量(µSv)



圖 5-42:剪力情節中,結合緩衝材平流條件之變異案例,廢棄物罐破壞事件發 生於早、中、晚期時,於100萬年間之年有效劑量及其總和 註:圖例括號內為峰值劑量(μSv)



圖 5-43:剪力情節中,探討母岩傳輸流率改變之變異案例,廢棄物罐破壞事件 發生於早、中、晚期時,於100萬年間之年有效劑量及其總和 註:圖例括號內為峰值劑量(μSv)



圖 5-44:剪力情節中,基本案例、緩衝材料平流條件案例及遠場流率增加 10 倍案例於 100 萬年間之總和年有效劑量及最高劑量

註:圖例括號內為峰值劑量(µSv)

## 5.10. 安全評估的可信度

日本 H12 報告針對情節、模式、模組及資料庫的建置提到:「關於提升安全評估信心方面主要說明情節、分析工具、資料庫及天然類比等工作項目之發展,以建立日本 H12 報告安全評估信賴度之信心」 (JNC, 2000)。

105年度工作成果即是透過參考案例實作經驗,進行情節、模式、 模組及資料庫的建置;同時也蒐集彙整國內外天然類比研究以及評估 報告比較,藉以說明安全評估的可信度。

## 5.10.1.情節、模式、模組、及資料庫的建置

日本 H12 報告根據情節、模式、模組及資料庫的建置發展進行相 關考量及說明。本項工作參考日本 H12 報告, 說明本計畫情節發展、 評估程式與分析模組及相關評估數據等建置的具體措施, 並建立國內 用過核子燃料特性資料庫。105 年度工作成果說明如下:

(1) 進行情節、模式、模組及資料庫建置之回顧。

國內用過核子燃料處置計畫始於 1986 年,早期稱為「國內用過 核子燃料長程處置計畫」,其後因應「放射性物料管理法」於 2002 年 12 月 25 日公布施行,故於 2005 年起實施新計畫稱為「用過 核子燃料最終處置計畫」。國內用過核子燃料處置計畫迄今,已 歷經以下 5 個計畫階段(台灣電力公司, 2010, p1-3-p1-4):

(a) 處置概念初步研發階段(1986年05月至1988年06月)

(b) 初期工作規劃階段(1988年11月至1991年06月)

(c) 區域調查技術準備階段(1993 年 08 月至 1998 年 10 月)

(d) 調查實施與技術發展階段(1999年05月至2003年09月)

(e) 潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005 年至 2017 年)

歷年研究成果彙整範疇包含上述「我國用過核子燃料長程處置計畫」的全部4個階段(即1986年-2003年計畫期間成果),以及「用過核子燃料最終處置計畫」的第1階段部分成果(即2004年03月至2015年11月計畫期間成果)。

因此,本計畫是一長期性且需要多元化技術的整合性計畫,所以, 資料庫管理系統重點應在確保「符合需求」與完成「有效文件」, 並確保長程計畫的順利執行。為確保全程工作能按規劃時程如期 完成預定之進度與目標,以及執行過程中所獲成果之正確性與完 整性,必須建立相當縝密的資料庫管理系統,方能整合各技術分 項工作,落實計畫管理與知識管理等2大管理目標,有條不紊逐 步達成各階段目標。

根據前述目標 105 年度已完成資料庫管理系統的工作項目架構 的規劃(圖 5-45),106 年度將開始系統開發工作,其中計畫管理 平台將先行建立,俾落實計畫追蹤、紀錄文件保存與品保作業功 能,隨這計畫的進展與成果的產出,再整合知識管理平台以作為 管理系統的完整作業平台。系統將以入口網站之形式來進行實作, 使用者擁有各自授權的使用範圍。

(a) 計畫管理

有關計畫追蹤與查核,其目標為可由此系統充分掌握各項工 作之進度與成果,適時配合整合技術之需求,以展現具體成 果。進行方法分定期與不定期兩種方式,定期方式之進行, 根據計畫追蹤點由系統主動通知計畫管理與各計畫執行單 位,進行計畫進度之追蹤。不定期方式之進行,則由計畫追 蹤系統依計畫管理者要求,提供各式現況之摘要圖表,供管 理決策之用。建置過程將應用各種資訊技術,整合各項研發 工作之進度及成果後存入資料庫,之後可依使用者的權限, 配合相關的存取與檢索技術,以量化方式展現計畫的進程。 有效文件可提供對計畫成果、需求考核、內容審查與執行進 度等事項進行實質稽查,而這也是計畫執行過程中資訊透明 化與可追蹤性的基礎。計畫管理平台之紀錄文件項目包含計 畫執行之會議紀錄、工作報告與簡報、審查意見及參考文獻 等之建置。品保作業項目,則包含程序書及品質文件/紀錄之 建置。

(b) 知識管理

國內用過核子燃料最終處置工作自 75 年(1986 年)起開始積 極推動,迄今(民國 105 年)已近 30 年。計畫執行期間所產 生的知識與技術研發成果,雖然均有進行電子化保存,但僅 止於資料與文件檔案儲存作為,然而處置計畫具有長週期、 複雜性及政治敏感等獨特性;後續累積的知識庫,勢必相當 龐大複雜而不易整合。相對於其他放射性廢棄物處置先進國 家,均已發現與重視知識管理之問題,並或多或少投入相當 的知識管理工作,其中尤以日本進行的研究發展工作最多, 不僅有相當豐碩的成果,亦獲得其國內計畫團隊的支持與國 際上的認同。

有鑒於此,我國處置計畫未來必定會遭遇知識管理與整合運 用之問題,所以,可參考日本處置計畫知識管理作為,儘快 投入先進知識管理的相關研發工作。近程知識庫雛形上,為 了讓各計畫參與人員可充分分享知識,而後繼執行參與者亦 可儘速瞭解研發歷程與成果,以及發揮技術傳承的最大價值, 將以成果報告與技術數據為建置目標,提供搜尋與瀏覽之功 能,後續隨著計畫執行階段成果,逐步納入管理與品保需求, 以利計畫成果之展現。

此外,105年度為因應 SNFD2017 報告分析案例,而精進之我國 用過核子燃料最終處置計畫的 FEPs 資料庫(詳 5.5.1 節),及建立國內 用過核子燃料特性資料庫(詳後小節說明),均規劃於圖 5-45 資料庫 管理系統技術資料庫之內容,未來均可透過資料庫管理系統人機介面 提供應用服務。

(2) 建立國內用過核子燃料特性資料庫。

用過核子燃料特性資料庫是核後端管理的起始點,對於高放處置 設施之運作與排程也是非常重要。目前國內電廠仍在商業運轉中, 故運轉資料將繼續保持收集與更新。由於廢棄物罐類型分作沸水 式裝載 12 組用過核子燃料組件之廢棄物罐與壓水式裝載 4 組用 過核子燃料組件之廢棄物罐,故針對用過核子燃料特性影響最顯 著之燃料資訊,分別以沸水式反應器類型與壓水式反應器類型燃

料組件進行統計。國內電廠使用之沸水式反應器包含核一廠與核二廠,而核三廠則採用壓水式反應器。

核一廠有2個機組,現有數據而言,機組1統計至第26週期, 總共2,982組用過核子燃料組件之燃耗資訊,機組2統計至第26 週期,總共2,856組用過核子燃料組件之燃耗資訊;核二廠亦有 2個機組,現有數據而言,機組1統計到第23週期,總共4,184 組用過核子燃料組件之燃耗資訊,機組2統計至第22週期,總 共4,024 組用過核子燃料組件之燃耗資訊;核三廠也有2 個機 組,現有資料而言,機組1統計至第22週期,組共1,586 組用 過核子燃料組件之燃耗資訊,機組2 統計至第21週期,總共 1,561 組用過核子燃料組件之燃耗資訊。現階段已統計12,204束 沸水式反應器類型用過核子燃料組件,其平均燃耗約為34.17 GWd/MtU;3,112束壓水式反應器類型用過核子燃料組件,其平 均燃耗約為37.85 GWd/MtU。

沸水式用過核子燃料組件統計資料如圖 5-46 所示,早期燃料組件設計燃耗較低,還有包含部分第1週期測試裝載的燃料組件, 後來穩定運轉後燃耗逐漸拉升,大部分燃料組件正常運轉下皆可 耗乏至 30 GWd/MtU 以上,後期改用 ATRIUM10 類型燃料組件, 改善水鈾比,取得更高之燃耗,甚至可以提升到 50 GWd/MtU 以上。而壓水式用過核子燃料組件統計資料如圖 5-47 所示。

## 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,其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可信度,本年度持續蒐集及更新國 際天然類比案例,彙整更新之案例如下:

- (1) 天然鈾系核種的遷移與遲滯
  - (a) 沃川帶鈾礦床

韓國最大的天然鈾礦位於南韓中部之沃川皺褶帶(Okchon fold belt)(Min Hoon Baik et al., 2015, p139-p146),沃川鈾

礦床周圍區域的岩體屬於變質沉積岩,組成分包括:黑頁岩、 板岩、灰綠泥石片岩、千枚岩、角閃石岩、雲母片岩等(Yi et al., 2003, p195),形成年代至今仍尚未有定論,有一說認為 該區域岩層分為兩個次群體,其中一群形成於寒武紀時期 (距今約 5.4 億年前至 4.8 億年前),而另一群形成於奧陶紀 時期(距今約 4.9 億年前至 4.4 億年前)。為了進行相關之天 然類比研究工作,KAERI (the Korea Atomic Energy Research Institute)於鄰近此鈾礦床之地區建置地下研究隧道 KURT (the KAERI Underground Research Tunnel),如圖 5-48 所 示。目前於此設施中正進行之研究項目包括:鈾之分布情況、 氟候對鈾於花崗岩之吸附影響、鈾於地下水之化學性質特性 研究等,KAERI 希望能藉著這些研究建立相關的 FEP 資料 庫,並應用於安全評估中,目前這些研究仍在進行中。

(b) 雪茄湖(Cigar Lake) 鈾礦床

雪茄湖鈾礦床形成於 13 億年前,被 10 m 至 50 m 厚的伊利 石與高嶺土所包覆,周圍包覆著的黏土層滲透係數為 10<sup>-9</sup> m/s (SKB, 1994, p112),在經過長期的天然作用下,仍然沒 有鈾礦大量遷移的情況發生,此現象可能是周圍的黏土特性 所致,周圍黏土層接觸水後可減緩膠體的運動,有效的形成 一道障壁(SKB, 1994, p240)。有關雪茄湖鈾礦之重要研究成 果如下: (SKB, 1994, p5)

- (i) UO2 在還原環境下是很穩定的,僅少量 UO2 在 1 億年前 溶解於水中。
- (ii) 黏土礦物可提供良好的密封性,能有效避免核種及膠體遷移至外界。
- (iii) 僅少量的元素會吸附在膠體上,且黏土礦物可有效阻止膠體之遷移,因此,在雪茄湖鈾礦中,膠體並不是影響核種遷移的重要因素。
- (iv) 地下水中的腐植物質濃度很低,不會對核種遷移行為造成影響,微生物可在輻射照射的環境下存活,且可調節

環境的氧化還原條件(耗氧作用可使環境維持還原狀態);因此,整體來說,有機物與微生物不會對核種於近場的遷移行為有不利的影響。

(vii) 水與岩石間之交互作用關係影響地下水之化學組成, 鐵離子與硫化物間的作用會影響地下水的氧化還原狀態。

(viii)輻射分解產生的氧化物會與亞鐵離子進行反應而消耗。 處置設施設計中常使用的膨潤土,由於膨脹性比雪茄湖的伊 利石與高嶺土更高,所以,對於水體與膠體等阻隔能力更佳。 由此案例中可以證實,處置設施外層若用紮實的以黏土包覆, 不僅可以有效阻絕好氧反應,進而減緩內部材料的損耗,更 可以在意外發生時形成一道障壁,減緩液、膠體等物質自廢 棄物罐內釋出。

- (2) 處置容器(金屬)之天然類比案例
  - 中國近年來也陸續針對古青銅器進行研究,隨著考古工作的進行, 有大量的青銅器古物被挖掘出土,這些青銅器大都有雨、三千年 的歷史,陳璋如等人(陳璋如等,2015,p121)特別針對 3,000 年 至 3,300 年前商周時代及 1,800 年前漢朝的青銅文物進行分析, 探討埋藏環境對青銅器腐蝕之影響,研究共分析 15 件青銅文物, 這些文物分別來自五個地區,其中有四個地區之氣候屬於潮濕氣 候,一個屬於乾旱氣候,分析結果顯示這些中國出土的青銅文物 主要成分是銅,次要成分為錫及鉛,而腐蝕產物成分複雜,包括: 赤銅礦(Cu2O)、藍銅礦(Cu3(CO3)2(OH)2)、孔雀石(Cu2CO3(OH)2)、 錫石(SnO2)、白鉛礦(PbCO3)等,乾旱地區文物之腐蝕產物厚度約 為 50 µm 至 260 µm,小於潮溼地區的文物。腐蝕速率方面,乾 旱地區文物的腐蝕速率約為 0.02 µm/yr 至 0.09 µm/yr,而潮濕 地區文物的腐蝕速率約為 0.1 至 0.42µm/yr,這些為埋藏在氧化 環境下之結果,若在深地層還原環境下腐蝕速率推測會更小(陳 瑋如等,2015,p125),而孔雀石及錫石是穩定的腐蝕產物,可

保護內部金屬在地下埋藏環境不被繼續腐蝕(陳璋如等,2004, p168)。

# 5.10.3. 國內天然類比案例研究

本年度針對為 1,800 年前臺灣鐵器時代萬松文化的道爺遺址之 金屬文物進行研究,道爺遺址位於臺灣西南部的台南市新市區豐華里, 根據中央地質調查所的「地質資料整合查詢」系統顯示,台南市新市 區地質屬於全新世的沖積層,主要是由礫石、砂泥及黏土所組成,此 沖積層為未固結的河流相沉積物,除沿海附近外,遍佈於全區。岩性 主要由細砂、粉砂及泥所組成,分佈於古砂丘、古河口及古河道的沉 積物以砂為主;而分佈在氾濫平原的沉積物則以泥為主,含少量的砂, 推估厚度應不超過 20 m,年代屬於全新世晚期;而分佈於地表和砂 嘴、砂灘沉積物、潟湖沉積物,以及三角洲沉積物則屬於同時異相沉 積。由於臺南平原受曾文溪經年沖積的緣故,土壤層堆積快速、深厚, 對於考古遺址的保存來說,古代文化層深埋在地面下,受到人為開發 擾亂的機率比較低,且這些文化層大部分都位在地下水位面之上,土 壤中富含木炭,這些自然環境條件,都有利於古文物的保存。

金屬文物研究方面,主要之分析步驟為:先將考古文物進行基本 資料建檔與外表形態的拍攝工作;其次,將金屬考古文物保存袋內所 遺留的鐵銹予以收集,並進行 SEM 與 EDS 的檢測實驗,藉以了解金 屬考古文物的組成元素與其表面的組織結構,最後以微電腦斷層掃描 儀(Micro-CT)推算腐蝕速率。

圖 5-49 為道爺遺址鐵器之外觀,該文物年代屬於蔦松文化的早期,距今年代達 1,800 年前,古物表面佈滿紅褐色的氧化鐵鐵銹,經 SEM 分析後,鐵銹碎粒於不同放大倍率下所觀察到的構造如圖 5-50 所示,可以看到碎粒中呈現片狀、橫斷面看到孔隙較多。圖 5-51 為 IA001 鐵器經 Micro-CT 掃描後之影像,可以看到鐵器表面邊緣有多 層次構造,可能與鐵銹剝落有關,透過儀器的 3D 成像功能,可自由 旋轉樣本的各種角度,有利於觀察樣本的表層構造,再透過影像的灰 階變化,可觀察到鐵質文物表層的凹凸起伏與內部的構造變化,圖

5-52 為樣品不同截面之剖面圖,挑選樣本中的凹洞部份(黃色圈部分), 橫切凹洞的上方邊緣、中央橫切、下方邊緣的剖面圖,觀察黑白影像 中灰階的變化,從影像的變化對比樣本的表面觀察,可以得到一個結 論:樣本影像中顏色較暗(偏黑)的部份,可能代表該區域屬於低密度 或是較為空洞等銹蝕嚴重的地方。腐蝕深度推估方面,選擇凹洞中央 的橫剖面圖,利用方格線計測其樣本影像中較暗的部份,推測其銹蝕 的深度介於 1.0 mm 至 1.6 mm,如圖 5-53 所示。鐵器的製造年代在 1,800 年前,因此,推測此鐵器的銹蝕速率為 1.0 mm 至 1.6 mm/1,800 y,等於 0.56  $\mu$ m/yr 至 0.8  $\mu$ m/yr。關於國際上鐵器文物腐蝕速率研 究方面,相關之腐蝕速率研究結果如表 5-26 所示 (W. Russell Alexander, 2015, p88),日本 H12 報告之研究結果顯示鐵器的長期腐 蝕率為約 31.8  $\mu$ m/yr,而日本 H17 報告則為< 10  $\mu$ m/yr, Nagra 於 1994 年的研究結果為 10  $\mu$ m/yr,奧這些數據相比之下,道爺遺址鐵 器文物之腐蝕速率也在小於 10  $\mu$ m/yr之範圍內。

## 5.10.4. 評估報告比較

評估報告之間的比較,有助於了解評估技術是否合理與符合國際 技術水平,提升整體評估技術的可信度,但由於現階段為可行性評估 之技術建立階段,若直接經特定案例進行比較,可能存在較多不確定 度,影響其比較結果,故針對 5.7.3 重要參數靈敏度分析之結果與國 際案例進行比較。

由 5.7.3 可知,腐蝕情節評估顯示,燃料基質溶解速率、U與 Ra 之母岩之 Kd 值、平流走時與等效初始通量等水流相關參數,為影響 處置後 100 萬年劑量之重要參數;剪力情節(晚期失效案例,對 100 萬年時之劑量釋出率)評估顯示燃料溶解速率、Ra 與母岩基質的 Kd 值、Pu 與母岩基質的 Kd 值及 Pu 與緩衝材料的 Kd 值,為主要影響剪 力情節結果之參數。

而瑞典 SKB 經驗,腐蝕情節之重要參數對於 100 萬年時之劑量 釋出敏感度分析,其結果顯示燃料基質溶解速率、水流傳輸阻抗(the flow-related transport resistance along the geosphere flow path, F)

與廢棄物罐失效時間等參數影響最顯著。剪力情節之重要參數對於 100萬年時之劑量釋出敏感度分析,其結果顯示燃料基質溶解速率、 Ra 溶解度與 Th 在緩衝材料內溶解度等參數影響較顯著。

由於評估時,使用的核種遷移軟體有所差異,其使用輸入的參數 也略有不同,但整體而言,腐蝕情節影響結果的參數主要為燃料基質 溶解速率,隨後則為水文地質相關參數(如平流走時或是水流傳輸阻 抗)。剪力情節影響結果的參數主要為燃料基質溶解速率,隨後則為 Ra 與溶解相關參數(溶解度或是 Kd 等)。

由上述資訊可之,現階段完成建立之敏度度分析技術,與國際經驗比對可取得相同趨勢之結果,確切提升評估技術之可信度。本章節成果將回饋至 SNFD2017 報告第 5.11.4 節與技術支援報告(3)第 13.4節。

Form of data	Corrosion depth (per 1000a)	References	Comments
Short-term lab	31.8 mm	JNC (2000)	Uniform corrosion of carbon steel. Base case value
Short-term lab	29 mm	NWGCT (1984)	Conservative corrosion rate, including an allowance for pitting. Base case value
Natural analogue	$0.09 \times 10^{-3} \text{ mm}$	Hellmuth (1991a, b)	Weathering of native iron in basalt (Disko Island). These are very low values which may reflect the site complexity. See discussion in Hellmuth (1991a, b) and Miller et al. (2000)
Archaeological analogue	10 mm	Range of studies cited in Nagra (1994)	Uniform corrosion of iron and steel
Archaeological analogue	<15 mm	Range of studies cited in JNC (2000)	Uniform corrosion of iron and steel
Archaeological analogue	0.1-10	David (2001)	Literature review of archaeological samples
Archaeological analogue	<10 mm	Range of studies cited in JNC (2005)	Uniform corrosion of iron and steel

表 5-26: 國際鐵器天然類比腐蝕速率研究結果

資料來源: W. Russell Alexander et al. (2015, p88)



圖 5-45:資料庫管理系統工作項目架構



圖 5-46: 沸水式反應器燃料組件燃耗資訊統計



圖 5-47: 壓水式反應器燃料組件燃耗資訊統計



圖 5-48:鄰近南韓沃川帶天然鈾礦區之地下研究隧道 KURT 資料來源: M. H. Baik et al. (2015, p141)



圖 5-49:道爺遺址鐵器外觀(a)正面。(b)反面。(c)鐵屑



IA 001 x30

IA 001 x300

IA 001 x1000

圖 5-50:道爺遺址鐵器 SEM 分析結果



(greyscaled)

Micro-CT image (colored)

圖 5-51:道爺遺址鐵器之 Micro-CT 掃描後影像

Image No. (Feall0819_rec)	0944	0837	0782	0706
Position (µm)	32500	28750	26750	24250
Sample image	1	0		
Sample cross- section image				

圖 5-52:道爺遺址鐵器之不同截面剖面圖

	Corrosion-depth 1~1.6mm
·	

圖 5-53: 道爺遺址鐵器橫切面掃描影像

# 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,本計畫目前 處於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(94~106 年),階段目 標將於 106 年提出 SNFD2017 報告,以確認國內具有執行「用過核子 燃料最終處置」之處置技術與安全評估之能力,原能會要求台電公司 SNFD2017 報告應參考國外作法,規劃執行國際同儕審查,使報告品 質可達到國際水準。

為利達成 SNFD2017 報告品質可達到國際水準之國際同儕審查 目標,於正式國際同儕審查執行前,台電公司規劃辦理2場先期同儕 審查,第1場專家團隊之成員來自於瑞典、芬蘭,主要考量為本階段 參考案例採用該2國申請最終處置場建照執照之 KBS-3 設計概念模 式,第2場專家團隊之成員來自地質條件與國內相似之日本專家,台 電公司藉由此2場寶貴之先期同儕審查會議,獲得更明確之計畫發展 方向及實際演練預計2017年必須執行之國際同儕審查作業。此2場 寶貴之先期同儕審查會議執行過程如下:

- (1) 2014年6月台電公司邀請瑞典與芬蘭專責機構5名專家共同召開「用過核子燃料最終處置計畫—國際同儕先期審查研討會」,瑞典與芬蘭專家就該2國結晶岩母岩之處置場技術研發經驗提出建議,並於會後提出先期同儕審查之綜合意見。
- (2) 2015年10月台電公司邀請日本11位專家共同召開「2015 年台日高放處置技術研討會」,專家特別就台日兩國處置課 題須特別面對的自然因子如:地震、斷層、火山、沉陷、抬升 等影響進行深入討論,並亦於會後提出先期同儕審查之綜合 意見。
2017 年之國際同儕審查預計將處置計畫各關鍵領域之國際學養 豐富之專家團進行公正及獨立之同儕審查,並將按照一定之程序執行 (例如 OECD/NEA 國際同儕審查導則 (ISBN 92-64-01077-7))導則執 行,以確認 SNFD2017 報告之研究目標。台電公司之研究團隊之任務 為持續精進 SNFD2017 報告之品質,後續配合國際同儕審查作業進行, 並針對國際同儕審查作業後之報告進行回覆,相關文件併同 SNFD2017 報告提送原能會。

#### 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 105 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:

距今 1,300 萬年前,台灣東部處於深海環境,存在因南中國海板 塊張裂活動而漂移的微陸塊,曾因南中國海板塊對菲律賓海板塊 的隱沒作用,而隱沒至呂宋島弧下方;之後在弧陸碰撞作用影響 下,微陸塊拼貼回歐亞大陸邊緣,介於呂宋島弧與歐亞大陸邊緣 之間,成為造山運動的核心地塊。台灣島因弧陸碰撞的造山作用, 浮出海面形成山脈僅 500 萬年;但最近 100 萬年來,受到琉球 隱沒帶西移形成「北部張裂帶」,台灣東北部山脈轉為沉陷盆地, 並伴生火山活動。此地體架構持續演化下,中央山脈北段未來將 以張裂構造及沉陷作用為主。

- (2) 針對深層地質特性之成果:
  - (a) 基於我國地質處置技術發展參考案例之表二(地質概念模式 及參數),持續發展水文地質、水文地球化學模擬技術,提供 處置技術發展及安全評估之用。
  - (b) 以TOUGH2 建立三維模型水流模型,進一步探討輝綠岩脈群空間分布對地下水流場的影響,由模型頂部採不同厚度方式, 逐漸往下延伸,整個三維模型約產生約100萬個網格。
  - (c) 根據 GWB 模擬 5 種不同情境的反應路徑模擬結果顯示,在 1 萬年、10 萬年及 100 萬年尺度下,不同情境的結晶岩深 層地下水,其次生礦物相及溶液中主要物種長期演化特性均 會不同,以模擬結果制約此 5 種情境 pH 及 Eh 的變化範圍。

- (d) 針對地下水流場模擬需求,根據不同的裂隙參數組合,模擬 出共10組可能的三維DFN實現值結果,每組實現值結果亦 提供從假想處置平面到地表之間的連通DFN,並在假想的涵 與源之間分析出可能的流通路徑。
- (e) Cs、Se、U核種於本島結晶岩的吸附實驗結果,目前的數據 成果顯示,Cs 核種於本島結晶岩的吸附Kd值,落在在 100 mL/g 至 130 mL/g 之間;Se 核種吸附Kd值落在在 20 mL/g 至 40 mL/g 之間;U 核種於吸附Kd值落在在 400 mL/g 至 600 mL/g 之間。
- (f) 岩石特性研究方面,已針對離島花崗岩體,完成室溫情況下 之一般物理性質試驗與力學性質試驗,包含消散耐久性試驗、 點荷重試驗、動彈性模數試驗、靜彈性模數試驗、單軸抗壓 試驗、巴西劈裂試驗、三軸壓縮試驗、弱面直接剪力試驗等 物理性及力學性試驗各5組。
- (g)參考瑞典應用於 Åspö HRL 室內電阻率標定方法,建立四點 量測法及兩點量測法之試驗設計、儀器配置與分析流程,分 別應用於測定低電阻之黏土材料及高電阻之岩石材料,進一 步建立地電監測三維正演模擬技術。
- (3)針對地質處置合適性研究:
  - (a) 第四紀以來「北部張裂帶」廣泛發生後造山運動的張裂活動, 至今仍受到琉球隱沒帶西移的影響,形成具有島弧型岩漿特 徵的火山活動,順北東方向正斷層帶發生噴發與侵入活動。
  - (b) 宜蘭平原南部覆蓋第四紀沖積層,區域內地下水監測井 pH 值介於6至8,多數監測井以碳酸氫根為特徵,僅有氦同位 素顯示火山流體影響,至中央山脈基盤出露區域則未見火山 流體訊息。
  - (c) 地震事件(2014年5月21日7點0分43秒)在圓形破裂模型的假設下,以拐角頻率計算震源破裂半徑,使用P波訊號的觀測頻譜進行擬合,並得出P波之拐角頻率為S波拐角頻

率的 1.36 倍,求得該事件拐角頻率與震源破裂半徑分別為 19.96 Hz 及 53.4 m。

- (d)利用日本井下陣列 KiK-net 資料庫,評估摺積與反摺積之方法。摺積部分,不管是總鑽掘深度淺或深,亦或是弱震、強震,其分析結果都在可接受範圍內,但如有發現差異,稍微調整分析時所用之土層阻尼即可改善。反摺積部分,當探討井號總鑽掘深度較淺時,不管是弱震或是強震,其反摺積分析成果,皆尚可接受;但當井號總鑽掘深度較深時,分析所得到之地底反應譜,其短週期/高頻率的地方會有異常現象,可藉由觀察其相對應之轉換函數,從中找出其濾波頻率進行濾波,即可改善,濾波頻率可參考轉換函數曲線第一個谷值所對應之地盤基本頻率乘以40倍所得之頻率進行濾波。
- (e) 自 2011 年 8 月至 2016 年 10 月期間累積結晶岩數年高精度的抬升與沉陷觀測資料,根據內政部離島 KMNM 站進行解算,累積的觀測成果顯示: HGC1 年 沉陷速率為-0.3 cm/year, HGC2 為-1.0 cm/year, HGC3 則為-0.8 cm/year。 另外,HGC4 連續觀測站自 2014 年 1 月至 2016 年 11 月量測結果,年沉陷速率約-0.7 cm/year。
- (f) 台北盆地為西部麓山帶受 75 萬年來山腳斷層正斷層張裂與 沉陷作用長期影響下,形成的山間盆地,山脈崩毀並沉沒入 海。全新世海水面上升於 7000 年前即淹沒台北盆地,並可 據以了解地殼變動與海水面升降的地質紀錄。
- (g) 蒐集並分析高山至臨海不同高程碳 14 定年資料,推估抬升 與沉陷速率,針對地質圈與氣候變遷影響地表水流的情境, 建立長時間地表演化模型所需高程演變數據,參考現有地形 資料建構模擬模型。
- (h) 經海潮、逆氣壓以及基準偏移改正後的驗潮站資料,仍包含 海水面變動與地表垂直變動訊號,因此計算成果為相對於岸 邊基準點之 SLR速率,顯示台灣四周海域相對海水面呈現上 升情形,後續研究將提供驗潮站資料分析區域地殼變動之用。

# 7.2. 處置設計與工程技術

依照 SNFD2009 報告,我國已採用瑞典 KBS-3 做為現階段處置 設施系統概念,因此,現階段處置設計與工程技術發展主要目標是 KBS-3 本土化,也就是需將 KBS-3 之廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、 處置隧道、封塞設計等各系統、組件、結構的設計基礎,逐步由國內 處置計畫自行建立能力與掌握,並依照我國國情與地質特性加以改進。 經由此計畫之執行,研究團隊已充分掌握相關設計要領及建立「處置 設計」與「工程技術」能力,具備達成「地質處置工程技術能力是否 完備」之現階段目標,使 KBS-3 系統在國內能逐步發展奠基,最後擔 負起用過核子燃料最終處置的任務。

工程設計本土化的程序,須包括下列各步驟,而各步驟除參考國 際經驗外,更重要應是將我國原本在其他工程的能力,加值移轉至最 終處置應用:

(1) 建立工程障壁與處置設施之工程規格:

本階段為最終可行性評估執行期間,則參考 KBS-3 文件與我國既 有研究,訂定各組件之功能、使用之材料與尺寸大小,如技術支 援報告(2)第5章有關廢棄物罐、緩衝材料等組件之說明,使工 程範圍與技術發展目標能夠確定,並經此期研究使本計畫掌握規 範細節,對後續 KBS-3本土化過程的修改工作,建立相關論證依 據。

- (2)建立我國特定的燃料特性以及離島結晶岩測試區母岩特性: 如技術支援報告(2)第4章所述,已由我國核能電廠燃料資料的 蒐集,建立燃料特性評估資料庫,並提出初步發展結果、及未來 數據精確的工作方法;而離島測試區之地質參數,亦建立彙整方 式,使後續進入細部調查方向明確,獲取工程效益最佳化。後續 本土化過程需持續投入探討此一部分,由現地量測、地質演化模 型、地震影響等方面之研究,瞭解內外長期影響,做為設計需求; 並由近期與瑞典等國際高放研究團隊的交流,逐步引進及建立本 土評估技術,使內外設計條件逐漸明確。
- (3) 處置隧道與處置孔配置設計:

本階段採用離島結晶岩測試區的地質條件,考量處置設施的耐震 與耐侵蝕能力後完成相關工作,證明我國處置工程技術能力已可 自行進行配置設計。目前成果顯示,整體的評估流程已能掌握, 唯地震與侵蝕條件在長期評估時,應考慮到演化問題,包括地形、 地貌、裂隙、地下水流、水質均應以百萬年的尺度,提出改變歷 程,藉此進行逐期或依時(Time-dependent)失效參數的計算,固 後續計畫須朝此方向,使設計的情節背景能有完整論述,如瑞典 專家所建議需建立自己的故事(Making our own story)。

(4) 安全餘裕之工程分析或測試:

針對各項安全議題,參照 H12 報告架構的要求,進行設計檢視的 議題,包括廢棄物罐圍壓、腐蝕對厚度影響與生成氣體、輻射屏 蔽、臨界性;膨潤土回脹、耦合、體積穩定性;工程障壁潛移、 沉陷、地震的振動與剪力位移影響;隧道之開挖擾動、地震影響、 支撐材料之材質。已採用國內外研究數據,提出測試或分析的結 果,證明整體工程設計結果在事件發生時仍有足夠的餘裕。

(5) 安全評估之參數研究:

本階段工作主要為技術可行性研究,由本報告證明整體由地質調 查、設計分析、安全評估的3個環節,均已建立可行之技術,並 經由國際專家的審查,確定我國技術的可信、以及研究方向在正 確的軌道上。未來在進行有關地質特性參數改變、或是需提供社 會大眾有關本地區處置安全性的資料時,則可經此一流程完成, 研究團隊可提供我國處置安全數據供國人評估、及國際社會評估, 使政府決策時獲得準據。

(6) 實體工程能量與經驗累積:

本階段已完成縮尺廢棄物罐內襯、緩衝材料環片之製造,並與國 內廠商合作開發摩擦攪拌銲接技術與大型鑄件製造;對於地下實 驗室之進展,業已完成初步規劃。此外,對於最終處置的深層隧 道設施建造與再取出工程,則可視為國內隧道工程經驗的延伸, 現階段對國內施工經驗已進行評估,國內累積之隧道災害防治技

術,可在後續研究中,結合最終處置隧道工程需降低擾動、及進行大量岩體開挖觀測的需求,進一步累積本土經驗與技術能力。
 (7)運轉與營運管理技術之拓展:

現階段本計畫參考瑞典所建立的運轉流程與設施,考量國情與需 求差異,已結合中期貯存計畫的運轉模式,更新過去最終處置計 畫設定之運轉方式。並且對於我國與瑞典差異之處,在於瑞典採 用集中式濕式貯存場,故2國在用過核子燃料的運載方式將有所 不同,依此差異已進行規劃。由於我國營運中核能電廠已開始討 論除役工作之規劃,因此,我國的最終處置設施營運模式,未來 仍需持續配合各項條件更新。

## 7.3. 安全評估

在安全評估方法論技術發展方面,已初步安全評估方法,逐步解 析每一個步驟的目的與執行細節,整合 11 步驟建立具系統性、邏輯 性,並能符合可信度的安全評估方法論;此方法論將可適用於未來候 選或是實際場址之安全評估,可順利推動下一階段候選場址評選與核 定所需之安全可行性先期評估。綜整技術建立過程所獲取的經驗回饋, 得到以下之結論:

- (1)與工程設計技術交互回饋,可建立處置設施系統與子系統安全功 能與安全功能指標之分析技術,包括廢棄物罐與工程障壁;同時 依安全功能指標要求,可完成設計前提之需求探討;
- (2) 盤點內部作用機制,篩選重要 FEPs 列入先期重點技術發展,透過實驗模擬提出 THMC 耦合效應之科研論證,可助於分析處置設施長期演化之過程;主要議題可分為外部條件、生物圈、近場熱演化、水文地質、岩石力學、化學、緩衝材料與回填材料及廢棄物罐演化;
- (3)運用處置設施長期演化分析結果,以廢棄物罐圍阻為主要安全要素,建構主要情節與發展論述;一般而言,影響廢棄物罐圍阻安全包含地下水化學致使的腐蝕作用、地震導致的剪力效應與周圍工程障壁,以及岩體產生的圍壓負載;

- (4)考量處置系統數據不確性、數值模式不確定性,發展案例選定之 邏輯分析技術,涵蓋情節案例多重可能性,建構安全評估技術可 信度;
- (5)整合處置系統長期安全評估模式鏈,建立數據、參數連結傳遞的 準確性,強化劑量風險量化評估技術;並結合情節與案例建構技 術,提出風險評估準則,合理論述處置設施對關鍵群體風險影響;
- (6) 就地質調查、工程設計與安全評估,提出處置設施長期安全評估 可信度,達成安全論證,回饋於民眾溝通。

在參考案例展示建立可信賴的安全評估技術方面,依據台灣電力 公司建構的參考案例,運用離島結晶岩測試區之本土地質調查資料, 採用 KBS-3處置概念設計,以具體實際案例展現安全評估方法論的實 際應用可行性。綜整實際案例應用所獲取的經驗回饋,由上述成果經 驗回饋,台灣電力公司已具備對地質處置設施長期安全所需之評估技術,由本報告證明整體由地質調查、設計分析及安全評估的3個環節, 均已建立可行之技術,並經由國際專家的審查,確定我國技術的可信 及研究方向在正確的軌道上。為了進一步說明地質、工程與安全評估 技術整合,以回饋探討技術優先加強項目及提出下一階段研究發展規 劃,以下將依據情節案例模式鏈整合與量化分析過程,分廢棄物罐腐 蝕情節、剪力情節個別探討,說明如下:

(1) 腐蝕情節

在現有數據呈現下,參考案例具備好的低流率、低硫化物濃度, 評估結果發現 KBS-3 概念設計的廢棄物罐可抵抗腐蝕作用。由於 探討廢棄物罐腐蝕情節,最重要的參數為處置孔周圍之水文特性、 硫化物濃度與銅殼厚度;而第1階段著重於技術可行性評估,且 在技術發展水平下仍簡化不少內部作用機制演化,此必須於下一 階段持續進行技術發展,並進行技術驗證分析;尤其對水文地質 數值模型評估能力的擴大與驗證,以及符合品保程序的地下水取 樣分析方法與硫化物濃度推算驗證,將是十分重要的發展路徑。 若未來候選區域確定且可證明具備良好的條件,在成本效益考量

下,亦可回饋重新檢視廢棄物罐的抗腐蝕設計,在不涉及安全前提下,尋求更具成本效益的廢棄物罐概念設計。

(2) 剪力情節

地震對於處置設施長期安全的影響是國內重視的本土議題,第1 階段已初步展現抗剪力設計分析能力、配置設計,以及裂隙位移 對廢棄物罐危害度分析等技術成果;同時,也初步建立多地震極 端情境分析技術,足以顯示已具備處理地震相關安全評估議題的 技術水平。在剪力情節中的變異案例探討,發現多次地震若併同 工程障壁流失,將顯著影響處置設施長期安全。故下一階段導入 實驗進行技術與模式驗證,可提升技術可信度,另多次地震的廢 棄物罐評估技術,以及對工程障壁與母岩裂隙特性的可能變化, 都是需要持續強化探討,以完善國內具備高水平的地震相關安全 評估技術。

安全評估技術發展是量化證明處置設施具備長期安全可信度的 最佳方式,與地質調查、工程設計的多方相互回饋,將可使處置設施 達到最佳化設計、最佳可行技術探討及效益極大化。本階段已完成以 參考案例為核心,聚焦工作重點,達成技術可行性評估;下一階段將 以整合地質調查/工程設計/安全評估,建立數據品質、技術驗證與標 準程序為目標,並針對未來可能提出的候選場址區域,以資訊公開透 明方式,來說明各候選場址區域的安全特性。

第2階段的未來研究發展工作,以下列方向進行規劃:

- (1) 地質調查數據回朔分析、調查技術標準程序與數據驗證研究
- (2) 現地參數應用平台
- (3) 強化論證安全評估方法論的應用性
- (4) 處置設施參考演化技術發展
- (5) 安全評估模式鏈技術發展
- (6) 核種遷移試驗技術發展
- (7) 天然類比案例研究發展
- (8) 熱水力化耦合實驗技術發展

本章節成果將回饋至 SNFD2017 報告第 5.12 節與技術支援報告 (3)第 14 章。

#### 8. 參考文獻

工研院(2015),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(104-107 年度計畫),SNFD2017 參考案例及數據彙整說明報告,表二:地質概念模式及特性數據。 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, SNFD-INER-90-008, 行政院原子能委員 會核能研究所。

- 台電公司(2006),用過核子燃料最終處置計畫,台灣電力公司核能後 端營運處;行政院原子能委員會放射性物料管理局,2006 年核 定版。
- 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(2014),用過核子燃料最終處置計畫(2014年修訂版),台灣 電力公司;行政院原子能委員會。
- 台電公司(2015),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-結晶岩質潛在處置母岩 2010 年至 2017 年調查成果 概要說明, SNFD-FCMA-QA2015-0001-V1,台灣電力公司。
- 行政院原子能委員會(2013),高放射性廢棄物最終處置及其設施安全 管理規則,中華民國 94 年 8 月 30 日會物字第 0940028885 號 令發布,中華民國 102 年 1 月 18 日會物字第 1020001007 號令 修正。
- 何春蓀(1986),普通地質學,五南圖書出版公司,台北。
- 林朝宗、張郇生、何信昌、高銘健、陳瑞娥(1991),臺灣西南部泥岩區地質驗證調查(77~80年計畫),台灣電力公司委辦計畫,SNFD-GSC-90-010。
- 林蔚、林鎮國、錢正明、謝佩珊、蔣立為、張育德、陳文山、李奕亨、 郭泰融、劉智超、張濟權、黃淞洋(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)-- 離島結晶岩測試區調查成果(1999-2010) 彙編,台灣電力公司委辦計畫, SNFD-GEL-90-290,工業技術研 究院。

- 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—潛在母岩特性調查計畫(93 年計畫)—潛 在母岩特性調查, SNFD-ERL-90-219,工研院能資所。
- 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一潛在母岩特性調查(99-101 年度計畫) -執行成果報告,SNFD-GEL-90-297,財團法人工業技術研究院。 張麗旭(1966),臺灣之地質概要,臺灣鑛業史,第1篇,第2章,第

35-66 頁。

- 郭重言、林立青、藍文浩、莊文傑、李俊穎(2015),臺灣四周海域長 期性之海水面變化趨勢評估,交通部運輸研究所出版,台北市, 共166頁。
- 陳文山、宋時驊、吳樂群、徐澔德、楊小青(2005)末次冰期以來台灣 海岸平原區的海岸線變遷,考古人類學刊,第 26 期,第 40-55 頁。
- 陳文山、俞何興、俞震甫、鍾孫霖、林正洪、林啟文、游能悌、吴逸 民、王國龍(2016),臺灣地質概論,中華民國地質學會出版,共 204頁。
- 陳正宏(1990),臺灣地質之一,臺灣之火成岩,經濟部中央地質調查 所,共199頁。
- 陳璋如、劉月妙、范光、溫志堅、孫淑云、李延祥(2004),青銅文物 的腐蝕研究-高放廢物處置系統人為類似物研究實例,原子能科 學技術,第38卷增刊,pp163-169。
- 陳璋如、劉月妙、范光、溫志堅、孫淑云、李延祥、張展適(2015), 商周青銅文物的腐蝕研究—高放廢物處置系統人為類似物研究 實例,鈾礦地質,第31卷,第2期,pp121-127。

黄清哲、許泰文、吳立中(2010),運用潮位與衛星資料推估海平面變

遷量技術之研發(2/2),經濟部水利署出版,台北市,共281頁。
楊明宗、歐陽湘、柳志錫、吳建宏(2004),水力破裂法現地應力量測

及破壞準則探討。地工技術,第99期,第5-14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 226頁。
- 董倫道、林蔚(2013),台灣北部火成岩體及地質構造空中地球物理探 測(2/2)。經濟部中央地質調查所委辦計畫報告。共188頁。
- 葉恩肇、李偉誠、孫天祥、林為人、林蔚、林鎮國、陳文山(2012), 花蓮和平地區非彈性應變回復法之現地應力量測。地工技術,第 131期,第23-34頁。

鄧屬予(2002),『二十世紀臺灣地區地球科學研究之回顧與展望』系 列研討會(一):臺灣的大地構造,黃奇瑜主編,中國地質學會、 中國地球物理學會聯合出版,第 49-93頁。

- 鄧屬予(2007),台灣第四紀大地構造,經濟部中央地質調查所特刊, 第 18 號,第 1-24 頁。
- 鄭又珍(2014), 宜蘭平原地下水之地球化學特徵,國立台灣大學地質 學研究所碩士論文, 共82頁。
- 蘇清全(2011),蘭陽平原末次冰期以來沉積環境變遷與構造作用特性, 國立臺灣大學地質科學研究所,碩士論文,共129頁。
- Åkesson, M., Kristensson, O., Börgesson, L., Dueck, A., and Hernelind, J., (2010), THM modelling of buffer, backfilland other system components, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-11.
- BMUB, 2010, Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste, The Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation, Building and Nuclear Safety (BMUB), Germany.
- C. Galle and K. Tanai(1998), Evaluation of gas transport properties of backfill materials for waste disposal : H<sub>2</sub> migration

experiments in compacted Fo-Ca clay, Clays and Clay Minerals, Vol. 46, No. 5, pp. 498-508.

- Chai, B.H.T. (1972), Structure and tectonic evolution of Taiwan, American Journal of Science, Vol. 212, No. 5, pp. 389–442.
- Chang, T.Y., Chao, B.F,. Chiang, C.C., and Hwang, C. (2012), Vertical crustal motion of active plate convergence in Taiwan derived from tide gauge, altimetry, and GPS data, Tectonophysics, Vol 578, pp. 98-106.
- Chapman, N. (2004), Geological disposal of radioactive wastes produced by nuclear power: from concept to implementation, European Commission: general information, 79 p.
- Chelton, D.B., and Enfield, D.B. (1986), Ocean signals in tide gauge records, Journal of Geophysical Research, Vol 91, pp. 9081–9086.
- Chen Zhang-ru et al. (2004), "Study on Corrosion of Bronze Relics An Example for Anthropogenic Analogue Study on Disposal System of High level Radioactive Waste, Atomic Energy Science and Technology vol.38, suppl, pp163-169
- Chen, C.H., Lin, W., Lan, C.Y., and Lee, C.Y. (2004a), Geochemical and Sr, Nd isotopic characteristics and tectonic implications for three stages of igneous rock in the Late Yanshanian (Cretaceous) orogeny, SE China. In: Special volume of fifth Hutton symposium on the origin of granites and related rocks, Transaction of Royal Society of Edinburgh: Earth Sciences, Vol. 95, No. 1–2, pp. 237– 248.
- Chen, W.S, Yang, C.C., Yen, I.C., Lee, L.S., Lee, K.J., Yang, H.C., Chang, H.C., Ota, Y., Lin, C.W., Lin, W.H., Shih, T.S., and Lu, S.T. (2007), Late Holocene paleoseismicity of the southern part of the Chelungpu fault in central Taiwan: Evidence from the Chushan excavation site, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 97, No. 1B, pp. 1–13.
- Chen, W.S., Ridgway, K.D., Horng, C.S., Chen, Y.G., Shea, K.S., and Yeh,
   M.G. (2001a), Stratigraphic architecture, magnetostratigraphy,
   and incised-valley systems of the Pliocene-Pleistocene

collisional marine foreland basin of Taiwan, eustatic and tectonic controls on deposition, Geological Society of America Bulletin, Vol. 113, pp. 1249–1271.

- Chen, Y.W., Shyu, J.B.H. and Chang, C.P. (2015), Neotectonic characteristics along the eastern flank of the Central Range in the active Taiwan orogeny inferred from fluvial channel morphology, Tectonics, Vol. 34, pp. 2249-2270.
- Cheng, Y., Xu, Q., and O. B. Andersen, (2014), Sea-level trend in the South China Sea observed from 20 years of along-track satellite altimetric data, International Journal of Remote Sensing, Vol. 35, pp. 4329–4339.
- Chijimatsu, M., Sugita, Y., and Amemiya, K., (1999), A study on Manufacturing and Construction method of Buffer, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC TN8400 99-035.
- 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: Solid Earth, Vol. 116(B8).
- Chung, S.L., Sun, S.S., Tu, K., Chen, C.H., and Lee, C.Y. (1994), Late Cenozoic basaltic volcanism around the Taiwan Strait, SE China: Product of lithosphere-asthenosphere interaction during continental extension, Chemical Geology, Vol. 112, pp. 1–20.
- Chung, S.L., Yang, T.F., Lee, C.Y. and Chen, C.H. (1995), The igneous provinciality in Taiwan: Consequence of continental rifting superimposed by Luzon and Ryukyu subduction systems, Journal of Southeast Asian Earth Sciences, Vol. 11, Issue 2, pp. 73–80.
- Church, J.A., N.J. White, R. Coleman, K. Lambeck, and J.X. Mitrovica, (2004), Estimates of regional distribution of sea level rise over the 1950-2000 period, Journal of Climate, 17, pp. 2609-2625.
- Church, J., and White, N.J. (2011), Sea-level rise from the late 19th to the Early 21st Century, Surv. Geophys., Vol 32, pp. 585–602, doi: 10.1007/s10712-011-9119-1.

- Cladouhos, T.T., and Marrett, R. (1996), Are fault growth and linkage models consistent with power-law distributions of fault lengths? Journal of Structural Geology, Vol. 18, No. 2/3, pp. 281-293.
- CNSC (2006), Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.
- Cozannet, G. L., D. Raucoules, G. Wöppelmann, G. Garcin, D. Sylva, B. Meyssignac, M. Gravelle, and F. Lavigne, (2015), Vertical ground motion and historical sea-level records in Dakar (Senegal), Environ. Res. Lett. 10(8), doi: 10.1088/1748-9326/10/8/084016.
- 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.
- Dalrymple, R.A., L.C. Breaker, B.A. Brooks, D.R. Cayan, G.B. Griggs, W. Han, B.P. Horton, C.L. Hulbe, J.C. McWilliams, P.W. Mote, T. Pfeffer, D.J. Reed, and C.K. Shum, (2012), Sea-level Rise for the Coasts of California, Oregon, and Washington: Past, Present, and Future. The National Academies Press, Washington. 250 p.
- 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 <sup>10</sup>Be, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 88, pp. 230-245
- 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 <sup>10</sup>Be, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 88, pp. 230-245.

- Douglas, B. C., (2001), Sea level change in the era of the recording tide gauge, In B. C. Douglas, M. S. Kearney, and S. P. Leatherman (Eds.), Sea Level Rise; History and Consequences, Chapter 3, Academic Press. 209 p.
- 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.
- Fraser King and Paul Wersin (2013), Review of Supercontainer Copper Shell-Bentonite Interactions and Possible Effects on Buffer Performance for the KBS-3H Design, Working Report 2013-03, POSIVA, pp. 28.
- 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.
- Gephart, J.W., and Forsyth, D.W. (1984), An improved method for determining the regional stress tensor using earthquake focal mechanism data: Application to the San Fernando earthquake sequence, J. Geophys. Res., Vol. 89, pp. 9305–9320.
- GoldSim Technology Group (2014a), GoldSim Contaminant Transport Module User's Guide.
- GoldSim Technology Group (2014b), GoldSim User's Guide.
- Hashash, Y.M.A., Musgrove, M.I., Harmon, J.A., Groholski, D.R., Phillips, C.A., and Park, D., (2015), DEEPSOIL 6.0, User Manual.

- Hallberg, R.O. (1988), Inferences from a Corrosion Study of a Bronze Cannon, Applied to High Level Nuclear Waste Disposal, Applied Geochemistry. Vol.3, pp. 273-280.
- Holgate, S. J., A. Matthews, P. L. Woodworth, L. J. Rickards, M. E. Tamisiea, E. Bradshaw, P. R. Foden, K. M. Gordon, S. Jevrejeva, and J. Pugh, (2013), New Data Systems and Products at the Permanent Service for Mean Sea Level, Journal of Coastal Research, 29(3) pp. 493-504, doi: 10.2112/JCOASTRES-D-12-00175.1.
- Hökmark, H., Sundberg, J., Kristensson, O., Lönnquist, M., and Hellström, G. (2009), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, SKB R-09-04, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- Hsu, Y.J., Yu, S.B., Simons, M., Kuo, L. C., and Chen, H.Y. (2009), Interseismic crustal deformation in the Taiwan plate boundary zone revealed by GPS observations, seismicity, and earthquake focal mechanisms, Tectonophysics, Vol. 479, pp. 4–18, doi:10.1016/j.tecto.2008.11.016.
- 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 (2003), Stockholm Int'l Conf on Geological Repositories: Political & Technical Progress (Sweden), Dec. 8-10, 2003, Stockholm.
- IAEA (2006), IAEA SAFETY GLOSSARY, Version 2.0, International Atomic Energy Agency.
- IAEA (2009), Predisposal Management of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 5, IAEA, Vienna.
- IAEA (2011a), Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, IAEA, Vienna.

- IAEA (2011b), Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, International Atomic Energy Agency, Specific Safety Guide, No. SSG-14.
- IAEA (2012), The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste, Series No. SSG-23, IAEA, Vienna.
- IAEA (2016), Safety Assessment for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards GSR Part 4 (Rev. 1).
- ICRP (1991), 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60, Annals of the ICRP 21 (1-3).
- ICRP (1995), Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients. ICRP Publication 72, Annals ICRP 26 (1).
- ICRP (1985), Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste. ICRP Publication 46, Annals of the ICRP 15 (4).
- ICRP (2000), Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, ICRP Publication 81, Annals of the ICRP 28 (4).
- 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, Supporting report 1, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-TN1410-2000-002.
- JNC (2000c), H12 : Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, Supporting report 2, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-TN1410-2000-003.
- Karnland, O., Ollson, S., and Nilsson, U. (2006), Mineralogy and sealing properties of various bentonitesand smectite-rich clay material, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-06-30.

- Kawanishi, M., Miyakawa, K., and Hirata, Y (1999), Development and application of groundwater flow meter in fractured rocks: measurement of velocity and direction of groundwater flow in single well, International Atomic Energy Agency, SM-357/80, pp. 1–9.
- 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.
- Lallemand, S. (2014), Strain modes within the forearc, arc and backarc domains in the Izu(Japan) and Taiwan arc-continent collisional settings, Journal of Asian Earth Sciences, Vol. 86, pp. 1-11.
- Lallemand, S., Font, Y., Bijwaard, H., and Kao, H., (2001), New insights on 3-D plates interaction near Taiwan from tomography and tectonic implications, Tectonophysics, Vol. 335, pp. 229–253.
- Lallemand, S., Theunissen, T., Schnürle, P., Lee, C.S., Liu, C.S., and Font, Y. (2013), Indentation of the Philippine Sea plate by the Eurasia plate in Taiwan: Details from recent marine seismological experiments, Tectonophysics, Vol. 594, pp. 60-79.
- Lee, C.T. and Wang, Y. (1988), Quaternary stress changes in northern Taiwan and their tectonic implication, Proceedings of the Geological Society of China, Vol. 31, No. 1, pp. 154–168.
- Lee, C.R., and Cheng, W.T. (1986), Preliminary heat flow measurements in Taiwan: presented at the Fouth Circum-PacificEnergy and Mineral Resources Conference, Singapore.
- Lee, Y.-T., K.-F. Ma, Y.-J. Wang, and K.-L. Wen. (2015), An empirical equation of effective shaking duration for moderate to large earthquakes. Nat. Hazards, Vol.75, pp. 1779-1793.
- 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, pp. 453-478.

- Liu, C.W., Jang, C.S., Chen, C.P., Lin, C.N., and Lou, K.L. (2008), Characterization of groundwater quality in Kinmen Isalnd using multivariate analysis and geochemical modeling, Hydrological Processes, Vol. 22, pp. 276–383.
- Lu, C.Y., and Hsu, K.J. (1992), Tectonic Evolution of the Taiwan Mountain Belt, Petroleum Geology of Taiwan, No. 27, pp. 21–46.
- Min Hoon Baik et al. (2015), Development of a natural analogue database to support the safety case of the Korean radioactive waste disposal program, Swiss Journal of Geosciences, Vol. 108, pp. 139-146.
- Nagra (1994), Kristallin-I, Geology and Hydrogeology of the Crystalline Basement ofNorthern Switzerland, Nagra Technical Report, NTB 93-01, Nagra, Wettingen,Switzerland.
- Naruse, K., Suzuki, A. and Matsuyama, M., (1995), Breakthrough of Abo Main Tunnel.Successfully through High-pressure water Storing Volcanic Ash Deposit and High-temperatureZone, Tunnels and Underground, Vol.26, No.11, pp.27-33.
- NEA (1995), Future human actions at disposal sites: a report from the NEA Working Group on Assessment of Future Human Actions at Radioactive Waste Disposal Sites, p18.
- Neretnieks, I. (1986), investigations of old bronze cannons. InL 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.
- Nicholls, R.J., and Cazenave, A. (2010), Sea-Level Rise and Its Impact on Coastal Zones, Science, Vol 328, pp. 1517–1520.
- 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.http://www.oecd-

nea.org/rwm/reports/2007/nea6182-regulating.pdf

- OECD/NEA (2010), Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste, Organisation for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency, No. 6405.
- OECD/NEA, (2012), Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.
- ORNL(2004), I. C. Gauld, O.W. Hermann and R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATEFUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSIONPRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATEDRADIATION SOURCE TERMS, NURE/CR-0200, Revsion 7.
- 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.
- Peng, D., Palanisamy, H., Cazenave, A., and Meyssignac, B. (2013), Interannual Sea Level Variations in the South China Sea Over 1950-2009, Marine Geodesy, Vol 36, pp. 164-182, doi: 10.1080/01490419.2013.771595.
- POSIVA (1996), Assessment of alternative disposal concepts, POSIVA 96-12.
- POSIVA (2012), Description of KBS-3H Design Variant, POSIVA 2012-50.
- Ray, R. D., and B. C. Douglas, (2011), Experiments in reconstructing twentieth-century sea levels. Progress in Oceanography, 91(4), pp. 496-515.
- Reasenberg, P. and Oppenheimer, D.H. (1985), FPFIT, FPPLOT and FPPAGE: Fortran computer programs for calculating and displaying earthquake fault-plane solutions, Open-File Report, 85-739.
- Robinson, R., and Mcginty P.J. (2000), The enigma of the Arthur's Pass, New Zealand, earthquake 2. The aftershock distribution

and its relation to regional and induced stress field, J. Geophys. Res., Vol. 105, pp. 16139–16150.

- Rothfuchs, T., Miehe, R., Moog, H., and Wieczorek, K., (2004), Geoelectric Investigation of Bentonite Barrier Saturation Conducted in the Prototype Repository at the Äspö Hard Rock Laboratory, GRS-208. 85 p.
- Sandén T, Börgesson L (2010), Deep repository engineered barrier system. Early effect of waterinflow into a deposition hole. Laboratory test results, SKB, R-10-70.
- Sandén T, Börgesson L, Dueck A, Goudarzi R, Lönnqvist M (2008), Deep repository – engineeredbarrier system. Erosion and sealing processes in tunnel backfill materials investigated in laboratory, SKB, R-08-135.
- Scholz, C.H., and Cowie, P.A. (1990), Determination of total strain from faulting using slip measurements. Nature, Vol. 346, No. 30, pp. 837-839.
- 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, doi:10.1130/G36499.1
- Shum, C. K., and C. Y. Kuo, (2011), Observation and geophysical causes of present-day sea level rise, In: Climate Change and Food Security in South Asia, R. Lal, M. Sivakumar, S. Faiz, A. Rahman, and K. Islam (Eds.), Part 2, Chapter 7, pp. 85-104, doi: 10.1007/978-90-481-9516-9\_7.
- 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.

- SKB (1994), Final report of the AECL/SKB Cigar Lake Analog Study , TR-94-04.
- SKB (2002), Claes-Göran Andersson and SKB (2002), Development of fabrication technology for copper canisters with cast inserts, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-02-07.
- SKB (2004), Friction stir welding, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-04-16.
- SKB (2006), 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 (2007), Retrieval of deposited canister for spent nuclear fuel. Freeing - slurrying of saturated bentonite buffer around a canister at Äspö HRL. Technology. equipment and results in connection with freeing for the Canister Retrieval Test, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, IPR-08-04.
- SKB (2008), Excavation damage and disturbance in crystalline rockresults from experiments and analyses.SKB, TR-08-08.
- SKB (2009a), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, R-09-04.
- SKB (2009b), Underground design Forsmark Layout D2, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, R-08-116.
- SKB (2010a), Teknisk beskrivning xItem=19529&ctNode=2608erg och slutförvaring avanvänt kärnbränsle, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-10-01.
- SKB (2010b), Design and production of the KBS 3 repository, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-10-12.
- SKB (2010c), Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository, SKB, TR-10-13.
- SKB (2010d), Design, production and initial state of the canister, SKB, TR-10-14.

- SKB (2010e), Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site, TR-10-53.
- SKB (2010f), Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels, SKB, TR-10-16.
- SKB (2010g), Heikki Raiko, Rolf Sandström, Design analysis report for the canister, SKB, TR-10-28.
- SKB (2010h), Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-47.
- SKB (2010i), Data report for the safety assessment SR-Site, TR-10-52.
- SKB (2010j), Creep in jointed rock masses, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-06-94.
- SKB (2010k), Jan Hernelind, Modelling and analysis of canister and buffer for earthquake induced rock shear and glacial load, SKB, TR-10-34.
- SKB (2010l), Full perimeter intersection criteria, definitions and implementations in SR-Site, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-10-21.
- SKB (2010m), Effects of large earthquakes on a KBS-3 repository: evaluation of modelling results and their implications for layout and design, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden, SKB, TR-08-11.
- SKB (2010n), Corrosion calculations report for the safety assessment SR-Site, TR-10-66.
- SKB (2010o), Design, production and initial state of the closure, SKB, TR-10-17.
- SKB (2010p) , Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site, TR-10-50.
- 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, Svensk Kärnbränslehantering AB.

- SKB (2011b), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume I.
- SKB (2011c), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume II.
- SKB (2011d), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark, Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Volume III.
- SKB (2012), KBS-3H Complementary studies,2008ariant. POSIVA 2012-50.ation model-Site descriptive modeling SDM-Site Laxemar, SKB, TR-12-01.
- SKB(2012b), Low-pH concrete plug for sealing the KBS-3V deposition tunnels, SKB, R-11-04.
- SKB (2013a),Prototype RepositoryMethod for opening and retrievalof the outer section, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, P-13-15.
- SKB (2013b), RD&D Programme 2013: Programme for research, development and demonstration of methods for the management and disposal of nuclear waste, SKB-TR-13-18, Vol. 566 pp.11
- SKB (2014), Study of wire sawing for deposition tunnels, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-14-08.
- SKB (2015), System design of backfill Project results, SKB, TR-14-20.
- 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.
- STUK (2013), Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.http://www.finlex.fi/data/normit/41785-YVL\_D.5e.pdf.

- Suppe, J. (1981), Mechanics of mountain building and metamorphism in Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, Vol. 4, pp. 67-89.
- Suppe, J. (1984), Kinematics of arc-continent collision, flipping of subduction, and back-arc spreading near Taiwan, Memoir of the Geological Society of China, No. 6, pp. 21–33.
- S T Horseman, J F Harrington, P Sellin(1999), Gas migration in clay barriers, Engineering Geology Vol. 54, pp.139-149.
- Teng, L.S., Lee, C.T., Tsai, Y.B., and Hsiao, L.Y. (2000), Slab breakoff as a mechanism for flipping of subduction polarity in Taiwan, Geology, Vol. 28, No. 2, pp. 155–158.
- Tseng, Y.H., Breaker, C.L., and Chang, T.Y. (2010), Sea level variations in the regional seas around Taiwan, Journal of Oceanography, Vol 66, pp. 27–39.
- W. Russell Alexander, Heini M. Reijonen and Ian G. McKinley (2015), Natural analogues: studies of geological processes relevant to radioactive waste disposal in deep geological repositories, Swiss J Geosci, vol. 108, pp75-100.
- Wang, K.L., Chung, S.L., O'Reilly S.Y., Sun, S.S., Shinjo, R., and Chen, C.H. (2004), Geochemical constraints for the genesis of postcollisional magmatism and the geodynamic evolution of the northern Taiwan region, Journal of Petrology, Vol. 45, Issue 5, pp. 975-1011.
- Wang, K.L., Lo, Y.M., Chung, S.L., Lo, C.H., Hsu, S.K., and Yang, H.J. (2012), Age and geochemical features of dredged basalts from offshore SW Taiwan: The coincidence of intra-plate magmatism with the spreading South China Sea, Terrestrial Atmospheric and Oceanic Sciences, Vol. 23, No. 6, 657–669.
- Wells, D.L. and Coppersmith, K.J. (1994), New empirical relationships among magnitude, rupture length, rupture width, rupture area, and surface displacement. Bulletin of the Seismological Society of America, 84, pp 974-1002.

- Willis, J., D. P. Chambers, C.Y. Kuo, and C.K. Shum, (2010), Global sea level rise: Recent progress and challenges for the decade to come, Oceanography, 23(4), pp. 26-35.
- Wieczorek, K., Komischke, M., Miehe, R., and Moog, H., (2014), Geoelectric Monitoring of Bentonite Barrier Resaturation in the Äspö Prototype Repository, GRS-352. 85 p.
- Wunsch, C., and Stammer, D. (1997), Atmospheric loading and the oceanic "inverted barometer" effect, Reviews of Geophysics, Vol 35, pp. 79–107.
- Yi J. M., Chon H. T., and Park M. (2003), Migration and Enrichment of Arsenic in the Rock-Soil-Crop Plant System in Areas Covered with Black Shale, Korea, TheScientificWorldJOURNAL, 3, pp194-205.
- Zhan, J.G., Wang, Y., and Cheng, Y.S. (2009), The analysis of China sea level change, Chinese Journal of Geophysics-Chinese Edition, Vol. 52, Issue 7, pp. 1725–1733.
- Zhu, L., and Helmberger, D.V. (1996), Advancement in source estimation techniques using broadband regional seismograms, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol. 86, pp. 1634–1641.