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

我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告

技術支援報告(3)

安全評估

台灣電力公司

中華民國108年3月

注意

本報告係台灣電力公司執行成果之一，其著作財產屬台灣電力公司所有。報告中之各項資料內容未經台灣電力公司或其代表人書面授權，不得複製、實施、使用或改作。台灣電力公司及著作人對未經授權之引用或其他不當之引用不負任何法律責任，亦不負擔因引用或參考本報告致使私人權益受到傷害之責任。

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
「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」
技術支援報告(3)
安全評估

摘要

安全評估方法起始於檢視可能影響處置設施功能與安全的特徵/事件/作用(Feature, Event, Process, 簡稱FEPs)，經由各種影響因素的分析，並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，訂定處置設施個別系統之安全功能指標；然後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，並發展數值分析模式鏈之整合分析，量化對處置設施可能之功能與安全影響進行案例計算。最後，綜整分析各種評估結果而得到安全評估結論，相關結論可回饋至工程設計，透過如此地循環檢視，完成深層地質處置工程障壁的可行技術探討。安全評估除包含處置設施安全功能整體程度的定量分析、相關不確定性分析外，亦應包含工程設計要求與安全標準的比較，用以判定可能影響結果的任何科學認知、資料或分析潛在的不確定，以強化整個處置系統安全功能之完整性。

我國用過核子燃料最終處置計畫目前為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，本階段在尚未有處置設施場址之條件下，參考國際上發展成熟之深層地質處置概念，以離島結晶岩測試區地質調查資料，作為本土化安全評估技術建置之SNFD2017參考案例。並依本土環境特性與潛在影響因素，配合工程障壁系統安全功能(safety function)及其安全功能指標(safety function indicator)發展評估情節，再以分析長期演化來強化安全評估。最後，運用系統性分析方法進行安全評估量化分析，完成整體之SNFD2017參考案例安全評估，達到深層地質處置設施長期安全性技術可行性評估之目標。

現階段於安全評估方法論技術發展方面，已逐步解析每一個步驟的目的與執行細節，整合評估步驟以提升安全評估的信心。於SNFD2017參考案例展示建立可實務應用的安全評估技術方面，依據SNFD2017參考案例，運用離島結晶岩測試區之本土地質調查資料，採用深層地質處置概念設計，以具體實際案例展現安全評估方法論的可行性。由上述成果經驗回饋，處置計畫團隊已具備對深層地質處置設施長期安全所需之評估技術。由本技術支援報告證明整體安全評估已建立可行之技術，並展現安全評估技術成熟的進展。

SNFD2017報告之情節選定，主要藉由分析安全功能、FEPs與參考演化，來探討失效模式及事件發生之前因後果，情節可分類為：

(1) 主要情節：依據廢棄物罐圍阻安全功能來探討失效模式，透過參考演化分析並結合篩選出的FEPs清單，可以分析各個系統單元的安全功能指標變化情形，進行圍阻安全、核種傳輸與遲滯之情節發展。依據廢棄物罐失效模式可區分為3個主要情節，包括腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節。

(2) 干擾情節：主要基於外部條件具有高度不確定性，在FEPs篩選過程中可能因發生機率極低微而不足構成情節發展的外部條件，然考量部分外部條件的FEPs會對處置設施存在複雜的安全影響，將以虛擬假設方式推演極端外部條件的個別獨立案例，包括極端全球暖化案例、極端地震頻率案例以及未來人類活動。

以本土SNFD2017參考案例展示安全評估技術可行性，由本技術支援報告評估結果顯示：因腐蝕使廢棄物罐失效而對關鍵群體造成健康風險之時間點，將遠超過100萬年的時間軸距；因剪力使廢棄物罐失效之評估結果，於100萬年間的最大風險值為1.53×10^{-7}。

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。

未來研究發展工作，以下列方向進行規劃：

(1) 地質調查數據回溯分析、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) 天然類比研究發展。

(8) 熱-水文-力學-化學(THMC)耦合實驗技術發展(例如參加DECOVALEX計畫)。

關鍵字：安全評估、用過核子燃料、最終處置、參考演化

（本頁空白）

目錄

頁次

1. 前言 1-1

1.1. 臺灣發展用過核子燃料最終處置計畫之概述 1-1
1.2. 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標 1-2
1.3. 法規 1-8
1.4. 報告內容架構 1-13

2. 安全評估方法 2-1

2.1. 概述 2-1
2.2. 安全評估基準 2-1
2.3. 處置系統邊界條件 2-4
2.4. 時間尺度 2-4
2.4.1. 安全評估的時間尺度 2-4
2.4.2. 處置系統演化之時間尺度 2-5
2.5. 安全評估方法步驟 2-7
2.5.1. 步驟1：FEPs篩選 2-7
2.5.2. 步驟2：初始狀態的描述 2-8
2.5.3. 步驟3：外部條件的描述 2-8
2.5.4. 步驟4：內部作用的交互分析 2-8
2.5.5. 步驟5：安全功能與安全功能指標 2-9
2.5.6. 步驟6：數據整理 2-9
2.5.7. 步驟7：參考演化 2-9
2.5.8. 步驟8：情節與案例選定 2-10
2.5.9. 步驟9：主要情節量化分析 2-10
2.5.10.步驟10：干擾情節量化分析 2-10
2.5.11.步驟11：整合分析 2-11
2.6. 風險計算方法 2-13
2.7. 品質保證 2-13

3. 離島結晶岩測試區處置母岩之初始條件 3-1

3.1. 處置母岩特性 3-9
3.2. 基本條件 3-13
3.3. 地質單元 3-13
3.4. 水力特性 3-14
3.5. 裂隙網路參數 3-15
3.6. 力學特性 3-16

3.6.1. 一般物理性質 3-16
3.6.2. 岩石力學試驗結果 3-17
3.7. 熱學特性 3-18
3.8. 化學特性 3-19
4. 處置概念 4-1
4.1. 廢棄物罐基本設計需求 4-1
4.1.1. SNFD2017參考案例選用之基本設計需求 4-1
4.1.2. SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐設計參數 4-2
4.1.3. SNFD2017參考案例選用之緩衝材料設計參數 4-2
4.1.4. SNFD2017參考案例選用之回填材料設計參數 4-3
4.2. SNFD2017參考案例選用之處置設施配置設計參數 4-12
5. 特徵/事件/作用(FEPs)與內部作用交互分析 5-1
5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置 5-1
5.1.1. 臺灣FEPs資料庫 5-1
5.1.2. SNFD2017參考案例之FEPs清單 5-3
5.2. 外部影響條件 5-16
5.2.1. 氣候相關議題 5-16
5.2.2. 大規模地質作用 5-17
5.2.3. 未來人類活動 5-18
5.3. 內部作用的交互分析 5-18
6. 處置系統的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 6-1
6.1. 安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準之說明 6-1
6.2. 圍阻安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 6-4
6.3. 核種傳輸遲滯安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 6-11
7. 數據整理 7-1
7.1. 源項參數 7-1
7.2. 近場參數 7-7
7.3. 遠場參數 7-12
7.4. 生物圈參數 7-15
8. 參考演化 8-1
8.1. 外部條件演化 8-1
8.1.1. 全球古氣候文獻回顧 8-2
8.1.2. 離島結晶岩測試區參考演化評估方法及結果 8-3
8.2. 生物圈發展 8-8
8.2.1. 生物圈評估方法 8-9

8.2.2. 生物圈概念模型發展 8-10
8.2.2.1. 評估範圍 8-10
8.2.2.2. 生物圈系統確認與描述 8-11
8.2.2.3. 生物圈特徵/事件/作用(FEPs)列表 8-11
8.2.2.4. 生物圈概念模型建置 8-11
8.2.3. 生物圈劑量評估用參數 8-13
8.2.4. 生物圈參考案例評估結果 8-13
8.2.4.1. 穩定核種釋出之BDCFs 8-13
8.2.4.2. 核種瞬時釋出之BDCFs 8-13
8.3. 近場熱演化 8-23
8.3.1. 開挖與運轉階段 8-24
8.3.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-24
8.4. 水文地質演化 8-31
8.4.1. 開挖與運轉階段 8-32
8.4.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-32
8.4.2.1. 水文地質模式分析方法 8-33
8.4.2.2. 模式分析區域與設定 8-35
8.4.2.3. 功能測度值 8-35
8.4.2.4. 分析結果 8-37
8.4.3. 剩餘冰河期 8-37
8.4.3.1. 水文地質模式分析方法 8-38
8.4.3.2. 模式分析區域與設定 8-38
8.4.3.3. 分析結果 8-38
8.4.4. 接續冰河週期 8-39
8.4.5. 地震事件影響 8-39
8.5. 岩石力學演化 8-47
8.5.1. 開挖與運轉階段 8-47
8.5.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-48
8.5.3. 剩餘冰河期 8-49
8.5.4. 接續冰河週期 8-50
8.5.5. 地震事件影響 8-50
8.6. 化學條件演化 8-55
8.6.1. 開挖與運轉階段 8-55
8.6.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-58
8.6.3. 剩餘冰河期 8-59
8.6.4. 接續冰河週期 8-59
8.7. 緩衝材料、回填材料演化 8-62
8.7.1. 開挖與運轉階段 8-62

8.7.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-65
8.7.3. 剩餘冰河期 8-69
8.7.4. 接續冰河週期 8-70
8.7.5. 地震事件影響 8-70
8.8. 廢棄物罐演化 8-78
8.8.1. 開挖與運轉階段 8-78
8.8.2. 封閉後與當代環境條件相似階段 8-79
8.8.2.1. 氧的影響 8-79
8.8.2.2. 輻射的影響 8-79
8.8.2.3. 硫化物的影響 8-80
8.8.3. 剩餘冰河期 8-82
8.8.4. 接續冰河週期 8-82
8.9. 參考演化安全功能分析 8-85
8.9.1. 廢棄物罐參考演化之安全功能分析 8-85
8.9.2. 緩衝材料與回填材料參考演化之安全功能分析 8-86
8.9.3. 地質圈參考演化之安全功能分析 8-86
9. 情節發展 9-1
9.1. 情節與案例定義說明 9-1
9.1.1. 情節與案例定義 9-1
9.1.2. 情節與案例分類 9-1
9.2. 主要情節與案例選定說明 9-2
9.2.1. 腐蝕情節 9-3
9.2.1.1. 腐蝕情節圍阻安全 9-3
9.2.1.2. 腐蝕情節之核種傳輸與遲滯 9-6
9.2.1.3. 腐蝕情節之案例選定 9-8
9.2.2. 剪力情節 9-14
9.2.2.1. 剪力情節圍阻安全 9-14
9.2.2.2. 剪力情節之核種傳輸與遲滯 9-15
9.2.2.3. 剪力情節之案例選定 9-15
9.2.3. 圍壓情節 9-18
9.3. 干擾情節之案例選定說明 9-37
10. 主要情節之案例量化分析 10-1
10.1. 安全評估模式鏈 10-1
10.1.1.腐蝕情節安全評估模式鏈 10-1
10.1.1.1. 處置設施配置設計分析 10-1
10.1.1.2. 地下水流場特性與工程障壁演化作用 10-2
10.1.1.3. 腐蝕物質與廢棄物罐演化作用 10-2

10.1.1.4. 放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估 10-2
10.1.2.剪力情節安全評估模式鏈 10-3
10.1.2.1. 處置設施抗剪力之工程設計 10-3
10.1.2.2. 量化計算廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量 . 10-4
10.1.2.3. 放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估 10-4
10.2. 圍阻安全失效分析 10-8
10.2.1.腐蝕情節之圍阻安全失效分析 10-8
10.2.1.1. 有限的腐蝕作用 10-8
10.2.1.2. 長期的腐蝕作用 10-9
10.2.1.3. 腐蝕情節圍阻安全之參數敏感度分析 10-11
10.2.2.剪力情節之圍阻安全失效分析 10-11
10.2.2.1. 地震發生頻率評估 10-12
10.2.2.2. 地震引致裂隙位移模擬研究 10-12
10.2.2.3. 廢棄物罐失效之機率評估 10-13
10.3. 核種傳輸與劑量分析 10-21
10.3.1.腐蝕情節之案例分析結果 10-24
10.3.2.剪力情節之案例分析結果 10-25

11. 干擾情節發展與量化分析 11-1

11.1. 極端全球暖化案例 11-1
11.2. 極端地震頻率案例 11-9
11.3. 未來人類活動 11-14
11.3.1.管理FHA的方法 11-14
11.3.2.技術與社會背景 11-15
11.3.2.1. 技術因子分析 11-15
11.3.2.2. 社會因子分析 11-15
11.3.3.選擇代表性案例 11-15
11.3.4.鑽探案例評估 11-16
11.3.4.1. 鑽探案例對處置設施整體影響演化分析 11-16
11.3.4.2. 鑽探人員之劑量評估 11-17
11.3.4.3. 對於定居在處置設施址之家庭之劑量評估 11-19

12. 計算案例之整合分析 12-1

12.1. 腐蝕情節之風險評估與整合 12-1
12.2. 剪力情節之風險評估與整合 12-4
12.3. 計算案例結果分析 12-7

13. 安全評估的可信度 13-1

13.1. 數據的不確定性 13-2

13.2. 模式的驗證、校驗與確認 13-4
13.3. 情節與案例發展 13-19
13.4. 參數敏感度 13-19
13.4.1. 腐蝕情節核種傳輸相關參數之參數敏感度分析 13-20
13.4.2. 剪力情節核種傳輸相關參數之參數敏感度分析 13-21
13.5. 天然類比研究 13-23
13.5.1. 深層地質處置的天然類比 13-23
13.5.2. 金屬的天然類比 13-27
13.5.3. 膨潤土的天然類比 13-29
13.5.4. 國內可能的天然類比與進行中的評估研發技術 13-30
13.6. 管理系統 13-37
13.6.1. 計畫管理 13-38
13.6.2. 知識管理 13-38

14. 總結與未來發展 14-1

14.1. 總結 14-1
14.2. 未來發展 14-5

15. 參考文獻 15-1

附錄A. 臺灣特徵/事件/作用(FEPs)資料庫清單 1

圖目錄

頁次

圖 2-1：KBS-3處置概念系統 2-3
圖 2-2：用過核子燃料放射毒性隨時間之變化 2-6
圖 2-3：安全評估方法步驟 2-12
圖 3-1：離島結晶岩測試區1/25,000地質圖 3-10
圖 3-2：太武山斷層及金龜山斷層分布圖 3-11
圖 3-3：太武山斷層井下資料幾何分析 3-11
圖 3-4：地電阻剖面測線分布及太武山周圍地區地質構造判釋圖 3-12
圖 4-1：銅殼尺寸 4-8
圖 4-2：銅頂蓋尺寸 4-8
圖 4-3：銅底座尺寸 4-9
圖 4-4：鑄鐵內襯尺寸 4-9
圖 4-5：燃料通道尺寸 4-10
圖 4-6：鋼頂蓋尺寸 4-10
圖 4-7：SNFD2017參考案例之處置隧道與處置孔剖面 4-11
圖 4-8：SNFD2017參考案例處置設施位置 4-14
圖 4-9：地下處置設施配置圖 4-15
圖 5-1：臺灣FEPs資料庫建構概念 5-14
圖 5-2：臺灣FEPs架構 5-14
圖 5-3：近場核種傳輸途徑示意圖 5-15
圖 6-1：圍阻安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準 6-10
圖 6-2：核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準 6-15
圖 7-1：安全評估近場評估範圍 7-11
圖 7-2：考慮徑向傳輸之概念模式圖 7-11
圖 7-3：離散裂隙網路及質點傳輸路徑 7-14
圖 7-4：關鍵群體可能受曝露途徑示意圖 7-18
圖 7-5：SNFD2017參考案例之生物圈核種傳輸概念模型 7-18
圖 8-1：NOAA所蒐集數據之古氣候海平面與溫度變化狀況 8-6
圖 8-2：簡化之12萬年期間冰河期循環造成海平面變化圖 8-6
圖 8-3：臺灣海平面變化下可能地表地形模型演化 8-7
圖 8-4：參考演化時間尺度設定 8-7
圖 8-5：離島結晶岩測試區氣候期與海平面變化情形 8-8
圖 8-6：生物圈概念模型發展流程 8-20
圖 8-7：生物圈評估所使用之交互作用矩陣 8-21
圖 8-8：封閉後與當代環境條件相似階段、冰河時期與全球暖化案例生物圈的核種傳輸概念模型 8-22
圖 8-9：封閉後與當代環境條件相似階段與冰河氣候期之關鍵群體曝露途徑 8-22
圖 8-10：與瑞典SKB公司進行熱傳案例之驗證比較 8-28
圖 8-11：處置孔周圍溫度歷時變化 8-29
圖 8-12：處置設施100年後之全域溫度分布圖 8-30
圖 8-13：處置設施近場圍岩之溫度分布圖 8-30

圖 8-14：離島結晶岩測試區地形圖 8-40
圖 8-15：處置深度之離散裂隙網路與處置設施示意圖 8-41
圖 8-16：水文地質概念模式設定斷層帶F1、破裂帶F2與輝綠岩脈示意圖 8-42
圖 8-17：處置深度升尺度後之(a)X方向與(b)Z方向水力傳導係數分布圖 8-42
圖 8-18：封閉後與當代環境條件相似階段之質點追蹤路徑 8-43
圖 8-19：封閉後與當代環境條件相似階段之質點釋出位置 8-43
圖 8-20：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度水文地質數值模式分析區域圖 8-44
圖 8-21：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式之質點釋出路徑 8-44
圖 8-22：封閉後與當代環境條件相似階段以及封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式之等效初始通量結果比較 8-45
圖 8-23：剩餘冰河期階段海水面下降20 m之質點釋出路徑 8-45
圖 8-24：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式與剩餘冰河期階段海水面下降20 m之流動傳輸阻抗結果比較 8-46
圖 8-25：處置孔與太武山斷層之距離 8-54
圖 8-26：瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗REX之實驗結果 8-61
圖 8-27：6種不同情節案例之膨潤土內氧氣消耗時間曲線 8-61
圖 8-28：處置孔溫度計算 8-72
圖 8-29：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫爾濃度的NaCl條件下之回脹壓力關係 8-73
圖 8-30：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫爾濃度的NaCl條件下之水力傳導係數關係 8-74
圖 8-31：膨潤土於不同乾密度之回脹壓力關係(MX-80及SPV膨潤土) 8-75
圖 8-32：回填材料飽和歷程 8-76
圖 8-33：緩衝材料飽和歷程 8-77
圖 8-34：完整緩衝材料保護下100萬年後廢棄物罐腐蝕評估結果 8-84
圖 9-1：情節及案例分類架構 9-24
圖 9-2：主要情節選定與其相關之安全功能、安全功能指標與標準 9-25
圖 9-3：腐蝕情節-圍阻安全功能架構 9-26
圖 9-4：母岩裂隙截切處置隧道與處置孔示意圖 9-27
圖 9-5：緩衝材料膠體釋出之示意圖 9-27
圖 9-6：腐蝕及剪力情節-核種傳輸與遲滯架構 9-28
圖 9-7：變更地下700 m以下岩層之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算升尺度水力傳導係數之影響分析圖 9-29
圖 9-8：變更地下700 m以下岩層之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖 9-29
圖 9-9：變更岩脈之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算升尺度水力傳導係數之影響分析圖 9-30
圖 9-10：變更岩脈水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖 9-30
圖 9-11：同時變更深層地質與岩脈水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖 9-31

圖 9-12：Case A5設定離島結晶岩測試區之地質水文模式側邊界條件為區域梯度之示意圖 9-31
圖 9-13：變更地質水文模式之側邊界條件為1%之區域梯度，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖 9-32
圖 9-14：採用不同裂隙生成實現值，比較與處置隧道相交之裂隙 9-33
圖 9-15：增加2組不同裂隙生成實現值，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖 9-34
圖 9-16：IPCC AR5報告對於2100年之後海平面上升趨勢預測 9-35
圖 9-17：剪力情節-圍阻安全功能架構 9-36
圖 10-1：採用GoldSim整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估 10-5
圖 10-2：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈 10-6
圖 10-3：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈 10-7
圖 10-4：腐蝕評估流程 10-17
圖 10-5：侵蝕與腐蝕模式示意圖 10-17
圖 10-6：等效初始通量與腐蝕深度之累積分布 10-18
圖 10-7：等效初始通量與腐蝕時間之累積分布 10-19
圖 10-8：地震所引致之廢棄物罐失效機率 10-20
圖 10-9：GoldSim軟體建立模組關係圖 10-33
圖 10-10：(左)裂隙網路之質點傳輸示意；(右)模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意 10-33
圖 10-11：模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意 10-34
圖 10-12：廢棄物罐處置及其受剪力破壞之示意圖 10-34
圖 10-13：剪力情節基本案例於早期失效之遠場年有效劑量 10-35
圖 10-14：剪力情節基本案例於中期失效之遠場年有效劑量 10-35
圖 10-15：剪力情節基本案例於晚期失效之近場年有效劑量 10-36
圖 10-16：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量 10-36
圖 10-17：剪力情節基本案例，廢棄物罐失效之總和年有效劑量 10-37
圖 10-18：剪力情節中結合緩衝材料平流條件之變異案例 10-37
圖 10-19：剪力情節中探討母岩傳輸流率改變之變異案例 10-38
圖 10-20：剪力情節基本案例與變異案例之總和年有效劑量 10-38
圖 10-21：剪力情節基本案例以相同處置場廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數計算之年有效劑量 10-39
圖 11-1：極端全球暖化案例之關鍵群體曝露途徑 11-7
圖 11-2：極端全球暖化案例使用全球暖化BDCFs之年有效劑量結果 11-7
圖 11-3：極端全球暖化案例使用封閉後與當代環境條件相似階段BDCFs之年有效劑量結果 11-8
圖 11-4：由1445年至2015年，以離島結晶岩測試區為中心，半徑200 km(綠線)、規模3.5以上之地震選取範圍 11-12
圖 11-5：極端地震頻率案例引致之處置場廢棄物罐失效機率 11-13
圖 11-6：極端地震頻率案例之年有效劑量評估結果 11-13
圖 11-7：處置場封閉300年後發生鑽探情節造成工作人員劑量率分析 11-28
圖 11-8：鑽探井中受污染的水灌溉與飲用所造成居住人員年有效劑量 11-28
圖 11-9：曝露於受污染地表土壤所造成居住人員年有效劑量 11-29
圖 12-1：處置設施整體效能分析之廢棄物罐因腐蝕失效累積分布函數 12-3

圖 12-2：剪力情節基本案例風險評估結果彙整(Case B1) 12-5
圖 12-3：剪力情節變異案例緩衝材料區域初始平流之風險評估結果彙整 (Case B2) 12-5
圖 12-4：剪力情節變異案例處置孔流率增加之風險評估結果彙整(Case B3) 12-6
圖 12-5：剪力情節基本案例與變異案例風險評估結果彙整 12-6
圖 13-1：FLAC3D的平面薄片熱傳導網格 13-17
圖 13-2：顯式解的溫度比較(解析解＝點，數值解＝線) 13-17
圖 13-3：隱式解的溫度比較(解析解＝點，數值解＝線) 13-18
圖 13-4：ANSYS軟體分析的可信度驗證 13-18
圖 13-5：不同參數對腐蝕情節於100萬年劑量結果之敏感度分析 13-22
圖 13-6：不同參數對剪力情節於100萬年有效劑量結果之敏感度分析 13-22
圖 13-7：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分布 13-33
圖 13-8：位於南韓沃川褶皺帶天然鈾礦區之地下研究設施KURT 13-33
圖 13-9：銅及銅合金考古器物腐蝕率 13-34
圖 13-10：埋於海底黏土的古銅砲 13-34
圖 13-11：古銅砲的腐蝕過程 13-35
圖 13-12：漢本遺址挖掘現場 13-35
圖 13-13：漢本遺址出土鐵器及青銅器 13-36
圖 13-14：管理系統工作項目架構 13-40
圖 13-15：放射性廢棄物處置專案知識產生、整合與應用之架構 13-40

表 目 錄

頁 次

表 1-1：SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念 1-5
表 1-2：SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據 1-6
表 1-3：SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數 1-7
表 1-4：用過核子燃料最終處置安全評估之相關重要國際規範彙整表 1-10
表 1-5：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 1-11
表 3-1：臺灣3種潛在處置母岩之長期穩定性評估結果一覽表 3-3
表 3-2：基本條件 3-4
表 3-3：岩體代號、組成及走向/傾角 3-4
表 3-4：岩體水力特性 3-5
表 3-5：裂隙統計 3-6
表 3-6：岩體熱及力學特性 3-7
表 4-1：SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐基本設計需求表 4-4
表 4-2：SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐力學參數與材料規格一覽表 4-4
表 4-3：SNFD2017參考案例選用之銅殼尺寸一覽表 4-5
表 4-4：SNFD2017參考案例選用之鑄鐵內襯尺寸一覽表 4-5
表 4-5：SNFD2017參考案例選用之處置孔緩衝材料尺寸 4-6
表 4-6：SNFD2017參考案例選用之緩衝材料規格 4-6
表 4-7：SNFD2017參考案例選用之回填材料規格 4-7
表 4-8：SNFD2017參考案例選用之處置設施配置之設計參數 4-13
表 5-1：初始狀態的FEPs 5-5
表 5-2：內部作用之用過核子燃料類的FEPs 5-6
表 5-3：內部作用之廢棄物罐類的FEPs 5-6
表 5-4：內部作用之緩衝材料類的FEPs 5-7
表 5-5：內部作用之回填材料類的FEPs 5-8
表 5-6：內部作用之地質圈的FEPs 5-9
表 5-7：變數的FEPs 5-10
表 5-8：生物圈的FEPs 5-11
表 5-9：外部條件的FEPs 5-13
表 5-10：用過核子燃料交互作用機制 5-24
表 5-11：廢棄物罐交互作用機制 5-25
表 5-12：緩衝材料內部交互作用機制 5-26
表 5-13：回填材料內部作用交互機制 5-28
表 5-14：地質圈內部作用交互機制 5-30
表 7-1：主要核種初始存量表 7-4
表 7-2：核種瞬釋分率之相關參數 7-5
表 7-3：核種特性參數 7-6
表 7-4：緩衝材料及回填材料分配係數之相關參數 7-8
表 7-5：開挖擾動帶/母岩分配係數之相關參數 7-9
表 7-6：近場參數 7-10
表 7-7：遠場核種傳輸需求參數 7-13
表 7-8：核種嚥入及吸入之劑量轉換因子 7-16

表 7-9：核種體外曝露之劑量轉換因子 7-17
表 8-1：離島結晶岩測試區生物圈系統確認 8-15
表 8-2：離島結晶岩測試區生物圈系統描述 8-16
表 8-3：核種持續釋出之生物圈劑量轉換係數 8-18
表 8-4：瞬時核種釋出之生物圈劑量轉換係數 8-19
表 8-5：熱傳案例分析之參數一覽表 8-27
表 8-6：位移大於5 cm之裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係 8-53
表 8-7：離島結晶岩測試區地下水陽離子強度及TDS 8-60
表 8-8：模擬離島結晶岩測試區地下水化學組成 8-71
表 8-9：離散裂隙網路中最短5個失效時間的廢棄物罐資料 8-83
表 8-10：各時期廢棄物罐參考演化之安全功能 8-87
表 8-11：各時期緩衝材料參考演化之安全功能 8-88
表 8-12：各時期回填材料參考演化之安全功能 8-90
表 8-13：各時期地質圈參考演化之安全功能 8-91
表 9-1：腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表 9-20
表 9-2：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A2流徑特性資訊之變化 9-21
表 9-3：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A3流徑特性資訊之變化 9-21
表 9-4：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A4流徑特性資訊之變化 9-21
表 9-5：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A5流徑特性資訊之變化 9-21
表 9-6：臺灣地區不同深度之HS^-濃度 9-22
表 9-7：瑞典Forsmark場址地下500 m深度的HS^-濃度 9-22
表 9-8：瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊Darcy流速之分布範圍 9-22
表 9-9：剪力情節基本案例與變異案例分析彙整表 9-23
表 10-1：有限腐蝕作用的腐蝕深度 10-16
表 10-2：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失效時間之影響 10-31
表 10-3：採用瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析 10-32
表 10-4：採用瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊Darcy流速進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析 10-32
表 10-5：遠場裂隙路徑參數 10-32
表 11-1：全球暖化案例廢棄物罐失效推估 11-5
表 11-2：全球暖化案例之之生物圈劑量轉換係數 11-6
表 11-3：G-R關係式分析結果 11-11
表 11-4：可能影響處置設施安全之人類活動 11-22
表 11-5：評估1次鑽探導致廢棄物罐被穿透，燃料被帶至地表的比例 11-23
表 11-6：鑽探過程無意間造成廢棄物罐被穿透產生劑量結果分析之數據彙整 11-24
表 11-7：主要核種初始存量，單位為貝克 11-25

表 11-8：核種於燃料中、燃料金屬中的分率相關數據.....11-26
表 11-9：體外曝露的劑量轉換係數.....11-27
表 13-1：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈之模式使用表.....13-16
表 13-2：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈之模式使用表.....13-16

(本頁空白)

1. 前言

根據我國「用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修訂版)」，本計畫現階段為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」(2005年至2017年)；在進入下階段之「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)前，須完成「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)。在「潛在處置母岩特性調查與評估階段」期間，尚未進行處置設施選址。然為使安全評估有較具體目標，目前暫以離島結晶岩測試區為本土SNFD2017參考案例，以我國用過核子燃料之存量特性、離島結晶岩測試區之地質條件(地質構造、水文地質與地下水成份等)及深層地質處置的設計概念，並考量各種潛在影響因素分析長期演化，配合安全功能及其安全功能指標發展情節，運用系統性分析方法進行安全評估技術建立以及量化分析結果，完成整體之SNFD2017參考案例安全評估。

1.1. 臺灣發展用過核子燃料最終處置計畫之概述

台電公司依據「放射性物料管理法」及其施行細則之相關規定，於2015年4月提出並經主管機關原能會核備之「用過核子燃料最終處置計畫書(2014年修訂版)」，規劃用過核子燃料最終處置計畫包含5個任務階段：

(1) 潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005年至2017年)；
(2) 候選場址評選與核定階段(2018年至2028年)；
(3) 場址詳細調查與試驗階段(2029年至2038年)；
(4) 處置設施設計與安全分析評估階段(2039年至2044年)；
(5) 處置設施建造階段(2045年至2055年)。

台電公司自1986年推動用過核子燃料長程處置計畫，目前處於「潛在處置母岩特性調查與評估階段」，此階段任務的2個主要目標為：

(1) 完成我國潛在處置母岩特性調查與評估；
(2) 建立潛在處置母岩功能/安全評估技術。

台電公司已於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)，說明我國已具備500 m深度結晶岩體的深層地質特性調查與資料解析技術，且境內存在可供作為進一步調查的潛在母岩，以及國內具有處置用過核子燃料的初步安全評估能力。為整體展現2005年至2017年「潛在處置母岩特性與調查評估階段」的成果，台電公司提出SNFD2017報告說明國內技術水平可達成以下3項管制機關要求目標，並可順利推進至「候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)：

(1) 能否找到合適的花崗岩進行地質處置；

(2) 地質處置工程技術能力是否完備；

(3) 地質處置設施長期安全性之評估。

本技術支援報告係針對SNFD2017報告第5章安全評估，進行詳細的評估技術與程序說明，也作為上述第(3)點所述：「地質處置設施長期安全性之評估」之驗證。如前所述，本技術支援報告藉由整合SNFD2017參考案例的地質調查結果，以及我國處置概念工程設計資訊，並發展評估情節，再以分析長期演化來強化安全評估；最後，運用系統性分析方法進行安全評估以量化分析結果，完成整體之SNFD2017參考案例安全評估。從上述過程，處置計畫團隊已掌握用過核子燃料最終處置安全評估之方法：整合相關資訊、發展基本案例，以及建立安全功能評估模式鏈，進行輻射劑量造成健康風險之量化分析。同時也透過實際個案研究，掌握對數據、內部與外部條件及情節的不確定性分析，確認已具備處置系統長期安全評估技術能力。

1.2. 潛在處置母岩特性調查與評估階段安全評估的範疇及目標

依照國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA)的定義(IAEA, 2003, p20)，深層地質處置「功能評估(performance assessment)」係對放射性廢棄物處置系統或分系統之功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較。「安

全評估(safety assessment)」則是以輻射劑量或是風險作為主要指標，用以評估整體處置系統之安全性。功能/安全評估的最終目的，在於整合放射性廢棄物特性、工程障壁功能及場址特性，並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。

本技術支援報告之安全評估技術發展係參考瑞典處置設施建造執照申請案(SKB, 2011, p59-p93)之安全評估方法論，針對SNFD2017主報告附錄A之「法規要求及處置概念之初始條件」所提出之用過核子燃料處置系統，以及其SNFD2017參考案例的地質概念模式及特性數據，具體展現我國已具備深層地質處置設施長期安全性的評估能力。SNFD2017參考案例之選定，係基於SNFD2009報告之成果：臺灣具有發展用過核子燃料最終處置的潛在母岩，包括花崗岩、沉積岩及泥岩，其中又以花崗岩最具潛能(台電公司，2010，p5-11)。花崗岩屬結晶岩類，因此，SNFD2017報告假定離島結晶岩測試區為SNFD2017參考案例，選定該測試區的原因，在於已有豐富的地質調查資料，有助於發展深層地質處置設施的工程設計與安全評估技術之實質應用。為此，台電公司已完成SNFD2017參考案例之建構，包含「SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念」(如表 1-1)、「SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據」(如表 1-2)及「SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數」(如表 1-3)等3個表格(簡稱為SNFD2017參考案例表一、表二及表三，亦將分別於本技術支援報告第3、4、7章詳述相關內容)。

長期安全評估技術成果之展現，著重於運用參考案例的地質概念模式及特性數據，透過分析影響處置系統安全因素之FEPs，建立工程障壁系統安全功能與指標，並以參考演化推論100萬年時間尺度下的安全功能與指標變化，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，量化評估整體處置系統之長期功能/安全性，並達到下述結論：

(1) 建立安全評估與情節建構方法論，說明風險評估方法及評估模式工具之間的整合與所需參數連結；

(2) 運用國內地質環境特徵與處置設施概念設計，以SNFD2017參考案例展示建立可信賴的安全評估技術。

表 1-1：SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念

SNFD-RC-20150101

表一：SNFD2017參考案例–法規要求及處置概念

法規要求

法規名稱	法規要求
第1條	這份附件為乏核燃料處理設施及廢棄物貯存設施審查指南
第2條	本指南適用於附件所列處理設施(以下簡稱為設施)第二十一條規定訂定之
第3條	本指南所訂定審查： 一、這份附件為乏核燃料處理設施及廢棄物貯存設施(包括於設施下游設立之處置設施)(以下簡稱為核燃料循環設施)申請許可時，審查申請人之設計、設施與營運管理計畫及相關安全評估報告，以確定該設施符合相關法規之要求。 二、這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎： (一)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎。 (二)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (三)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (四)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (五)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (六)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (七)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。 (八)這份附件之指引適用於核燃料循環設施之設計基礎，包括： 1.設施之設計基礎。 2.設施之設計基礎事故。 3.設施之設計基礎外部事件。 4.設施之設計基礎內部事件。
第3條	這份附件為審查申請人提供核燃料循環設施之方式
第4條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第5條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第6條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第7條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第8條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第9條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第10條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第11條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第12條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第13條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第14條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第15條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第16條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第17條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第18條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第19條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。

法規要求

法規名稱	法規要求
第1條	這份附件為審查申請人提供核燃料循環設施之方式
第2條	本指南適用於附件所列處理設施(以下簡稱為設施)第二十一條規定訂定之
第3條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第4條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第5條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第6條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第7條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第8條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第9條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第10條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第11條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第12條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第13條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第14條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第15條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第16條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第17條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第18條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。
第19條	這份核燃料循環設施之設計，包括： 一、這份核燃料循環設施之設計基礎。 二、這份核燃料循環設施之設計基礎事故。 三、這份核燃料循環設施之設計基礎外部事件。 四、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 五、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 六、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 七、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 八、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。 九、這份核燃料循環設施之設計基礎內部事件。

情節建構方法

安全評估情節建構的方法主要係參考SKB TR-11-01報告中所提及之安全評估11步驟，在長程安全評估規劃中，情節之建構主要是以由下而上法(Bottom-up)所建立。首先為建立FEP資料庫，涵蓋處置場所有的特徵(F)、事件(E)、交互作用機制(P)；並根據場址參考演化之建立，訂定出在安全評估中需考慮的安全功能，再根據此指標勾勒出可分析之情節。

FEP資料庫建置 → 參考演化建立 → 訂定安全功能(廢棄物罐失效標準) → 情節選擇與分析

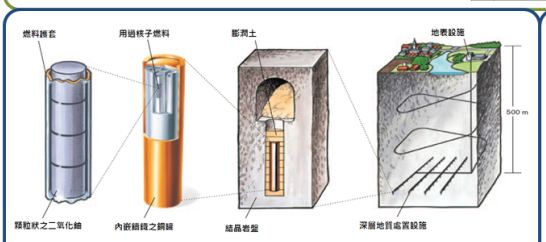
SNFD2017情節建構

為配合SNFD2017時程，因此SKB專家建議以Top-down的方式選定關鍵的情節，發展所需建立之參考演化作為情節分析之基礎。亦透過此方法與FEP資料庫連結，盤出需要考慮的因子。情節分析之詳細內容於表三-安全評估參數表詳述之。

參考演化建立
- 探討最終處置場在一百萬年間由裡而外的所有變化，並作為情節選定的基礎。包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、母岩、生物圈、氣候條件等在不同時間尺度下的演變。

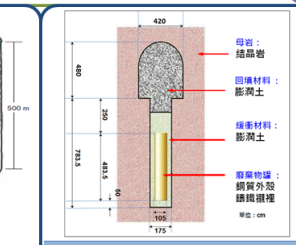
Top-down情節選定
- 根據SKB專家建議，在時間有限的情況下，利用由上而下的方式選擇需要分析的情節是為有效之方法。關於詳細的分析情節內容於表三有所詳述。

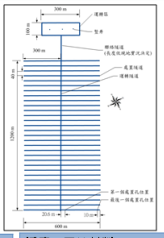
交互作用機制篩選
- 當情節選定之後，根據所選定之分析情況與FEP資料庫做連結，即能篩選出在安全評估中需要考慮之交互作用機制。交互作用機制係處置單元可能會發生的交互影響作用。

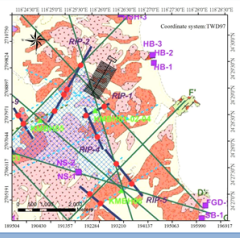


廢棄物罐基本設計需求

抗壓壓條件	廢棄物罐須能承受靜壓力45 MPa (回壓壓力與地下水壓) (SKB TR-10-14, p. 35)
不均勻壓力	正應力頂部3.4 MPa；底部15 MPa(最高值) (膨潤土密度2,050 kg/m³) 剪應力側邊573 kPa；2,550 kPa (SKB doc1206894, p. 25)
抗剪力條件	承受剪切速率1 m/s且位移5 cm後須能保持廢棄物罐完整性(SKB TR-10-14, p. 35)
力學接受準則	廢棄物罐內鑄鐵與銅殼分別需考量不同破壞準則，鑄鐵之力學破壞機制需考量塑性破壞、裂紋生長、極限強度等三項力學接受準則；銅殼之力學破壞機制則需考量 過量塑性變形、潛變變形等兩項力學接受準則(SKB TR-10-28, pp. 17-22)
輻射劑量	個人輻射劑量小於2.50×10⁻¹ mSv/year(「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第9條)
表面劑量	廢棄物罐表面輻射劑量限值≤1 Gy/h (SKB TR-10-13, p. 28)
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 (SKB TR-10-13, p. 26)





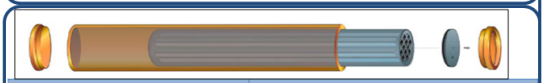


處置系統(單位: m)

處置隧道與處置孔			Ref:
頂部:1.5	底部:0.5	側向:0.35	SNFD 2009, c3p28
處置深度			500	SNFD 2009, c1p20
隧道高度			4.8	SKB R-08-116，p. 55
隧道寬度			4.2	SKB R-08-116，p. 55
隧道間距			40	SNFD 2009, c3p32
處置孔直徑			1.75	SNFD 2009, c3p32
處置孔深度			7.835	SNFD 2009, c3p32
處置孔間距			≧6	SKB R-08-116，p. 37
處置隧道長度			≦300	SKB R-08-116，p. 37
第一個處置孔位置			≧20.6	SKB R-08-116，p. 37
最後一個處置孔位置			10	SKB R-08-116，p. 37

緩衝、回填材料

	緩衝材料	回填材料
材料	純膨潤土 (SNFD 2009, c3p28)	純膨潤土 (SKB TR-10-16, p. 35)
蒙脫石含量 [%]	75 to 90 (SKB TR-10-15, p. 25)	> 50 (SKB TR-10-16, p. 33)
回脹壓力 [MPa]	1 to 15 (SKB TR-10-15, p. 20, 31; SKB TR-11-01, p. 30)	> 0.1 (SKB TR-10-16, p. 26)
密度 [kg/m³]	1900 to 2050 (SKB TR-10-15, p. 31)	> 1450 (SKB TR-10-16, p. 41)
初始含水量 [%]	5 to 20 (SKB TR-10-15, p. 26)	視夯實條件而訂
熱傳導度 [W/m・K]	0.7 to 1.3 (SKB TR-94-29, p. 29)	0 to 1.5 (SKB TR-10-47, p. 181)
飽和水力傳導度 [m/sec]	< 1.0×10^{-12} (SKB TR-10-15, p. 31)	< 1.0×10^{-10} (SKB TR-10-16, p. 26)
容許溫度 [℃]	-4 to 100 (SKB TR-10-15, p. 31; SKB TR-10-47, p. 20)	> -2 (SKB TR-10-47, p. 26)
施工要求	廢棄物罐鑽孔緩衝材料層之工作鑽、緩衝材料與處置孔壁之工作鑽，皆以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充(SNFD 2009, c3p28)	填充處置隧道，不易夯實或填充之部位，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充 (SNFD 2009, c3p29)



廢棄物罐重量

組件材料	BWR	PWR
銅外殼(kg)	7,500	7,500
鑄鐵(kg)	13,700	16,400
廢棄物罐(含燃料) (kg)	24,600-24,700	26,500-26,800
Ref:	SKB TR-10-14, p. 28	

廢棄物罐力學參數

	彈性模數 (GPa)	柏松比	密度(kg/m³)
銅殼	120	0.308	8.9×10^3
鑄鐵	166	0.32	7.2×10^3
Ref:	SKB TR-10-14, pp. 36-37		
銅蓋	210	0.3	7.85×10^3
Ref:	SKB TR-10-28, p. 26		Posiva 2005-02, p. 23

廢棄物罐材料規格

規格			Ref:
銅殼	銅含量	無氧銅純度>99.99%以上	SKB TR-10-14, p. 32
	延伸率	>40%	SKB TR-10-14, p. 32
	延展性	>15%	SKB TR-10-14, p. 32
	平均晶粒大小	<800 μm	SKB TR-10-14, p. 32
鑄鐵	降伏應力	>267 MPa(拉力) >270 MPa(壓力)	SKB TR-10-14, p. 29
	極限應力	>480 MPa(拉力)	SKB TR-10-14, p. 29
	破裂韌度	J_{2mm} > 88 kN/m J_{Ic} > 33 kN/m K_{Ic} > 78 MPa(m)$^{1/2}$	SKB TR-10-14, p. 29
	延伸率	>12.6 %	SKB TR-10-14, p. 29
銅蓋	降伏應力	>335 MPa(拉力)	SKB TR-10-14, p. 29
	極限應力	>470 MPa	SKB TR-10-14, p. 29

廢棄物罐尺寸(單位: mm) Ref: SKB TR-10-14, p. 34

銅殼	長度(A)	4,835
	厚度(T)	49
	外徑(B)	1,050
	內徑(C)	850
	鎖部尺寸(E)	952
	鎖部尺寸(F)	821
	鎖部尺寸(G)	850
	鎖部尺寸(H)	953
	鎖部尺寸(I)	10
	鎖部尺寸(K)	35
	鎖部尺寸(L)	50
	鎖部尺寸(M)	50
	鎖部尺寸(N)	60
	鎖部尺寸(P)	75
	鎖部尺寸(Q)	50
	鎖部尺寸(R)	50

廢棄物罐尺寸(單位: mm) Ref: SKB TR-10-14, p. 31

BWR內嵌	底部厚度(B)	60
	內部長(C)	4,463
	遠距(H)	33.3
	鎖部尺寸(N)	孔深90
BWR燃料儲存空間	鎖部尺寸(I)	20
	燃料空間間距(K)	30
	鎖部尺寸(J)	210
	燃料空間斷面(L)	160×160
	鎖部尺寸(M)	10

廢棄物罐尺寸(單位: mm) Ref: SKB TR-10-14, p. 31

PWR內嵌	底部厚度(B)	80
	內部長(C)	4,443
	遠距(H)	37.3
	鎖部尺寸(N)	孔深100
PWR燃料儲存空間	鎖部尺寸(I)	20
	燃料空間間距(K)	110
	鎖部尺寸(J)	370
	燃料空間斷面(L)	235×235
	鎖部尺寸(M)	12.5

廢棄物罐尺寸(單位: mm) Ref: SKB TR-10-14, p. 31

內襯	長度(A)	4,573
	直徑(D)	949
銅蓋	直徑(E)	910
	厚度(F)	50
	鎖部尺寸(G)	5°

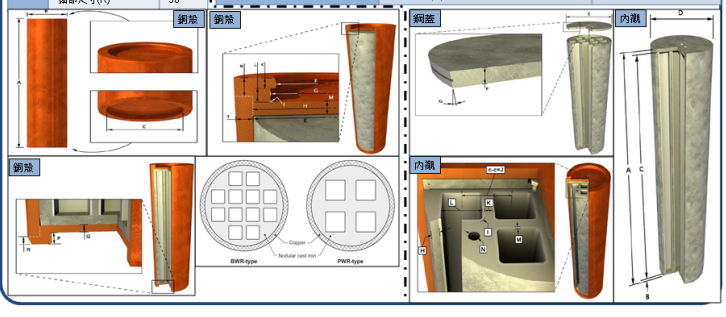


表 1-2：SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據

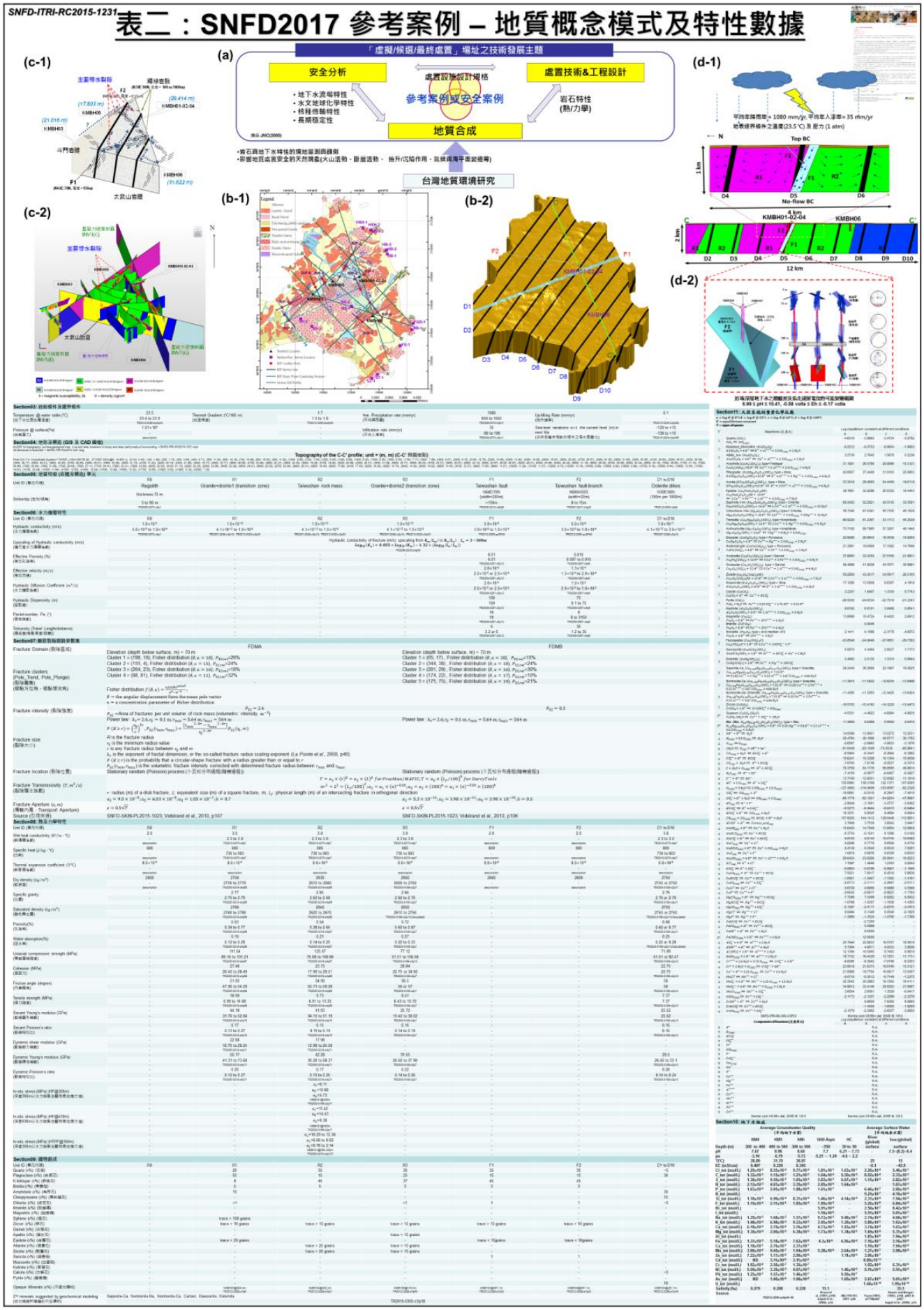


表 1-3：SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數

SNFD-RC-20161107

表三：SNFD2017參考案例–SA安全評估模式及參數

SA安全評估情節建構

參考演化條件針對特定場址開發的處置設施，評估其於正常運作審查期間(一百萬年)內鄰與外部自然發展的狀態，包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、母岩、生物圈、氣候條件等在不同時間尺度下的演變，瞭解參考演化有助於知悉處置場的安全功能，以作為後續情節分析依據。

根據古氣候研究，台灣僅在海拔3000公尺以上有冰河遺跡(Hebenstreit *et al*, 2011)，以雞鼻頭高岩剖試區為例，本安全評估並不考慮冰蓋造成厚層影響，僅考量冰河週期造成海平面變化及溫度變化之外在條件，因此生物圈之時間演化情節在本階段的安全評估假設如右圖，海平面升降為根據地質研究觀察過去發生之歷史事件經向推算，冰河循環週期設定為12萬年(引用SKB TR-11-01, p. 439)。

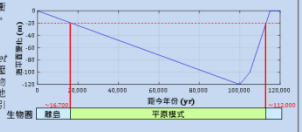


圖1-1：海平面與生物圈隨時間演化之情節模式示意圖

根據SKB TR-11-01報告，擬定兩個主要分析情節：

1. 廢棄物罐失效－腐蝕作用情節
   地下水經由母岩裂隙或緩衝回填材料後進入處置材料周圍，當處置材料被水緩慢失效後，地下水將對廢棄物罐造成腐蝕作用，若銅殼厚度被地下水腐蝕為0時，視為廢棄物罐失效，導致用過核子燃料開始下水接觸，開始用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種將隨地下水流釋出，核種釋出後，考慮在傳輸過程中受到各遲滯因子之影響，最後傳輸至生物圈。
2. 廢棄物罐失效－剪力效應情節
   當剪力位移大於5公分、剪切速度大於每秒1公尺的剪力效應發生在存在大裂隙的處置孔周圍時，廢棄物罐將因剪力效應失效，導致用過核子燃料與地下水接觸，開始用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種將隨地下水流釋出。核種釋出後，考慮在傳輸過程中受到各遲滯因子之影響，最後傳輸至生物圈。



圖1-2：情節分析流程圖

表1-1：基本情節核種傳輸之假設

用過核子燃料基質	使用表2-2 BWR及PWR之盤存量，用過核子燃料基質之核種依據表2-3半化期自然衰變；廢棄物罐功能失效後，部分核種瞬間釋出，所佔全體積之比率稱為瞬釋分率，劍排用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種溶解度以表2-3之溶解度限值為依據，並依情節釋出。
緩衝材料	在腐蝕作用情節中，當緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散(diffusion)機制傳輸，通過鄰近緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算，核種傳輸距離為緩衝材料之厚度，當緩衝材料受到流入處置孔的地下水侵蝕，經一段時間後失效，緩衝材料失效後，核種傳輸將以平流(advection)機制為主；在剪力效應情節中，當緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散機制傳輸，通過鄰近緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算，當地震造成剪力位移大於5公分，剪切速度大於每秒1公尺時，緩衝材料正常發揮作用，但厚度減少10公分，核種傳輸距離變為25公分(參考SKB TR-10-50, p. 314)。
回填材料	回填材料傳輸機制以擴散為主，地下水流入個別填材料將會對回填材料侵蝕，經一段時間後，回填材料失效，傳輸機制由擴散轉為平流，地下水將入侵緩衝材料，若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由回填材料釋出之途徑。
開挖擾動帶	若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由處置隧道底部的開挖擾動帶釋出之途徑。
遠場裂隙傳輸	放射性核種在處置母岩內遠續以平流、延散(dispersion)及分子擴散的機制於母岩裂隙傳輸，範圍將水文模型決定，傳輸距離為質點軌跡徑計算結果。
生物圈	核種自遠場地徑傳輸到達地下含水層，再由井、湖庫/河水或海洋進入關鍵群體劑量途徑中。
評估年限	處置設施封閉後100萬年。(10 CFR 63)。

源項

表2-1：源項參數

參數名稱			採用值	說明及根據
燃料基質(Fuel matrix)	初始存量	inventory	表2-2	1. 本數據採用ORNL研發之SCALE系統，依據台電公司所提供之運轉歷程與燃料設計資料(EMF-2491(P), pp. 5-3, 5-4；WCAP-17804-P p. 2-8)，評估BWR反應器ATRIUM10組件燃耗54 GWd/MTU，以及PWR反應器Vantage+組件燃耗62 GWd/MTU條件下，冷卻40年之放射性核種盤存量概估。 2.基於質量隨著時間衰變，而根據電廠營運規劃，用過核子燃料在乾式貯存設施內會存放40年，故第40年的核種盤存量為高放處置安全評估之保守值。
	溶解速率	dissolution rate	1×10^{-7} yr^{-1}	廢棄物罐失效後燃料基質之溶解速率，根據SKB TR-10-46, p. 60核溶解速率視為等速率溶解，國內無相關數據，數據引用由SKB TR-10-52, p. 97。
	瞬釋分率(IRF)	instant release fraction	表2-4	燃料基質與水接觸時，核種瞬間釋出量與燃料基質中的核種存量之比值，引用由SKB TR-10-50, p. 52，另超鈾系衰變鏈核種不考慮IRF。

表2-2：主要核種初始存量表(統一，二與三組)

核種	mol/BWR canister	mol/PWR canister	mol/Ave. canister
C-14	3.569×10^{2}	2.719×10^{2}	3.246×10^{2}
Cl-36	3.229	1.312×10^{0}	6.995
Ni-59	3.243×10^{3}	1.150×10^{3}	6.387×10^{3}
Se-79	2.174×10^{1}	2.364×10^{1}	2.247×10^{1}
Sr-90	7.214	6.504	6.943
Zr-93	2.747×10^{3}	8.213×10^{3}	2.014×10^{3}
Nb-94	2.497×10^{1}	3.731×10^{1}	2.967×10^{1}
Tc-99	2.708×10^{3}	2.324×10^{3}	2.562×10^{3}
Pd-107	7.913	6.268	7.286
Sn-126	5.348×10^{-1}	4.384×10^{-1}	4.981×10^{-1}
I-129	4.182	3.482	3.915
Cs-135	1.092×10^{0}	8.044	9.822
Cs-137	1.208×10^{3}	1.049×10^{3}	1.148×10^{3}
Pb-210	2.756×10^{-11}	2.360×10^{-11}	2.606×10^{-11}
Ra-226	7.591×10^{-9}	6.556×10^{-9}	7.197×10^{-9}
Ac-227	5.968×10^{-10}	7.356×10^{-10}	6.496×10^{-10}
Th-229	1.775×10^{-8}	1.258×10^{-8}	1.578×10^{-8}
Th-230	5.812×10^{-3}	5.068×10^{-3}	5.528×10^{-3}
Pa-231	1.867×10^{-4}	2.400×10^{-4}	2.070×10^{-4}
Th-232	6.703×10^{-3}	6.172×10^{-3}	6.501×10^{-3}
U-233	8.632×10^{-3}	8.560×10^{-3}	8.604×10^{-3}
U-234	9.385×10^{-1}	8.260×10^{-1}	8.957×10^{-1}
U-235	3.995×10^{0}	5.532×10^{0}	4.580×10^{0}
U-236	5.209×10^{0}	4.940×10^{0}	5.107×10^{0}
Np-237	6.510	6.392	6.465
U-238	8.341×10^{0}	6.532×10^{0}	7.652×10^{0}
Pu-238	2.416	2.146	2.313
Pu-239	4.714×10^{0}	4.312×10^{0}	4.561×10^{0}
Pu-240	2.815×10^{0}	2.207×10^{0}	2.583×10^{0}
Am-241	1.154×10^{0}	1.084×10^{0}	1.127×10^{0}
Pu-242	9.284	7.368	8.555
Am-243	2.483	1.978	2.290
Cm-245	6.626×10^{-2}	5.732×10^{-2}	6.286×10^{-2}
Cm-246	1.211×10^{-2}	8.112×10^{-3}	1.059×10^{-2}
備註			(15518+954P)/2926

表2-3 核種特性參數

核種	$t_{1/2}$(yr)	溶解度限值 (mol/m³)
C-14	5.73×10^{3}	完全溶解
Cl-36	3.01×10^{5}	完全溶解
Ni-59	7.60×10^{4}	3.00×10^{-1}
Se-79	2.95×10^{5}	6.70×10^{-4}
Sr-90	2.89×10^{1}	3.70×10^{0}
Zr-93	1.61×10^{6}	1.80×10^{-4}
Nb-94	2.03×10^{4}	4.90×10^{-2}
Tc-99	2.11×10^{5}	3.80×10^{-4}
Pd-107	6.50×10^{6}	3.90×10^{-3}
Sn-126	2.30×10^{5}	9.00×10^{-8}
I-129	1.57×10^{7}	完全溶解
Cs-135	2.30×10^{6}	完全溶解
Cs-137	3.01×10^{1}	完全溶解
Pb-210	2.22×10⁵	1.70×10^{-3}
Ra-226	1.60×10^{3}	9.10×10^{-4}
Ac-227	2.18×10³	完全溶解
Th-229	7.93×10^{3}	2.60×10^{-4}
Th-230	7.54×10^{4}	2.60×10^{-4}
Pa-231	3.28×10^{4}	3.30×10^{-4}
Th-232	1.40×10^{10}	2.60×10^{-4}
U-233	1.59×10^{5}	9.50×10^{-7}
U-234	2.46×10^{5}	9.50×10^{-7}
U-235	7.04×10^{8}	9.50×10^{-7}
U-236	2.34×10^{7}	9.50×10^{-7}
Np-237	2.14×10^{6}	1.00×10^{-4}
U-238	4.47×10^{9}	9.50×10^{-7}
Pu-238	8.77×10^{1}	4.80×10^{-3}
Pu-239	2.41×10^{4}	4.80×10^{-3}
Pu-240	6.56×10^{3}	4.80×10^{-3}
Am-241	4.32×10^{2}	2.50×10^{-3}
Pu-242	3.75×10^{5}	4.80×10^{-3}
Am-243	7.37×10^{3}	2.50×10^{-3}
Cm-245	8.42×10^{3}	2.60×10^{-3}
Cm-246	4.71×10^{3}	2.60×10^{-3}
註記		完全溶解在GoldSim核種傳輸設定為-1
參考文獻		SKB TR-10-50, p. 52

表2-4 工程障壁及天然障壁相關參數

	核種	瞬釋分率 (-)	緩衝材料分配係數 (m³/kg)	回填材料分配係數 (m³/kg)	EDZ/母岩分配係數 (m³/kg)
分裂/活化產物	C-14	9.20×10^{-2}	0	0	0
	Cl-36	8.60×10^{-2}	0	0	0
	Ni-59	1.20×10^{-2}	3.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	1.10×10^{-3}
	Se-79	4.20×10^{-2}	0	0	2.95×10^{-4}
	Sr-90	2.50×10^{-2}	4.50×10^{-3}	4.40×10^{-3}	3.42×10^{-4}
	Zr-93	9.20×10^{-4}	4.00×10^{0}	4.00	2.13×10^{-2}
	Nb-94	1.80×10^{-2}	3.00×10^{0}	3.00	1.98×10^{-2}
	Tc-99	2.00×10^{-2}	0	0	0
	Pd-107	2.00×10^{-3}	5.00×10^{0}	5.00×10^{0}	5.20×10^{-2}
	Sn-126	3.00×10^{-4}	6.30×10^{-1}	6.30×10^{-1}	1.59×10^{-1}
	I-129	2.90×10^{-2}	0	0	0
	Cs-135	2.90×10^{-2}	9.30×10^{-2}	9.00×10^{-2}	3.49×10^{-4}
	Cs-137	2.90×10^{-2}	9.30×10^{-2}	9.00×10^{-2}	3.49×10^{-4}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	0	7.40×10^{1}	7.40×10^{1}	2.52×10^{0}
	Ra-226	0	4.50×10^{-3}	4.40×10^{-3}	2.42×10^{-4}
	Ac-227	0	8.00	8.00	1.48×10^{2}
	Th-229	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{2}
	Th-230	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{2}
	Pa-231	0	3.00	3.00	5.92×10^{2}
	Th-232	0	6.30×10^{1}	6.30×10^{1}	5.29×10^{2}
	U-233	0	3.00	3.00	1.06×10^{4}
	U-234	0	3.00	3.00	1.06×10^{4}
	U-235	0	3.00	3.00	1.06×10^{4}
	U-236	0	3.00	3.00	1.06×10^{4}
	Np-237	0	2.00×10^{2}	2.00×10^{2}	4.13×10^{4}
	U-238	0	3.00	3.00	1.06×10^{4}
	Pu-238	0	2.00×10^{2}	2.00×10^{2}	9.14×10^{3}
	Pu-239	0	2.00×10^{2}	2.00×10^{2}	9.14×10^{3}
	Pu-240	0	2.00×10^{2}	2.00×10^{2}	9.14×10^{3}
	Am-241	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{2}
	Pu-242	0	2.00×10^{2}	2.00×10^{2}	9.14×10^{3}
	Am-243	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{2}
	Cm-245	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{2}
	Cm-246	0	6.10×10^{1}	6.10×10^{1}	1.48×10^{2}
註記			MX-80膨潤土	Milos Backfill	花崗岩
參考文獻			SKB TR-10-50, p. 52	SKB TR-10-52, pp. 176, 178	SKB TR-10-50, p. 36

近場

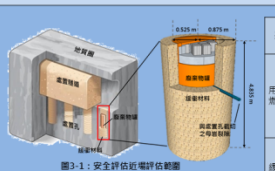


圖3-1：安全評估近場評估範圍



圖3-2：考慮徑向傳輸之概念模式圖

表3-1：近場核種傳輸評估之假設

用過核子燃料基質	使用表2-2 BWR及PWR之盤存量，用過核子燃料基質之核種依據表2-3半化期自然衰變；廢棄物罐功能失效後，部分核種瞬間釋出，所佔全體積之比率稱為瞬釋分率，劍排用過核子燃料基質以等溶解速率溶解於地下水中，核種溶解度以表2-3之溶解度限值為依據，並依情節釋出。
緩衝材料	緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散機制傳輸，通過鄰近緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算，核種傳輸距離為緩衝材料之厚度，當緩衝材料受到流入處置孔的地下水侵蝕，經一段時間後失效，緩衝材料失效後，核種傳輸將以平流(advection)機制為主；在剪力效應情節中，當緩衝材料發揮正常障壁功能時，核種以徑向分子擴散機制傳輸，通過鄰近緩衝材料至處置孔周圍裂隙期間，依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據表2-4分配係數來計算，當地震造成剪力位移大於5公分，剪切速度大於每秒1公尺時，緩衝材料正常發揮作用，但厚度減少10公分，核種傳輸距離變為25公分(參考SKB TR-10-50, p. 314)。
開挖擾動帶	若廢棄物罐失效，核種將隨地下水流釋出，因地下水流的釋出途徑以通過處置孔周圍裂隙為主，現階段暫不考慮地下水流經由處置隧道底部的開挖擾動帶釋出之途徑。

表3-2：近場參數

參數名稱			採用值	說明及根據
化學元素	溶解度限值	solubility limit	表2-3	SKB TR-10-50, p. 52。
廢棄物罐(canister)	內半徑	inner radius	0.425 m	SKB TR-10-14, p. 34。
	外半徑	outer radius	0.525 m	
	長度	height	4.835 m	
緩衝材料(buffer)	外半徑(r_{buffer})	outer radius	0.875 m	SKB TR-99-08, p. 16。
	密度(ρ_{buffer})	density	1950 kg/m³	SKB TR-10-15, p. 31。
	孔隙率(ϕ_{buffer})	porosity	0.435	SKB TR-10-52, p. 175。
	擴散係數(D_e)	diffusion coefficient	1.4×10^{-12} m²/s 4.2×10^{-13} m²/s(Cl)	SKB TR-10-52, p. 175。
	分配係數(K_{d_buffer})	partition coefficient	表2-4	SKB TR-10-52, pp. 176, 178。

遠場

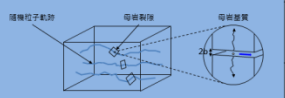


圖4-1：裂隙與基質之質點軌跡圖

表4-1：遠場核種傳輸評估之假設

母岩裂隙內之傳輸途徑假設	參考表二之母岩裂隙相關資訊，建立離散裂隙網路與等效多孔介質模型以計算質點於母岩裂隙內之傳輸途徑及水流模型之邊界結果將提供至核種傳輸計算。
一維平板裂隙模型	如圖4-1所示，一維平板裂隙模型包含核種在母岩裂隙中一維方向的平流及延散傳輸機制，以及裂隙周圍基質擴散區域垂直方向之基質擴散機制。

表4-2：遠場核種傳輸需求參數

	參數名稱		採用值	說明及根據
母岩	乾密度(ρ_m)	Density	R1岩體：2750 kg/m³	SNFD-ERL-90-219, c4p83
	孔隙率(φ_m)	Porosity	R1岩體：0.53%	SNFD-ERL-90-219, c4p83
	擴散係數(D_m)	Diffusion coefficient	2.1×10^{-14} m²/s	SKB TR-10-52, p. 391
	分配係數(K_{d_m})	Partition coefficient	表2-4	SKB TR-10-50, p. 36
	最大擴散深度	Maximum diffusion depth	裂隙間距的1/2	裂隙間距資料參考表二，計算簡化式參考SKB TR-10-52, p. 353
裂隙網路	傳輸長度(L)	Tracking length	實際質點徑每段之長度	由水流模型程式計算而得
	裂隙流率(Q)	Flow rate	實際質點徑每段之流率	由水流模型程式計算而得
	裂隙內徑(2b)	Fracture aperture	實際質點徑每段之內徑	由水流模型程式計算而得
	濕潤面積(A_{wet})	Wetted area	實際質點徑每段之濕潤面積	由水流模型程式計算而得
	擴散係數(D_m)	Diffusion coefficient	1.0×10^{-9} m²/s	SKB TR-10-52, p. 164
	延散度(α_L)	Longitudinal dispersion length	依實際質點徑每段長度的1/10	質點路徑長度由水流模型程式得到，計算關係式參考Milan A. Dimkic et al, 2008, p295
	導水度(T)	Transmissivity	實際質點徑每段之導水度	由水流模型程式計算而得

生物圈

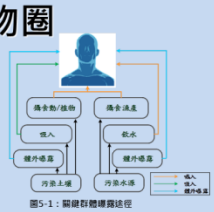


圖5-1：關鍵群體暴露途徑

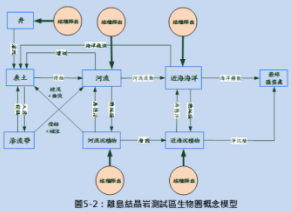


圖5-2：簡易結晶岩測試區生物圈概念模型

表5-1：生物圈分析之假設

場址背景	地下含水層為可及深度之最顯型參考處置場案例，生物圈系統考慮受海平面升降之影響。
遠場與生物圈之交界面(GBI)	核種可能自地下水層經由抽取井水或自然排放至湖庫/河水及海洋中，進而使人類受到輻射曝露。
人類社會假設	農業社會，民眾以抽取地下水或湖庫水供家庭、農耕與畜牧使用，並以現代化機械方式進行農耕與畜牧，關鍵群體曝露途徑如圖5-1。
評估端點	生物圈劑量轉換因子。

表5-2：生物圈核種傳輸需求參數

參數名稱		採用值	說明及根據
攝入放射性核種劑量轉換係數	Dose coefficient for ingestion	如表5-3	引用自瑞藉聯防國安全標準 附表3-4
吸入放射性核種劑量轉換係數	Dose coefficient for inhalation	如表5-3	引用自瑞藉聯防國安全標準 附表3-5
放射性核種體外曝露劑量轉換係數	Dose coefficient for external exposure	如表5-4	引用自FGR-12報告 pp. 76-91及pp. 166-181

表5-3：核種攝入及吸入之DCF值

核種	攝入(ingestion) (Sv/Bq)	吸入(inhalation) (Sv/Bq)	核種	攝入(ingestion) (Sv/Bq)	吸入(inhalation) (Sv/Bq)
C-14	5.8×10^{-10}	5.8×10^{-9}	Am-241	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
Cl-36	9.3×10^{-10}	7.3×10^{-9}	Np-237	1.1×10^{-7}	5.0×10^{-5}
Ni-59	6.3×10^{-11}	4.4×10^{-10}	U-233	5.1×10^{-8}	5.8×10^{-7}
Se-79	2.9×10^{-9}	6.8×10^{-9}	Th-229	4.9×10^{-7}	2.4×10^{-4}
Zr-93	1.1×10^{-9}	2.5×10^{-8}	Cm-246	2.1×10^{-7}	9.8×10^{-5}
Nb-94	1.7×10^{-9}	4.9×10^{-8}	Pu-242	2.4×10^{-7}	1.1×10^{-4}
Tc-99	6.4×10^{-10}	1.3×10^{-8}	U-238	4.5×10^{-8}	8.0×10^{-6}
Pd-107	3.7×10^{-11}	5.9×10^{-10}	U-234	4.9×10^{-8}	9.4×10^{-6}
Sn-126	4.7×10^{-9}	2.8×10^{-8}	Th-230	2.1×10^{-7}	1.0×10^{-4}
I-129	1.1×10^{-7}	3.6×10^{-8}	Ra-226	2.8×10^{-7}	9.5×10^{-4}
Cs-135	2.0×10^{-9}	8.6×10^{-9}	Am-243	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
Cs-137	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}	Pu-239	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}
Pu-240	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}	U-235	4.7×10^{-8}	8.5×10^{-6}
U-236	4.7×10^{-8}	8.7×10^{-6}	Pa-231	7.1×10^{-7}	1.4×10^{-4}
Th-232	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}	Pb-210	6.9×10^{-7}	5.6×10^{-6}
Cm-245	2.1×10^{-7}	9.9×10^{-5}	Ac-227	1.1×10^{-6}	5.5×10^{-4}
Sr-90	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}	Pu-238	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}

表5-4：核種體外曝露之DCF值

核種	土壤(Soil) [(Sv/y⁻¹)/(Bq m⁻³)]	水源(Water) [(Sv/y⁻¹)/(Bq m⁻³)]	核種	土壤(Soil) [(Sv/y⁻¹)/(Bq m⁻³)]	水源(Water) [(Sv/y⁻¹)/(Bq m⁻³)]
C-14	2.3×10^{-15}	1.4×10^{-14}	Am-241	7.4×10^{-12}	5.9×10^{-11}
Cl-36	4.0×10^{-13}	1.4×10^{-12}	Np-237	1.3×10^{-11}	7.3×10^{-11}
Ni-59	0	0	U-233	2.4×10^{-13}	1.1×10^{-12}
Se-79	3.1×10^{-15}	1.9×10^{-14}	Th-229	5.4×10^{-11}	2.7×10^{-10}
Zr-93	0	0.0×10^{0}	Cm-246	2.0×10^{-14}	3.3×10^{-13}
Nb-94	1.6×10^{-9}	5.3×10^{-9}	Pu-242	2.2×10^{-14}	2.9×10^{-13}
Tc-99	2.1×10^{-14}	9.9×10^{-14}	U-238	1.7×10^{-14}	2.5×10^{-13}
Pd-107	0	0	U-234	6.8×10^{-14}	5.5×10^{-13}
Sn-126	2.5×10^{-11}	1.5×10^{-10}	Th-230	2.0×10^{-13}	1.2×10^{-12}
I-129	2.2×10^{-12}	2.8×10^{-11}	Ra-226	5.4×10^{-12}	2.2×10^{-11}
Cs-135	6.5×10^{-15}	3.5×10^{-14}	Am-243	2.4×10^{-11}	1.6×10^{-10}
Cs-137	1.3×10^{-13}	4.7×10^{-13}	Pu-239	5.0×10^{-14}	3.0×10^{-13}
Pu-240	2.5×10^{-14}	3.5×10^{-13}	U-235	1.2×10^{-10}	5.0×10^{-10}
U-236	3.6×10^{-14}	3.7×10^{-13}	Pa-231	3.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}
Th-232	8.8×10^{-14}	6.3×10^{-13}	Pb-210	4.1×10^{-13}	4.1×10^{-12}
Cm-245	5.7×10^{-11}	2.8×10^{-10}	Ac-227	8.4×10^{-14}	4.1×10^{-13}
Sr-90	1.2×10^{-13}	4.6×10^{-13}	Pu-238	2.6×10^{-14}	3.6×10^{-13}

1.3. 法規

本節說明高放射性廢棄物最終處置安全評估相關之國內法規，並列舉具技術發展參考價值之國際與核能發電國家重要規範。

(1) 安全評估相關之國內法規

國內現行法規對於高放射廢棄物最終處置設施安全評估的管制規定，主要見於「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」(行政院原子能委員會，2013)；其中規範處置設施設計之長期安全須符合以下條文：

第9條：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。

第10條：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。

另依據該管理規則第2條第4項指出，個人風險名詞定義為，指高放處置設施每年發生意外事件之機率與關鍵群體中個人因該事件接受輻射劑量造成罹患致死癌症機率之乘積。

國際上一般咸認為核設施運轉階段的地面設施之安全分析，為現行技術水準可達成，而我國亦已有相關的豐富經驗；例如台電公司曾於2007年3月與2012年2月，分別提送核一廠與核二廠用過核子燃料乾式貯存設施建造執照申請之安全分析報告，並已於2008年12月與2015年8月，分別獲得原能會核發「核一廠用過核子燃料乾式貯存設施」(台電公司，2008)與「核二廠用過核子燃料乾式貯存設施」(台電公司，2015)建造執照。顯示對於用過核子燃料管理設施於建造、運轉階段的設計與分析，已具備核能安全等級的技術水準。

(2) 國際相關重要規範

經濟合作暨發展組織核能署(Organisation for Economic Co-operation and Development/ Nuclear Energy Agency, OECD/NEA)與各核能國家對於放射性廢棄物處置法規/規範/導

則的制定，依實況與國情需求，各有不同的作法。SNFD2017報告蒐集與參考表 1-4所列之國際文獻，進行長期安全評估技術的開發。藉由對國際資訊的掌握與瞭解，有助於加速國內技術的深化，使評估成果符合國際技術水準，提升對於評估方法合理性及處置設施可靠性的信心，進而致力達成保護人類健康與維護環境品質之目標。

(3) 各國法規之比較

各國安全標準如表 1-5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；而國際間對於風險的要求為10^{-5}/yr至風險10^{-6}/yr之間，我國的風險要求為10^{-6}/yr，在國際間屬高要求標準。

表 1-4：用過核子燃料最終處置安全評估之相關重要國際規範彙整表

機構/國家	發布機關	發布年份	編號	名稱摘譯	參考範圍	資料來源
國際	IAEA	2011	SSG-14	放射性廢棄物深層地質處置設施特定安全導則	第5章安全論證與安全評估的策略性作法，及附錄II建議之安全評估流程與評估要點	IAEA(2011, ch5)
國際	IAEA	2012	SSG-23	放射性廢棄物處置之安全論證與安全評估特定安全導則	整體性安全論證與安全評估的原理與作法。	IAEA(2012)
國際	ICRP	2013	122	長半化期固體廢棄物深層地質處置的輻射防護	深層地質處置輻射防護原理	ICRP(2013)
國際	NEA	2007	6182	深層地質處置之長期安全管制	各國的共通性安全準則與實務作法	OECD/NEA(2007),
國際	NEA	2012	6923	放射性廢棄物深層地質處置安全評估方法	整體性安全評估的理論方法與流程	OECD/NEA(2012),
加拿大	CNSC	2006	G-320	放射性廢棄物管理之長期安全性評估	評估的實務作法與結果解釋	CNSC(2006)
芬蘭	STUK	2013	YVLD.5	核廢棄物處置	第7章證明符合安全要求	STUK(2013, ch7)
德國	BMUB	2010	-	發熱放射性廢棄物最終處置之安全規定	安全原理與安全論證要求	BMUB(2010)
瑞典	SSM	2008	2008:21	核材料與核廢料處置之安全規定	安全評估多重障壁	SSM(2008a)
瑞典	SSM	2008	2008:37	保護人類健康與環境之用過核子燃料與核廢棄物法規	安全標準與時間尺度	SSM(2008b)
瑞士	ENSI	2009	G03/e	深層地質處置設施設計原理與安全論證規定	第7章證明處置設施安全性	ENSI(2009, ch7)
英國	SEPA and NIEA	2009	-	固體廢棄物深層地質處置設施導則	第7章環境安全論證	SEPA and NIEA(2009, ch7)
美國	NRC	2008	10CFR 63	內華達州雅卡山高放射性廢棄物深層地質處置設施	安全標準、評估時間尺度、無意闖入者安全評估	NRC(2008)

表 1-5：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	參考依據
比利時	依實務評估經驗： 劑量0.1 mSv/yr到0.3 mSv/yr 風險10^{-5}/yr	依實務評估經驗： 超過10^{6}年	[1][2]
保加利亞	法規規定： 劑量0.3 mSv	尚無具體規定	[3]
加拿大	法規規定： 劑量0.3 mSv/yr 風險10^{-5}/yr	法規規定應含最大影響發生的時間	[1][2][4]
中國	尚無具體規定	尚無具體規定	[2]
捷克	法規規定： 劑量0.25 mSv/yr	尚無具體規定	[1][5]
芬蘭	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr	法規規定： 至少數千年	[1][2][6]
法國	法規規定： 劑量0.25 mSv/yr (10^{4}年內為限制值，之後到10^{6}年為參考值)	法規規定： 至少10^{6}年	[1][2]
德國	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr 風險10^{-5}/yr	法規規定： 涵蓋10^{6}年	[1][2][7]
匈牙利	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr. 風險10^{-5}/yr	尚無具體規定	[1][8]
日本	依實務評估經驗： 0.1 mSv/yr到0.3 mSv/yr	依實務評估經驗： 至少10^{6}年	[1][2]
南韓	依實務評估經驗： 劑量0.1 mSv/yr (正常演變) 1 mSv/yr (人類入侵) 風險10^{-6}/yr (機率分析)	尚無具體規定	[1]
荷蘭	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
斯洛伐克	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr,	尚無具體規定	[1]
西班牙	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr 風險10^{-6}/yr	尚無具體規定	[1][2]

表 1-5：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)

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
瑞典	法規規定： 風險10^{-6}/yr	10^6年	[9][10]
瑞士	法規規定： 劑量0.1 mSv/yr 風險10^{-6}/yr	法規規定： 超過10^6年	[1][2][11]
英國	法規規定： 劑量0.15 mSv/yr 風險10^{-6}/yr	尚無具體規定	[1][2][12]
美國	法規規定：劑量 10^4年內為0.15 mSv/yr； 10^4年至10^6年為1 mSv/yr	法規規定： 10^6年	[1][13]
臺灣	法規規定： 劑量0.25 mSv/yr 風險10^{-6}/yr	尚無具體規定	[14]

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 (2008b)
[11] ENSI (2009)
[12] SEPA and NIEA (2009)
[13] EPRI (2010b)
[14]行政院原子能委員會(2013)

1.4. 報告內容架構

本技術支援報告第1章為前言說明，其餘章節說明如下：第2章為安全評估方法介紹，包括：安全評估的建置方法、安全評估基準、處置系統邊界條件與時間尺度等之說明。第3章為SNFD2017參考案例表二之離島結晶岩測試區地質資訊之初始條件說明。第4章為處置概念之初始條件，將對SNFD2017參考案例表一工程設計資訊進行摘要性說明。第5章為特徵/事件/作用(FEPs)與其交互影響機制說明，FEPs指的影響處置設施功能與安全的因素，包括處置設施FEPs。臺灣本土FEPs資料庫主要參考國際知名資料庫進行發展，並根據SNFD2017參考案例篩選出FEPs清單，進行內部作用之交互分析。第6章為處置系統的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準，主要有圍阻及遲滯之2種安全功能與其指標。第7章為數據分析，主要內容為進行安全評估量化前的相關數據整理與說明，此為SNFD2017參考案例表三安全評估模式及參數之摘要性說明。第8章為參考演化，將以4個時期進行長期演化說明；針對生物圈、水文地質、岩石力學、化學、緩衝材料與回填材料與廢棄物罐等議題進行長期演化描述，並以離島結晶岩測試區為例，分別說明這些議題的演化評估結果。第9章為依據參考演化所得之安全功能分析結論，據以進行情節發展，包括主要情節與干擾情節。第10章為發展安全評估模式鏈，包括圍阻失效分析及核種傳輸與劑量分析，並進行主要情節下的案例量化分析。第11章為干擾情節相關案例量化分析，區分對極端全球暖化、極端地震頻率及未來人類活動進行個別案例說明。第12章為計算案例之整合分析，得出風險值來探討處置系統長期安全。第13章為安全評估的可信度，內容包括：參數敏感度、數據不確定性、模式驗證、校驗與確認、情節發展、天然類比研究、資料管理及同儕審查，主要針對第12章的分析計算結果進行驗證與品保說明。最後，第14章為總結及未來發展，彙整技術發展與驗證成果，證實本技術支援報告(3)已達成SNFD2017的預期目標，確認處置計畫團隊已建立用過核子燃料最終處置安全評估技術能力。

2. 安全評估方法

2.1. 概述

安全評估主要係針對系統功能進行分析與評估，以研判可能的行為與影響，並以邏輯性方法，分析處置設施的場址特性、設計及其相關風險，能否符合安全要求的整體評估過程。安全評估應包含處置系統安全功能整體程度的定量分析、相關不確定性分析，以及工程設計要求與安全標準的比較等。安全評估亦應用來判定可能影響結果的任何科學認知、資料、或分析潛在的不確定。

安全評估應反映場址特性或是科學資訊來評估整體安全，資訊包括：文獻研究、材料規格、實驗室分析結果、天然類比、初步場址調查及用過核子燃料特性資料等。整個評估過程所需要的資料應持續蒐集，直到處置設施永久封閉為止。其過程應使用數值分析之方式，以評估處置設施設計的健全性，瞭解是否符合管制要求，並決定需要確認的關鍵放射性核種、傳輸途徑與相關交互作用機制，以及其他應特別關注的議題。

安全評估之方法起始於檢視可能影響處置系統功能與安全的FEPs，經由各種FEPs的分析，架構處置系統於安全評估時間尺度內之可能演化，組合可能發生的各種情節及案例，並利用數值分析模式鏈之整合分析，量化對處置系統可能之功能與安全影響。

安全評估之結果應能驗證處置系統個別系統組成的安全功能，故方法中引進安全功能與安全功能指標觀念，結合工程設計，以個別安全功能來探討對處置系統的預期行為，並反覆回饋於工程設計，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。

2.2. 安全評估基準

處置設施功能必須滿足法規與安全策略的要求，依據SNFD2009報告的初步技術可行性評估結論：結晶岩適合作為處置設施母岩，因此，參考同樣以結晶岩為母岩之瑞典KBS-3處置概念(圖 2-1)及工程設計制訂安全評估基準如下：

(1) 由於處置設施位於長期穩定且深層的地質環境中，因此，放射性廢棄物與人類及地表的環境隔絕，意即在地表上的人類社會活動，或是長期氣候變化，不會對處置設施造成顯著的不利影響。

(2) 處置設施所在之母岩係假設為無經濟價值，可降低人類無意侵入之風險。

(3) 用過核子燃料置放位置的周圍會有數個工程及天然的安全障壁。

(4) 障壁的主要功能是維持用過核子燃料及其放射性核種滯留於廢棄物罐之內。

(5) 如果障壁圍阻的安全功能失效，障壁的次要功能則是延緩放射性核種從處置設施釋出。

(6) 工程障壁之設計製造應使用天然材料，使其在處置系統環境中，可以維持原有的長期穩定性。

(7) 處置設施的設計與製造，應避免溫度及輻射誘發效應對工程障壁長期穩定性產生不利的影響。

(8)工程障壁應具被動性功能，即處置系統安全功能之維持，不需倚靠人工或是能源輔助。

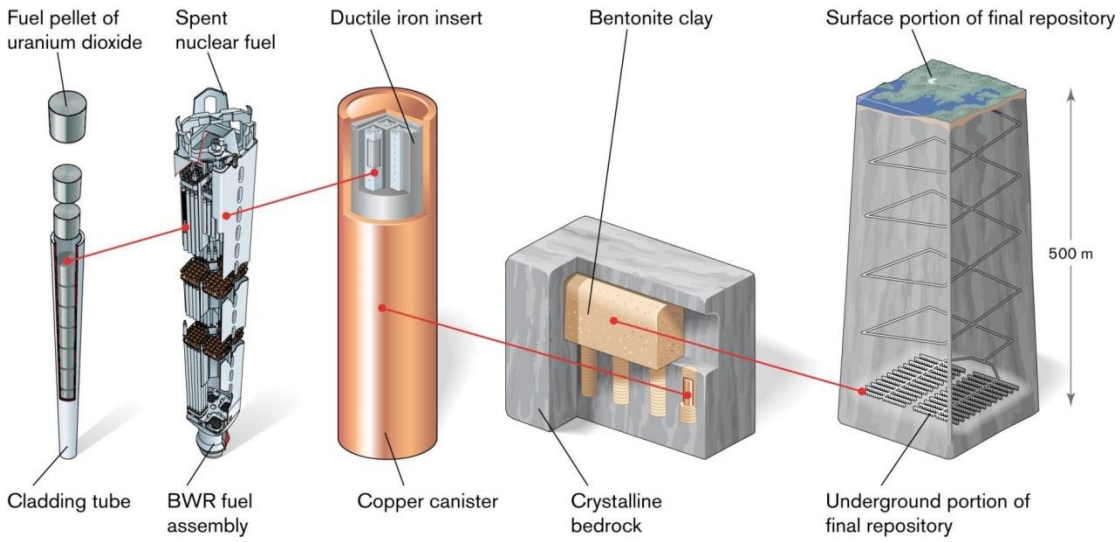


圖 2-1：KBS-3處置概念系統

註：圖中標註中文翻譯(由左至右)
Fuel pellet of urarium dioxide：二氧化鈾燃料丸
Cladding tube：燃料護套
Spent nuclear fuel：用過核子燃料
BWR assembly：BWR元件
Ductile iron insert：內部球墨鑄鐵元件
Copper canister：廢棄物銅罐
Bentonite clay：膨潤土
Cystalline bedrock：結晶岩體
Surface portion of final repository：最終處置場地表設施
Underground portion of final repository：最終處置場地底設施

2.3. 處置系統邊界條件

處置系統包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、處置隧道，以及靠近處置設施的地質圈與生物圈。在建立安全評估方法之前，須訂定處置系統之邊界，SNFD2017報告對處置系統邊界條件假設說明如下：

(1) 一般而言，深層地質處置系統邊界較難有明確的定義，此部分應保持彈性，在安全評估所選用的FEPs中，應有其對應描述與定義邊界條件之說明。

(2) 地表與地下設施面積約為1 km^2，透過場址調查研究評估對生物圈之影響。然而對於生物圈更大尺度之範圍，則被視為外部條件。

(3) 廣義從地表到深度1,000 m的地質圈也視為處置系統的一部分，而個別數值分析模式亦有不同的系統邊界條件之設定。

(4) 將區域性的未來人類活動視為影響處置系統的一部分，然而大尺度範圍的未來社會發展與處置系統並無直接關聯性。

2.4. 時間尺度

時間尺度的建立是安全評估概念上重要的一環，可界定出安全評估以及重要影響處置系統安全的時間範圍，例如放射性核種釋出時間的計算。

2.4.1. 安全評估的時間尺度

國際間對於高放射性廢棄物處置的評估時間尺度可參考表1-5，大致可區分為2類：尚無具體規定或至少100萬年，我國目前法規尚無具體之規定。

用過核子燃料最終處置的安全評估時間尺度，主要就是受到用過核子燃料中鈾核種的子核支配，包括鐳、氡、釙、鉛等；但因自然界本身就存在大量的鈾，半化期長達4.5億年，故上述這些鈾核種的子核亦屬於天然核種而長期存在於自然界。所以，部分國家(如瑞典)即衡量用過核子燃料的放射毒性降至與天然鈾(含子核)背景水平一致的時間點，作為論述安全評估尺度的合適性。

燃料製造過程，經由轉化與濃縮程序，將天然鈾中所含的0.72% U-235濃縮達到3%至5%後，再燒結成二氧化鈾燃料丸。1 tonne核子燃料約需由8 tonnes天然鈾礦濃縮而成，過程中約產生1.3 TBq具長半衰期核種的耗乏鈾。當1 tonne用過核子燃料自反應爐退出後，將活度與攝入途徑之劑量轉換係數進行乘積計算，並考慮1.3 TBq具長半衰期核種的耗乏鈾，約在100萬年後可與8 tonnes天然鈾及其子核之放射毒性相當，如圖 2-2所示。故現階段也順應國際趨勢，將安全評估時間尺度設定為100萬年，據以發展安全評估技術。

綜整以上討論，考量國際高放射性廢棄物最終處置計畫之經驗與用過核子燃料的放射性核種安全影響，本技術支援報告將安全評估分析的時間尺度設定為100萬年。

2.4.2. 處置系統演化之時間尺度

由於安全評估之時間尺度長達100萬年，因此，有必要針對處置系統內，各系統單元隨時間演進造成的功能演化進行瞭解，包括：

(1) 需要考量用過核子燃料之放射性核種在100萬年間的變化情形。
(2) 用過核子燃料之衰變熱對處置系統環境之熱分布影響。
(3) 地質的長期穩定性，包含板塊移動造成的構造運動。
(4) 100萬年間氣候變遷所產生的影響，如母岩的力學、水文及地下水化學性質。
(5) 生態系統的自然發展情形。
(6) 人類社會活動發展情形。
(7) 緩衝材料與回填材料於工程障壁中的飽和情形。
(8) 設施封閉後，廢棄物罐受腐蝕的可能情形。

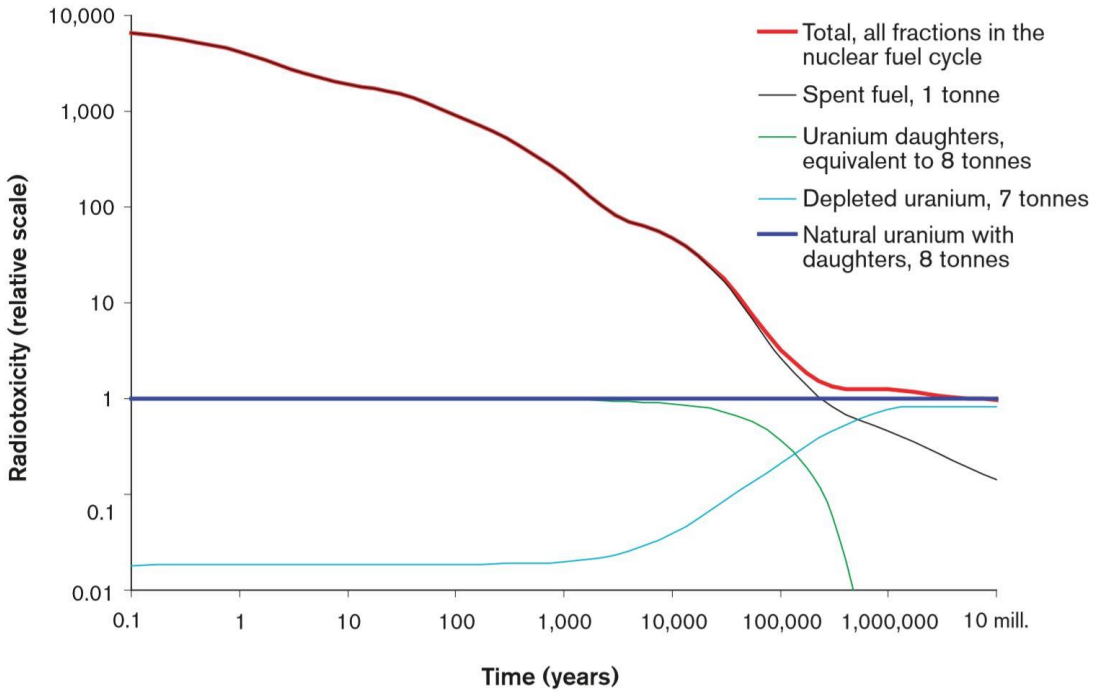


圖 2-2：用過核子燃料放射毒性隨時間之變化

資料來源：SKB(2011 , P63)

2.5. 安全評估方法步驟

本技術支援報告使用的安全評估方法係參考瑞典SKB發展SR-Site計畫的11步驟(SKB, 2011, p24)，並按我國目前之狀況，將其安全評估方法步驟演譯為如圖 2-3所示之關聯圖。首先透過FEPs資料庫的建置與篩選(步驟1)，彙整出我國處置系統須考慮的FEPs，進行處置系統初始狀態描述，以訂定處置系統的邊界條件(步驟2)；同時彙整外部條件以探討其對處置系統之影響，包括氣候變遷相關議題、大規模地質活動與未來人類活動(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)；依據工程設計與地質環境的可能演化情況，建立處置概念之安全功能，並訂定處置系統個別系統之安全功能指標及標準(步驟5)。

於安全評估量化分析中，彙編地質調查與工程設計之相關參數(步驟6)，並於安全評估的時間尺度下，探討影響處置系統之參考演化(步驟7)；結合上述步驟3至步驟7的成果，發展主要情節與干擾情節，並在主要情節下設定基本案例，同時考量不同演化情況而組合一系列變異案例 (步驟8)；透過安全評估模式鏈計算各個案例的劑量影響(步驟9)。此外，對發生機率極低但可能顯著干擾處置系統的極端外部條件，因在上述主要情節分析中並未考量，如極端全球暖化、極端地震頻率、未來人類活動，故在步驟10進行干擾情節之案例分析；最後，綜整分析主要情節之各計算案例結果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，完成深層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，說明於以下小節內容。

2.5.1. 步驟1：FEPs篩選

安全評估的第1步驟，係篩選處置系統的FEPs，FEPs主要分為：初始狀態、外部條件及內部作用等3種類別，透過詳列與分類，作為後續評估步驟的依據。本技術支援報告第5.1節將說明如何建置臺灣

FEPs資料庫，以及配合SNFD2017參考案例進行離島結晶岩測試區FEPs清單之篩選。

2.5.2. 步驟2：初始狀態的描述

初始狀態的描述，涵蓋場址之地質概念模式與處置概念之工程設計，包括對場址地質環境數據的分析，以及製造、建造與工程設計初始條件。彙整「表一：SNFD2017參考案例–法規要求及處置概念」，針對處置系統內各元件之初始狀態進行說明，包含：廢棄物罐基本設計需求與處置設施配置。同時，建立「表二：SNFD2017參考案例–地質概念模式及特性數據」，用以描述參考案例之地質條件特性與初始狀態描述。」

2.5.3. 步驟3：外部條件的描述

可能影響處置系統的外部條件，可分為下列3個類別：

(1) 氣候相關議題。

(2) 大規模的地質活動。

(3) 未來人類活動(Future Human Action, FHA)。

在氣候相關議題方面，主要考量每12萬年循環1次的冰河週期對處置系統的影響，詳細內容於第5.2節說明，並在第8.2節中詳細探討。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，在廢棄物罐設計中一併考量，相關內容可參考SNFD2017技術支援報告(2)。

未來人類活動對處置系統之影響，則考慮人類可能直接侵入處置設施，這部分將於第11章之FHA案例進行獨立分析。

2.5.4. 步驟4：內部作用的交互分析

為確保處置系統於100萬年時間演化的安全功能，進行內部作用及之間的交互分析是重要步驟之一，內部作用取自於步驟1所篩選的

FEPs;依據科學研究與模式分析結果可探討處置系統在參考演化的交互關聯性。本技術支援報告第5.3節將說明內部作用的交互分析，並於第8章中探討長期演化下的影響。

2.5.5. 步驟5：安全功能與安全功能指標

安全功能可說是以模組化概念，模擬分析個別系統單元在處置系統之預期演化行為，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。

障壁提供主要安全功能是圍阻(containment)，以維持用過核子燃料及其放射性核種存在於廢棄物罐之內；一旦障壁圍阻功能失效則發揮次要安全功能，以延緩放射性核種從處置設施釋出之遲滯(retardation)功能。為評估處置系統隨時間演化之安全功能，訂定安全功能指標作為量化指標，如果處置系統在某個時間點無法滿足量化指標時，障壁功能還須更詳細研究。建立安全功能及量化指標，是SNFD2017報告在安全評估技術發展上的重要步驟，相關細節說明見本技術支援報告第6章。

2.5.6. 步驟6：數據整理

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，導入處置系統相關量化分析模型及劑量計算程式。數據分析過程及量化模型所採用的數值，須具可檢視性及可回溯性。SNFD2017報告之基本案例所採用的數據，將摘錄於第7章。

2.5.7. 步驟7：參考演化

上述步驟1至步驟4，已彙整處置系統的初始狀態、外部條件、內部作用與交互分析等，此步驟之目標係透過步驟6之數據整理，量化探討整個處置系統在時間尺度中的演化影響。參考演化除了作為步驟8分析主要情節之重要依據外，亦考量演化情況、關鍵參數及分析模式不確定性，來選定相關之變異案例。SNFD2017報告以離島結晶岩測試區為參考案例，於第8章探討處置系統之參考演化。

2.5.8. 步驟8：情節與案例選定

依據分析處置系統未來演化之影響，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，以及將基本案例中未涵蓋到的不確定性案例視為變異案例，以基本案例結果作為基準，可掌握處置系統的安全不確定性，透過分析，可合理論述處置系統對民眾的風險。本技術支援報告第9章將說明情節選定方法。

2.5.9. 步驟9：主要情節量化分析

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，依據情節推演與建構，連結重要的FEPs，發展安全評估模式鏈進行量化分析，如下列所述：

(1) 處置系統圍阻安全分析

處置系統圍阻安全分析，主要是針對處置系統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。

(2) 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，目的是評估處置系統的遲滯功能與量化風險值。

本技術支援報告第10章將說明情節量化分析方法論，以及SNFD2017參考案例之計算範例。

2.5.10. 步驟10：干擾情節量化分析

此步驟包含數個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，例如極端全球暖化案例、極端地震頻

率案例及未來人類活動，本技術支援報告第11章即以SNFD2017參考案例，說明上述3種干擾情節案例之分析方法及計算範例。

2.5.11. 步驟11：整合分析

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。

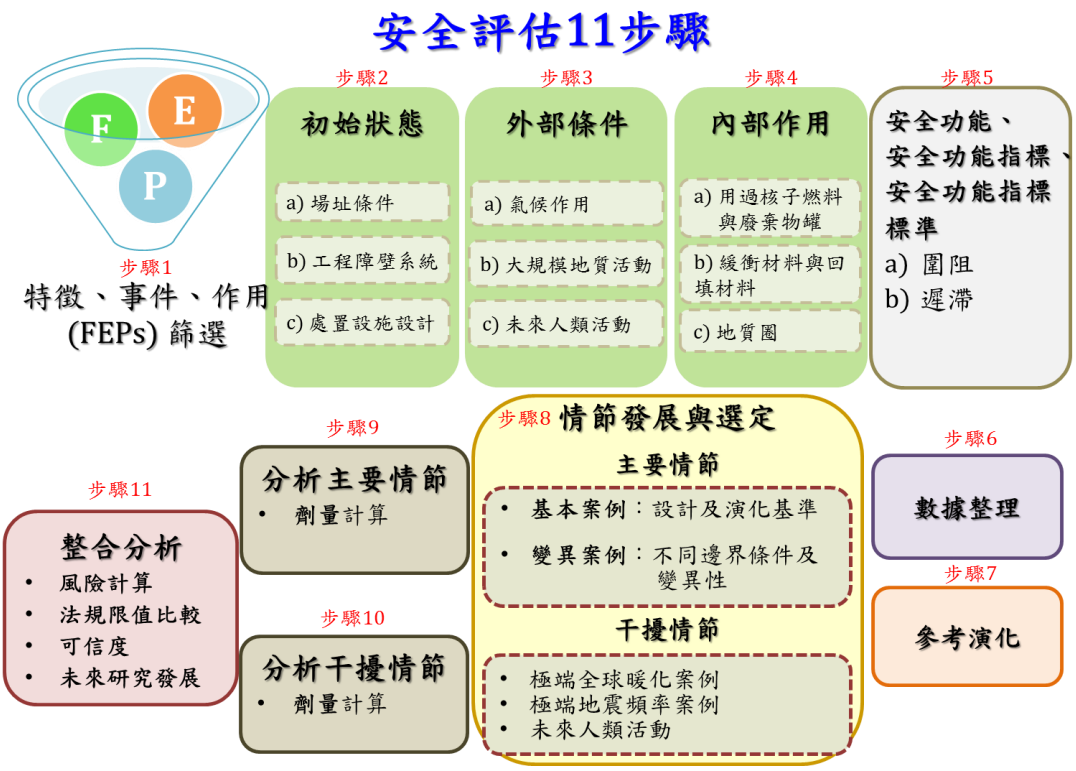


圖 2-3：安全評估方法步驟

2.6. 風險計算方法

風險計算方法論研究，係遵循下列步驟：

(1) 情節解析

一般而言，劑量的多寡是與處置系統未來的演化息息相關，依循安全評估方法論，透過處置系統參考演化之分析，可選定最具代表性之演化情形作為主要情節及相關基本案例與變異案例，運用安全評估模式鏈分析各個案例中的放射性物質釋出與傳輸機制，以及對生物圈造成的關鍵群體之輻射劑量影響，最後透過整合分析，涵蓋考量參數、模式、情節等不確定性，掌握處置系統安全風險的變動範圍。

(2) 關鍵群體

由於處置設施影響周圍關鍵群體之定義不易界定，SNFD2017報告所發展的安全評估方法論，係依據分析生活習慣及環境特性，考量各種核種釋出、傳輸與其於生物圈遷移曝露路徑，暫選取造成最大風險之釋出傳輸途徑及其相關曝露途徑，視為其對關鍵群體之安全影響。未來技術發展則將納入曝露群體個體數量之考量，增進對關鍵群體風險的合理性評估。

(3) 時間尺度

SNFD2017報告風險計算的時間尺度設定為100萬年。

本技術支援報告將針對各情節之案例評估結果，採用ICRP-60體系所提出(考量癌症致死率與遺傳效應)之劑量風險轉換係數，其值為0.073 Sv^{-1} (ICRP, 1990, p22)，進行整體風險之影響整合與分析。

2.7. 品質保證

IAEA SSG-14第5章安全論證與安全評估之第5.3節：「對於品質保證而言，可追溯性是重要的；特別是當改變設計、程序、模式、資料、或假設時，可使管制機關、獨立審查者與其他人，能夠衡量辯證的深度與關鍵資料的品質。」(IAEA, 2011, p19)又IAEA SSG-23於第4.60節說明：「管理系統提供適用於處置設施發展與運轉所有階段及

所有安全相關活動的品質保證」(IAEA, 2012, p34)；於第5.49節說明：「確保所使用的軟體具有適切的品質保證計畫與品質管理措施」(IAEA, 2012, p56)；於第7.16節說明：「所謂可追溯性意指清楚且完整的所作假設與決策紀錄，以及在模式中能夠達到結果的參數與數據」(IAEA, 2012, p98)。這個紀錄應該包括何時與何人作出不同決定與假設的資料、這些決定與假設如何被執行、那一個版本的模式工具被使用，以及數據最終來源為何。因此，可追溯性意指最高層次品質保證標準，可使管制機關或其他技術審查者，能夠從安全評估文件中重製部分或全部安全評估結果。而藉由有體系架構的文件呈現，安全論證可大大提昇可追溯性。

世界主要核能國家採取以下措施，以增進發展深層地質處置設施之安全與品質：

(1) 建立研究計畫與管理之品質保證計畫。

(2) 對於計算工具的信心：不論使用商業化軟體或發展特定目的計算軟體，均應符合適當的品質保證標準。計算軟體應進行校驗(calibration)、驗證(verification)與確認(validation)。

(3) 具有品質保證的場址調查及研發資料與資訊。

(4) 具有品質保證的執行工程障壁要求。

(5) 證明系統技術組成的長期健全性，應有理論依據，預測並說明處置設施技術組成的長期健全性；具長期安全重要性的工程障壁，若無可適用的既有規範，則其製造、建造及功能性應進行測試，測試應有符合現行技術水準之品質保證。

(6) 所有模式分析活動與資料處理均有嚴格的品質保證，包含變更的管控與稽核。

3. 離島結晶岩測試區處置母岩之初始條件

用過核子燃料最終處置設施的處置環境條件應具備(OECD, 2003, p189)：(1)長期的地質穩定性；(2)合適的物理、化學及構造特性；(3)不利或擾動的條件越少越好；(4)調查技術的可行性；(5)可預測性等條件。SNFD2009報告(台電公司，2010，p2-337)指出，國內潛在的處置母岩包括花崗岩、泥岩及中生代基盤岩等，其中，綜合比較我國各潛在處置母岩長期穩定性(表 3-1)，以泥岩形成年代最短、地質不穩定條件最多，因此，未來調查技術的挑戰也最大；相較之下，西部離島及本島東部花崗岩均有千萬年以上或至少百萬年的長期穩定潛力，較具可調查性與可預測性，建議成為我國潛在處置母岩的調查對象。

我國用過核子燃料長程處置計畫第2階段工作計畫，指出離島結晶岩測試區為頗具調查價值的地區之一，調查工作偏重於離島結晶岩測試區東半部的結晶岩地區(尤崇極等，1991，p1-1)。此外，SNFD2009報告(台電公司，2010，p5-1)指出，除離島結晶岩具備千萬年以上長期穩定性外，本島東部結晶岩體也可能位於相對地質穩定的區域；惟過去幾年，研究計畫在離島結晶岩測試區發展詳細的地質調查技術，並獲得許多該地區相關地質特性資訊，配合建立SNFD2017參考案例所需，故本章節內容著重在離島結晶岩測試區。

以下將針對第1.2節所述之SNFD2017參考案例表二(如表1-2)，進行主要參數介紹，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)與氧化還原電位(Eh值)範圍、化學反應方程式及地下水組成與狀態，分別說明各參數之內容、現行參考基準及補充說明等，以使參閱者更能進一步瞭解SNFD2017參考案例表二之內涵。其中基本條件等相關參數可參考下表 3-2至表 3-6之相關說明，礦物組成列於SNFD2017參考案例表二左下方之「礦物相與組成」區域；酸鹼值(pH值)及氧化還原電位(Eh值)範圍分別為6.99<pH<9.75及-0.45 volts<Eh<-0.17 volts；化學反應方程式列於SNFD2017參考案例表二

右方之「反應」區域；地下水及地表水組成列於SNFD2017參考案例表二右下方區域。

表 3-1：臺灣3種潛在處置母岩之長期穩定性評估結果一覽表

潛在處置母岩		花崗岩		泥岩	中生代基盤岩
		西部離島	臺灣東部	臺灣西南部	臺灣海峽至臺灣西部
岩性		花崗岩/花崗片麻岩	花崗岩/花崗片麻岩	泥岩	火山岩/沉積岩
形成年代		100 Ma至140 Ma	80 Ma至90 Ma	1 Ma至2 Ma	>66 Ma
地質穩定性	千萬年尺度	13 Ma (海岸)	10 Ma (深海)	淺海或海岸	10 Ma (海岸)
	百萬年尺度	微小地殼變動	6.5 Ma至3.5 Ma (快速抬升與造山)	6.5 Ma至3.5 Ma (快速沉陷)	臺灣海峽澎湖群島區域：微小地殼變動 臺灣西部區域：快速沉陷
			3.5 Ma至1.5 Ma (抬升與剝蝕)	3.5 Ma至0.5 Ma (沉陷)	
			1.5 Ma (抬升沉陷不明顯)	0.5 Ma (快速隆升)	
	萬年尺度	微小地殼變動	抬升沉陷不明顯	快速抬升或沉陷	臺灣海峽澎湖群島區域：微小地殼變動 臺灣西部區域：快速沉陷
大地構造環境		板塊內部	板塊邊緣	板塊邊界	板塊內部
		張裂	部分擠壓轉張裂；部分擠壓	擠壓	張裂
		遠離變形前緣	變形帶	變形前緣	遠離變形前緣
地震活動		地震相對安靜帶	地震帶(部分地區為地震相對安靜帶)	地震帶	地震相對安靜帶
活動構造		無	待調查	活動逆衝斷層	無
海平面/氣候變遷 (相對現今海平面-120 m至+10 m變化)		海平面上升→島嶼； 海平面下降→陸地	海平面上升→陸地； 海平面下降→陸地	海平面上升→海濱； 海平面下降→陸地	海平面上升→島嶼或基盤； 海平面下降→陸地

資料來源：修改自台電公司(2010, c2p338)。

表 3-2：基本條件

Temperature @ water table (℃)	23.5	Thermal Gradient (℃/100 m)	1.7	Ave. Rainfall rate (mm/yr)	1080	Up-lifting Rate (mm/yr)	0.1
	23.4 to 23.9		1.5 to 1.8		650 to 1650		
	TR2012-0290-ac2p43		TR2012-0290-ac2p43		TR2009-0270-c3p11		TR2015-0324-c3p382
Pressure @surface(Pa)	1.01 e+05			Infiltration rate (mm/yr)	35	Sea-level variations w.r.t. the current level (m) in next Ma	−120 to +10
	-				-80 to 190		−130 to +10
	assumption				TR2009-0270-c3p11		TR2015-0324-c3p406

資料來源：工研院(2015，p2-3-p2-4)

註(1)：每一參數有3列資訊：第1列為此參數之建議值；第2列為此參數之分布範圍；第3列為此參數之參考文獻。

註(2)：「-」表示無相關資訊。

註(3)：後續將會使用離散裂隙網路進行地下水流分析。

表 3-3：岩體代號、組成及走向/傾角

Unit ID	R0	R1	R2	R3	F1	F2	D1 to D10
	Regolith	Granitic gneiss+Migmatite (TaiWuShan rock mass)	Granitic gneiss (TaiWuShan rock mass)	Granitic gneiss+Migmatite (transition zone)	TaiWuShan fault	TaiWuShan fault-branch	Doleritic dike swarm
Strike/dip	thickness 70 m	-	-	-	N64E/70N (width=200m)	N80W/50S (width=20m)	N30E/80N (100m per 1000m)
	5 to 90 m	-	-	-	>150m	8 to 15m	-
	TR2009-0270-c4p1	-	-	-	TR2005-0219-c4p26	TR2007-0247-c4p22	TR2012-0290-c4p8

資料來源：工研院(2015，p2-4)

註(1)：走向/傾角有3列資訊：第1列為此岩體之走向/傾角及寬度建議值；第2列為此岩體之厚度範圍；第3列為此參數之參考文獻。

註(2)：「-」表示無相關資訊。

表 3-4：岩體水力特性

Unit ID	R0	R1	R2	R3	F1	F2	D1 to D10
Hydraulic conductivity (m/s)	1.0×10^{-5}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	1.0×10^{-10}	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	1.0×10^{-11}
	5.0×10^{-6} to 1.0×10^{-4}	4.1×10^{-12} to 1.0×10^{-9}	4.1×10^{-12} to 1.0×10^{-9}	4.1×10^{-12} to 1.0×10^{-9}	3.0×10^{-8} to 1.0×10^{-4}	3.0×10^{-8} to 1.0×10^{-4}	4.1×10^{-12} to 1.0×10^{-9}
	TR2009-0270-c4p1	TR2007-0248-c3p15; TR2013-0320-c3p33	TR2007-0248-c3p15; TR2013-0320-c3p33	TR2007-0248-c3p15; TR2013-0320-c3p33	TR2012-0290-ac3P45	TR2012-0290-ac3P45	TR2007-0248-c3p15; TR2013-0320-c3p33
Upscaling of Hydraulic conductivity (m/s)	Hydraulic conductivity of fracture (m/s): upscaling from $\mathbf{K_m}(\boldsymbol{L_m})$ to $\mathbf{K_u}(\boldsymbol{L_u})$；$\boldsymbol{L_u} = \mathbf{3\ m\ to\ 500\ m}$ $\boldsymbol{Log_{10}(K_u)} = \mathbf{0.855} \times \boldsymbol{Log_{10}(K_m)} - \mathbf{1.32} \times (\boldsymbol{Log_{10}(L_u/L_m)})$						
	TR2006-0243-c4p55						
Effective Porosity (%)	-	-	-	-	0.01	0.015	-
	-	-	-	-	0.01	0.007 to 0.015	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267-c4p6	-
Effective velocity (m/s)	-	-	-	-	2.0×10^{-5}	1.3×10^{-4}	-
	-	-	-	-	2.0×10^{-5} or 2.0×10^{-4}	1.3×10^{-4} to 2.9×10^{-4}	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267c4p6	-
Mechanic Dispersion Coefficient (m^2/s)	-	-	-	-	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	-
	-	-	-	-	2.0×10^{-3} or 2.0×10^{-2}	2.9×10^{-5} to 1.0×10^{-2}	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267-c4p6	-
Hydraulic Dispersivity (m)	-	-	-	-	100	75	-
	-	-	-	-	100	0.1 to 75	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267-c4p6	-
Peclet number, Pe, (*)	-	-	-	-	10	8	-
	-	-	-	-	10	8 to 3150	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267-c4p6	-
Tortuosity (Travel Length/distance)	-	-	-	-	6	35	-
	-	-	-	-	3.2 or 6	1.2 to 35	-
	-	-	-	-	TR2009-0267-c5p12	TR2009-0267-c4p6	-

資料來源：工研院(2015，p2-4-p2-5)

註(1)：每一參數有3列資訊：第1列為此參數之建議值；第2列為此參數之分布範圍；第3列為此參數之參考文獻。

註(2)：「-」表示無相關資訊。

表 3-5：裂隙統計

Fracture Domain	FDMA	FDMB
	Elevation (height, m) < 70 m	Elevation (height, m) > 70 m
Fracture clusters (Pole_Trend, Pole_Plunge)	Cluster 1 = (198, 18), Fish distribution ($\theta, \kappa = 18$), $P_{32,rel}$=26%	Cluster 1 = (65, 17) , Fish distribution ($\theta, \kappa = 20$), $P_{32,rel}$=15%
	Cluster 2 = (155, 4), Fish distribution ($\theta, \kappa = 15$), $P_{32,rel}$=24%	Cluster 2 = (344, 38) , Fish distribution ($\theta, \kappa = 18$), $P_{32,rel}$=24%
	Cluster 3 = (264, 23), Fish distribution ($\theta, \kappa = 16$), $P_{32,rel}$=18%	Cluster 3 = (281, 29) , Fish distribution ($\theta, \kappa = 16$), $P_{32,rel}$=30%
	Cluster 4 = (98, 81), Fish distribution ($\theta, \kappa = 11$), $P_{32,rel}$=32%	Cluster 4 = (174, 22) , Fish distribution ($\theta, \kappa = 17$), $P_{32,rel}$=10%
		Cluster 5 = (175, 75) , Fish distribution ($\theta, \kappa = 19$), $P_{32,rel}$=21%
	Fisher distribution $f(\theta, \kappa) = \frac{\kappa sin\theta e^{\kappa cos\vartheta}}{e^{\kappa} - e^{-\kappa}}$; θ = the angular displacement form the mean pole vector κ = a concentration parameter of Fisher distribution	
Fracture intensity	$P_{32} = 2.4$	$P_{32} = 0.3$
	P_{32} =Area of fractures per unit volume of rock mass (volumetric intensity, m^{-1})	
Fracture size	Power law : $k_r = 2.6, r_0 = 0.1\ m, r_{min} = 4.5\ m, r_{max} = 564\ m$	Power law : $k_r = 2.6, r_0 = 0.1\ m, r_{min} = 4.5\ m, r_{max} = 564\ m$
	$P\ (R \geq r) = \left(\frac{r_0}{r}\right)^{k_r}$, $P_{32}(r_{min}, r_{max}) = \frac{[{r_{min}}^{kr-2} - {r_{max}}^{kr-2}]}{{r_0}^{kr-2}} P_{32}(r_0, \infty)$ R is the fracture radius r_0 is the minimum radius value r is any fracture radius between r_0 and ∞ k_r is the exponent of fractal dimension, or the "fracture radius scaling exponent" (La Pointe, 2002, p381). $P\ (R \geq r)$ is the probability that a circular-shape fracture with a radius greater than or equal to r $P_{32}(r_{min}, r_{max})$ is the volumetric fracture intensity corrected with determined fracture radius between r_{min} and r_{max}	
Fracture location	Stationary random (Poisson) process	Stationary random (Poisson) process
Fracture Transmissivity $(T, m^2/s)$	$T = 1.51 \times 10^{-7} \times (L^{0.7});\ L = \sqrt{(\pi r^2)}$	$T = 3.98 \times 10^{-10} \times (L^{0.5});\ L = \sqrt{(\pi r^2)}$
Fracture Aperture (e, m)	$e = 0.5\sqrt{T}$	$e = 0.5\sqrt{T}$
Source	SNFD-SKBI-PL2015-1023; Vidstrand et al., 2010, p107	SNFD-SKBI-PL2015-1023; Vidstrand et al., 2010, p106

資料來源：工研院(2015，p2-5)

表 3-6：岩體熱及力學特性

Unit ID	R0	R1	R2	R3	F1	F2	D1 to D10
Wet heat conductivity ($W/(m \cdot K)$)	2.0	3.0	3.0	3.0	2.0	2.0	3.0
	-	2.3 to 3.0	2.3 to 3.0	2.3 to 3.0	-	-	2.3 to 3.0
	assumption	TR2010-0275-c4p7	TR2010-0275-c4p7	TR2010-0275-c4p7	assumption	assumption	TR2010-0275-c4p7
Specific heat ($J/(kg \cdot K)$)	800	800	800	800	800	800	800
	-	730 to 903	730 to 903	730 to 903	-	-	730 to 903
	assumption	TR2010-0275-c4p7	TR2010-0275-c4p7	TR2010-0275-c4p7	assumption	assumption	TR2010-0275-c4p7
Thermal expansion coefficient ($1/K$)	8.0e-06	8.0e-06	8.0e-06	8.0e-06	8.0e-06	8.0e-06	8.0e-06
	-	-	-	-	-	-	-
	assumption	assumption	assumption	assumption	assumption	assumption	assumption
Dry density (kg/m^3)	2000	2750	2630	2650	2600	2600	2750
	-	2730 to 2770	2610 to 2660	2600 to 2750	-	-	2740 or 2750
	assumption	TR2005-0219-c4p66	TR2005-0219-c4p66	TR2003-0199-c2p7	assumption	assumption	TR2003-0199-c2p11
Specific gravity	-	2.77	2.65	2.66	-	-	2.76
	-	2.75 to 2.79	2.63 to 2.68	2.62 to 2.76	-	-	2.76 or 2.76
	-	TR2005-0219-c4p66	TR2005-0219-c4p66	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p11
Saturated density (kg/m^3)	-	2760	2640	2650	-	-	2750
	-	2740 to 2780	2620 to 2670	2610 to 2750	-	-	2750 or 2750
	-	TR2005-0219-c4p66	TR2005-0219-c4p66	SNFD-ITRI-MM2015-1202	-	-	SNFD-ITRI-MM2015-1202
Porosity (%)	-	0.53	0.54	0.72	-	-	0.68
	-	0.34 to 0.77	0.38 to 0.65	0.60 to 0.87	-	-	0.60 or 0.77
	-	TR2005-0219-c4p66	TR2005-0219-c4p67	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p11
Water adsorption (%)	-	0.19	0.21	0.27	-	-	0.25
	-	0.12 to 0.28	0.14 to 0.25	0.22 to 0.33	-	-	0.22 or 0.28
	-	TR2005-0219-c4p66	TR2005-0219-c4p67	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p11
Uniaxial compressive strength (MPa)	-	111.54	125.97	77.12	-	-	71.99
	-	89.16 to 131.21	75.68 to 168.66	51.51 to 106.56	-	-	51.51 or 92.47
	-	TR2005-0219-c4p67	TR2005-0219-c4p67	SNFD-ITRI-MM2015-1202	-	-	TR2003-0199-c2p12
Cohesion (MPa)	-	27.46	23.75	28.84	-	-	22.75
	-	26.42 to 28.49	17.99 to 29.51	22.75 or 34.92	-	-	22.75
	-	TR2005-0219-c4p68	TR2005-0219-c4p68	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p12
Friction angle (degree)	-	51.05	54.90	56.5	-	-	56
	-	47.90 to 54.20	50.71 to 59.08	56 or 57	-	-	56
	-	TR2005-0219-c4p68	TR2005-0219-c4p68	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p12
Tensile strength (MPa)	-	10.99	9.73	8.41	-	-	7.37
	-	6.99 to 14.60	6.91 to 13.33	6.43 to 10.72	-	-	7.37
	-	TR2005-0219-c4p69	TR2005-0219-c4p69	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p13

表 3-6：岩體熱及力學特性(續)

Unit ID	R0	R1	R2	R3	F1	F2	D1 to D10
Secant Young's modulus (GPa)	-	44.18	41.93	25.72	-	-	25.52
	-	31.70 to 51.77	34.15 to 51.19	19.42 to 30.02	-	-	25.52
	-	TR2005-0219-c4p70	TR2005-0219-c4p70	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p13
Secant Poisson's ratio	-	0.17	0.15	0.16	-	-	0.15
	-	0.13 to 0.27	0.11 to 0.19	0.14 to 0.18	-	-	0.15
	-	TR2005-0219-c4p70	TR2005-0219-c4p70	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p13
Dynamic shear modulus (GPa)	-	22.88	17.98		-	-	
	-	16.75 to 29.24	12.99 to 24.50		-	-	
	-	TR2005-0219-c4p71	TR2005-0219-c4p71		-	-	
Dynamic Young's modulus (GPa)	-	55.17	42.28	31.55	-	-	29.5
	-	41.31 to 73.60	30.28 to 58.37	26.50 to 37.90	-	-	26.50 to 33.1
	-	TR2005-0219-c4p71	TR2005-0219-c4p71	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p13
Dynamic Poisson's ratio	-	0.20	0.17	0.22	-	-	0.20
	-	0.12 to 0.27	0.10 to 0.25	0.14 to 0.26	-	-	0.14 to 0.24
	-	TR2005-0219-c4p71	TR2005-0219-c4p71	TR2003-0199-c2p7	-	-	TR2003-0199-c2p13
In-situ stress (MPa) (HF@306m)	-	-	σ_v=8.11	-	-	-	-
	-	-	σ_H=10.68	-	-	-	-
	-	-	σ_h=5.75	-	-	-	-
	-	-	KMBH01@306m	-	-	-	-
	-	-	TR2003-0199-c3p17	-	-	-	-
In-situ stress (MPa) (HF@430m)	-	-	σ_v=11.40	-	-	-	-
	-	-	σ_H=14.43	-	-	-	-
	-	-	σ_h=9.38	-	-	-	-
	-	-	KMBH01@430m	-	-	-	-
	-	-	TR2003-0199-c3p17	-	-	-	-
In-situ stress (MPa) (HTPF@300m)	-	-	σ_1=10.29 to 12.34	-	-	-	-
	-	-	σ_2=6.66 to 8.62	-	-	-	-
	-	-	σ_3=0.76 to 2.14	-	-	-	-
	-	-	KMBH01@268~320m	-	-	-	-
	-	-	TR2005-0219-c4p107	-	-	-	-

資料來源：工研院(2015，p2-5-p2-7)

註(1)：每一參數(除現地應力外)有3列資訊：第1列為此參數之建議值；第2列為此參數之分布範圍；第3列為此參數之參考文獻，若為假設值則標註為assumption。

註(2)：「-」表示無相關資訊。

3.1. 處置母岩特性

根據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；(7)雙乳山玄武岩。位於烈嶼出露的地層則有：(1)羅厝片岩；(2)青岐片麻岩；(3)將軍堡混合岩；(4)九宮花崗岩；(5)東崗花崗岩；(6)烈嶼玄武岩。以及全區均有分布的有：(1)紅土礫石層；(2)現代沈積物。各地層之地表分布如圖 3-1所示(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^2(以太武山出露面積最多)；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^2(中間為平原沉積物所覆蓋)(林蔚等，2005，p4-4)。

太武山斷層及金龜山斷層，是影響離島結晶岩測試區東部基盤岩分布最主要的2個斷層(圖 3-2)。太武山斷層為正斷層，其位態依照KMBH01、KMBH02及KMBH04鑽遇破碎帶的深度，進行3點構成的平面精算，其走向大致為N64E，傾角70°N(圖 3-3)。金龜山斷層為正斷層，其破裂帶寬數十公尺，主要斷層位態為N55E，傾角50°N(林蔚等，2005，p4-26)。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)。

由太武山周圍地區佈置的8條測線(RIP-1至RIP-8)，所獲得的地電阻剖面探測結果顯示，太武山及其周圍地區具有多條NE與NW等2個方向的地質構造，分別為E1、E2、E3、E4、E5、W1、W2、W3及W4 (圖 3-4)，這些地質構造帶可能代表地下岩層間的破碎帶、斷層帶及不同岩體的分界等構造(林蔚等，2005，c4.2.8)。

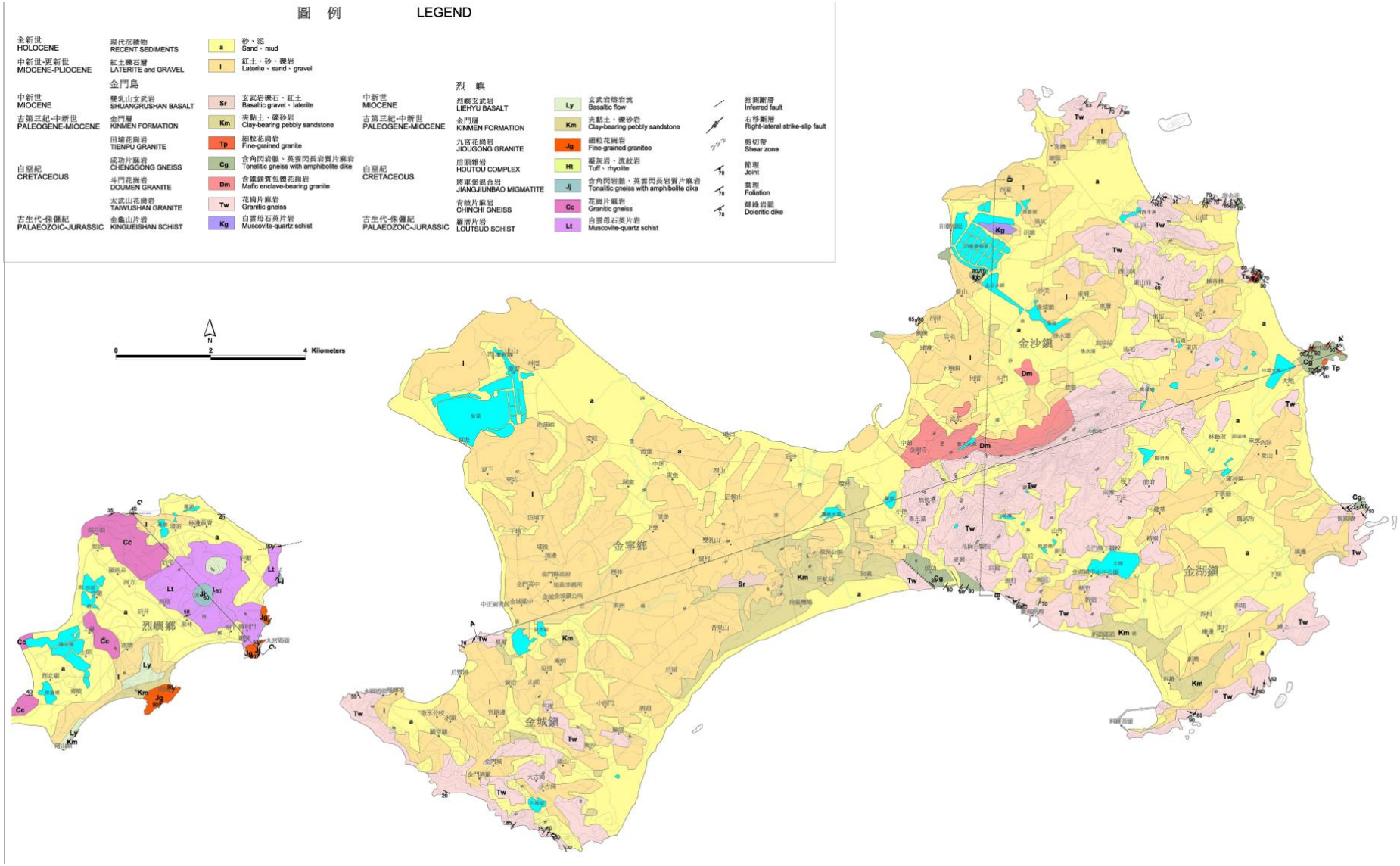


圖 3-1：離島結晶岩測試區1/25,000地質圖

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-136)

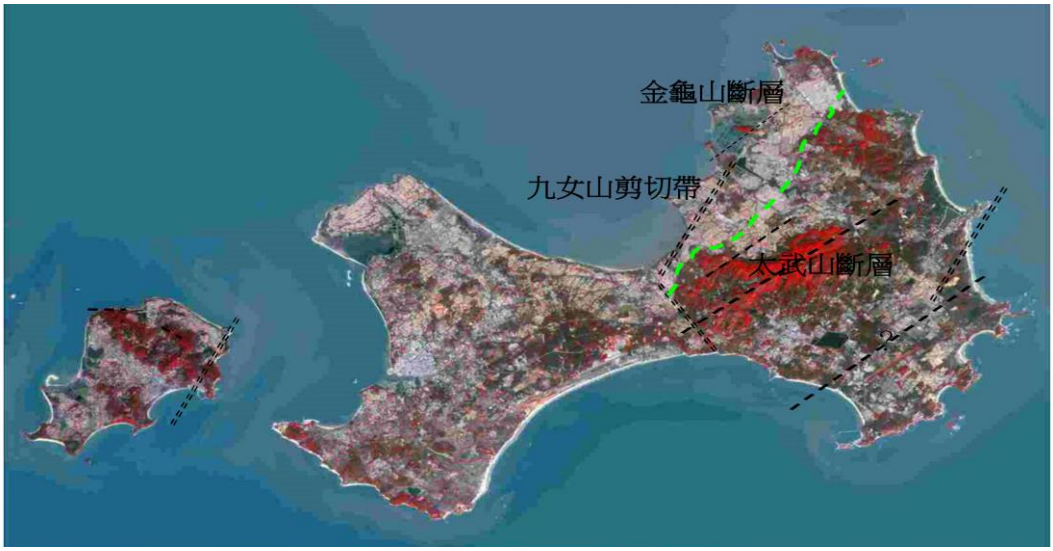


圖 3-2：太武山斷層及金龜山斷層分布圖

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-28)

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

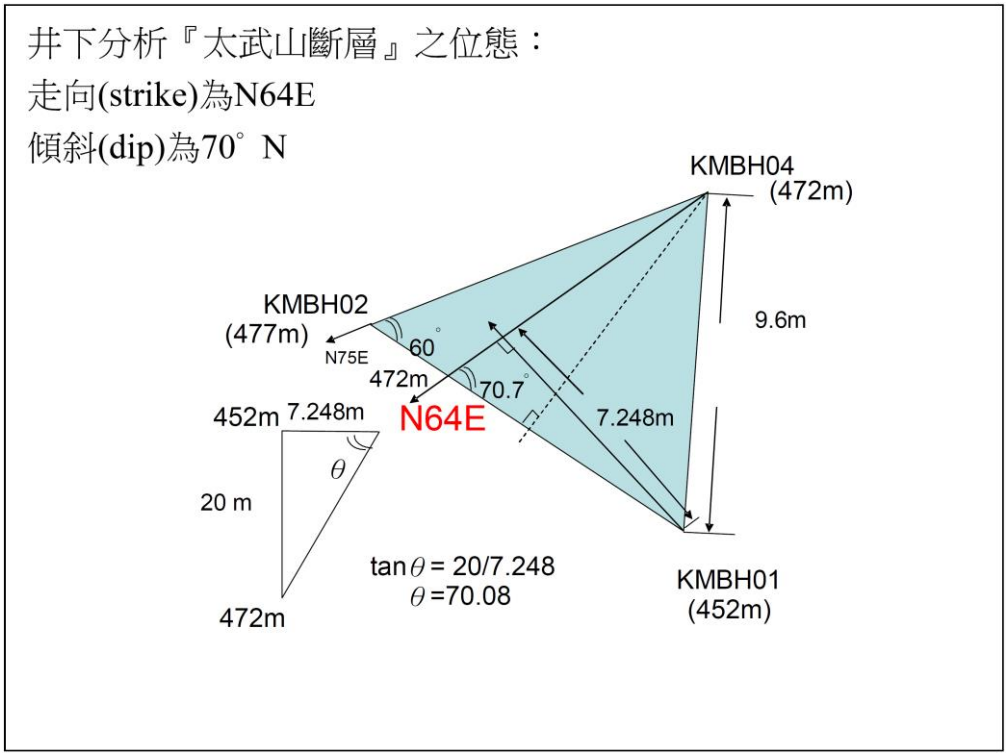


圖 3-3：太武山斷層井下資料幾何分析

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-28)

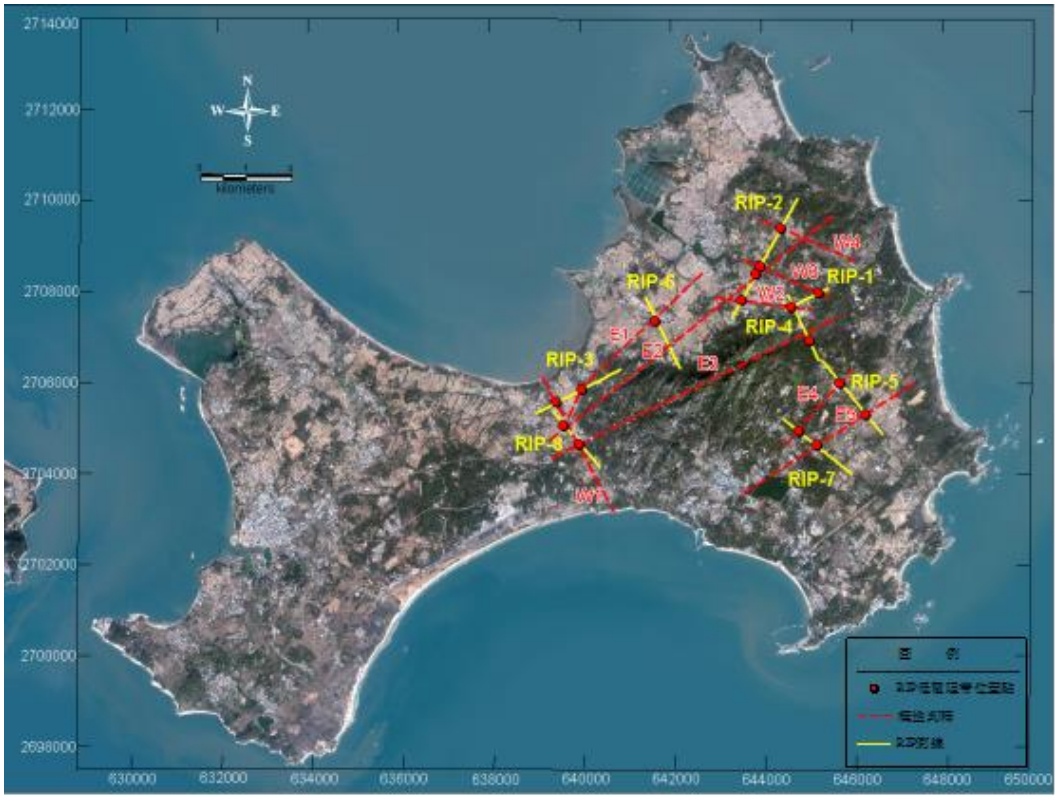


圖 3-4：地電阻剖面測線分布及太武山周圍地區地質構造判釋圖

資料來源：摘自林蔚等(2005，p4-76)

3.2. 基本條件

離島結晶岩測試區之基本條件包括地下水位面溫度、地表壓力、地溫梯度、平均降雨量、平均入滲率、淨抬升速率及海水面於未來100萬年之升降變化共7項(表 3-2)，內容如下：

(1) 地下水位面溫度：地下水位面溫度介於23.4 ℃至23.9 ℃，建議值為23.5 ℃。

(2) 地表大氣壓力：建議值為1.01×10^5 Pa。

(3) 地溫梯度：地溫梯度介於1.5 ℃/100 m 至1.8 ℃/100 m，建議值為1.7 ℃/100 m。

(4) 平均降雨量：平均降雨量介於650 mm/yr至1,650 mm/yr，建議值為1,080 mm/yr。

(5) 平均入滲率：平均入滲率介於-80 mm/yr至190 mm/yr，建議值為35 mm/yr。

(6) 淨抬升速率：建議值為0.1 mm/yr。

(7) 海水面於未來100萬年之升降變化：海水面於未來100萬年之升降變化介於-130 m至+10 m，建議值為-120 m至+10 m。

3.3. 地質單元

離島結晶岩測試區之地質單元包括R0、R1、R2、R3、F1、F2、D1至D10，共7種(表 3-3)，內容如下：

(1) R0：地表剝蝕節理與風化層。R0以孔內裂隙統計約為70 m。

(2) R1：根據岩體密度及磁感率的差異值，太武山花崗片麻岩體可細分為R1、R2及R3共3個岩體單元。R1因鐵鎂質侵入體的侵入作用影響具有較R2高的磁性，密度則2者接近。由於受到剪切帶的剪張活動及侵入活動影響，R1在岩性上有較多混合岩與片麻岩特徵。

(3) R2：透過重磁力解析發現花崗片麻岩體核心R2的磁性，較接觸圈混合岩化的過渡帶R1低，密度則差不多。由於R2受到的變形與變質作用最小，保留了花崗岩體的岩性特徵。

(4) R3：R3岩體單元為主要結晶基盤岩的邊緣，位於剪切帶中，但受剪切活動的變形與變質作用較大，因靠近成功片麻岩與角閃岩脈的過渡帶，R3含有許多混合岩化接觸圈特徵。另外，受部分融熔作用影響，R3含有較多的長英質礦物。從重磁力解析來看R3具有最低的磁性及密度特徵。

(5) F1：太武山斷層。F1為走向約N64E，傾角70°N，寬度約為200 m左右之地質破碎帶構造。

(6) F2：太武山斷層分支。F2為走向為N80W，傾角50°S之構造，寬度約為20 m。

(7) D1至D10：輝綠岩脈。高角度且走向主要為N30E成群侵入結晶基盤。SNFD2017參考案例表二中簡化輝綠岩脈群的出現頻率為：每公里間距平均出現100 m寬度的輝綠岩脈(D1至D10)，以利其他數值模擬的建構應用。

3.4. 水力特性

離島結晶岩測試區之水力傳導係數，大致可分成4類(如表 3-4)內容如下：

(1) R0：經蔣立為及余錦昌(2009，p4-1)的計算結果，水力傳導係數(hydraulic conductivity)約介於5.0×10^{-6} m/s至1.0×10^{-4} m/s，建議參考值為1.0×10^{-5} m/s。

(2) R1、R2及R3：現地雙封塞水力脈衝試驗顯示水力傳導係數介於4.1×10^{-12} m/s至1.0×10^{-9} m/s之間(林鎮國等，2013，p3-33)，建議參考值為1.0×10^{-10} m/s。

(3) F1及F2：以雙封塞水力試驗量測KMBH01至KMBH06孔內導水裂隙帶，得到的水力傳導係數數值介於3.0×10^{-8} m/s至1.0×10^{-4} m/s之間，建議參考值為5.0×10^{-6} m/s(林蔚等，2012，p4-37)。

(4) D1至D10：根據實驗室岩塊(block)水力脈衝試驗(hydraulic pulse test)結果，建議參考值為1.0×10^{-11} m/s。

3.5. 裂隙網路參數

離島結晶岩測試區之裂隙網路參數(如表 3-5)如下：

(1) 裂隙區域：

(a) FDMA：裂隙區域範圍在深度70 m以上的裂隙強度P_{32}計算值約等於2.4 m^{-1}。

(b) FDMB：裂隙區域範圍在深度70 m以下的裂隙強度P_{32}計算值約等於0.3 m^{-1}。

(2) 裂隙叢集：

(a) FDMA：4組裂隙叢集之極點方位角、傾沒角、Fisher離散因子(κ)及裂隙強度所佔比例($P_{32, real}$)分別為裂隙叢集1(set-1)：198°/18°/18/26%；裂隙叢集2(set-2)：155°/4°/15/24%；裂隙叢集3(set-3)：264°/23°/16/18%；裂隙叢集4(set-4)：98°/81°/11/32%。

(b) FDMB：5組裂隙叢集之極點方位角、傾沒角、Fisher離散因子(κ)及裂隙強度所佔比例($P_{32, real}$)分別為裂隙叢集1(set-1)：65°/17°/20/15%；裂隙叢集2(set-2)：344°/38°/18/24%；裂隙叢集3(set-3)：281°/29°/16/30%；裂隙叢集4(set-4)：174°/22°/17/10%；裂隙叢集5(set-5)：175°/75°/19/21%。

(3) 裂隙位置：假設柏松分布過程(隨機過程)，可用以隨機產生每組裂隙面的中心位置。

(4) 裂隙大小：裂隙尺寸(半徑)分布可用冪函數統計分布模式描述，簡述參數如下：

(a) k_r：約為2.6。

(b) r_0：應為0.05 m(井孔半徑)，但瑞典SKB將r_0增加至0.1 m，用以產生較多較大的裂隙面及增加裂隙連通性，降低離散裂隙網路(Discrete Fracture Network, 簡稱DFN)模擬及後續應用的計算負擔。

(c) 假設最大裂隙面為1,000 m×1,000 m 的矩形，亦即裂隙半徑之上限門檻值可設定為564 m。

(5) 導水係數(transmissivity)：參考案例表二採用瑞典Forsmark場址現場調查的經驗公式(Follin et al., 2014, p313-p331)，計算導水係數：

(a) FDMA：$T = 1.51 \times 10^{-7} \times (L^{0.7})$; $L = \sqrt{(\pi r^2)}$。

(b) FDMB：$T = 3.98 \times 10^{-10} \times (L^{0.5})$; $L = \sqrt{(\pi r^2)}$。

(6) 傳輸內寬：$e = 0.5 \times \sqrt{T}$(T：導水係數[m^2/s]；e：相對於導水係數所計算的裂隙傳輸內寬[m])。

3.6. 力學特性

3.6.1. 一般物理性質

針對離島結晶岩測試區岩石進行一般物理性質試驗，試驗項目有乾密度、比重、飽和密度、孔隙率與吸水率共5項(如表 3-6)，結果如下：

(1) R1岩體樣品之乾密度測定範圍約介於2,730 kg/m^3至2,770 kg/m^3，比重介於2.75至2.79，飽和密度介於2,740 kg/m^3至2,780 kg/m^3，孔隙率介於0.34%至0.77%，吸水率介於0.12%至0.28%(林蔚等，2005，c4.3)。

(2) R2岩體樣品之乾密度測定範圍約介於2,610 kg/m^3至2,660 kg/m^3，比重介於2.63至2.68，飽和密度介於2,620 kg/m^3至2,670 kg/m^3，孔隙率介於0.38%至0.65%，吸水率介於0.14%至0.25%(林蔚等，2005，c4.3)。

(3) R3岩體樣品之乾密度測定範圍約介於2,600 kg/m^3至2,750 kg/m^3，比重介於2.62至2.76，飽和密度介於2,610 kg/m^3至2,750 kg/m^3，孔隙率介於0.60%至0.87%，吸水率介於0.22%至0.33%(楊明宗等，2003，p2-7)。

(4) D1至D10岩體樣品之乾密度測定範圍約介於2,740 kg/m^3至2,750 kg/m^3，比重為2.76，飽和密度為2,750 kg/m^3，孔隙率介於0.60%至0.77%，吸水率介於0.22%至0.28%(楊明宗等，2003，p2-11)。

3.6.2. 岩石力學試驗結果

離島結晶岩測試區的岩石力學試驗結果如表 3-6所示，試驗項目包含單軸壓縮強度、張力強度、剪力強度參數、靜彈性參數及動彈性參數，結果如下：

(1) 單軸壓縮強度：

(a) R1：89.16 MPa至131.21 MPa(林蔚等，2005，p4-84)。

(b) R2：75.68 MPa至168.66 MPa(林蔚等，2005，p4-84)。

(c) R3：51.51 MPa至106.56 MPa(楊明宗等，2003，p2-7)。

(d) D1至D10：5.51 MPa或92.47 MPa(楊明宗等，2003，p2-11)。

(2) 張力強度：

(a) R1：6.99 MPa至14.60 MPa(林蔚等，2005，p4-86)。

(b) R2：6.91 MPa至13.33 MPa(林蔚等，2005，p4-86)。

(c) R3：6.43 MPa至10.72 MPa(楊明宗等，2003，p2-7)。

(d) D1至D10：約為7.37 MPa(楊明宗等，2003，p2-11)。

(3) 剪力強度參數：

(a) R1：凝聚力約介於26.42 MPa至28.49 MPa，內摩擦角約介於47.90°至54.20°(林蔚等，2005，p4-85)。

(b) R2：凝聚力約介於17.99 MPa至29.51 MPa，內摩擦角約介於50.71°至59.08°(林蔚等，2005，p4-85)。

(c) R3：凝聚約介於22.75 MPa至34.92 MPa，內摩擦角約介於56°至57°(楊明宗等，2003，p2-7)。

(d) D1至D10：凝聚力為22.75 MPa，內摩擦角為56°(楊明宗等，2003，p2-11)。

(4) 靜彈性參數：

(a) R1：割線彈性模數約介於31.70 GPa至52.66 GPa，柏松比約介於0.13至0.27(林蔚等，2005，p4-87)。

(b) R2：割線彈性模數約介於34.15 GPa至51.19 GPa，柏松比約介於0.11至0.19(林蔚等，2005，p4-87)。

(c) R3：割線彈性模數約介於19.42 GPa至30.02 GPa，柏松比約介於0.14至0.18(楊明宗等，2003，p2-7)。

(d) D1至D10：割線彈性模數(E50)為25.52 GPa，柏松比為0.15(楊明宗等，2003，p2-11)。

(5) 動彈性參數：

(a) R1：動態剪力模數約介於16.75 GPa至29.24 GPa，動態彈性模數約介於41.31 GPa至73.60 GPa，動態柏松比約介於0.12至0.27(林蔚等，2005，p4-88)。

(b) R2：動態剪力模數約介於12.99 GPa至24.50 GPa，動態彈性模數約介於30.28 GPa至58.37 GPa，動態柏松比約介於0.10至0.25(林蔚等，2005，p4-88)。

(c) R3：動態彈性模數約介於26.50 GPa至37.9 GPa，動態柏松比約介於0.14至0.26(楊明宗等，2003，p2-7)。

(d) D1至D10：動態彈性模數約介於26.50 GPa至33.1 GPa，動態柏松比約介於0.14至0.24(楊明宗等，2003，p2-11)。

3.7. 熱學特性

離島結晶岩測試區的岩體地表溫度設定為20.8 ℃(林蔚等，2012，p4-55)，另岩石熱力學特性試驗結果如表 3-6所示，在有限的量測數據條件下，初步建議或假設參考案例表二之對應熱力學特性如下：

(1) 熱傳導係數：

(a) R0：建議參考值為2.0 $W/(m\cdot K)$。

(b) R1、R2及R3：建議參考值為3.0 $W/(m\cdot K)$。

(c) F1及F2：建議參考值為2.0 $W/(m\cdot K)$ 。

(d) D1至D10：建議參考值為3.0 $W/(m\cdot K)$。

(2) 比熱：R0、R1、R2、R3、F1、F1及D1至D10之建議參考值皆為800 $J/(kg\cdot K)$。

(3) 熱膨脹係數：由於離島結晶岩測試區母岩目前尚無熱膨脹係數之實際量測數據，參考H區母岩熱膨脹係數介於7.0×10^{-6} K^{-1}至

9.0×10^{-6} K^{-1}，故建議假設其在參考案例表二之對應參數為8.0×10^{-6} K^{-1}。

3.8. 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(林蔚等，2012，p3-259-p3-262)：酸鹼值(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值)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酸鹼值(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)。此外，離島結晶岩測試區之地下水硫化物平均濃度為2.02×10^{-7} mol/L，此值是由5個深度400 m至500 m的鑽孔平均量測數據計算而得(工研院，2015，c3.8.2)，後續則以此5個鑽孔中所計算出最高的硫化物濃度5.37×10^{-6} mol/L，以進行後續具有保守度的腐蝕評估。

4. 處置概念

最終處置需依據所在地質環境條件與處置概念設計進行安全評估，而處置概念設計主要涵蓋處置設施近場範圍內之相關參數設定，如SNFD2017技術支援報告(2)第5章所述，包含「法規要求」主要簡述國內最新管制規定，如「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」 (行政院原子能委員會，2013)，以及「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」(行政院原子能委員會，2015)；「廢棄物罐基本設計需求」說明SNFD2017參考案例選用之基本設計需求，內容涵蓋抗圍壓條件、抗不均勻壓力、抗剪力條件、抗腐蝕條件、輻射劑量、表面輻射劑量率與臨界性，共7項基本設計需求；「情節建構」說明處置設施未來環境可能相關演變過程的情節建構方法，以及SNFD2017之情節建構，作為長期安全評估之考量依據；「廢棄物罐設計參數」說明SNFD2017參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；「緩衝材料設計參數」說明SNFD2017參考案例選用之緩衝材料設計參數，包含處置孔幾何尺寸與材料規格；「回填材料設計參數」說明SNFD2017參考案例選用之回填材料設計參數，包含材料規格等；以及「處置設施配置設計參數」說明SNFD2017參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。

以下小節分就廢棄物罐基本設計需求、SNFD2017參考案例選用之處置設施配置設計參數詳述之。

4.1. 廢棄物罐基本設計需求

4.1.1. SNFD2017參考案例選用之基本設計需求

廢棄物罐為安全隔離放射性核種與周圍環境接觸的主要防線，須具備處置用過核子燃料之安全性，並能提供良好的圍阻功能；故廢棄物罐的設計須考慮力學條件及輻射特性，依此訂定SNFD2017參考案例之廢棄物罐基本設計需求如表 4-1所示。內容涵蓋抗圍壓條件、抗不均勻壓力、抗剪力條件、抗腐蝕條件、輻射劑量、表面輻射劑量率

與臨界性，共7項基本設計需求。廢棄物罐之設計成果，可藉由分析或測試進行安全性的驗證，確保廢棄物罐能滿足設計需求。

4.1.2. SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐設計參數

為提供長期深層地質處置之安全評估技術發展，提供滿足基本設計需求之廢棄物罐參考設計，其罐體高約483.5 cm，罐體直徑約為105 cm，細部設計參數則如表 4-2至表 4-4，分別為廢棄物罐力學參數與材料規格、銅殼各部位尺寸、鑄鐵各部位尺寸；表 4-3中之編號係對應圖 4-1至圖 4-3；表 4-4則對應圖 4-4至圖 4-6。

4.1.3. SNFD2017參考案例選用之緩衝材料設計參數

為達到將放射性廢棄物與人類生活環境隔離，維持主要圍阻與次要遲滯之安全功能，故採用深層地質處置與多重障壁概念，主要為圍阻以及延緩、阻滯遷移路徑、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變至與天然背景相仿或低於天然背景值，降低放射性物質對人類與地球生物造成傷害。圍阻與延緩放射性核種進入人類生活圈之時間，可以靠著廢棄物罐的設計年限來達成。阻滯放射性核種遷移之通道，可靠著處置母岩之選擇、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，概念設計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而訂定功能需求。與緩衝材料安全功能有關說明如下：限制地下水平流傳輸；避免微生物活性影響；避免受岩體剪力影響；避免緩衝材料變質；使廢棄物罐保持中立位置；避免對廢棄物罐或周圍母岩造成過多回脹壓力；具有一定之膠體濾滯性能；具有一定之核種吸附性。

安全指標及安全限值之條件，將先參考KBS-3處置概念及現有緩衝材料試驗結果為基礎，未來仍需視我國處置環境與處置設計之條件，進一步分析，做為緩衝材料規格設計之參考。

現階段我國參考處置概念處置孔之規格設計(如圖 4-7)，已製定SNFD2017參考案例處置孔內緩衝材料之尺寸(如表 4-5)。本計畫現階段以夯實之緩衝材料塊體填充處置孔，內部以環狀緩衝材料塊體包覆廢棄物罐，以維持廢棄物罐於處置孔中之定位，並減緩地下環境物質對廢棄物罐造成之破壞，且廢棄物罐體與緩衝材料間之工作縫、緩衝材料與處置孔間之工作縫，另以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充，避免成為地下水流通之通道，緩衝材料規格需求如表 4-6。SNFD2017參考案例目前採用純膨潤土為緩衝材料，未來不排除考量其他材料或配比設計，以配合適宜本土地下環境之設計。

4.1.4. SNFD2017參考案例選用之回填材料設計參數

回填材料之主要功能是透過回填處置隧道以提供緩衝材料的力學支撐，防止處置孔內之緩衝材料因向上回脹擠壓而溢出至處置隧道中，並可有效的阻滯地下水流動，利用膨潤土本身回脹自癒特性填充處置隧道周圍因開挖造成之開挖裂隙，其材料組成也必須避免造成地下水水質劣化，須具有長期的化學穩定性。與回填材料安全功能有關要求，須能達到防止緩衝材料回脹擠壓至處置隧道；限制地下水平流傳輸；具有一定之核種吸附特性。

依循現階段我國參考處置概念處置孔之尺寸(如圖 4-7)，已製定現階段處置孔內回填材料之規格為寬度420 cm，高度480 cm馬蹄狀之隧道，其隧道型式、尺寸可依後續處置施工機具與廢棄物罐、緩衝材料安裝施工空間而調整。回填材料設計規格如表 4-7，以預先壓製之純膨潤土塊體堆疊於處置隧道中，隧道頂拱及周圍開挖不規則面以膨潤土填充料填充，以抑制地下水流通與處置設施障壁之化學變化。

表 4-1：SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐基本設計需求表

項目	內容
抗圍壓條件	廢棄物罐須能承受圍壓力45 MPa (回脹壓力與地下水壓) (SKB, 2010k, p35)
抗不均勻壓力	正應力頂部3.4 MPa；底部15 MPa(最高值) (膨潤土飽和密度2,050 kg/m^3) 剪應力側邊573 kPa；2,550 kPa (Börgesson et al., 2009, p25)
抗剪力條件	遭受剪切速率1 m/s位移5 cm後須能保持工程障壁完整性(SKB, 2010k, p35)
抗腐蝕條件	廢棄物罐材質應為高純度的無氧銅，避免腐蝕耦合晶界。
輻射劑量	個人輻射年劑量小於0.25 mSv/yr (「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第9條)(行政院原子能委員會，2013)
表面輻射劑量率	廢棄物罐表面輻射劑量率限值≤1 Gy/hr (SKB, 2010p, p28)
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 (SKB, 2010p, p26)

表 4-2：SNFD2017參考案例選用之廢棄物罐力學參數與材料規格一覽表

項目	內容
銅外殼重量(kg)	BWR:7,500；PWR:7,500
鑄鐵重量(kg)	BWR:13,700；PWR:16,400
廢棄物罐重量(含燃料)(kg)	BWR:24,600-24,700；PWR:26,500-26,800
銅殼材料參數	彈性模數:120 GPa；柏松比:0.308；密度:8.9×10^3 kg/m^3
鑄鐵力學參數	彈性模數:166 GPa；柏松比:0.32；密度:7.2 ×10^3 kg/m^3
鋼蓋材料參數	彈性模數:210 GPa；柏松比:0.3；密度:7.85 ×10^3 kg/m^3
銅材料規格	銅含量:無氧銅純度>99.99%；延伸率:>40%；延展性:>15%；晶粒大小:<800 μm
鑄鐵材料規格	降伏應力: >267 MPa(拉力)、>270 MPa(壓力)；極限應力:>480 MPa(拉力)；破裂韌度:J_{2mm}>88 kN/m、J_{1C}>33 kN/m、K_{Ic}>78 MPa/m；延伸率>12.6%
鋼材料規格	降伏應力:>335 MPa(拉力)；極限應力:>470 MPa

表 4-3：SNFD2017參考案例選用之銅殼尺寸一覽表

項目	內容
長度(A)	4,835 mm
厚度(T)	49 mm
外徑(B)	1,050 mm
內徑(C)	850 mm
細部尺寸(E)	952 mm
細部尺寸(F)	821 mm
細部尺寸(G)	850 mm
細部尺寸(H)	953 mm
細部尺寸(I)	10 mm
細部尺寸(K)	35 mm
細部尺寸(L)	50 mm
細部尺寸(M)	50 mm
細部尺寸(N)	60 mm
細部尺寸(P)	75 mm
細部尺寸(Q)	50 mm
細部尺寸(R)	50 mm

表 4-4：SNFD2017參考案例選用之鑄鐵內襯尺寸一覽表

項目	內容
長度(A)	4,573 mm
鑄鐵直徑(D)	949 mm
鋼蓋直徑(E)	910 mm
鋼蓋厚度(F)	50 mm
細部尺寸(G)	5°
底部厚度(B)	BWR:60 mm；PWR:80 mm
內部長(C)	BWR:4,463 mm；PWR:4,443 mm
邊距(H)	BWR:33.3 mm；PWR:37.3 mm
細部尺寸(N)	BWR:90 mm；PWR:100 mm
細部尺寸(I)	BWR:20 mm；PWR:20 mm
燃料通道間距(K)	BWR:30 mm；PWR:110 mm
細部尺寸(J)	BWR:210 mm；PWR:370 mm
燃料通道斷面(L)	BWR:160×160 mm^2；PWR:235×235 mm^2
細部尺寸(M)	BWR:10 mm；PWR:12.5 mm

表 4-5：SNFD2017參考案例選用之處置孔緩衝材料尺寸

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

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

表 4-6：SNFD2017參考案例選用之緩衝材料規格

項目	規格說明	參考來源
材料組成	純膨潤土	-
蒙脫石含量 [%]	75至90	瑞典SKBTR-10-15報告(SKB, 2010j, p25)
回脹壓力	1 MPa至15 MPa	瑞典SKB TR-10-15報告(SKB, 2010j, p20、p31)；SKB TR-11-01報告(SKB, 2011, p30)
飽和密度 [kg/m^3]	1,900至2,050	瑞典SKB TR-10-15報告(SKB, 2010j, p31)
初始含水量 [%]	5至20	瑞典SKB TR-10-15報告(SKB, 2010j, p26)
熱傳導度 [W/m・K]	0.7至1.3	瑞典SKB TR-94-29報告(Börgesson et al., 1994, p29)
飽和水力傳導係數 [m/sec]	＜1.0×10^{-12}	瑞典SKB TR-10-15報告(SKB, 2010j, p31)
容許溫度	-4 ℃至100 ℃	瑞典SKB TR-10-15報告(SKB, 2010j, p31)；瑞典SKB TR-10-47報告(SKB, 2010a, p20)
施工要求	廢棄物罐體與緩衝材料間之工作縫、緩衝材料與處置孔間之工作縫，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充	SNFD2009報告(台電公司，2010，c3p28)

表 4-7：SNFD2017參考案例選用之回填材料規格

項目	規格說明	參考來源
材料	純膨潤土	瑞典SKBTR-10-16報告(SKB, 2010i, p35)
蒙脫石含量 [%]	>50	瑞典SKB TR-10-16報告(SKB, 2010i, p33)
回脹壓力	> 0.1 MPa	瑞典SKB TR-10-16報告(SKB, 2010i, p26)
乾密度 [kg/m^3]	>1,450	瑞典SKB TR-10-16報告(SKB, 2010i, p41)
初始含水量 [%]	視夯實條件而定	-
熱傳導度 [W/m・K]	0-1.5	瑞典SKB TR-10-47報告 (SKB, 2010a, p181)
飽和水力傳導係數 [m/sec]	< 1.0×10^{-10}	瑞典SKB TR-10-16報告(SKB, 2010i, p26)
容許溫度	> -2 ℃	瑞典SKB TR-10-47報告(SKB, 2010a, p26)
施工要求	填充處置隧道，不易夯實或填充之部位，需以膨潤土或再製之夯實膨潤土顆粒填充	SNFD2009報告(台電公司，2010，c3p29)

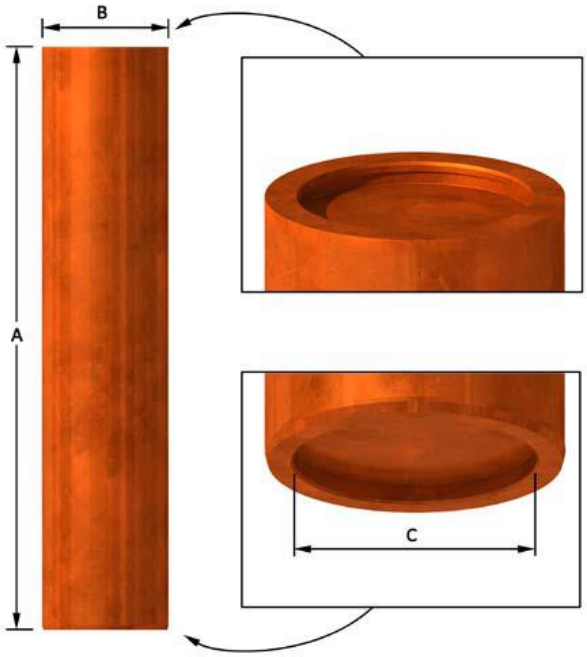


圖 4-1：銅殼尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p33)

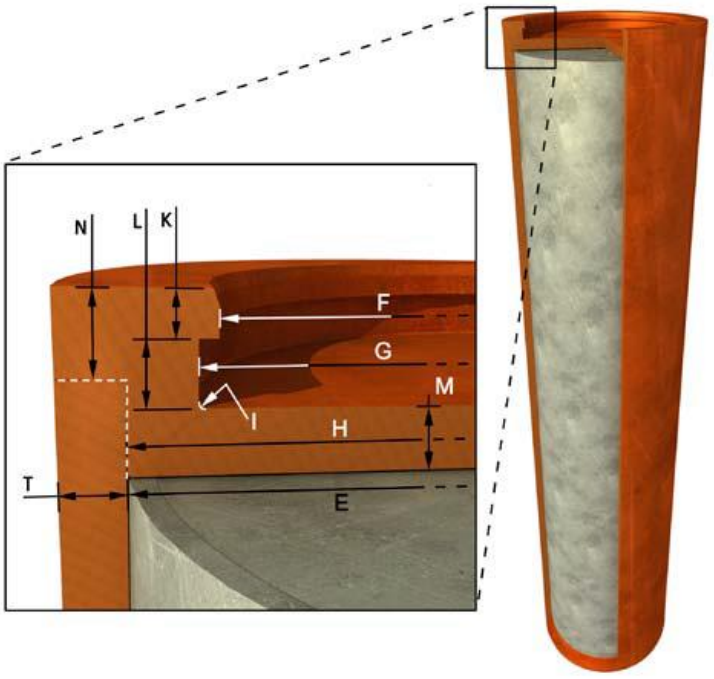


圖 4-2：銅頂蓋尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p33)

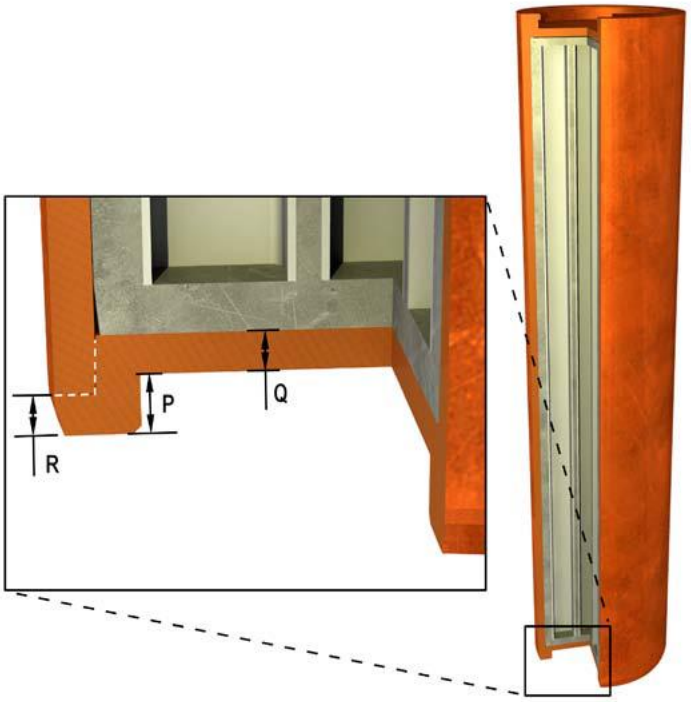


圖 4-3：銅底座尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p33)

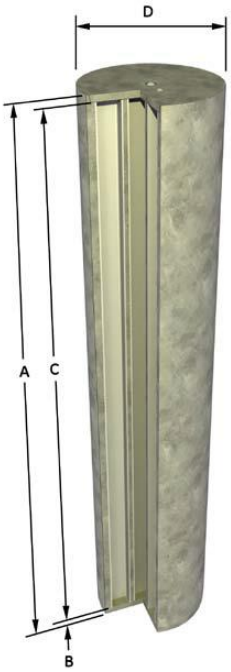


圖 4-4：鑄鐵內襯尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p30)

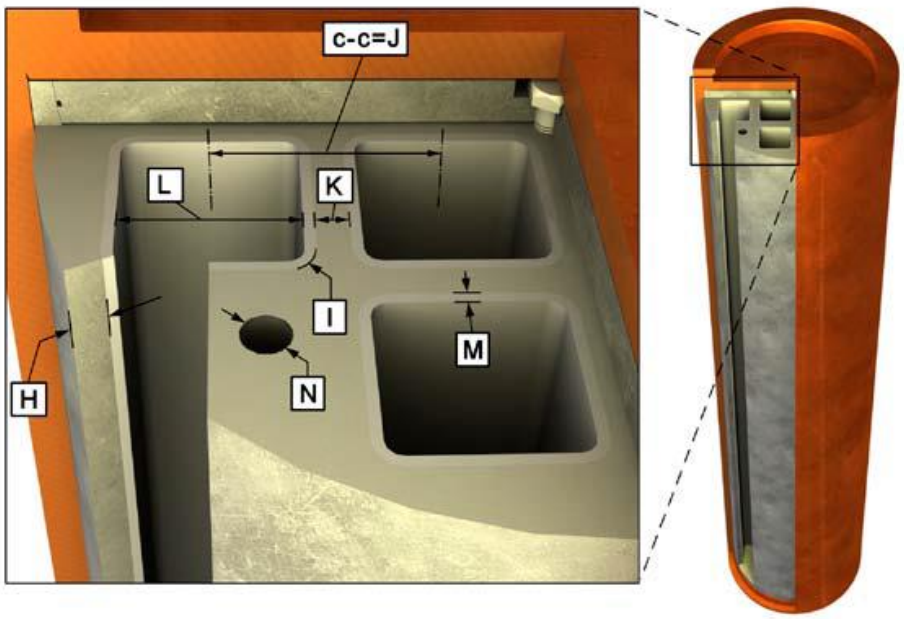


圖 4-5：燃料通道尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p30)

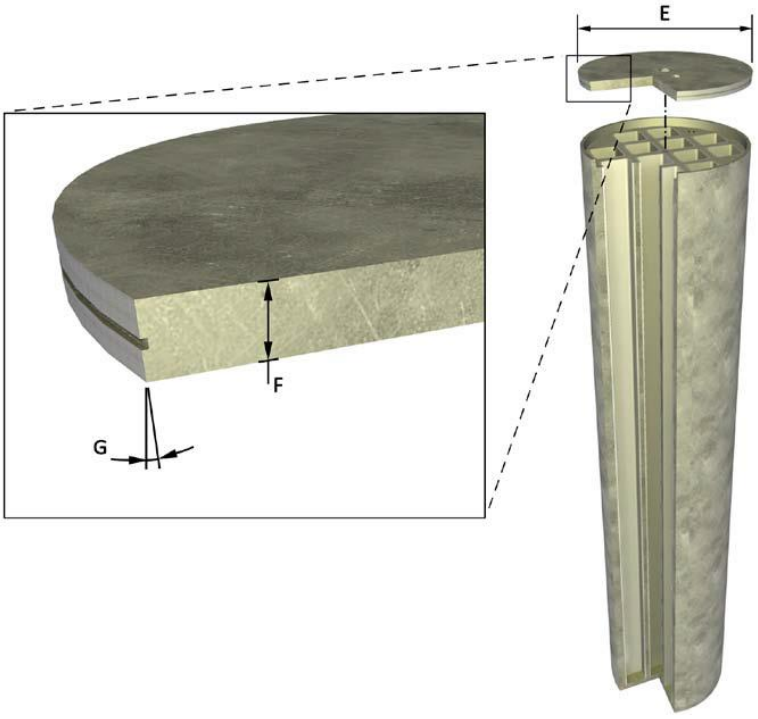


圖 4-6：鋼頂蓋尺寸

資料來源：摘自SKB(2010k, p30)

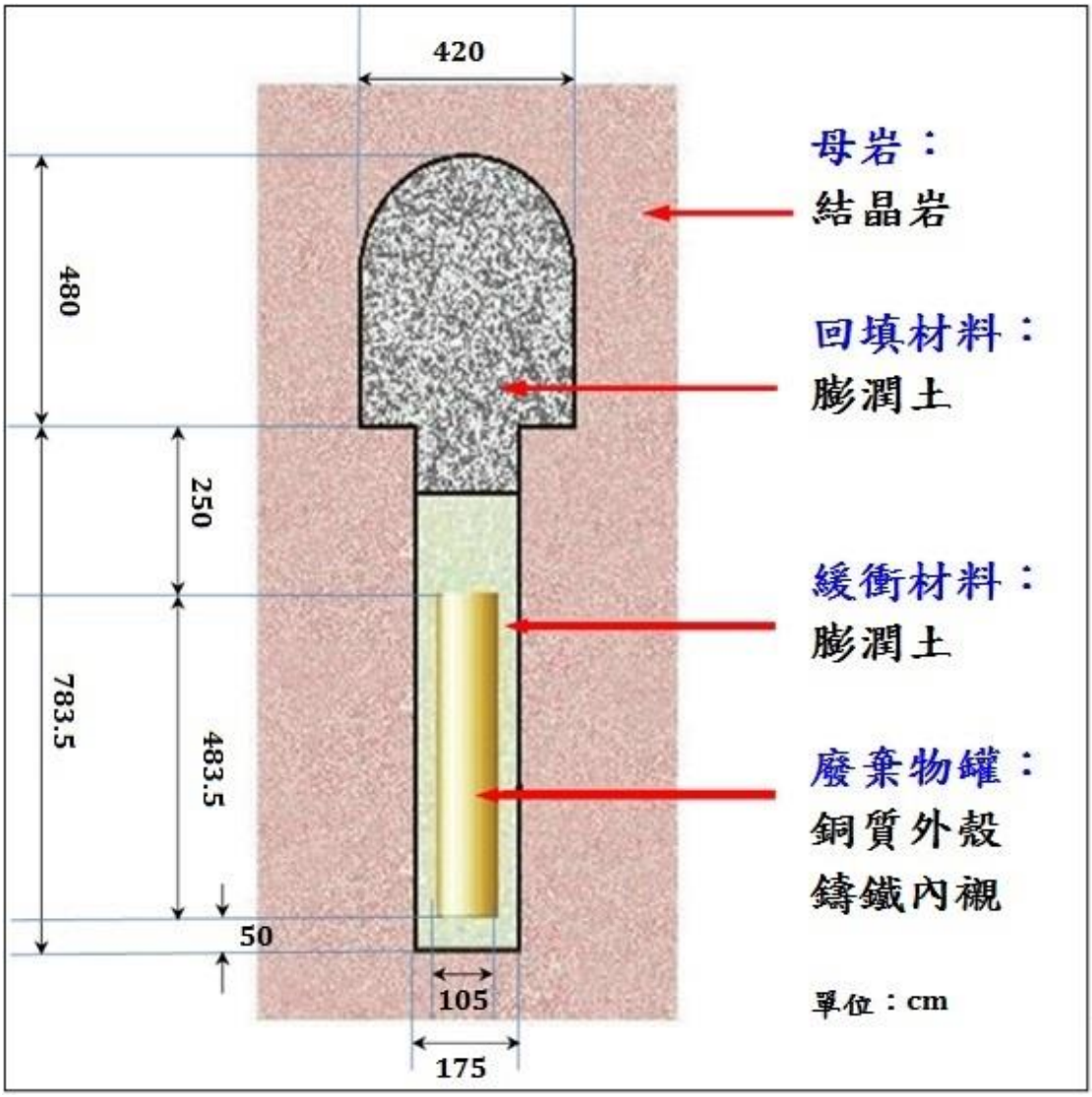


圖 4-7：SNFD2017參考案例之處置隧道與處置孔剖面

資料來源：重繪摘自台電公司(2010，c3p34)

4.2. SNFD2017參考案例選用之處置設施配置設計參數

以SNFD2017參考案例表二(如表 1-2)的地質條件及大地構造，選定參考處置設施位置，並配合參考處置設施位置擬定設計參數，供SNFD2017報告使用，詳述如表 4-8及圖 4-8。

我國廢棄物罐數量，初步推估為2,505個，SNFD2017參考案例處置設施地下設施配置如圖 4-9。處置孔間距6 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，可能的影響因子包括：岩性(岩體成分)、地下水流到處置孔的情形、鑽孔的穩定性、長期安全性、裂隙剪力位移影響等。故於處置設計與工程技術亦著手發展處置孔配置設計技術，模擬裂隙與隧道與處置孔截切影響，建立廢孔分析技術，相關技術細節可參閱SNFD2017技術支援報告(2)。

表 4-8：SNFD2017參考案例選用之處置設施配置之設計參數

項目	內容
處置孔與廢棄物罐	廢棄物罐置放於處置孔時，頂端、底部及側向之緩衝材料厚度分別為1.5 m、0.5 m及0.35 m (台電公司，2010，c3p28)。
處置深度	我國採用深層地質處置方式，深度500 m (台電公司，2010，c1p20)。
處置隧道	高度4.8 m，寬度4.2 m (SKB, 2009b, p55)，隧道長度需小於300 m (SKB, 2009b, p37)，彼此間距40 m (台電公司，2010，c3p32)，處置隧道長軸方向N60°W。
處置孔	直徑1.75 m，深度7.835 m (台電公司，2010，c3p32)，彼此中心點間距需大於6 m (SKB, 2009b, p37)，第1個處置孔位置需距離處置隧道入口20.6 m以上(SKB, 2009b, p37)，最後1個處置孔位置需距離處置隧道底端10 m (SKB, 2009b, p37)。

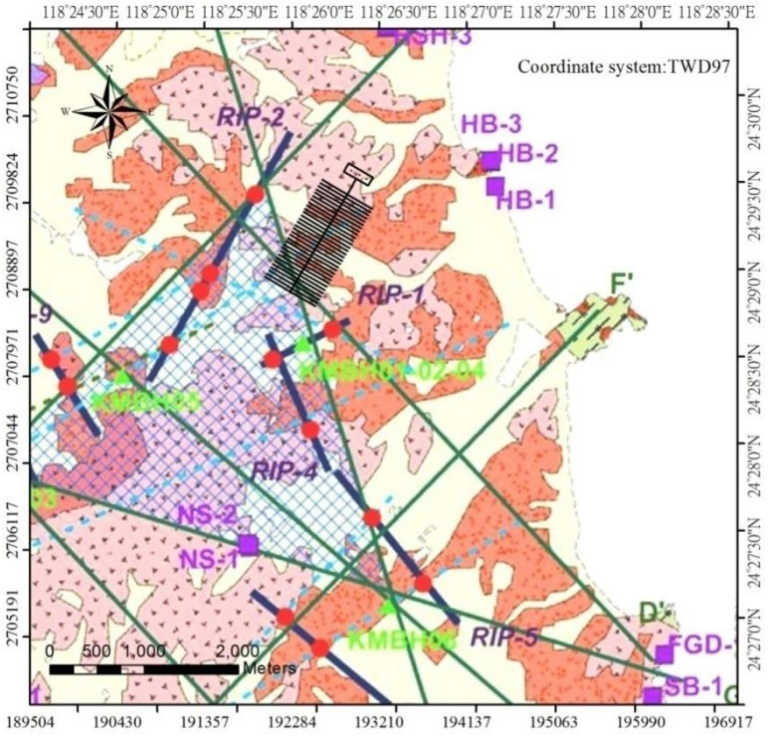


圖 4-8：SNFD2017參考案例處置設施位置

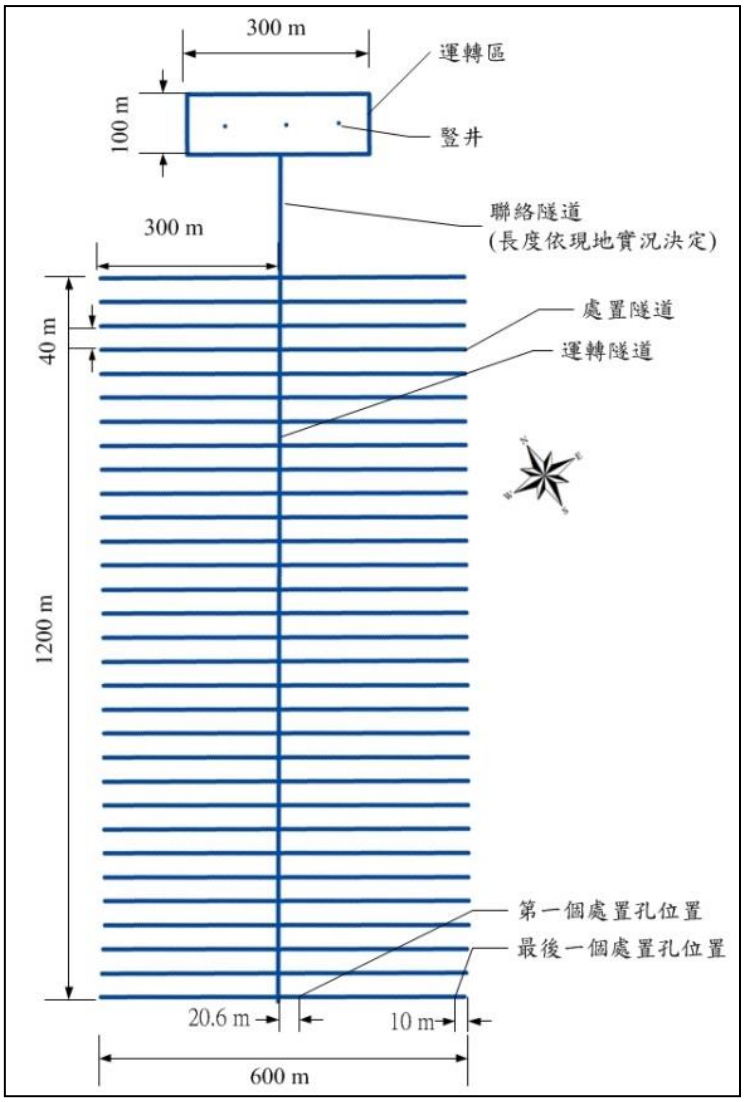


圖 4-9：地下處置設施配置圖

5. 特徵/事件/作用(FEPs)與內部作用交互分析

5.1. 特徵/事件/作用(FEPs)之建置

用過核子燃料的處置涉及長時間尺度、不確定性高，國際共同認為發展安全評估技術，可透過數學模式來推估處置設施設置後的未來行為，並評估可能對生物圈的影響程度。

當進行用過核子燃料最終處置設施的安全評估時，首先，需儘可能地蒐集、彙整所有可能產生的潛在效應，並將影響處置設施長期安全之因素，依特性歸類FEPs，包括處置設施的特徵及發生在處置設施的事件與作用。特徵指處置設施之功能特性；事件指處置設施上發生不連續性的短暫現象；作用指在處置設施上發生長期、漸進的連續現象。FEPs資料庫必須考量所有影響的因子，不論重要或不重要、直接或間接、自然或人為引起，透過集合各領域的專家學者，進行充分討論與研究，確保重要影響因子沒有被遺漏，作為各種情節案例發生原因、機率、後果與相互影響等評析之依據。

經濟合作暨發展組織核能署的安全論證整合小組(Integration Group for Safety Case, IGSC)及功能評估諮詢小組(Performance Assessment Advisory Group, PAAG)，自1990年代起即開始進行FEPs研究，並發展電子資料庫，目前最新的版本是2006年公佈的NEA2.1版本，該資料庫包含國際通用目錄，以及依國際8個最終處置計畫個別屬性所建立的目錄，本報告以此為做為我國之主體。

5.1.1. 臺灣FEPs資料庫

我國用過核子燃料最終處置計畫建置的FEPs資料庫，是以NEA2.1版本的資料庫為主體，參考瑞典處置設施建造執照申請案資料庫概念及核研所過去研發經驗，並根據我國地理區域特性篩除不適用者，建立適合本土屬性之臺灣FEPs資料庫，建構概念如圖 5-1。

在發展策略上，為使FEPs篩選作業能完整記錄、保存及執行線上審核，其資料管理系統係利用網頁方式進行系統設計。建置方法第1步驟是建置臺灣資料庫分類目錄，分門別類列表管理，目錄架構包括

初始狀態、內部作用、變數、生物圈及外部條件等，如圖 5-2所示。同時進行與NEA2.1目錄回溯連結功能，記載篩選過程中的判識理由、依據與結果，確保各個FEPs具可回溯性。

臺灣FEPs資料庫目錄細部說明如下：

(1) 初始狀態：

此部分描述系統單元為發揮圍阻與遲滯安全功能所需具備的設計、製造及建造之要求，並應說明其可能存在的偏差問題，分別依廢棄物罐、緩衝材料、回填材料及地下設施進行初始狀態之描述。

(2)內部作用：

FEPs是以長期觀點來探討處置系統的安全性，包含處置系統中的每個子系統及組件等。此部分係彙整有關內部作用中，包含用過核子燃料、廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、處置隧道封塞、中央區域、頂部密封區域等封塞設計、處置設施設計及地質圈的THMC耦合作用機制。

(3)變數：

這部分主要依據內部作用之科學論證或分析、實驗，彙整具關連性的變數，在變數彙整分析中需盡可能考量，在長時間演化下所有內部作用對障壁特性的改變結果。

(4) 生物圈：

生物圈的FEPs彙整，係考量我國氣候與地理條件，根據臺灣氣候型態、水文地形特徵、文化生活及生態系統等綜合因素。內容分別為：熱、水文、物理、化學、放射、遷移及擾動等7大類。

(5) 外部條件：

外部條件FEPs分類主要以含氣候相關議題、大規模地質作用、未來人類活動及其他等進行探討。

目前建置的臺灣FEPs資料庫共計418個影響因子，分別為初始狀態18個因子、內部作用189個因子、內部變數99個因子、生物圈78個因子及外部條件34個因子。另配合SNFD2017參考案例演練展示之目

的，離島結晶岩測試區FEPs清單篩選過程中設定3點篩選原則：(1)主要探討處置系統長期安全性之評估技術，故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；(2)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；(3)配合本階段技術研發水平與發展建立的關鍵技術，例如核種傳輸路徑僅考慮核種通過緩衝材料傳輸至地質圈裂隙之路徑(Q1路徑) (詳述於第9.2.1.1節)，進行相關聯之FEPs清單篩選。故SNFD2017離島結晶岩測試區FEPs清單共計132個影響因子。

5.1.2. SNFD2017參考案例之FEPs清單

SNFD2017參考案例係以花崗岩及深層地質處置設計概念為主，由第5.1.1節中所建置的臺灣FEPs資料庫裡，篩選出適合離島結晶岩測試區的FEPs清單，進行SNFD2017參考案例之安全評估技術可行性的展示。

由於SNFD2017報告屬於潛在處置母岩特性調查與安全評估階段的成果，因此，在此階段中FEPs清單的篩選原則，有以下3點：

(1) 依據現階段計畫的階段目標，主要探討處置系統長期安全性之評估技術，故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。

(2) 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。如推測離島結晶岩測試區之古氣候環境，僅就全球冰河期影響之海平面改變、海岸線遷移等FEPs探討，並加入區域特性之封閉後與當代環境條件相似階段、區域極端氣候如急降雨等、區域地殼變動及未來人類行為等因子，討論相關之FEPs清單；而排除冰河期直接造成之區域影響的相關因子。

(3) 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;如本階段技術發展主要探討裂隙與於處置孔廢棄

物罐蓋之垂直處相交處路徑(如圖 5-3中的Q1路徑)，探討最短的傳輸距離及擴散傳輸對安全影響議題。

依據上述篩選原則，篩選出的離島結晶岩測試區FEPs清單共計132個，均透過管理系統建檔記錄相關判視結果，以供查詢及不確定性的追蹤管理，確保安全評估技術發展的可信度。

詳列離島結晶岩測試區FEPs清單：表 5-1為初始狀態，代表符號：TWIS；表 5-2到表 5-6主要探討的是系統單元中內部作用，表5-2為內部作用之用過核子燃料類的FEPs清單，代表符號：F；表 5-3為內部作用之廢棄物罐類的FEPs清單，代表符號：C；表 5-4為內部作用之緩衝材料類的FEPs清單，代表符號：Bu；表 5-5為內部作用之回填材料類的FEPs清單，代表符號：BfT；表 5-6為內部作用之地質圈的FEPs清單，代表符號：Ge。表 5-7為變數之FEPs清單，其根據內部作用進行關聯性變數之探討，代表符號：Var。表 5-8為生物圈的FEPs清單，根據離島結晶岩測試區相關條件，探討系統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 5-9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、未來人類活動及其他等進行探討，代表符號依序為：Cli、LSGe、FHA及Oth。

表 5-1：初始狀態的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWISGen01	主要災害/意外事故/惡意破壞	在封裝廠，處置設施運轉及運輸中發生的重要事故/意外，例如：火災、爆炸、地震與水災。隨著嚴重事故後可能進行的除污。惡意破壞(化學、物理等)、不當管理，造成同上的事故。
TWISGen02	分期運轉的影響	運轉期主要是影響到岩石圈及整體處置設施的後續發展。岩床的水文地質狀態一經處置設施的挖掘就會受到擾動(早期場址調查期間，已可能發生較小的擾動)。處置設施不同的部分，在不同的時間完成工程，將面臨不同的水文地質條件，例如就會影響緩衝材料與回填材料的飽和度。由於運轉，可能使得鹽水升錐(upconing；淡水/海水介面，因抽水引起之隆起現象)，而在處置設施不同地方發生變化。其他需要考慮的因素，包括對岩石爆破及已完工地下運輸隧道的部分處置設施之影響。所有這些問題都是處置設施預期之演化的一部分，但並非在描述系統化處理處置設施隨時間演化過程或初始狀態可自動取得。因此，其需要於處置設施演化中，適當地被納入討論。
TWISGen03	不完全封閉	考量未封閉、遭廢棄處置設施之影響。
TWISGen04	監測活動	監測活動的用意在於長期安全，包括地下監測鑽孔。
TWISC01	災害-廢棄物罐	在製造、密封、運輸與安置期間，廢棄物罐的不當操作及損壞考量。儘管在製造與密封皆有品質上管控，仍考慮有隨機瑕疵，因可能還是會有某些共同因素而造成一些瑕疵。
TWISC02	設計偏差-廢棄物罐	銲接或材料的缺陷(幾何形狀、材料組成)，例如：因銅材料中雜質或不良製造方法造成延展性的喪失，或因不良製造方法造成「冷裂」。儘管在製造與密封皆有品質管控下，仍考慮有某些共因所造成隨機瑕疵。
TWISBu01	災害-緩衝材料	由地下水流入、以遙控吊御問題造成緩衝材料安裝失敗或偏差，導致緩衝材料的不均勻性及/或降低密度。
TWISBu02	設計偏差-緩衝材料	雖然有品質管控，仍有緩衝材料性質的偏差。
TWISBfT01	災害-隧道內回填材料	由於如水流入或回填材料安置的失誤或偏差，導致不均勻的回填材料等。
TWISBfT02	設計偏差-隧道內回填材料	雖然有品質管控，仍有回填材料性質的偏差。

表 5-2：內部作用之用過核子燃料類的FEPs

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，可能被輻射照射而分解，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。

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計畫之資訊來源。

表 5-3：內部作用之廢棄物罐類的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWC02*	熱傳輸	在鑄鐵內襯與銅廢棄物罐內金屬的熱傳遞是藉由熱傳導方式傳輸；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。
TWC03*	內襯鑄鐵的形變	當廢棄物罐受到機械式的負載，例如，當緩衝材料膨脹，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*	因外部壓力引起銅廢棄罐的形變	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、運送與處置的相關負載。銅也必須擁有足夠的延展性，以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計畫之資訊來源。

表 5-4：內部作用之緩衝材料類的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWBu02	熱傳輸	廢棄物罐安置後，藉由傳導或輻射的熱傳輸，由廢棄物罐表面進入緩衝材料。
TWBu04	在未飽和條件時的水汲取與傳輸	在未飽和條件下，因緩衝材料中的負毛細壓力，對處置孔周圍岩體內水份的吸收與傳輸。
TWBu05	在飽和條件時的水傳輸	在飽和條件下，水在緩衝材料中的流動。
TWBu07*	管流/侵蝕	管流在膨潤土中形成通道及連續水流，並侵蝕水化的膨潤土膠體。
TWBu08	膨脹/質量再分布	緩衝材料的膨脹及其他會引起緩衝材料質量的再分布的應力-應變相關作用，如熱膨脹、潛變，以及許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。
TWBu10	物種的平流傳輸	在緩衝材料中因壓力引起的流動，使溶質及膠體在孔隙水中傳輸。
TWBu11	物種的擴散傳輸	緩衝材料中溶質藉由擴散的方式傳輸，包含增強顯著的陽離子擴散與陰離子排斥。
TWBu12	吸附 (包含主要離子交換)	緩衝材料內溶質藉由離子交換和表面錯合方式吸收。
TWBu13	雜質變化	除蒙脫石外，緩衝材料內的附屬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。
TWBu15	滲透作用	由於離子流經膨潤土-岩石介面的移動性差異，對膨潤土緩衝材料特性(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，對於這種變質的反應與效應的考量。
TWBu18	蒙脫石膠體釋出	緩衝材料因回脹作用而擠壓至處置孔周圍岩體裂隙中，可能導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輸	緩衝材料中放射性核種藉由平流、擴散、種化、吸附、膠體傳輸、放射性衰變的方式傳輸。

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計畫之資訊來源。

表 5-5：內部作用之回填材料類的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWBfT03	在未飽和條件時的水汲取與傳輸	在未飽和條件下，因回填材料內部孔隙為負毛細壓力，導致自周圍岩體的水汲取，而形成水傳輸。
TWBfT04	在飽和條件時的水傳輸	在飽和條件下，水在隧道回填材料中的傳輸，其主要是水力梯度所造成。
TWBfT06	管流/侵蝕	因處置隧道周圍的岩體裂隙與回填材料交界處生成的水壓力，造成該區域回填材料產生管流與侵蝕作用。
TWBfT07	膨脹/質量再分布	隧道內回填材料膨脹與質量的重新分布，包含熱膨脹、潛變，以及回填材料與緩衝材料、岩石、隧道封塞的交互作用。
TWBfT09	物種的平流傳輸	溶質(溶解的物質)及膠體在水中因壓力引起的平流傳輸。
TWBfT10	物種的擴散傳輸	隧道回填材料溶質的擴散傳輸，包含增強顯著的陽離子擴散和陰離子互斥。
TWBfT11	吸附(包含主要離子的交換)	隧道內回填材料的溶質藉由離子交換與表面錯合方式吸附。
TWBfT12	回填材料雜質的變化	回填材料中蒙脫石以外的附屬礦物與雜質的溶解及二次沉澱。
TWBfT13	水溶液的種化與反應	見TWBu14:水溶液的種化與反應。
TWBfT14	滲透作用	滲透作用對回填材料特性(回脹壓力與水力傳導係數)上的效應。
TWBfT15	蒙脫石變質	隧道回填材料中蒙脫石的變質及相對應的變質效應。
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計畫之資訊來源。

表 5-6：內部作用之地質圈的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWGe03*	地下水流	處置設施開挖、運轉與封閉時期周圍母岩內的地下水流。
TWGe05*	岩石的位移	由於力學或熱力學負載作用造成處置設施周圍岩石位移現象。
TWGe06	再活動-沿著現有不連續面的位移	不同負載條件下岩體不連續面的正向與剪切位移。
TWGe07*	破裂	由於高張力或應力集中造成的岩盤破裂。
TWGe11*	溶解物種的平流傳輸與混合	溶質在岩石連通裂隙中的地下水流傳輸。這些流動通路多多少少將交會。因此，從不同的傳導裂隙處的水的混合。平流從而導致不同類型的水相互取代及/或混合的情況。
TWGe12	裂隙與岩石基質的溶解物種的擴散傳輸	裂隙中地下水流的擴散傳輸，此時地下水的平流小；岩石基質孔隙內的擴散包括陰離子排斥與表面擴散。
TWGe13	種化與吸附	岩體內含水裂隙與岩體基質內微裂隙的水或多或少處於停滯，其表面會有溶質的種化與吸附。
TWGe24*	水相中的放射性核種傳輸	水相中放射性核種傳輸有關作用的整合樣貌，也就是平流與延散(混合)、擴散與岩石基質擴散、吸附與物種生成、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計畫之資訊來源。

表 5-7：變數的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWVarF01	輻射強度	在燃料組件內，阿伐、貝他、加馬與中子輻射的強度，是時間與空間的函數。
TWVarC02	溫度	內襯鑄鐵與銅廢棄物罐內的溫度，是時間與空間的函數。
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。
TWVarBu09	膨潤土組成	緩衝材料內,不同時空膨潤土的化學組成(包含放射性核種)及其雜質含量。
TWVarBfT02	含水量	處置隧道內含水量，是時間與空間的函數。
TWVarBfT08	回填材料-組成與含量	回填材料在不同時空的總化學組成與含量(包含放射性核種)。
TWVarGe01	溫度	岩體溫度，是時間與空間的函數。
TWVarGe02	地下水流	在地質圈裂隙系統內的地下水流，是時間與空間的函數。
TWVarGe03	地下水壓力	地質圈的裂隙系統內的地下水壓力，是時間與空間的函數。
TWVarGe05	處置設施幾何形狀	處置孔、隧道、斜坡、鑽孔等的幾何描述，也就是所有開挖的體積。
TWVarGe10	地下水組成	地下水的化學組成，即地下水中相關成分的濃度，是時間與空間的函數。這個變量也包括氧化還原電位(Eh值)與酸鹼值(pH值)，以及任何放射性核種與溶解氣體。
TWVarGe12	結構與雜散材料	水泥漿的量體和其化學成分，與其他結構、雜散材料等，會侵入或置於岩石斷裂處，於處置封閉時長久留存。
TWVarGe13	飽和	地質圈水飽和的程度。(假設初始時即全飽和100%)

表 5-8：生物圈的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWBioHY01	地下水釋出	地質圈中放射性核種經由抽取或自然排放地下水釋出至生物圈中。
TWBioHY02	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顆粒，進而排放至大氣中。
TWBioHY11	地下水補注	經由地表水或其他方式補充地下含水層的水。
TWBioHY12	降雨	水以雨水之方式自大氣降至地表。降雨是地底水及河水水源來源。
TWBioHY14	蒸發	水蒸氣以低於沸點之溫度，由表面逸散至空氣中。
TWBioHY15	蒸散	經由土壤蒸發或植物蒸散作用，使水自土壤遷移至大氣中。
TWBioPH01	侵蝕(風、水、洪水)	於風力或水力作用下，使得地表形貌持續發生改變。由降雨、地表逕流、河流及偶發性氾濫所引起的水力侵蝕，將使地表土壤或植物造成流失。
TWBioPH02	土壤轉化	某些環境介質經由天然演化可能導致土壤生成或消失。湖泊老化、河道變更或水位降低等天然演化過程，可能使湖泊或河流沉積物逐漸轉變成陸地。
TWBioPH03	溶解/沉澱	固態物質融入液體之中或液態物質融入固相之過程。上述過程之轉換速率，則受到氧化還原電位(Eh值)、酸鹼值(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。
TWBioPH04	吸附/脫附	液態溶液中離子吸收或吸附至固態物質表面之過程，以及自固態物質表面脫附之過程。離子之化學型態、氧化還原電位(Eh值)、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	嗞入曝露作用	經由攝食嗞入污染水或物質。
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。
TWBioMI01	表面水與孔隙介質間傳輸	污染水經由天然過程遷移至孔洞材料中，或是自材料孔洞中遷移出來。
TWBioMI02	表面水液相傳輸作用	污染水或土壤於環境介質表面之間以液相傳輸方式進行遷移。土壤中污染的水以平流方式進行傳輸，河流或湖泊中水則以平流/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。
TWBioMI07	入滲	污染水由地表流入土壤層中。流入非飽和層水量多寡，決定地下水補充程度。

表 5-8：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形成沉積物。
TWBioMI16	底質傳輸	流體中顆粒物質沿著河床，透過滾動、滑動及跳動進行傳輸。
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吸收至植物內。
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。
TWBioMI26	動物內傳輸	污染物質於動物飼料及動物組織間之傳輸，而污染動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。
TWBioMI33	挖掘沉積物	自湖泊及河流中挖掘沉積物等人類行為，可能因而遷移相當大量固態物質。
TWBioPE02	海平面變化	相對於陸地之海平面變化。海平面變化可能會影響沿岸地區地下水狀態。

表 5-9：外部條件的FEPs

編號	FEP名稱	定義
TWCli01	氣候系統-氣候系統組成要件	地球氣候系統由5大部分組成，包含：大氣圈、水圈、冰雪圈、地表與生物圈。
TWCli02	氣後系統-氣候強迫	自然的氣候驅動有3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FEPs，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。
TWLSGe03	地震/活動斷層	由於斷層活動造成之地震對處置設施之影響。現今臺灣斷層分布及活動分析。
TWLSGe05	抬升/沉降	因造山運動及板塊運動造岩體或地形抬生及沉降影響。
TWLSGe08	板塊力學演進	過去與現在的力學演進過程對目前板塊力學條件的影響。
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。

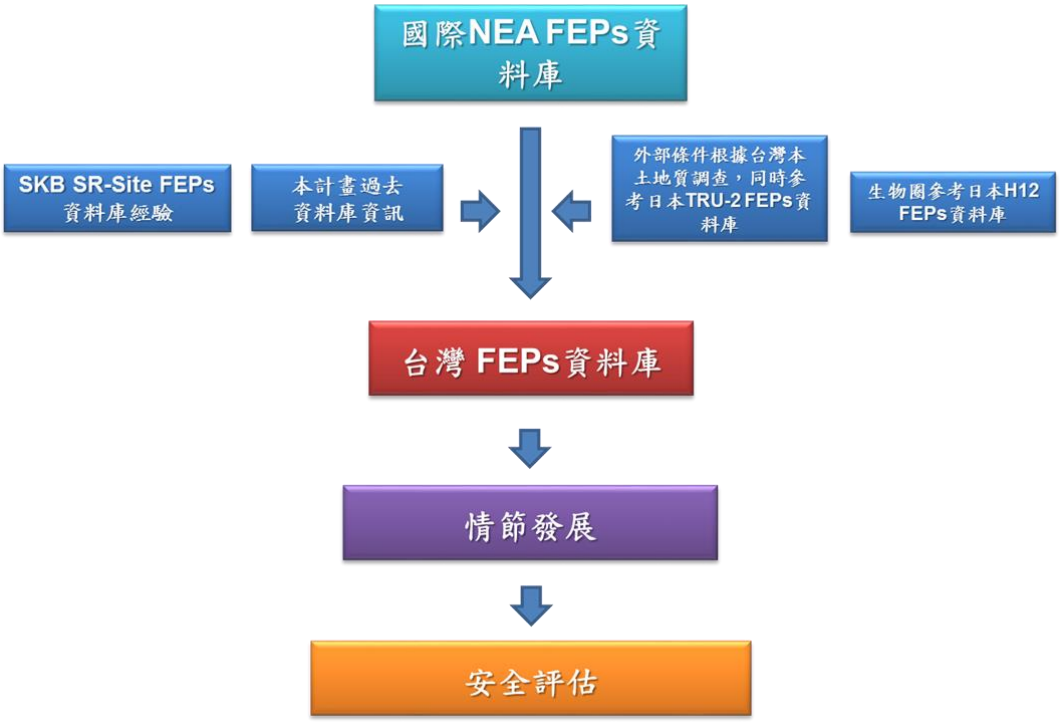


圖 5-1：臺灣FEPs資料庫建構概念



圖 5-2：臺灣FEPs架構

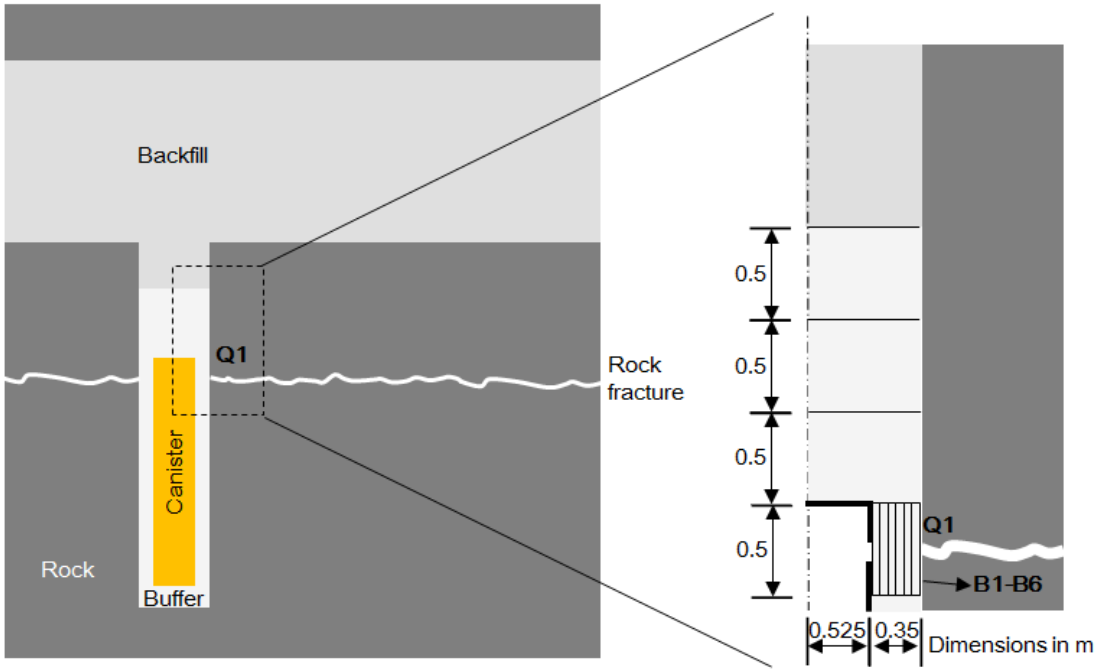


圖 5-3：近場核種傳輸途徑示意圖

註：於SNFD2017報告中，僅考慮Q1緩衝材料/母岩路徑

5.2. 外部影響條件

為了安全，將用過核子燃料包封於廢棄物罐中，並置於300 m至1,000 m深的工程障壁中，希望充分發揮近場圍阻功能及遠場遲滯功能，始能有效延緩核種進入人類生活圈，進而降低人類與環境所受到的輻射危害。為此工程障壁與廢棄物罐設計相當堅固，需特殊外部狀況作用才能造成保護措施損壞，而外釋出放射性物質。這樣的外部狀況有可能是極大作用或是長久作用而成，這些外部狀況包括：

(1) 氣候相關議題。

(2) 大規模地質作用。

(3) 未來人類活動。

(4) 隕石衝擊或其他作用。

其中隕石衝擊之機率過小，且其影響層面將擴及整個地球，故不予考慮。故僅以氣候相關議題、大規模地質作用，以及未來人類活動來進行考量。

5.2.1. 氣候相關議題

氣候變遷為最主要影響處置環境安全的外部條件之一，會造成環境溫度、風場、降雨、蒸發量及海平面等的變化。這些氣候變化將可能對地質處置設施系統造成影響，如地形地貌改變、地下水流場和化學環境改變、海水/淡水介面遷移、侵蝕/淤積作用等。干擾深層地質處置設施所處之地質環境穩定性，進而影響工程障壁系統的圍阻、遲滯核種遷移之安全功能，並影響生物圈的演化。受到行星運動的影響，長期氣候變遷約略有十數萬年週期性的變化。為對應探討即將到來的首次冰河循環，採用研究數據較豐富的前次冰河循環為分析處置環境安全評估基礎，做為我國參考冰河循環之參考，設定冰河循環評估週期為12萬年，並依據此參考冰河循環作為本報告的主要外部氣候條件發展，探討其對地層處置安全的影響。由於評估深層地質處置系統安全的時間尺度設定為100萬年，故當首次冰河循環週期過後，則假定重覆該冰河循環週期7次為接續冰河週期。

而綜整冰河週期之氣候變化與臺灣周圍區域隨時間演化的地表地形模型，可得知離島結晶岩測試區將因下一次冰期的到來，海平面高度開始下降、年平均溫度也逐漸下降，推估約在未來16,700年後，此時的離島結晶岩測試區將成為海灣，年平均溫度約下降2 ℃、海平面約下降20 m；故推估此階段的環境條件，仍與現今條件相似。依前一次冰期最盛期結果推估未來全球海平面將持續下降，可能較現今低約120 m，臺灣本島將因此而逐步與中國沿海各區相連。同時整體年平均溫度將下降8 ℃，氣候類型由現今的亞熱帶氣候，轉而接近於現今的溫帶氣候，故推論此階段的離島結晶岩測試區生活環境，將近似於現今之日本東京。

為了涵蓋未來氣候變遷的不確定性，亦將探討近代因人為工業發展造成之全球暖化效應，作為不同情節與案例之分析。本報告主要採用IPCC AR5(2013)報告中的CO2高濃度情境，作為主要情節中受全球暖化影響下的變異案例(海平面上升7 m至10 m)，同時，亦將海平面上升75 m的極端全球暖化(全球海冰消融情境)之假設作為干擾情節，納入安全評估考量。與氣候相關的安全評估外部條件影響，於8.1節中有更詳細的說明。

5.2.2. 大規模地質作用

影響處置環境安全的地質作用包括：風化、侵蝕、沉積及地殼抬升與板塊大地構造等，除選址時會盡量避免這些作用造成的直接影響外，也會納入安全評估。臺灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的交界處，處於太平洋火環帶上，因板塊運動所造成的大規模地質作用，包括板塊力學演進、地震、地震/活動斷層、火山/岩漿活動、抬升/沉降、擠入作用及熱液(溫泉)活動等。本報告依據SNFD2017參考案例，在主報告3.2節中，透過地質調查研究成果顯示離島結晶岩測試區於1,000萬年前即呈穩定地塊，並未有明顯抬升或沉陷，因此在後續特別針對地震、地震/活動斷層之需求，建立廢棄物罐抗剪力條件之設計，分別詳述於SNFD2017主報告第4章處置設計與工程技術及技術支

援報告(2)，亦於安全評估技術中發展地震危害度分析技術，以及廢棄物罐受剪力位移之破壞罐數分析技術(詳述於第10.2.2節)。

5.2.3. 未來人類活動

另一可能影響處置系統安全之外部條件為未來人類活動。這些活動可以分成在處置設施或處置設施附近，例如區域性或全球性的母岩中資源利用，這些活動可能對處置設施造成嚴重破壞。

與未來人類活動相關之外部條件包含鑽探、採礦及有意或無意的入侵地下處置設施等行為。考量未來人類活動不確定性高，且影響層面難以預測，將分別於第11章干擾情節中進行個案情節分析討論。

5.3. 內部作用的交互分析

內部作用的交互分析主要基於內部作用來探討處置系統可能會發生的變化，檢視這些內部作用在處置系統的交互影響，作為長期安全評估中所發展之參考演化前端輸入資訊。

在FEPs資料庫中，經過廣泛探討及彙整國際經驗後，以耦合方式將內部作用與變數進行一連串關係探討，並將數種作用進行連結，探討系統單元之間的交互關係。以緩衝材料與回填材料中的熱傳輸為例，其會受許多變異因子影響，如溫度與熱傳輸會交互影響，而緩衝材料與回填材料中的含水量與地下水流動情形，則會單方面影響熱在當中的傳輸情形。

本報告基於SNFD2017參考案例篩選出FEPs清單，並採用本土數據或參照國際文獻成果進行相關內部作用的交互影響分析，如表5-10至表 5-14所示。同時配合SNFD2017參考案例演練展示之目的，提出3點篩選原則用以設定離島結晶岩測試區FEPs清單(詳述於第5.1節)，反覆以圍阻安全功能指標進行Top-down或是以篩選出的內部作用清單進行Bottom-up串聯，以掌握影響工程障壁圍阻安全功能指標的重要內部作用與其交互分析機制。後續將於本報告第8章，以SNFD2017參考案例展示對處置設施參考演化的關鍵議題分析能力，包括外部條件演化、生物圈演化、近場熱演化、水文地質演化、岩石

力學演化、化學條件演化、緩衝材料與回填材料演化以及廢棄物罐演化等；並將成果用於後續分析處置設施情節發展與建立安全評估模式鏈(Assessment Modeling Flow, AMF)。各作用機制探討之目的，詳述如下：

(1) 用過核子燃料內部作用之交互分析(表 5-10)

此表探討用過核子燃料在廢棄物罐完好或破損時，所發生之影響情形：

(a) 放射性衰變(TWF01)

探討用過核子燃料的衰變情形，特別是當廢棄物罐破損時，其衰變情形會影響核種釋出時的輻射強度及核種存量。

(b) 輻射衰減/熱產生(TWF02)

探討用過核子燃料衰變以及產生的熱。

(c) 誘發核分裂(臨界)(TWF03)

探討用過核子燃料誘發核分裂以及在廢棄物罐中達到臨界的機率。

(d) 熱傳輸(TWF04)

探討用過核子燃料的餘熱如何傳輸至廢棄物罐。

(e) 殘留氣體輻射分解/酸化形成(TWF09)

探討廢棄物罐內殘留氣體受到輻射照射後分解及酸化的影響。

(f) 燃料溶解(TWF12)

若廢棄物罐破損，地下水與用過核子燃料接觸，則各核種在地下水之溶解度需要探討，因為會影響核種釋出及後續傳輸之行為。

(g) 間隙核種存量溶解(TWF13)

若地下水侵入至燃料護套，因耗乏產生燃料丸膨脹而存在的間隙放射性核種存量，將可能釋放到燃料護套空隙並溶解於地下水中進而釋出。

(h) 放射性核種傳輸(TWF17)

討論放射性核種在燃料的傳輸。

(2) 廢棄物罐內部作用之交互分析(表 5-11)

此表探討熱力、力學與化學作用在廢棄物罐完整及破損時之交互影響情形：

(a) 熱傳輸(TWC02)

用過核子燃料與廢棄物罐之間的熱傳行為會影響廢棄物罐表面溫度，進而影響緩衝材料的溫度及性質等。

(b) 內襯鑄鐵的形變(TWC03)

探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，鑄鐵內襯的變化情形。

(c) 因外部壓力引起銅廢棄罐的形變(TWC04)

探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，外部銅殼的變化情形。

(d) 銅廢棄物罐腐蝕(TWC11)

探討地下水與廢棄物罐接觸後，與銅殼之間的腐蝕情節。

(e) 放射性核種傳輸(TWC15)

探討放射性核種在廢棄物罐內的傳輸。

(3) 緩衝材料內部作用之交互分析(表 5-12)

此表探討緩衝材料歷經不同環境時期及地震時，與地下水之間的交互作用情形。

(a) 熱傳輸(TWBu02)

探討廢棄物罐到緩衝材料熱的傳輸作用。

(b) 在未飽和條件時的水汲取與傳輸(TWBu04)

探討在緩衝材料未飽和條件下，因緩衝材料中的負毛細壓力，對處置孔周圍岩體中的水份吸收與傳輸作用。

(c) 在飽和條件時的水傳輸(TWBu05)

在飽和條件下，水在緩衝材料中的傳輸情形。

(d) 管流/侵蝕(TWBu07)

當入侵緩衝材料的地下水流速較高或是流量較大時，需要探討緩衝材料流失之情形，其會影響後續廢棄物罐腐蝕之條件。

(e) 膨脹/質量再分配(TWBu08)

緩衝材料吸水之後會有回脹之現象，此會影響本身之密度，以及地下水在當中的傳導係數等。

(f) 物種的平流傳輸(TWBu10)

探討地下水中的物質於緩衝材料以平流方式傳輸之情形，此會影響廢棄物罐腐蝕速率。

(g) 物種的擴散傳輸(TWBu11)

探討地下水中的物質於緩衝材料以擴散方式傳輸之情形，此會影響廢棄物罐腐蝕速率。

(h) 吸附(包含主要離子交換) (TWBu12)

探討地下水中的物質通過緩衝材料時所產生之吸附行為。

(i) 雜質變化(TWBu13)

探討地下水流經緩衝材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。

(j) 水溶液的種化與反應(TWBu14)

探討地下水流經緩衝材料時，在當中的化學物質可能產生之化學反應或其他變化。

(k) 滲透作用(TWBu15)

探討膨潤土與岩石之交界面，因離子流動性差異進而影響膨潤土性質的行為(如水力傳導係數或回脹壓力)。

(l) 蒙脫石變質(TWBu16)

探討緩衝材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。

(m) 蒙脫石膠體釋出(TWBu18)

當地下水與緩衝材料接觸時，部分緩衝材料當中的蒙脫石會以膠體之型式釋出，導致緩衝材料的性質改變。

(n) 放射性核種於水相的傳輸(TWBu25)

探討核種釋出後，在緩衝材料中透過地下水傳輸的行為，包含吸附、平流與擴散等。

(4) 處置隧道回填材料內部作用之交互分析(表 5-13)

此表探討處置隧道回填材料歷經不同環境時期及地震時，與地下水之間的交互作用情形。

(a) 在未飽和條件時的水汲取與傳輸(TWBfT03)

探討回填材料周圍母岩的水因膨潤土孔隙負壓而被其吸收之行為。

(b) 在飽和條件時的水傳輸(TWBfT04)

當地下水進入回填材料後，經一定時間會達飽和狀態；探討在飽和條件下，地下水在回填材料中的傳輸情形。

(c) 管流/侵蝕(TWBfT06)

當入侵回填材料的地下水流速較高或是流量較大時，需要探討回填材料流失之情形。

(d) 膨脹/質量再分布(TWBfT07)

回填材料吸水之後會有回脹之現象，此會影響本身之密度，以及地下水在當中的傳導度等。

(e) 物種的平流傳輸(TWBfT09)

探討地下水中的物質(溶質)在回填材料傳輸中的平流行為。

(f) 物種的擴散傳輸(TWBfT10)

探討地下水中的物質於回填材料以擴散方式傳輸之情形。

(g) 吸附(包含主要離子的交換)(TWBfT11)

探討地下水中的物質通過回填材料時所產生之吸附行為。

(h) 回填材料雜質改變(TWBfT12)

探討地下水流經回填材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。

(i) 水溶液的種化與反應(TWBfT13)

探討地下水流經回填材料時，在當中的化學物質可能產生之化學反應或其他變化。

(j) 滲透作用(TWBfT14)

探討滲透作用對於回填材料特性的影響。

(k) 蒙脫石變質(TWBfT15)

探討回填材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。

(l) 回填材料膠體釋出(TWBfT16)

探討回填材料中，膠體釋出的機制。

(5) 地質圈內部作用之交互分析(表 5-14)

此表探討地質圈之地下水及岩石，歷經不同環境時期與地震時可能會發生之作用機制。

(a) 地下水流(TWGe03)

探討離島結晶岩測試區地下水的流動情形。

(b) 岩石的位移(TWGe05)

探討地震事件發生時，岩石位移的情形。

(c) 再活化-沿著現有不連續面的位移(TWGe06)

探討裂隙因為地震事件或是開挖運轉期間等，造成其再活化之行為。

(d) 破裂(TWGe07)

探討評估母岩破裂帶之分布情形。

(e) 溶解物種的平流傳輸與混合(TWGe11)

探討地下水中的物質(溶質)在母岩裂隙傳輸中的平流行為。

(f) 裂隙與岩石基質的溶解物種的擴散傳輸(TWGe12)

探討地下水中的物質於母岩裂隙中，以擴散方式傳輸之情形。

(g) 種化與吸附(TWGe13)

探討地下水中的物質通過母岩裂隙時所產生之吸附行為。

(h) 水相中的放射性核種傳輸(TWGe24)

探討放射性核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。

表 5-10：用過核子燃料交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式		參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	廢棄物罐完好	廢棄物罐失效		
TWF01 核種衰變	評估用過核子燃料核種的輻射強度及核種存量，並依核種衰變特性計算核種強度隨時間的變化；採用ORIGEN-S程式分析。	評估用過核子燃料核種釋出時的輻射強度及核種存量，並依釋出時間計算核種衰變。	-	Y
TWF02 輻射衰減/熱產生	評估用過核子燃料核種衰變所產生的衰變熱；採用ORIGEN-S程式分析。	可忽略。	-	Y
TWF03 誘發核分裂(臨界)	探討用過核子燃料誘發核分裂及在廢棄物罐中達到臨界的可能性。	探討因廢棄物罐失效，導致核種遷移離開廢棄物罐，而誘發核分裂及達到臨界的可能性。	-	Y
TWF04 熱傳輸	探討用過核子燃料的餘熱如何傳輸至廢棄物罐；採用CFD Ansys程式分析。	衰變熱影響主要反映於封閉後初期，隨時間受核種衰變，可忽略。	-	Y
TWF09 殘留氣體輻射分解/酸化形成	產生的量太少而可忽略。	不相關。	Y	-
TWF12 燃料溶解	不相關。	當廢棄物罐破損，地下水與用過核子燃料接觸，探討各核種在地下水之溶解度。	Y	-
TWF13 間隙核種存量溶解	不相關。	若地下水侵入至燃料護套，因耗乏產生燃料丸膨脹而存在的間隙核種存量，可能釋放到燃料護套空隙，分析時以瞬間釋出作為悲觀假設。	Y	-
TWF17 放射性核種傳輸	不相關。	以GoldSim程式評估放射性核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

表 5-11：廢棄物罐交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式		參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	廢棄物罐完好	廢棄物罐失效		
TWC02 熱傳輸	用過核子燃料與廢棄物罐間的熱傳機制會影響廢棄物罐表面溫度，進而影響緩衝材料的溫度及性質等；採用FLAC3D程式模式分析。	衰變熱主要影響封閉後初期，受核種衰變與時間之影響，可忽略。	-	Y
TWC03 鑄鐵內襯變形	探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，鑄鐵內襯的變化情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	Y	-
TWC04 外力引起廢棄物罐變形	探討廢棄物罐受到外力影響時(如地震)，銅殼的變化情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	Y	-
TWC11 廢棄物罐腐蝕	探討地下水與廢棄物罐接觸後，與銅殼之間的腐蝕作用情形。	廢棄物罐失效後可忽略此機制。	-	Y
TWC15 放射性核種傳輸	不相關。	以GoldSim程式評估放射性核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

表 5-12：緩衝材料內部交互作用機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBu02 熱傳輸	評估衰變熱由廢棄物罐傳輸至緩衝材料的影響；以FLAC3D程式評估。	評估衰變熱由廢棄物罐傳輸至緩衝材料的影響；以FLAC3D程式評估。	不相關。	Y	-
TWBu04 在未飽和條件時的水吸收與傳輸	緩衝材料周圍母岩的地下水，因膨潤土孔隙負壓而被其吸收。	不相關。	不相關。	Y	-
TWBu05 在飽和條件時的水傳輸	在未達到完全飽和條件下，由TWBu04進行考量。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	不相關。	Y	-
TWBu07 管流/侵蝕	探討地下水入侵緩衝材料，導致緩衝材料流失之情形，其會影響廢棄物罐腐蝕條件。	不相關。	暫不考慮。	Y	-
TWBu08 膨脹/質量再分布	緩衝材料吸水之後會有回脹之現象，此會影響本身之密度，以及地下水在當中的傳導度等。	綜合評估因為離子交換、鹽度與廢棄物罐塌陷導致緩衝材料變化之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBu10 物種的平流傳輸	探討溶解於地下水中的物質，以平流方式於緩衝材料傳輸之情形。	探討溶解於地下水中的物質，以平流方式於緩衝材料傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBu11 物種的擴散傳輸	探討溶解於地下水中的物質，以擴散方式於緩衝材料傳輸之情形。	探討溶解於地下水中的物質，以擴散方式於緩衝材料傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBu12 吸附(包含離子交換)	探討溶解於地下水中的核種，通過緩衝材料時所產生之吸附行為。	探討溶解於地下水中的物質，通過緩衝材料時所產生之吸附行為。	暫不考慮。	Y	-

表 5-12：緩衝材料內部交互作用機制(續)

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBu13 雜質變化	探討地下水流經緩衝材料時，部分緩衝材料溶解或沉澱之行為。	探討地下水流經緩衝材料時，部分緩衝材料溶解或沉澱之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBu14 水溶液的質變與反應	探討地下水流經緩衝材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	探討地下水流經緩衝材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	暫不考慮。	Y	-
TWBu15 滲透作用	探討膨潤土與岩石之交界面，因離子流動性差異進而影響膨潤土性質的行為(如水力傳導係數或回脹壓力)。	探討膨潤土與岩石之交界面，因離子流動性差異進而影響膨潤土性質的行為(如水力傳導係數或回脹壓力)。	暫不考慮。	Y	-
TWBu16 蒙脫石變質	探討緩衝材料中的蒙脫石因化學反應所造成的變質行為。	探討緩衝材料中的蒙脫石因化學反應所造成的變質行為。	在緩衝材料、廢棄物罐與母岩進行綜合考量。	Y	-
TWBu18 蒙脫石膠體釋出	當地下水與緩衝材料接觸時，部分緩衝材料中的蒙脫石會以膠體之型式釋出，探討其釋出情形。陽離子強度大於4 mM時可忽略。否則進行評估。	陽離子強度大於4 mM時可忽略。否則進行評估。	暫不考慮。	Y	-
TWBu25 放射性核種於水相的傳輸	因工程設計的初始條件可達到圍阻功能，此時期預計不會發生。	以GoldSim程式模擬核種傳輸。	以GoldSim程式模擬核種傳輸。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

註3：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

表 5-13：回填材料內部作用交互機制

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBfT03 在未飽和條件時的水汲取與傳輸	探討地下水在回填材料的傳輸作用。	不相關。	不相關。	Y	-
TWBfT04 在飽和條件時的水傳輸	在未達到完全飽和條件下，由TWBfT03進行考量。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	不相關。	Y	-
TWBfT06 管流/侵蝕	以實驗之經驗進行定量評估回填材料的管道/侵蝕。	不相關。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT07 膨脹/質量再分布	回填材料吸水之後會有回脹之現象。	綜合評估因為離子交換、鹽度與廢棄物罐塌陷導致緩衝材料變化之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT09 物種的平流傳輸	探討地下水中的物質(溶質)在回填材料傳輸中的平流行為。	水力傳導係數小於10^{-12} m/s時，可忽略，因為此時由擴散方式主導。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT10 物種的擴散傳輸	探討地下水中的物質於回填材料以擴散方式傳輸之情形。	探討地下水中的物質於回填材料以擴散方式傳輸之情形。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT11 吸附(包含主要離子的交換)	探討地下水中的物質通過回填材料時所產生之吸附行為。	探討地下水中的物質通過回填材料時所產生之吸附行為。	暫不考慮。	Y	-

表 5-13：回填材料內部作用交互機制(續)

FEPs編號/作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式			參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	再飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	經過長期的飽和/封閉後與當代環境條件相似階段	地震		
TWBfT12 回填材料雜質的變化	探討地下水流經回填材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。	探討地下水流經回填材料時，部分緩衝材料溶解或是沉澱於其中之行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT13 水溶液的質變與反應	探討地下水流經回填材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	探討地下水流經回填材料時，在當中的化學物質產生之化學反應或其他變化。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT14 滲透作用	探討滲透作用對回填材料特性的影響。	探討滲透作用對回填材料特性的影響。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT15 蒙脫石變質	探討回填材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。	探討回填材料中的蒙脫石由於化學反應等所造成的變質行為。	暫不考慮。	Y	-
TWBfT16 回填材料膠體釋出	探討回填材料中，膠體釋出的機制。	探討回填材料中，膠體釋出的機制。	暫不考慮。	Y	-

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「可忽略」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但影響不大或不明顯，如燃料的輻射衰減/熱產生對於廢棄物罐失效而言，雖有關聯性，但作用不明顯，故判定可忽略。

註3：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

表 5-14：地質圈內部作用交互機制

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式				參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	開挖與運轉階段	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	地震		
TWGe03 地下水流	暫不考慮。	透過DarcyTools模擬地下水流情形。	透過DarcyTools模擬地下水流情形。	暫不考慮。	-	Y
TWGe05 岩石的位移	應用於隧道受震穩定性分析研究，暫不考慮對長期安全之影響。	暫不考慮。	暫不考慮。	暫不考慮。	-	Y
TWGe06 再活化(沿著現有不連續面的位移)	因開挖導致裂隙再活化，進行對岩體導水係數改變之研究，暫不考慮對長期安全之影響。	衰變熱導致裂隙再活化暫不考慮。 大地應力變化導致裂隙再活化暫不考慮。	大地應力變化導致裂隙再活化暫不考慮。	應用廢孔準則進行處置孔配置，並透過3DEC程式計算廢棄物罐失效數量。 評估地震發生頻率。	-	Y
TWGe07 破裂	因開挖導致處置隧道開挖擾動帶與處置孔剝落，進行對岩體導水係數改變，以及處置孔幾何形狀改變之研究，暫不考慮對長期安全之影響。	衰變熱導致處置孔剝落，進行對岩體導水係數改變，以及處置孔幾何形狀改變之研究。	對於永久凍土層進行水力破裂評估。	透過3DEC計算模擬冰壓引起的破裂。	Y	-
TWGe11 溶解物質的平流傳輸與混合	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。	(1)鹽類的平流與散布。 (2)混和物的組成評估。 (3)氧的滲透。	不相關。	Y	-
TWGe12 裂隙與岩石基質的溶解物種擴散傳輸	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	流動與靜止地下水中鹽類的擴散。	不相關。	Y	-

表 5-14：地質圈內作交互作用機制(續)

FEPs編號 作用名稱	SNFD2017參考案例的應用方式				參考SR-Site計畫的應用	臺灣本土須自行評估
	開挖與運轉階段	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	地震		
TWGe13 種化與吸附	不相關。	(1) 核種吸附模型導入簡化後的分配係數算法。 (2) 種化在選擇分配係數的時候已有考慮。	(1) 核種吸附模型導入簡化後的分配係數算法。 (2) 種化在選擇分配係數的時候已有考慮。	不相關。	Y	-
TWGe24 水相中的放射性核種傳輸	此時期預計不會發生失效，不相關。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	利用GoldSim程式模擬核種釋出時，在母岩裂隙中透過地下水傳輸的情形。	-	Y

註1：表中「不相關」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容不相關或無顯著相關。

註2：表中「暫不考慮」指該項作用與SNFD2017參考案例中欲探討的內容雖有相關，但本階段先以主要影響因子進行討論，未來將持續進行相關機制討論，如緩衝材料中管流/侵蝕與地震的關係。

6. 處置系統的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

處置的基本安全原則是將用過核子燃料與人類生活圈進行隔離，依據「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第3條(行政院原子能委員會，2013)，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。此外，「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」第5條第5項(行政院原子能委員會，2013)指出，處置設應避免位於地殼具明顯上升或侵蝕趨勢之地區，藉以達成隔離之成效。而深層地質處置之執行方式，期望主要的安全功能在整個評估期間圍阻用過核子燃料於廢棄物罐中。若廢棄物罐不幸損壞，次要的安全功能則為遲滯所有從廢棄物罐釋出的核種，延長其釋出後抵達人類生活環境之時間。因此，圍阻與遲滯為安全評估中的重要功能。以下分別針對圍阻及核種傳輸遲滯的安全功能與指標進行說明。由於本技術支援報告目前參考瑞典處置概念，因此，其安全功能原則上均與瑞典相同，但考量我國的地理條件、地質環境與地質條件與瑞典並不相同，各系統單元的安全功能及其指標與標準亦可能有所不同。然本技術支援報告現階段先參考瑞典SKB (SKB, 2011, p247-267)的安全功能及其指標與標準為基礎，未來可針對其訂定之安全功能及其指標與標準，再進行更深入的研究，並予以修訂/定量化其僅有定性描述之安全功能指標，或者新增/修訂其安全功能指標。

6.1. 安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準之說明

(1) 安全功能：

為了瞭解及評估處置系統的安全性，須要針對各系統單元於圍阻及遲滯上的安全功能進行詳細的描述。基於對系統單元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。

在此情況下，安全功能的定性定義為處置元件對於安全的貢獻。例如，廢棄物罐應能抵抗圍壓負載使其圍阻功能不致遭受破壞，即產生了「廢棄物罐應具有抵抗圍壓負載的能力」之定性描述。

(2) 安全功能指標：

為了能夠進一步具體評估處置系統的安全性，應針對障壁系統(包括工程障壁及天然障壁)，以可量測或計算的參數來明確驗證安全功能的達成度。例如，對於廢棄物罐可否「抵抗圍壓負載」的安全功能，由於圍壓負載是由緩衝材料的膨脹壓力及靜水壓力加總而得，而這些壓力可量化評估計算，故圍壓負載就可以被訂定為廢棄物罐該項安全功能的定量指標。總而言之，安全功能指標是一個可被量測或計算的參數，用以明確標示系統單元之相關安全功能是否能被被滿足，也使安全功能能夠被定量估算。

(3) 安全功能指標標準：

為了要確認各系統單元的安全功能是否能在整個安全評估的時間內持續維持，應以明確的標準來確認安全功能指標是否達成。例如，瑞典SKB研判圍壓負載於冰河時期的最大值不會超過45 MPa，便訂定廢棄物罐的圍壓負載不得超過45 MPa，而45 MPa即為安全功能指標標準。因此，安全功能指標標準是定量的限制，假設安全功能指標滿足其相對應的標準，則其相對應的功能應可以被維持。

(4) 安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的來源

安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的訂定對於安全評估具有實質的幫助，而這些安全功能是建立於：

(a) KBS-3處置設施的設計概念是基於2個最主要安全功能，即圍阻和遲滯。

(b) 對於KBS-3處置設施長期演化的科學認知。

在針對KBS-3處置設施長達數十年的研究中，瑞典SKB團隊建立了其長期的安全功能及障壁需求。因此，在SR-Site中歸納這些努力的成果，訂定各處置元件圍阻及遲滯的安全功能，而這些定義的來源則是參考各處置元件的作用報告。

(5) 安全功能指標標準與設計前提之差異

安全功能指標標準並不一定就是設計前提。安全功能指標標準是安全評估的時間尺度(100萬年)中必須永遠滿足之原則；設計前

提則是處置設施的初始狀態。因此，處置元件的設計前提需要有充分的餘裕，以使其在經歷整個評估期間的可能劣化情形後，仍然可確保符合安全功能指標標準。例如，銅質廢棄物罐對於厚度的安全功能指標標準為厚度>0 cm；設計前提為5 cm，代表廢棄物罐的初始狀態為5 cm，而隨著時間可能因腐蝕作用而使厚度逐漸變薄，但於整個評估期間皆需要符合厚度>0 cm的安全功能指標標準，才能確保圍阻功能不受到破壞。

然而，某些與處置元件初始狀態相關的參數並不適合做為安全功能指標標準，例如銅的硫及氧含量，以及緩衝材料中黃鐵礦的含量，這些參數為處置元件生產時的初始狀態，也就是與設計前提有關，由於不會隨著時間而有所改變，因此不適合作為安全功能指標標準。

(6) 各安全功能間的關係

各安全功能皆有其相關性，如緩衝材料所有的安全功能不外乎就是支持廢棄物罐的安全功能，或者提供遲滯的作用。舉例而言，緩衝材料安全功能中的「限制平流傳輸」就是支持廢棄物罐安全功能中的「提供腐蝕障壁」，並且以擴散作用來提供遲滯的功能。同樣的，母岩的所有安全功能則直接或間接的透過緩衝材料的安全功能來支持廢棄物罐的安全功能，或者提供遲滯的作用。

(7) 綜合上述

(a) 安全功能可視為處置設施元件對於安全的貢獻。

(b) 安全功能指標是處置設施元件可被量測或計算的特性，標示安全功能被滿足的程度。

(c) 安全功能指標標準是一個定量的限制，假設安全功能指標滿足其相對應的準則，則其相對應的功能則可以被維持。

(d) 安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的來源是基於KBS-3處置概念之圍阻、遲滯，以及處置設施長期演化的科學認知。

6.2. 圍阻安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

本節針對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標準進行詳細的說明，並以各系統單元的安全功能代號(如Can1、Buff2等)，總結為圖 6-1。

(1) 廢棄物罐(canister)：

本計畫的廢棄物罐概念設計與KBS-3處置概念相似，故在安全功能原則先初步參考其研究成果，並隨本計畫的進展及研究成果再予以改進。

Can1. 提供腐蝕障壁(provide corrosion barrier)

廢棄物罐可能因物理或化學的作用而降低其完整性。

對於廢棄物罐完整性的要求為廢棄物罐的銅殼不能被穿透，換句話說，代表整體廢棄物罐銅殼的最小厚度應大於0 cm：「銅殼厚度＞0 cm」。只要所有的廢棄物罐嚴格地滿足此標準，即可達成圍阻功能並無核種釋出的情形發生。

Can2. 抵抗圍壓負載(withstand isostatic load)

廢棄物罐的關鍵安全功能之一為能夠抵抗圍壓負載。

處置設施深度的圍壓負載為緩衝材料回脹壓力及靜水壓力的總和；於冰河時期，上方冰層額外施加的負載，以瑞典接近北極圈的狀況考慮，其最大值不會超過45 MPa。因此，廢棄物罐即以能夠抵抗45 MPa的圍壓負載作為設計前提，而45 MPa的設計前提則被相對應的作為安全功能指標標準：「圍壓負載＜45 MPa」。然而，並不表示廢棄物罐受到超過45 MPa的負載就一定破壞。瑞典SKB (2010h, p73)以保守的假設，進行廢棄物罐的基本強度計算(underlying strength calculations)及損壞容忍分析(damage tolerance analyses)，結果指出廢棄物罐的負載須達到130 MPa左右，才會被破壞。此外，離島結晶岩測試區所處之位置及環境應不至於有冰層覆蓋的情事，因此，基於上述分析的結果及在設計上提供足夠的保守度，現階段嚴格地假設廢棄物罐能夠抵抗的均向負

載為45 MPa，後續為考量製造之經濟性，可進行更深入的研究、確認後予以修訂。

Can3. 抵抗剪力負載(withstand shear load)

廢棄物罐另一個關鍵安全功能，為能夠抵抗截切處置孔裂隙的剪力位移。

廢棄物罐與剪力位移相關的設計前提：「處置孔內的廢棄物罐搭配上密度為2,050 kg/m^3、由膨潤土組成的緩衝材料，在受到以任何角度與位置的裂隙截切，並受到速度1 m/s、位移5 cm的剪力，加上溫度降至0 ℃的條件下，廢棄物罐應該保持完整，並保有抵抗均向負載的能力。」

若上述條件皆能滿足，即假設在安全評估中，廢棄物罐不會遭受剪力位移的破壞。

(2) 緩衝材料(buffer)：

Buff1. 限制平流傳輸(limit advective transport)

緩衝材料的重要安全功能之一，為限制廢棄物罐與可能造成腐蝕的物質接觸，以及阻隔已穿過廢棄物罐而釋出的核種。因此，處置孔中環繞廢棄物罐的緩衝材料，必須避免可快速傳遞核種的平流傳輸。SNFD2017參考案例對緩衝材料的水力傳導係數限制如下：「水力傳導係數$<1\times10^{-12}$ m/s」。此外，由於緩衝材料主要是由黏土礦物組成，遇水膨脹為黏土礦物的特性，因此，緩衝材料的回脹壓力被視為1個安全功能指標：「回脹壓力>1 MPa」。

Buff2. 減少微生物活性(reduce microbial activity)

硫化物是由原本存在於緩衝材料內的微生物還原地下水中的硫酸鹽而來，長期而言，微生物若失去地下水營養物質的供給，則此作用的影響將微乎其微。微生物的活性會隨著緩衝材料密度的升高而降低，但2者的關係還包含許多其他影響因子，目前無法定量的說明並訂定確切的標準，只能以定性的描述如下：「緩衝材料密度：高」。

由於微生物最初即存在於緩衝材料中，根據瑞典SKB (2010m, p111)的實驗結果，密度1,800 kg/m^{3}的緩衝材料，即可合理抑低其內部微生物產生的硫化物含量；因此，緩衝材料密度只要控制在參考密度(1,900 kg/m^{3}至2,050 kg/m^3)時，即可避免嚴重的銅腐蝕。

Buff3. 緩衝岩石裂隙剪力效應(damp rock shear movement)

緩衝材料的另一個安全功能，為緩衝岩石裂隙剪力對廢棄物罐的影響。在此安全功能下，緩衝材料密度扮演重要的角色：「密度<2,050 kg/m^3」。

Buff4. 防止質變(resist transformations - requirement on temperature)

為了限制緩衝材料受溫度影響而防止礦物質變，其溫度不應該超過100 ℃：「溫度<100 ℃」。

Buff5. 防止廢棄物罐沉降(prevent canister sinking)

為了避免緩衝材料失去障壁功能，造成廢棄物罐直接與岩石接觸；緩衝材料的回脹壓力，應足以防止處置孔中的廢棄物罐沉降：「回脹壓力>0.2 MPa」。

Buff6. 限制施加於廢棄物罐及岩石的壓力(limit pressure on canister and rock)

(a) 回脹壓力限制(swelling pressure limit)

廢棄物罐能夠抵抗均向負載之設計前提，是假設緩衝材料的回脹壓力不會超過15 MPa，因此，回脹壓力限制被訂定為安全功能指標標準：「回脹壓力<15 MPa」。

(b) 限制緩衝材料結凍(buffer freezing)

我國地處亞熱帶地區，離島結晶岩測試區所處環境雖不至於發生緩衝材料結凍現象，但此安全功能指標已納入冰河作用造成的影響，在設計上可提供足夠的保守度，後續為考量製造之經濟性，可進行更深入的研究、確認後予以修訂。但若發生此現象，其內部因水回脹所造成的壓力便無法順利消散，因此，緩衝材料的溫度不能低

於其受水飽和時的結凍溫度。而緩衝材料的最低溫度將出現於緩衝材料/岩石的交界面，因此，此限制係針對該接觸面：「溫度＞-4 ℃」。

(3) 回填材料(backfill in deposition tunnels)：

BF1. 抵抗緩衝材料膨脹(counteract buffer expansion)

緩衝材料的回脹會對上方的回填材料造成擠壓，為了確保緩衝材料維持其特性，須要依賴回填材料來抵抗。大致上，回填材料的密度越高越好，但由於許多因子會影響此作用，目前僅定性的描述如下：「密度：高」。

(4) 地質圈(geosphere)：

處置母岩的安全功能涉及許多複雜的因子及其交互作用的影響，無法以簡單的標準直接訂定，而須要綜合這些因子及其影響後進行複雜的分析。以定性或定量的方式，針對處置母岩的化學、力學、水文地質及熱學條件，分別描述地質圈的安全功能及安全功能指標。

R1. 提供有利的化學條件(provide chemically favorable conditions)

地下水的組成及特性為評斷處置設施化學條件的重要因子，以下分別針對氧化還原狀態、離子強度、鹽度、有害物質的濃度、酸鹼值(pH值)、避免氯化物促進腐蝕作等，進行說明：

(a) 還原狀態

處置設施最基本的化學條件要求為還原狀態，而最基本的即為無溶氧存在，因為有氧氣的存在就會有氧化作用的發生。還原狀態可確保廢棄物罐不受氧化作用的影響，此外，若廢棄物罐遭受破壞，還原狀態對燃料基質及放射性核種有較低的溶解度，同時亦會使緩衝材料、回填材料及母岩有較佳的吸附環境。因此，針對此最基本條件之定性描述如下：「Eh值須有所限制」。

(b) 離子強度、鹽度

地下水的離子強度應保持在一定的範圍，以避免造成不利的影響。為了避免膠體由緩衝材料及回填材料中釋出，陽離子強度應該要超過4 mM：「$\sum q[M^{q+}] > 4\ mM$」。高鹽度的地下水對於緩衝材料及回填材料的特性有負面的影響，特別是回脹壓力及水力傳導係數，其定性描述如下：「總溶解固體物(Total Dissolved Solid，TDS)須有所限制」。

(c) 有害物質的濃度

廢棄物罐的腐蝕情節為安全功能的關鍵議題，因此，應盡量降低地下水中會造成此作用的有害物質(特別是硫化物)濃度。此外，為了防止微生物藉由還原硫酸鹽而產生硫化物，地下水中提供微生物的營養物質濃度(如溶解的氫、甲烷及有機碳)亦應該降低。除了硫化物的影響外，地下水中的其他有害物質，特別是鉀及鐵，對於緩衝材料及回填材料的長期穩定性，亦有顯著的影響：「有害物質(如硫化物、溶解的氫、甲烷、有機碳、鉀及鐵)濃度須有所限制」。

(d) 酸鹼值(pH值)

由緩衝材料及回填材料穩定性的觀點，針對酸鹼值(pH值)的要求可提出一標準：「酸鹼值(pH值)<11」。若處置系統之所有地下水都可滿足此條件，則可確保緩衝材料及回填材料能滿足其應有的功能。但因建造處置設施的材料(特別是混凝土)可能會污染地下水而使酸鹼值(pH值)升高。因此，對於混凝土影響酸鹼值(pH值)之作用，須更進一步的進行分析。

(e) 避免氯化物促進腐蝕作用

由於氯化物的存在會加速硫化物對廢棄物罐的腐蝕，因此，應該避免同時存在低酸鹼值(pH值)及高氯化物濃度的情況發生：「$pH > 4$及$[Cl^-] < 2$ M」。

R2. 提供有利的水文地質及傳輸條件(provide favorable hydrogeologic and transport conditions)

母岩須要提供合適的水文地質及傳輸條件，其中，流徑(flow paths)應有較高的流動傳輸阻抗(flow-related transport resistance，F)以限制地下水的傳輸；此外，緩衝材料/岩石交界面應有較低的等效流率(equivalent flow rate，Q_{eq})以限制溶質的交換。以上因素涉及許多複雜的交互作用，尚需要綜合這些影響進行後續的分析，目前僅以定性的方式描述如下：「流動傳輸阻抗：高；緩衝材料/岩石交界面之等效流率：低」。

R3. 提供力學穩定環境(provide mechanically stable environment)

破壞廢棄物罐的2個潛在力學因子分別為圍壓負載引致的破壞，以及截切處置孔裂隙的剪力位移。前者的破壞機制主要是因為冰河時期引致的高地下水壓所致，因此「地下水壓須有所限制」；後者則是須要藉由一系列的力學模式針對剪力位移進行複雜的計算，其破壞型態的位移及速度限制，是依據廢棄物罐的設計前提而得：「截切處置孔的位移量<5 cm；速度<1 m/s」。

R4. 提供有利的熱學環境(provide favorable thermal conditions)

為了在設計上提供足夠的保守度，現階段參考瑞典SKB訂定處置設施深度的岩石溫度不應低於緩衝材料結凍溫度(-4 ℃)的安全功能指標；此外，於剪力位移對於廢棄物罐破壞的力學模式分析中，其條件為環境溫度大於0 ℃。

圍阻的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準



圖 6-1：圍阻安全功能、安全功能指標與與安全功能指標標準

資料來源：重繪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標準。若安全功能指標尚無定量的標準時，則以定性的描述如「高」、「低」、「須有所限制」進行說明。不同的底色代表各系統單元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。

6.3. 核種傳輸遲滯安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

前述提及的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準，只著重於系統的圍阻功能，特別是針對廢棄物罐(Can1-Can3)。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。若廢棄物罐失效的情形發生，則SNFD2017參考案例關於釋出的限制，以及與遲滯相關的安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的定義，敘述如下，並以各系統單元的安全功能代號(如Buff8、BF2等)，總結為圖 6-2。

(1) 燃料：

F1. 約束核種(contain radionuclides)

擁有穩定基質構造的燃料型態，對於約束放射性核種有正面的幫助，對於此安全功能而言，燃料轉換率(fuel conversion rate)為一合適的安全功能指標。此外，燃料組件的金屬部分，也具有約束核種的功能，因此，這些金屬的腐蝕速率，亦為一重要的安全功能指標。總結上述之定性描述如下：「燃料基質轉化率：低；金屬腐蝕率：低」。

F2. 沉澱(precipitation)

多數核種在處置設施的環境下擁有溶解度限值，即核種從破壞廢棄物罐中釋出受限制，因此，核種的溶解度對於安全功能而言，為一合適的指標：「溶解度：低」。

F3. 避免核子臨界(avoid criticality)

萬一水進入了損壞的廢棄物罐中，其燃料特性及幾何排列應該要避免臨界，不過目前尚未有簡單的標準可用以進行相關的估算。定性而言，燃料的反應度(reactivity)應盡量低，且對於充滿水的廢棄物罐而言，其內部燃料有效增值因子(effective multiplication factor，k_{eff})的設計前提不得超過0.95：「$k_{eff}<0.95$」。

(2) 廢棄物罐：

Can4. 提供傳輸抵抗(provide transport resistance)

當廢棄物罐破壞後，地下水侵入並接觸燃料，放射性核種隨著水流釋出的情形可能會發生；而廢棄物罐的破壞型態，將決定其是否具有對地下水及核種傳輸的物理阻礙。雖然廢棄物罐並不是設計用於降低傳輸速率，但至少可在破壞後的有限時間內，對於釋出速率提供一定程度的限制。對於某些破壞型態而言，廢棄物罐破壞後至放射性核種開始釋出的延遲時間(t_{delay})，以及失去降低傳輸速率功能的時間(t_{large})，可作為安全功能的指標，其定性描述如下：「t_{delay}：長；t_{large}：長」。

Can5. 避免燃料臨界(avoid fuel criticality)

廢棄物罐的幾何與材料特性應該要能避免核子臨界，而定性描述如下：「應有合適的幾何特性；應有合適的材料特性」。

(3) 緩衝材料與圍阻相同的功能：

對於遲滯功能而言，與緩衝材料的圍阻功能有共同的重要功能為限制平流傳輸(Buff1)；因此，水力傳導係數及回脹壓力的安全功能指標標準(水力傳導係數$<1\times10^{-12}$ m/s；回脹壓力>1 MPa)，亦同樣適用。為了保持其合適的特性，緩衝材料可透過溫度的標準(Buff4：溫度<100 ℃)，限制緩衝材料受溫度影響而防止礦物質變，以及透過回脹壓力的指標標準(Buff5：回脹壓力>0.2 MPa)以防止廢棄物罐的沉降。

Buff7. 過濾膠體(filter colloids)

緩衝材料應足夠緊密，以避免膠體通過。藉由緩衝材料使燃料膠體較難從有缺陷的廢棄物罐中逃脫。在SNFD2017參考案例中，所訂定之相關標準如下：「密度$>1{,}650$ kg/m^3」。

Buff8. 吸附核種(sorb radionuclides)

緩衝材料吸附核種的能力可提供核種向外傳輸的限制，此功能對於核種傳輸為重要的遲滯因子，而合適的指標為分配係數(K_d)，其定性描述如下：「K_d：高」。

Buff9. 允許氣體傳輸(allow gas passage)

潛在造成廢棄物罐失效的氣體，可經緩衝材料逸出。氣體的傳輸特性與緩衝材料的回脹壓力有關，較低的回脹壓力有利於氣體的傳輸，但此階段尚無法訂定其標準，只能定性說明如下：「回脹壓力：低」。

(4) 回填材料：

BF2. 限制平流傳輸(limit advective transport)

回填材料不應該成為核種傳輸的優勢路徑。為了滿足此條件，回填材料應有特定的回脹壓力，以確保對於密度、均質性及水力傳導係數的限制。在SNFD2017參考案例中的定量標準如下：「水力傳導係數$<10^{-10}$ m/s；回脹壓力>0.1 MPa」。

另外，處置隧道的回填材料不應結凍。如同緩衝材料對於結凍的限制，其臨界溫度皆是基於回脹壓力的考慮。在SNFD2017參考案例中，所訂定標準如下：「溫度$>$-2 ℃」。因為(1)回填材料結凍後可能會損害隧道壁面，以致產生新的裂隙而加速核種傳輸，以及(2)回填材料受凍再解凍後其傳輸性能可能會增加。現階段直接參考瑞典SKB訂定溫度相關之標準已於設計上提供足夠的保守度，後續可進行更深入的研究、確認後予以修訂。

BF3. 吸附核種(sorb radionuclides)

回填材料吸附核種的能力，可提供核種向外傳輸的限制，此功能對於核種傳輸為重要的遲滯因子，而合適的指標為分配係數(K_d)，其定性描述如下：「K_d：高」。

(5) 地質圈與圍阻相同的功能：

對於遲滯而言，地質圈的安全功能著重於(1)化學及(2)水文地質及傳輸特性的合適性，其安全功能指標大多數與圍阻功能相同：

R1. 地質圈提供有利的化學條件

地下水組成相關的標準為還原狀態(Eh值須有所限制)，對於燃料基質的穩定性及核種低溶解度的限制特別重要。為了確

保緩衝材料能有效的遲滯核種傳輸，鹽度相關的指標(TDS須有所限制)亦扮演重要的角色。

R2. 地質圈提供有利的水文地質及傳輸條件

高傳輸阻抗(F)及低等效流率(Q_{eq})與圍阻功能相同。其中2項則為核種傳輸遲滯的安全功能及安全功能指標：

R2c.母岩基質擴散及吸附(matrix diffusion and sorption)

地質圈以母岩基質擴散及吸附的方式遲滯核種傳輸，因此，有效擴散係數(D_e)及分配係數(K_d)為此安全功能合適的指標，其定性描述如下：「D_e：高；K_d：高」。

R2d.低膠體濃度(low colloid concentrations)

天然膠體濃度應該要夠低，以避免核種藉由附著膠體的方式，順著水流於裂隙中傳輸。膠體濃度定性限制的描述如下：「膠體濃度：低」。

核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準



圖 6-2：核種傳輸遲滯的安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準

資料來源：重繪SKB(2011, p267)

註：與核種遲滯相關之安全功能(粗體)、安全功能指標與安全功能指標標準。若安全功能指標尚無定量的標準時，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 6-1有連貫性。

7. 數據整理

SNFD2017參考案例核種傳輸計算與生物圈評估所使用之數據如表 1-3所示，以離島結晶岩測試區現有數據為主，且為使數據資料具備一致基準與完整性，不足處主要參考相似處置特性之數據(如瑞典的安全評估實務經驗)，以展現參數彙整分析與安全評估模式量化分析之能力。SNFD2017參考案例表三(表 1-3)之參數表單內容，包含源項參數、近場參數、遠場參數及生物圈等相關參數，並臚列參數分布範圍。然SNFD2017報告著重建立安全評估方法論與模式應用整合之適用性分析，故將選用平均值進行量化分析。對於量化結果不確定性探討，將於第13.1節說明參數對長期安全性的不確性探討，以及於第13.4節以離島結晶岩測試區為SNFD2017參考案例分析參數敏感度，奠定下一階段研究發展之基礎。

7.1. 源項參數

SNFD2017參考案例之用過核子燃料最終處置數量，以國內現行核能電廠6部機組運轉40年後除役，並經過40年濕式與乾式貯存後的核種存量，作為最終處置安全評估之參考值。預計沸水式反應器用過核子燃料組件有18,602束，需要1,551個廢棄物罐；預計壓水式反應器用過核子燃料組件有3,815束，需要954個廢棄物罐，總計估算國內最終處置所需廢棄物罐總數為2,505個。

源項相關參數涵蓋範圍，將因鈾濃縮度、燃耗與衰變時間等因子影響，一般而言，鈾濃縮度與燃耗有一定之相關性，鈾濃縮度越高，則該燃料組件可達到之燃耗亦相對提升。國內採用燃料組件之鈾濃縮度皆為數組固定數值，且依據用過核子燃料中期貯存安全評估經驗(台電公司，2008，p6.4.4-1-p6.4.4-4；台電公司，2015，p6.4.4-1-p6.4.4-4)，鈾濃縮度變化對源項之影響遠較燃耗小，故現階段將只針對燃耗與衰變時間進行參數討論。

統計核能電廠運轉紀錄，目前BWR類型用過核子燃料組件最高燃耗約為51.70 GWd/MtU，最低燃耗約為3.15 GWd/MtU；PWR類型用

過核子燃料最高燃耗約為57.23 GWd/MtU，最低燃耗約為5.2 GWd/MtU；而衰變時間範圍亦相當廣，首先核能電廠營運期間即長達40年，早期與末期所退出的用過核子燃料衰變冷卻時間相差30餘年，而2055年開始裝載至處置設施封閉約需50年，前後期也有40餘年的差距。另外，由於現階段電廠仍在營運，隨著政策與環境變化，運轉策略可能受到影響，同時也影響到廢棄物罐之數量。目前採用保守假設3座電廠皆正常運轉40年，實際上，由於用過核子燃料貯存池之限制，若已規劃之乾式貯存設施無法如期運轉，部分機組可能需要停機，使得需要進行處理的廢棄物罐數量減少約10%；故未來仍將持續依據國內用過核子燃料之實際運轉歷程與燃耗，評估其特性，掌握相關源項參數及其分布範圍。

源項核種特性參數如表 7-1為核種初始存量，其係採用SCALE程式系統內的ORIGEN-S程式模組，依據各核能電廠的運轉歷程與燃料設計資訊(Areva, 2000, p5-3、p5-4；Westinghouse, 2013, p2-p8)，評估條件設定為：BWR反應器ATRIUM10組件於燃耗54 GWd/MtU以及PWR反應器Vantage+組件於燃耗58 GWd/MtU條件下，冷卻40年後之放射性核種存量概估。另考量處置設施整體廢棄物罐裝載特性，以罐數作為權重，推導增列權重型核種存量。源項之設定是依據執行中期貯存評估經驗而得(台電公司，2008，p6.4.4-1-p6.4.4-4；台電公司，2015，p6.4.4-1-p6.4.4-4)，由於最終處置與中期貯存的時間與數量尺度有較大差異，故其保守度餘裕也大不相同；所以，在衰變熱源設定部分會與源項評估之設定有所差異，但皆為保守考量之設定，僅餘裕的程度有所差異。

用過核子燃料基質於廢棄物罐失效後，釋出機制應考慮瞬釋分率與燃料基質溶解速率：

(1) 瞬釋分率：核種存在晶格間隙，將於廢棄物罐失效後快速溶於水中，伴隨地下水流釋出。瞬釋分率即考量存量佔整體用過核子燃料基質存量之比例，如表 7-2。

(2) 燃料基質溶解速率：指燃料基質於廢棄物罐失效後的溶解速率，將溶解速率視為等速率溶解，設定為1×10^{-7}/yr (SKB, 2010m, p60)。

用過核子燃料基質於廢棄物罐失效後，核種傳輸計算應考慮瞬時釋出、燃料基質溶解等釋出機制以及個別核種之溶解度限值。瞬釋分率主要考量存在用過核子燃料間隙中的核種存量比例，當地下水進入失效的廢棄物罐而形成連通的傳輸路徑時，此部份核種會快速溶於水造成瞬間釋出；剩餘比例的核種存量則存在於燃料基質中，並假設以等速率溶解於水中。另當核種溶解於地下水中，其最大濃度將取決個別核種的溶解度如表 7-3。

表 7-1：主要核種初始存量表

	核種	BWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	PWR類型廢棄物罐核種存量 [mol]	罐數權重類型廢棄物罐核種存量 [mol]
分裂 / 活化產物	C-14	3.57×10^{-2}	2.72×10^{-2}	3.25×10^{-2}
	Cl-36	3.23×10^{0}	1.31×10^{1}	7.00×10^{0}
	Ni-59	3.24×10^{2}	1.15×10^{3}	6.39×10^{2}
	Se-79	2.17×10^{-1}	2.36×10^{-1}	2.25×10^{-1}
	Sr-90	7.21×10^{0}	6.50×10^{0}	6.94×10^{0}
	Zr-93	2.75×10^{3}	8.21×10^{2}	2.01×10^{3}
	Nb-94	2.50×10^{-1}	3.73×10^{-1}	2.97×10^{-1}
	Tc-99	2.71×10^{1}	2.32×10^{1}	2.56×10^{1}
	Pd-107	7.91×10^{0}	6.27×10^{0}	7.29×10^{0}
	Sn-126	5.35×10^{-1}	4.38×10^{-1}	4.98×10^{-1}
	I-129	4.18×10^{0}	3.48×10^{0}	3.92×10^{0}
	Cs-135	1.09×10^{1}	8.04×10^{0}	9.82×10^{0}
	Cs-137	1.21×10^{1}	1.05×10^{1}	1.15×10^{1}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	2.76×10^{-11}	2.36×10^{-11}	2.61×10^{-11}
	Ra-226	7.59×10^{-9}	6.56×10^{-9}	7.20×10^{-9}
	Ac-227	5.97×10^{-10}	7.36×10^{-10}	6.50×10^{-10}
	Th-229	1.78×10^{-8}	1.26×10^{-8}	1.58×10^{-8}
	Th-230	5.81×10^{-5}	5.07×10^{-5}	5.53×10^{-5}
	Pa-231	1.87×10^{-6}	2.40×10^{-6}	2.07×10^{-6}
	Th-232	6.70×10^{-5}	6.17×10^{-5}	6.50×10^{-5}
	U-233	8.63×10^{-5}	8.56×10^{-5}	8.60×10^{-5}
	U-234	9.39×10^{-1}	8.26×10^{-1}	8.96×10^{-1}
	U-235	4.00×10^{1}	5.53×10^{1}	4.58×10^{1}
	U-236	5.21×10^{1}	4.94×10^{1}	5.11×10^{1}
	Np-237	6.51×10^{0}	6.39×10^{0}	6.47×10^{0}
	U-238	8.34×10^{3}	6.53×10^{3}	7.65×10^{3}
	Pu-238	2.42×10^{0}	2.15×10^{0}	2.31×10^{0}
	Pu-239	4.71×10^{1}	4.31×10^{1}	4.56×10^{1}
	Pu-240	2.82×10^{1}	2.21×10^{1}	2.58×10^{1}
	Am-241	1.15×10^{1}	1.08×10^{1}	1.13×10^{1}
	Pu-242	9.28×10^{0}	7.37×10^{0}	8.56×10^{0}
	Am-243	2.48×10^{0}	1.98×10^{0}	2.29×10^{0}
	Cm-245	6.63×10^{-2}	5.73×10^{-2}	6.29×10^{-2}
	Cm-246	1.21×10^{-2}	8.11×10^{-3}	1.06×10^{-2}

表 7-2：核種瞬釋分率之相關參數

	核種	瞬釋分率(-)	最低限值(-)	最高限值(-)
分裂 / 活化產物	C-14	9.20×10^{-2}	8.50×10^{-2}	1.10×10^{-1}
	Cl-36	8.60×10^{-2}	1.20×10^{-2}	1.40×10^{-1}
	Ni-59	1.20×10^{-2}	1.60×10^{-3}	1.70×10^{-2}
	Se-79	4.20×10^{-3}	4.00×10^{-3}	4.60×10^{-2}
	Sr-90	2.50×10^{-3}	0	1.00×10^{-2}
	Zr-93	9.20×10^{-6}	6.30×10^{-8}	1.40×10^{-5}
	Nb-94	1.80×10^{-2}	6.40×10^{-7}	2.70×10^{-2}
	Tc-99	2.00×10^{-3}	0	1.00×10^{-2}
	Pd-107	2.00×10^{-3}	0	1.00×10^{-2}
	Sn-126	3.00×10^{-4}	0	1.00×10^{-3}
	I-129	2.90×10^{-2}	4.00×10^{-3}	4.60×10^{-2}
	Cs-135	2.90×10^{-2}	4.00×10^{-3}	4.60×10^{-2}
	Cs-137	2.90×10^{-2}	4.00×10^{-3}	4.60×10^{-2}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	0	0	0
	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
	U-235	0	0	0
	U-236	0	0	0
	Np-237	0	0	0
	U-238	0	0	0
	Pu-238	0	0	0
	Pu-239	0	0	0
	Pu-240	0	0	0
	Am-241	0	0	0
	Pu-242	0	0	0
	Am-243	0	0	0
	Cm-245	0	0	0
	Cm-246	0	0	0
資料來源		瑞典SKB TR-10-50報告(SKB, 2010o, p52)	瑞典SKB TR-10-50報告(SKB, 2010o, p52)	瑞典SKB TR-10-52報告(SKB, 2010g, p85)

表 7-3：核種特性參數

	核種	$t_{1/2}$ (yr)	溶解度限值 (mol/m^3)
分裂 / 活化產物	C-14	5.73×10^{3}	完全溶解
	Cl-36	3.01×10^{5}	完全溶解
	Ni-59	7.60×10^{4}	3.00×10^{-1}
	Se-79	2.95×10^{6}	6.70×10^{-6}
	Sr-90	2.89×10^{1}	3.70×10^{0}
	Zr-93	1.61×10^{6}	1.80×10^{-5}
	Nb-94	2.03×10^{4}	4.90×10^{-2}
	Tc-99	2.11×10^{5}	3.80×10^{-6}
	Pd-107	6.50×10^{6}	3.90×10^{-3}
	Sn-126	2.30×10^{5}	9.00×10^{-5}
	I-129	1.57×10^{7}	完全溶解
	Cs-135	2.30×10^{6}	完全溶解
	Cs-137	3.01×10^{1}	完全溶解
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	2.22×10^{1}	1.70×10^{-3}
	Ra-226	1.60×10^{3}	9.10×10^{-4}
	Ac-227	2.18×10^{1}	完全溶解
	Th-229	7.93×10^{3}	2.60×10^{-6}
	Th-230	7.54×10^{4}	2.60×10^{-6}
	Pa-231	3.28×10^{4}	3.30×10^{-4}
	Th-232	1.40×10^{10}	2.60×10^{-6}
	U-233	1.59×10^{5}	9.50×10^{-7}
	U-234	2.46×10^{5}	9.50×10^{-7}
	U-235	7.04×10^{8}	9.50×10^{-7}
	U-236	2.34×10^{7}	9.50×10^{-7}
	Np-237	2.14×10^{6}	1.00×10^{-6}
	U-238	4.47×10^{9}	9.50×10^{-7}
	Pu-238	8.77×10^{1}	4.80×10^{-3}
	Pu-239	2.41×10^{4}	4.80×10^{-3}
	Pu-240	6.56×10^{3}	4.80×10^{-3}
	Am-241	4.32×10^{2}	2.50×10^{-3}
	Pu-242	3.75×10^{5}	4.80×10^{-3}
	Am-243	7.37×10^{3}	2.50×10^{-3}
	Cm-245	8.42×10^{3}	2.60×10^{-3}
	Cm-246	4.71×10^{3}	2.60×10^{-3}
資料來源			瑞典SKB TR-10-50報告(SKB, 2010o , p52)

7.2. 近場參數

SNFD2017參考案例之近場評估模型與參數如表 1-3之近場區塊，近場評估範圍如圖 7-1，係採廢棄物罐垂直置放方式之徑向核種外釋概念模式。針對用過核子燃料基質之釋出機制、核種於地下水中之溶解，以及在廢棄物罐、緩衝材料、處置隧道及近場母岩等之可能外釋情節，以GoldSim程式建構近場工程障壁系統與核種外釋之評估模式，相關近場評估參數及其來源依據，如表 7-4為緩衝材料及回填材料分配係數之相關參數。表 7-5為開挖擾動帶/母岩分配係數之相關參數。表 7-6為近場參數，主要為緩衝材料之幾何參數及特性參數，參數設定值影響核種於地下水中傳輸之行為，溶解度限值為控制核種於水中最大濃度之參數，分配係數則為核種吸附相關參數，近場傳輸機制示意圖如圖 7-2。

表 7-4：緩衝材料及回填材料分配係數之相關參數

	核種	緩衝材料與回填材料分配係數(m^3/kg)	最低限值(m^3/kg)	最高限值(m^3/kg)
分裂 / 活化產物	C-14	0	0	0
	Cl-36	0	0	0
	Ni-59	3.00×10^{-1}	3.00×10^{-2}	3.30×10^{0}
	Se-79	0	0	0
	Sr-90	4.50×10^{-3}	7.50×10^{-4}	2.70×10^{-2}
	Zr-93	4.00×10^{0}	1.00×10^{-1}	10.30×10^{1}
	Nb-94	3.00×10^{0}	2.00×10^{-1}	4.50×10^{1}
	Tc-99	0	0	0
	Pd-107	5.00×10^{0}	3.00×10^{-1}	7.50×10^{1}
	Sn-126	6.30×10^{1}	2.30×10^{0}	17.64×10^{2}
	I-129	0	0	0
	Cs-135	9.30×10^{-2}	1.50×10^{-2}	5.60×10^{-1}
	Cs-137	9.30×10^{-2}	1.50×10^{-2}	5.60×10^{-1}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	7.40×10^{1}	1.20×10^{1}	4.57×10^{2}
	Ra-226	4.50×10^{-3}	7.50×10^{-4}	2.70×10^{-2}
	Ac-227	8.00×10^{0}	0.30×10^{0}	2.33×10^{2}
	Th-229	6.30×10^{1}	6.00×10^{0}	7.00×10^{2}
	Th-230	6.30×10^{1}	6.00×10^{0}	7.00×10^{2}
	Pa-231	3.00×10^{0}	2.00×10^{-1}	4.50×10^{1}
	Th-232	6.30×10^{1}	6.00×10^{0}	7.00×10^{2}
	U-233	3.00×10^{0}	5.00×10^{-1}	1.80×10^{1}
	U-234	3.00×10^{0}	5.00×10^{-1}	1.80×10^{1}
	U-235	3.00×10^{0}	5.00×10^{-1}	1.80×10^{1}
	U-236	3.00×10^{0}	5.00×10^{-1}	1.80×10^{1}
	Np-237	2.00×10^{-2}	4.00×10^{-3}	2.00×10^{-1}
	U-238	3.00×10^{0}	5.00×10^{-1}	1.80×10^{1}
	Pu-238	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-3}	2.00×10^{-1}
	Pu-239	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-3}	2.00×10^{-1}
	Pu-240	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-3}	2.00×10^{-1}
	Am-241	6.10×10^{1}	1.00×10^{1}	3.78×10^{2}
	Pu-242	2.00×10^{-2}	2.00×10^{-3}	2.00×10^{-1}
	Am-243	6.10×10^{1}	1.00×10^{1}	3.78×10^{2}
	Cm-245	6.10×10^{1}	1.00×10^{1}	3.78×10^{2}
	Cm-246	6.10×10^{1}	1.00×10^{1}	3.78×10^{2}
資料來源		瑞典SKB TR-10-52報告(SKB, 2010g, p176、p178)	瑞典SKB TR-10-52報告(SKB, 2010g, p176、p178)	瑞典SKBTR-10-52報告(SKB, 2010g, p176、p178)

表 7-5：開挖擾動帶/母岩分配係數之相關參數

	核種	EDZ/母岩 分配係數(m^3/kg)	最低限值 (m^3/kg)	最高限值 (m^3/kg)
分裂 / 活化產物	C-14	0	0	0
	Cl-36	0	0	0
	Ni-59	1.10×10^{-3}	5.97×10^{-5}	2.04×10^{-2}
	Se-79	2.95×10^{-4}	2.50×10^{-5}	3.48×10^{-3}
	Sr-90	3.42×10^{-6}	3.84×10^{-8}	3.05×10^{-4}
	Zr-93	2.13×10^{-2}	4.48×10^{-3}	1.02×10^{-1}
	Nb-94	1.98×10^{-2}	1.11×10^{-3}	3.53×10^{-1}
	Tc-99	0	0	0
	Pd-107	5.20×10^{-2}	1.22×10^{-3}	2.21×10^{0}
	Sn-126	1.59×10^{-1}	4.51×10^{-2}	5.58×10^{-1}
	I-129	0	0	0
	Cs-135	3.49×10^{-4}	3.46×10^{-5}	3.52×10^{-3}
	Cs-137	3.49×10^{-4}	3.46×10^{-5}	3.52×10^{-3}
超鈾系衰 變鏈核種	Pb-210	2.52×10^{-2}	2.05×10^{-3}	3.10×10^{-1}
	Ra-226	2.42×10^{-4}	3.87×10^{-5}	1.51×10^{-3}
	Ac-227	1.48×10^{-2}	5.74×10^{-4}	3.83×10^{-1}
	Th-229	5.29×10^{-2}	2.84×10^{-3}	9.84×10^{-1}
	Th-230	5.29×10^{-2}	2.84×10^{-3}	9.84×10^{-1}
	Pa-231	5.92×10^{-2}	6.76×10^{-3}	5.18×10^{-1}
	Th-232	5.29×10^{-2}	2.84×10^{-3}	9.84×10^{-1}
	U-233	1.06×10^{-4}	5.53×10^{-6}	2.05×10^{-3}
	U-234	1.06×10^{-4}	5.53×10^{-6}	2.05×10^{-3}
	U-235	1.06×10^{-4}	5.53×10^{-6}	2.05×10^{-3}
	U-236	1.06×10^{-4}	5.53×10^{-6}	2.05×10^{-3}
	Np-237	4.13×10^{-4}	1.48×10^{-5}	1.15×10^{-2}
	U-238	1.06×10^{-4}	5.53×10^{-6}	2.05×10^{-3}
	Pu-238	9.14×10^{-3}	6.19×10^{-4}	1.35×10^{-1}
	Pu-239	9.14×10^{-3}	6.19×10^{-4}	1.35×10^{-1}
	Pu-240	9.14×10^{-3}	6.19×10^{-4}	1.35×10^{-1}
	Am-241	1.48×10^{-2}	5.74×10^{-4}	3.83×10^{-1}
	Pu-242	9.14×10^{-3}	6.19×10^{-4}	1.35×10^{-1}
	Am-243	1.48×10^{-2}	5.74×10^{-4}	3.83×10^{-1}
	Cm-245	1.48×10^{-2}	5.74×10^{-4}	3.83×10^{-1}
	Cm-246	1.48×10^{-2}	5.74×10^{-4}	3.83×10^{-1}
資料來源		瑞典SKBTR-10-50報告(SKB, 2010o, p36)	瑞典SKBTR-10-50報告(SKB, 2010o, p36)	瑞典SKBTR-10-50報告(SKB, 2010o, p36)

表 7-6：近場參數

參 數 名 稱		採 用 值	說明及根據
化學元素	溶解度限值	表 7-2	瑞典SKB TR-10-50報告 (SKB, 2010o, p52)
廢棄物罐	內半徑	0.425 m	瑞典SKB TR-10-14報告 (SKB, 2010k, p34)
	外半徑	0.525 m	
	長度	4.835 m	
緩衝材料	外半徑(r_{buffer})	0.875 m	瑞典SKB TR-99-08報告 (SKB, 1999b, p16)
	飽和密度(ρ_{buffer})	1950 kg/m^3	瑞典SKB TR-10-15報告 (SKB, 2010j, p31)
	孔隙率(φ_{buffer})	0.435	瑞典SKBTR-10-52報告 (SKB, 2010g, p175)
	有效擴散係數(D_e)	1.4×10^{-10} m^2/s 4.2×10^{-10} m^2/s (Cs)	瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010g, p175)
	分配係數($K_{d,\ buffer}$)	表 7-4	瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010g, p176、p178)

註：有效擴散係數(De)：4.2×10^{-10} m^2/s 為Cs之有效擴散係數因表面擴散而有較高之擴散效應 (SKB, 2010b, p175)

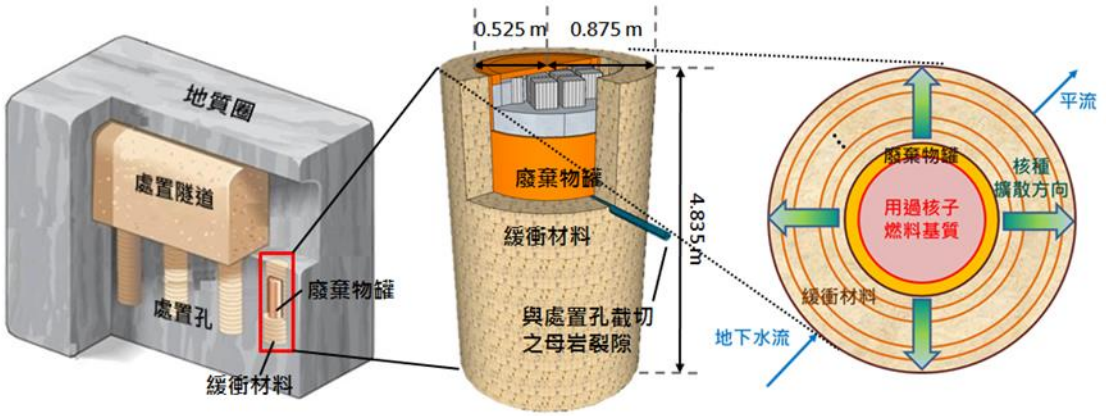


圖 7-1：安全評估近場評估範圍

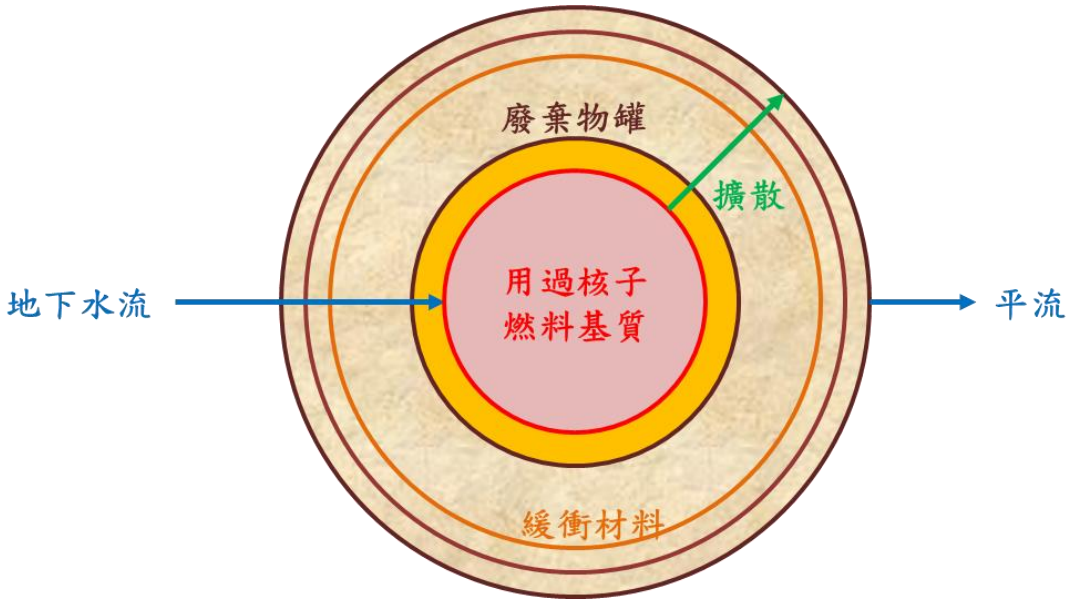


圖 7-2：考慮徑向傳輸之概念模式圖

7.3. 遠場參數

SNFD2017參考案例之遠場評估模式與參數如表 1-3之遠場區塊，其起始點為近場外圍，即與處置孔相交之導水裂隙，而遠場終點(排放點)或釋出點為遠場與生物圈交界面(Geosphere-Biosphere Interfaces, GBIs)。現階段遠場水流模型乃根據SNFD2017參考案例之地下水流特性建立離散裂隙網路及等效連續孔隙介質水流模型，於封閉後與當代環境條件相似階段設定水文地質模式為淡水穩態模式，上邊界條件則假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同，側邊界皆設定為無流量邊界，以質點追蹤(particle tracking)方法，在源頭(source)與釋出點(sink)之間建立DFN及等效連續孔隙介質(Equivalent Continuous Porous Medium, 簡稱ECPM)水流模型，分析可能之連通路徑(pathway)，得到質點傳輸路徑之水流參數(相關細節可參閱第8.4節之水文地質演化)，離散裂隙網路及質點傳輸路徑示意圖如圖7-3；遠場核種傳輸評估係使用GoldSim程式之管流模組進行核種傳輸模擬，由於管流模組中採用平流延散方程式進行物質濃度計算，故需要輸入之參數包含：傳輸長度、地下水流率、截面積與濕潤表面積等。相關遠場評估參數及其來源依據如表 7-7，包含母岩特性參數及地下水於地質圈裂隙傳輸之相關參數等。

表 7-7：遠場核種傳輸需求參數

參數名稱		採用值	說明及根據
母岩	乾密度(ρ_m)	R1岩體：2,750 kg/m^3	SNFD-ERL-90-219 (林蔚等，2005，c4p83)
	孔隙率(φ_m)	R1岩體：0.53%	SNFD-ERL-90-219 (林蔚等，2005，c4p83)
	擴散係數(D_e)	2.1×10^{-14} m^2/s	瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010g, p391)
	分配係數($K_{d,m}$)	表 7-4	瑞典SKB TR-10-50報告 (SKB, 2010o, p36)
	最大擴散深度	裂隙間距的1/2	裂隙間距資料參考SNFD2017參考案例表二:地質概念模式及特性數據,計算關係式參考瑞典SKB TR-10-52報告 (SKB, 2010g, p353)
裂隙網路	傳輸長度(L)	實際質點路徑每段之長度	由水流模型程式計算而得
	裂隙流率(Q)	實際質點路徑每段之流率	由水流模型程式計算而得
	裂隙內徑(2b)	實際質點路徑每段之內徑	由水流模型程式計算而得
	濕潤面積(A_{wet})	實際質點路徑每段之濕潤面積	由水流模型程式計算而得
	擴散係數(D_w)	1.0×10^{-9} m^2/s	瑞典SKBTR-10-52報告 (SKB, 2010g, p164)
	延散度(α_L)	依實際質點路徑每段長度的1/10	質點路徑長度由水流模型程式得到， 計算關係式參考Dimkic et al.(2008, p295)
	導水係數(T)	實際質點路徑每段之導水度	由水流模型程式計算而得

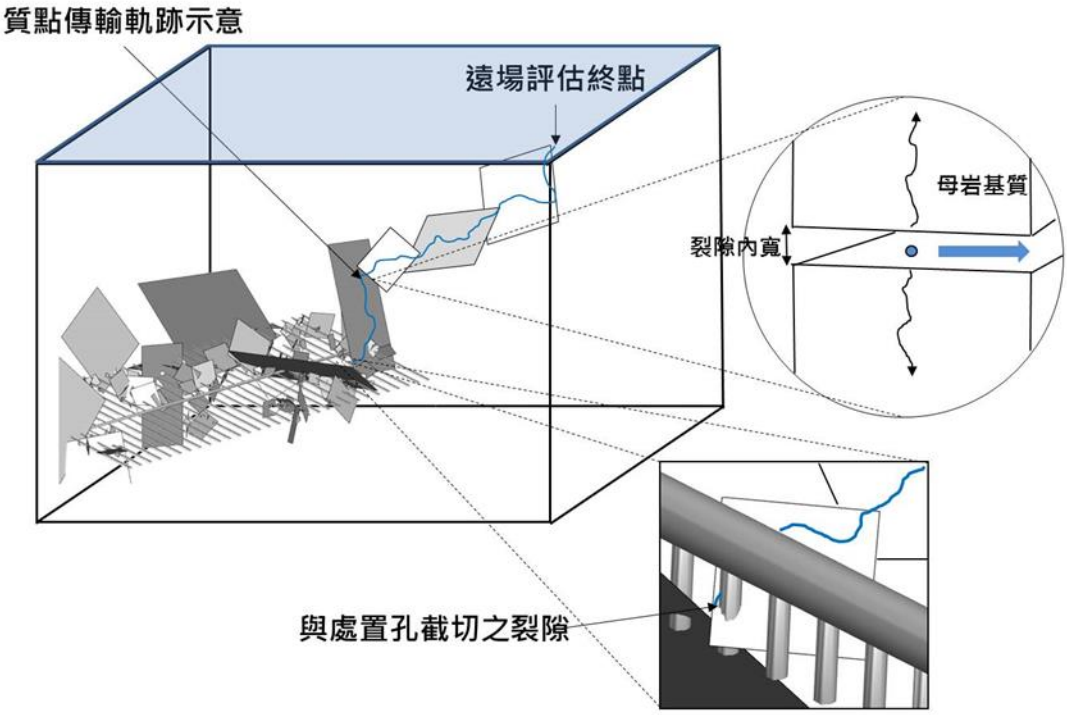


圖 7-3：離散裂隙網路及質點傳輸路徑

7.4. 生物圈參數

SNFD2017參考案例之關鍵群體曝露途徑及生物圈評估概念模型，如圖 7-4與圖 7-5所示，生物圈評估模式係依據國際原子能總署所發展的生物圈輻射劑量評估模式(BIOsphere Modeling and ASSessment, BIOMASS)方法，再加上我國地形、氣候等條件皆與日本相近，因此，亦同時參考日本研發經驗之生物圈案例，建構出符合我國國情之生物圈概念模式與關鍵曝露群體，以評估不同曝露群體所接受之輻射劑量。最後，利用AMBER劑量評估程式(Quintessa Ltd., 2013, p1-p187)，分別計算各個放射性核種於不同環境介質中放射性核種之濃度，以評估不同關鍵曝露群體之輻射劑量；有關生物圈概念模式建構與計算生物圈劑量轉換係數請參閱第8.2節生物圈演化，表7-8與表 7-9為分別計算生物圈劑量轉換係數所需之核種嚥入與吸入劑量轉換因子及體外曝露劑量轉換因子。

表 7-8：核種嚥入及吸入之劑量轉換因子

	核種	嚥入途徑 (Sv/Bq)	吸入途徑 (Sv/Bq)
分裂/活化產物	C-14	5.8×10^{-10}	5.8×10^{-9}
	Cl-36	9.3×10^{-10}	7.3×10^{-9}
	Ni-59	6.3×10^{-11}	4.4×10^{-10}
	Se-79	2.9×10^{-9}	6.8×10^{-9}
	Sr-90	2.8×10^{-8}	1.6×10^{-7}
	Zr-93	1.1×10^{-9}	2.5×10^{-8}
	Nb-94	1.7×10^{-9}	4.9×10^{-8}
	Tc-99	6.4×10^{-10}	1.3×10^{-8}
	Pd-107	3.7×10^{-11}	5.9×10^{-10}
	Sn-126	4.7×10^{-9}	2.8×10^{-8}
	I-129	1.1×10^{-7}	3.6×10^{-8}
	Cs-135	2.0×10^{-9}	8.6×10^{-9}
	Cs-137	1.3×10^{-8}	3.9×10^{-8}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	6.9×10^{-7}	5.6×10^{-6}
	Ra-226	2.8×10^{-7}	9.5×10^{-6}
	Ac-227	1.1×10^{-6}	5.5×10^{-4}
	Th-229	4.9×10^{-7}	2.4×10^{-4}
	Th-230	2.1×10^{-7}	1.0×10^{-4}
	Pa-231	7.1×10^{-7}	1.4×10^{-4}
	Th-232	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}
	U-233	5.1×10^{-8}	5.8×10^{-7}
	U-234	4.9×10^{-8}	9.4×10^{-6}
	U-235	4.7×10^{-8}	8.5×10^{-6}
	U-236	4.7×10^{-8}	8.7×10^{-6}
	Np-237	1.1×10^{-7}	5.0×10^{-5}
	U-238	4.5×10^{-8}	8.0×10^{-6}
	Pu-238	2.3×10^{-7}	1.1×10^{-4}
	Pu-239	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}
	Pu-240	2.5×10^{-7}	1.2×10^{-4}
	Am-241	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
	Pu-242	2.4×10^{-7}	1.1×10^{-4}
	Am-243	2.0×10^{-7}	9.6×10^{-5}
	Cm-245	2.1×10^{-7}	9.9×10^{-5}
	Cm-246	2.1×10^{-7}	9.8×10^{-5}
	參考來源	游離輻射防護安全標準 (行政院原子能委員會，2005，附表3-4)	游離輻射防護安全標準 (行政院原子能委員會，2005，附表3-5)

表 7-9：核種體外曝露之劑量轉換因子

	核種	土壤(soil) [(Sv/yr)/(Bq m^{-3})]	水源(water) [(Sv/yr)/(Bq m^{-3})]
分裂/活化產物	C-14	2.3×10^{-15}	1.4×10^{-14}
	Cl-36	4.0×10^{-13}	1.4×10^{-12}
	Ni-59	0	0
	Se-79	3.1×10^{-15}	1.9×10^{-14}
	Sr-90	1.2×10^{-13}	4.6×10^{-13}
	Zr-93	0	0
	Nb-94	1.6×10^{-09}	5.3×10^{-09}
	Tc-99	2.1×10^{-14}	9.9×10^{-14}
	Pd-107	0	0
	Sn-126	2.5×10^{-11}	1.5×10^{-10}
	I-129	2.2×10^{-12}	2.8×10^{-11}
	Cs-135	6.5×10^{-15}	3.5×10^{-14}
	Cs-137	1.3×10^{-13}	4.7×10^{-13}
超鈾系衰變鏈核種	Pb-210	4.1×10^{-13}	4.1×10^{-12}
	Ra-226	5.4×10^{-12}	2.2×10^{-11}
	Ac-227	8.4×10^{-14}	4.1×10^{-13}
	Th-229	5.4×10^{-11}	2.7×10^{-10}
	Th-230	2.0×10^{-13}	1.2×10^{-12}
	Pa-231	3.2×10^{-11}	1.2×10^{-10}
	Th-232	8.8×10^{-14}	6.3×10^{-13}
	U-233	2.4×10^{-13}	1.1×10^{-12}
	U-234	6.8×10^{-14}	5.5×10^{-13}
	U-235	1.2×10^{-10}	5.0×10^{-10}
	U-236	3.6×10^{-14}	3.7×10^{-13}
	Np-237	1.3×10^{-11}	7.3×10^{-11}
	U-238	1.7×10^{-14}	2.5×10^{-13}
	Pu-238	2.6×10^{-14}	3.6×10^{-13}
	Pu-239	5.0×10^{-14}	3.0×10^{-13}
	Pu-240	2.5×10^{-14}	3.5×10^{-13}
	Am-241	7.4×10^{-12}	5.9×10^{-11}
	Pu-242	2.2×10^{-14}	2.9×10^{-13}
	Am-243	2.4×10^{-11}	1.6×10^{-10}
	Cm-245	5.7×10^{-11}	2.8×10^{-10}
	Cm-246	2.0×10^{-14}	3.3×10^{-13}
	參考來源	Eckerman and Ryman, (1993, p166-p181)	Eckerman and Ryman, (1993, p76-p91)

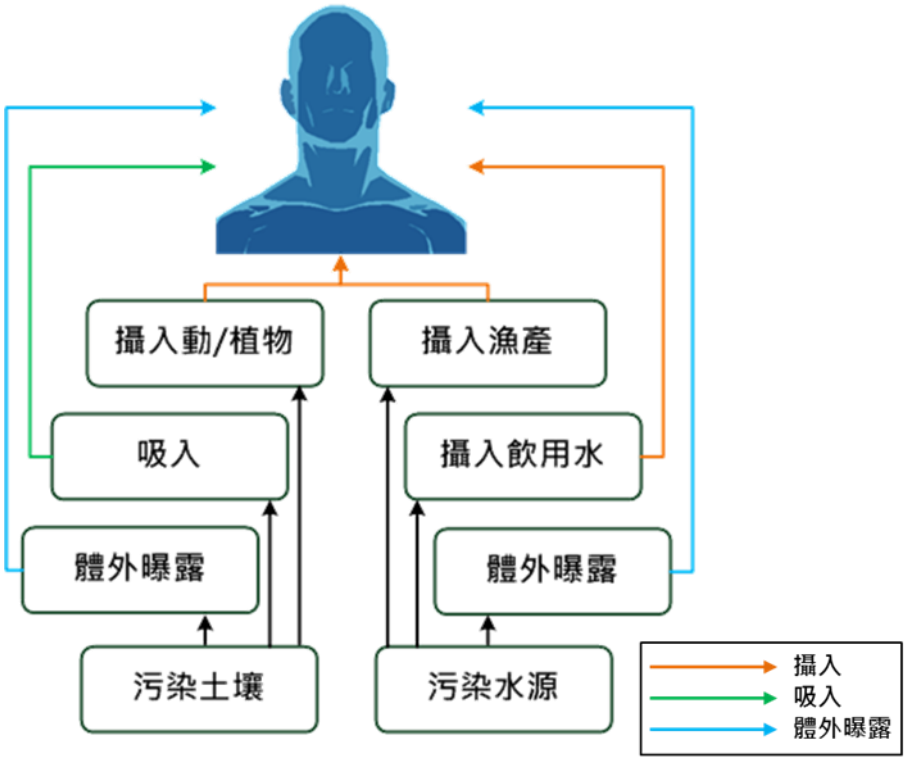


圖 7-4：關鍵群體可能受曝露途徑示意圖

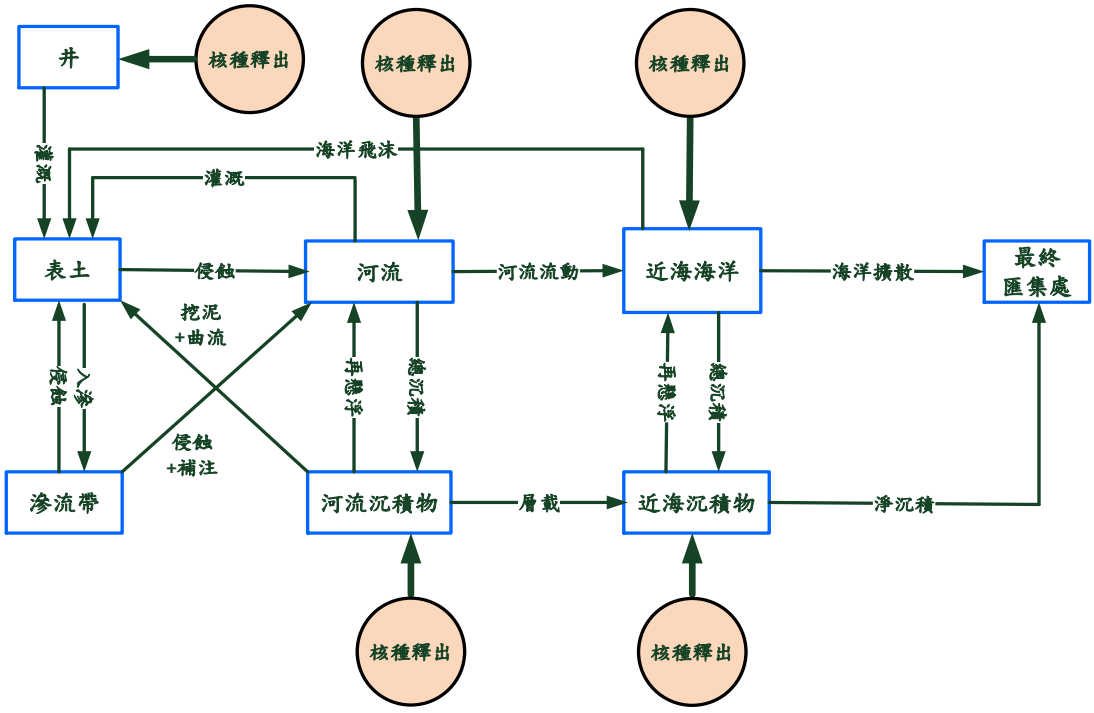


圖 7-5：SNFD2017參考案例之生物圈核種傳輸概念模型

8. 參考演化

本章節係根據安全評估分析步驟，依據離島結晶岩測試區FEPs清單、參考案例的初始狀態、外部條件與生物圈，配合內部作用與變數分析發展出影響圍阻安全功能的參考演化架構。本章節提供參考演化之分析結果，並將作為SNFD2017參考案例主要情節選定及分析基本案例與變異案例之參考依據。

評估處置設施完整之功能安全，在空間上需考量在外部條件作用下的廢棄物型態、工程障壁，以及母岩地質、水文地質、核種傳輸等條件，探討處置設施內部作用。在時間上需於安全評估時間尺度間，探討各種內部作用隨時間演化的交互影響；故參考演化是情節建構合理性與安全評估可信度的重要基礎。

如第2.4.1節所述，安全評估時間尺度長達100萬年，依處置設施演化探討面向，設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期。以下將依序針對外部條件、生物圈、近場熱分布、水文地質、岩石力學、化學條件、緩衝材料與回填材料及廢棄物罐的演化過程，進行詳細說明。

8.1. 外部條件演化

氣候變遷及地質活動為最主要影響處置環境安全的外部演化作用，未來人類活動則為影響外部演化極端不確定性的影響因素之一，因此不納入參考演化討論。林蔚等(2011，p30、p33)研究顯示，離島結晶岩測試區於1,000萬年前開始即呈穩定地塊，無明顯抬升或沉陷。

本節整理氣候相關議題應用於處置設施參考演化範疇內的重要研討項目，就參考演化議題範疇進行評析，彙整重要研討項目包括參考冰河期循環、全球海平面變化、溫度與降雨等氣候因子變異，以及海岸線位移等地形變化影響。

8.1.1. 全球古氣候文獻回顧

美國國家海洋大氣局(national oceanic atmospheric administration, NOAA)(NOAA, 2008)說明2萬年前左右，地球處於前一次冰河期中最冷的冰盛期，依此推估若未來氣候依照古氣候持續循環，全球氣溫將可能間歇性的出現劇烈而明顯的增溫或降溫，直到10萬年後達到最冷的時期，全球再度達到冰盛期，海平面亦逐漸降低到最低點，之後又會以2萬年時間，逐漸回到類似現代的氣候，總共歷時約12萬年，此可稱為參考冰河循環。因此，以安全評估時間尺度為100萬年推估，除現今已處於冰河循環期外，將再經歷約7次的冰河循環。

目前國際上對於古氣候研究，主要是鑽探取得古冰層冰芯進行分析研究(Kawamura et al., 2007, p912-p916; Jouzel et al., 2007, p793-p796; Siegenthaler et al., 2005, p1313-p1317; Petit et al., 1999, p429-p436; Berger and Loutre, 1991, p297-p317)，來決定氣候溫度；從珊瑚內氧同位素的含量去推測可能的海平面變化(Chappell, 2002, p1229-p1240; Cutler et al., 2003, p253-p271)。由NOAA(2008)整合相關資料整理南極冰芯研究結果所定之溫度及紅海海平面重建所得海平面變化數據，繪製古氣候海平面與溫度變化狀況，如圖 8-1所示，做為我國參考冰河循環的依據，圖中紫色粗線為上次冰河循環海平面變化狀況，與瑞典SKB TR-10-49報告第3.3.5節中提到全球海平面變化相似(SKB, 2010b, p104; Fleming et al., 1998, p327-p342; Yokoyama et al., 2000, p713-p716; Clark and Mix, 2002, p1-p7; Milne et al., 2002, p361–p376; Peltier, 2002 p377–p396; Mitrovica, 2003, p127–p133; Imbrie et al., 1984, p269-p305; Lambeck et al., 2002, p343-p360; Siddall et al., 2003,p853-p858; Fairbanks, 1989, p637-p642; Bard et al., 1990, p456-p458; Clark et al., 1996, p563-p577; Lambeck and Chappell, 2001, p679-p686; Peltier, 2005, p1655-p1671.)。

8.1.2. 離島結晶岩測試區參考演化評估方法及結果

臺灣只有在本島少數3,000 m以上之高山，曾發現冰河遺址(Hebenstreit et al., 2011, p298-p311；王鑫等，2000，p6；楊建夫等，1998，p8-p12)；但是冰河時期地表溫度大幅降低及全球海平面變化，勢必會影響臺灣地表氣候、地貌、地表與地下水文、水質，進而對生物圈、地質圈、回填材料與緩衝材料及廢棄物罐，也同時造成影響。

冰河循環下，全球冰層消長造成海平面升降，對地表水文及地下水皆有所影響，亦將可能改變原有處置設施所處之初始狀態，是形成演化的主要外在因子之一。對於臺灣海平面變化之研究探討，陳文山等(2005，p40-p55)研究認為末次冰期中，自27,000年前至距今約10,000年前，當時全球海水面最低時較現今低約120 m。楊任徵(台電公司，2010，p3-89)彙整出末次冰盛期海水面約比目前低約130 m。這些論述與NOAA(2008)的南極冰芯數據接近。而對於探討離島結晶岩測試區之海平面上升議題，為取得周圍鄰近區域的長期監測資料，台電公司(2010，p2-240)曾引用中國國家海洋局分析其沿海48個站之紀錄，描述在中國沿海各區海平面變化情形大多數為上升趨勢，其中東海上升率為1.9 mm/yr，南海為2.0 mm/yr，略高於全球海平面上升速率。從而推論，若金馬等離島海平面上升速率以2.0 mm/yr計，在排除全球海水面上升趨勢(1.5 mm/yr)之後，地區性海水面變遷推估為0.5 mm/yr。2014年，中國國家海洋局組織開展海平面監測、海平面變化影響調查及評估等工作，並完成2014年中國海平面公報(2015)，該公報指出福建省於2014年沿海海平面比常年(1975年至1993年平均海平面)高86 mm，比2013年高18 mm。並預測未來30年，福建省沿海海平面在目前全球暖化的影響下，將上升65 mm至130 mm，且發現海平面上升等因子，加劇了福建省沿岸海岸侵蝕災害程度。

結合NOAA數據及國際文獻的資料，論述簡化的全球海平面變化，如圖 8-2所示。並根據我國科技部海洋學門資料庫的海底地形資

料，建立不同海平面升降變化下，臺灣周圍區域隨時間演化的地表地形模型，如圖 8-3所示。

依據我國經濟部中央地質調查所報告(林蔚等，2011，p30-p33)及計畫先前研究成果(工研院，2015)，離島結晶岩測試區於1,000萬年前開始即呈穩定地塊，無明顯抬升或沉陷；故現階段僅以冰河循環造成之全球海平面變化，簡化代表此區之海平面變化，而不考慮當地地殼之抬升或沉陷。統合上述論述，如圖 8-5為結合現今海底地形與地表地形資料，推論出在無人為全球暖化影響下，海平面變化、地表地形模型及溫度之變化趨勢圖，圖中顯示在未來16,700年後，此時全球海平面約下降20 m，已可看到離島結晶岩測試區的地形變化會由島嶼變成西側與大陸相連的海灣地形；之後隨著海平面下降而逐步變成陸地。在形成陸地之前，依據地形資料推測在離島結晶岩測試區附近靠近大陸之水域，將形成內陸湖泊。原來屬於海水的水體可能因附近河流的灌注，逐漸形成淡水湖，使地下水鹽度有所變化。

離島結晶岩測試區年平均溫度約21 ℃(2004年至2014年平均)。依照NOAA的上次冰河循環溫度變化推測，在冰盛期全球平均溫度可能下降約8 ℃。區分氣候期變化，先假定離島結晶岩測試區溫度下降2 ℃後，氣候類型由亞熱帶轉進入溫帶氣候期。從圖 8-1可知上次冰河週期10萬年間的溫度下降過程，總共下降8 ℃。故在參考冰河循環的基本假設下推測25,000年後，離島結晶岩測試區由亞熱帶轉入溫帶氣候。同時推測經過112,000年後，離島結晶岩測試區又將從溫帶轉回類似今日亞熱帶氣候。如圖 8-5所示為離島結晶岩測試區氣候期與海平面變化推測情形。

綜合上述之結論，因用過核子燃料最終處置之安全評估時程非常長，故將演化時間框架以1個冰河週期(採用科學研究資料量較豐富的前一次冰河週期作為參考冰河循環，約12萬年)作為基本架構，同時考量評估應用目的，設定演化時間框架如下圖 8-4所示，分為4個階段：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期。茲說明各階段的外部條件演化結論，如下所述：

(1) 開挖與運轉階段：參考國際經驗，開挖與運轉階段設定為100年，離島結晶岩測試區於此階段的氣候條件、海平面高度與地形變化均與現在條件相似。

(2) 封閉後與當代環境條件相似階段：如圖 8-5所示，可知離島結晶岩測試區將可能開始因下一次冰期的到來，海平面高度與年平均溫度均逐漸下降，推估約在未來16,700年後，此時離島結晶岩測試區將變為西側與大陸相連的海灣地形，年平均溫度下降約2 ℃範圍內、而海平面下降約20 m；推估此階段的環境條件，仍與現今條件相似。

(3) 剩餘冰河期：依末次冰期推估全球海水面將持續下降，較現今低約120 m，如圖 8-5所示，臺灣本島將因海平面下降逐步與中國沿海各區相連。同時整體年平均溫度將下降8 ℃，氣候類型由亞熱帶轉進入溫帶氣候期，故推論此階段的離島結晶岩測試區生活環境，將近似於現今之日本東京或中國北京。

(4) 接續冰河週期：以12萬年為1個參考冰河循環，安全評估時間尺度為100萬年，推估將再經歷約7次的冰河循環。

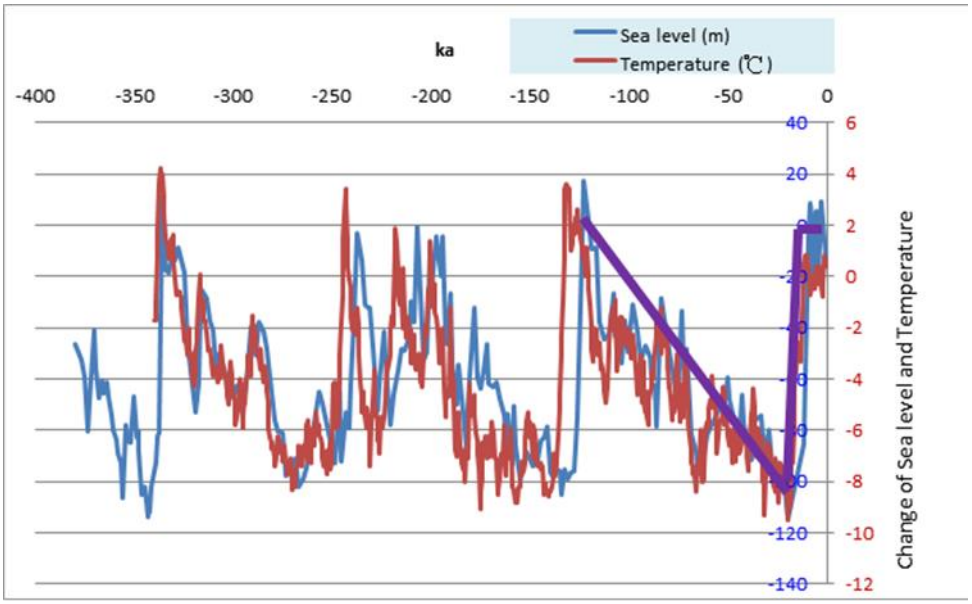


圖 8-1：NOAA所蒐集數據之古氣候海平面與溫度變化狀況

資料來源：重繪自NOAA(2008)

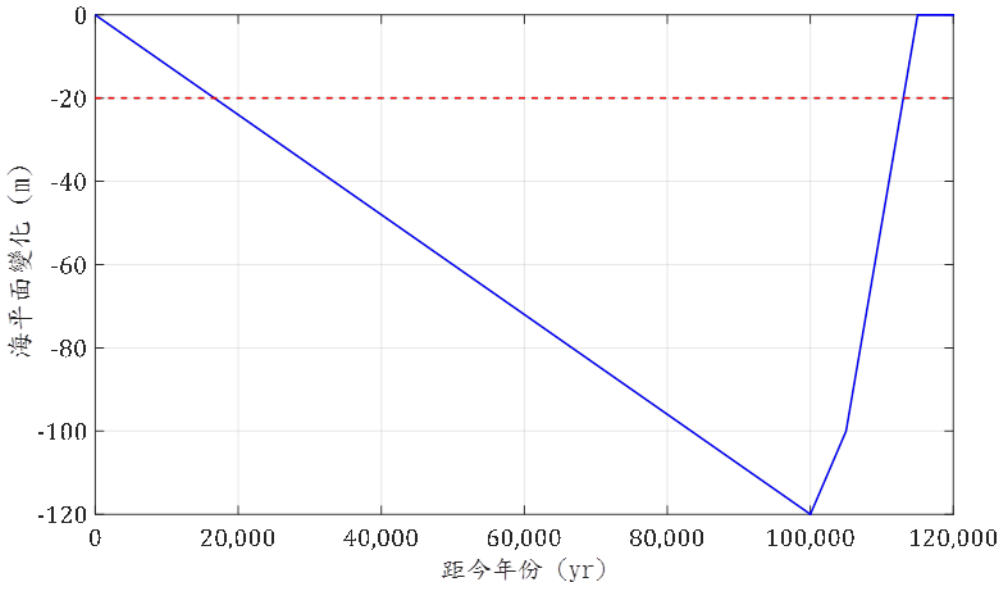


圖 8-2：簡化之12萬年期間冰河期循環造成海平面變化圖

註：紅線表示海平面下降為-20 m。

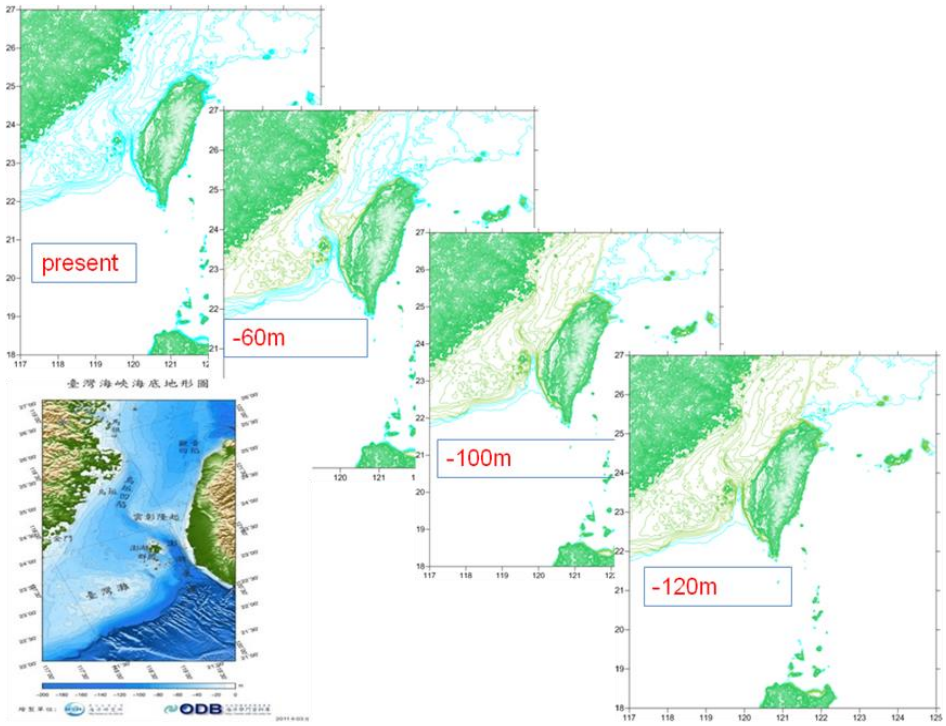


圖 8-3：臺灣海平面變化下可能地表地形模型演化

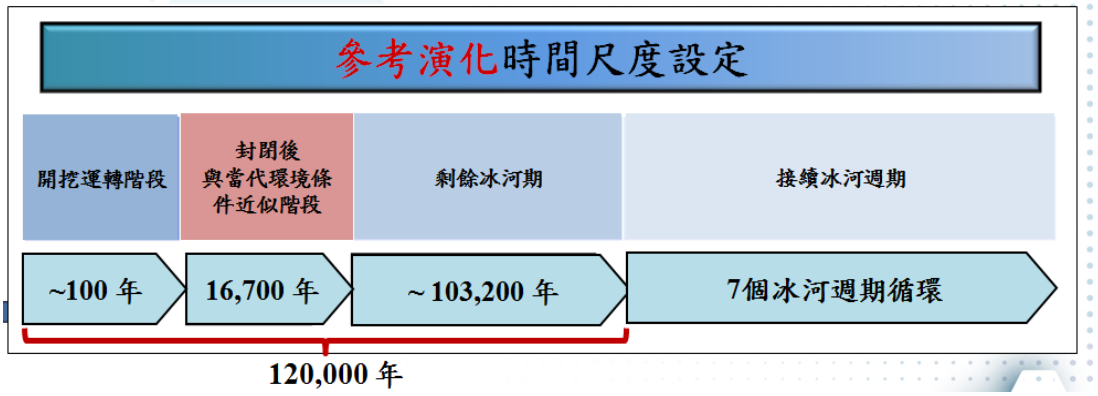


圖 8-4：參考演化時間尺度設定

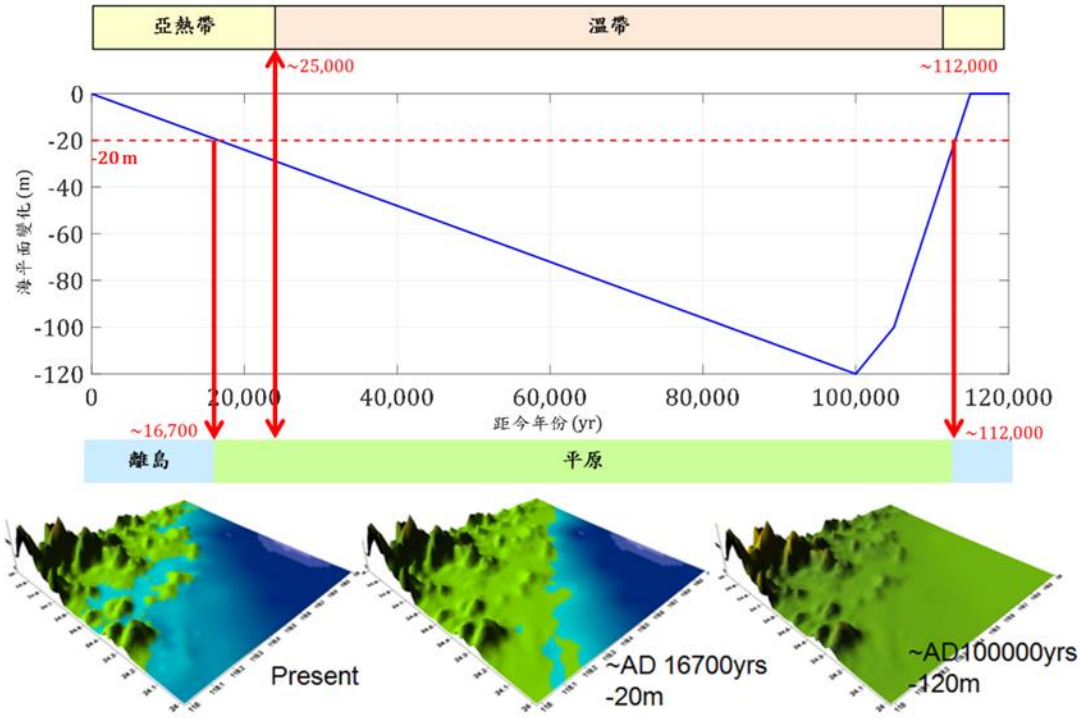


圖 8-5：離島結晶岩測試區氣候期與海平面變化情形

8.2. 生物圈發展

為評估整體處置設施之安全性，通常是以輻射劑量或是輻射風險作為主要評估指標。透過模擬放射性物質於不同氣候條件下，考量人類與各種動物、植物活動及食物鏈間之作用，計算出生物圈劑量轉換係數(Biosphere Dose Conversion Factors, BDCFs)，隨後乘上遠場核種釋出率，即可評估放射性物質釋出至地表後，對人類所造成之輻射劑量。

SNFD2017報告中，設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期。由於開挖與運轉階段、封閉後與當代環境條件相似階段的2個階段生物圈均與現今場址狀態相似，假設時間為處置設施封閉後的2萬年期間。且臺灣僅在海拔3,000 m以上有冰河遺跡存在(Hebenstreit et al., 2011, p298-p311；王鑫等，2000，p6；楊建夫等，1998，p8-p12)。以離島結晶岩測試區為例，僅考量冰河週期造

成海平面變化及溫度變化之外部條件。因此，生物圈系統於12萬年冰河週期循環期間之演化情節，則分為封閉後與當代環境條件相似階段與冰河氣候期計算BDCFs。

由於臺灣與日本均屬島嶼型態，大部分人口都集中居住在平原區，且氣候屬亞熱帶或溫帶季風型氣候，使得許多先天地理條件均與日本相似。因此，本技術支援報告建立生物圈概念模型，將依據IAEA-BIOMASS-6所提供方法論(IAEA, 2003, p1-p249)，並參考日本研究經驗之生物圈概念模型(JNC, 2000a, p176-p179)，搭配離島結晶岩測試區現有場址之特定資訊，以完成在封閉後與當代環境條件相似階段生物圈概念模型(島嶼型)之建置。此外，隨著氣候變遷海岸線位移，冰河氣候期之生物圈概念模型將由島嶼型逐漸轉變為平原型；之後隨著溫度再次上升，而回復至島嶼型概念模型，如此循環至100萬年安全評估時程結束。

不同氣候時期下自處置設施所外釋之放射性物質，對地表人類造成影響之大小差異，關鍵在於外釋核種於地表之排放位置。SNFD2017報告生物圈劑量評估，透過分析各種核種由地質圈進入生物圈之介面位置，進而決定不同氣候時期下，可能之關鍵輻射曝露群體與曝露途徑。

8.2.1. 生物圈評估方法

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IAEA-BIOMASS-6報告(IAEA, 2003, p1-p249)發展的參考生物圈概念，以合理評估未來人類因輻射曝露可能受到之影響，利用所篩選出來的生物圈FEPs列表與交互作用矩陣 (Interaction Matrix)，以了解人類因接觸不同污染環境介質或食物，而說明可能存在的曝露模式和途徑，後續則與人類活動方式結合，設定曝露情節，選出可能造成最

大劑量之組合，進而決定最受曝露的關鍵群體。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。

BIOMASS採用的參考生物圈概念流程如圖 8-6所示。反覆迭代數次至模型假設最佳化為止；其中生物圈系統確認原則係依據IAEA BIOMASS所提供之方法論，生物圈系統之確認主要包含3個步驟：(1)首先為檢視評估範圍(assessment context)，並確認預建立生物圈系統是否已於相關法規中預先定義；若否，則依據評估需求及考量場址特性，完成確認生物圈組成。(2)確認所欲建立之生物圈系統，是否隨時間演化？若否，則完成假定不隨時間演化生物圈系統組成(氣候、水體、地形與人類活動等)之確認。(3)若第2步驟中，確認生物圈系統將隨時間演化，則第3步驟為選擇建立隨時間演化生物圈系統之方法(Non-sequential或Sequential)。另外關鍵曝露群體選定原則主要包含3個步驟：(1)檢視曝露模式和途徑。(2)確認人類活動方式。(3)結合上述人類活動及曝露模式，選出可能造成最大劑量之組合，進而決定關鍵曝露群體。

8.2.2. 生物圈概念模型發展

8.2.2.1. 評估範圍

以離島結晶岩測試區為例，其評估範圍相關設定如下所述：

(1) 評估端點：生物圈劑量轉換係數。

(2) 處置設施系統：將用過核子燃料埋在深約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，以及處置母岩所組成的多重障壁，阻絕或遲滯核種之釋出與遷移。

(3) 場址背景：屬於島嶼型處置設施之案例，生物圈系統所涵蓋之地下含水層將易受海平面升降之影響。

(4) 地質圈與生物圈介面：核種可能自地下水層，經由抽取井水或自然排放至湖庫/河流、河流沉積物、海洋或海洋沉積物中，進而使人類受到輻射曝露。

(5) 源項：計算如表 7-1所述之34個關鍵核種及其衰變子核。

(6) 人類社會假設：農業社會，民眾以抽取地下水或湖庫水供家庭、農耕與畜牧使用，並以現代化機械方式進行農耕與畜牧。

(7) 評估年限：處置設施封閉後100萬年。

8.2.2.2. 生物圈系統確認與描述

離島結晶岩測試區之生物圈系統，可由氣候、水體、人類活動、生態系統與地形等方面進行描述，其結果整理如表 8-1所示；生物圈系統描述如表 8-2所示。

8.2.2.3. 生物圈特徵/事件/作用(FEPs)列表

考量我國地理與氣候條件與日本相近，離島結晶岩測試區之生物圈FEPs列表建置，係以BIOMOVS II(1996, p38-p72)及日本研發經驗(JNC, 2000b, p163-p168)之生物圈FEPs列表資料庫為基礎，從中篩選出42個符合結晶岩測試區之水文、氣候、地形與生態系統等特性之FEPs列表(如表 5-8所示)，並依屬性不同分為5大類，(1)水文、(2)物理、(3)放射、(4)遷移及(5)擾動(Perturbation)。

隨後，各個FEPs列表之間作用關係，則利用交互作用矩陣(IM)來進行確認，如圖 8-7所示。IM中共選出13個對角元素(leading diagonal elements, LEDs)，7個LEDs選來做為物理區塊(physical compartments)模型，其餘6個LEDs則與輻射曝露途徑有關。對角元素間作用方式，則在對角線外以非對角元素(off-diagonal elements, ODEs)來表示。

8.2.2.4. 生物圈概念模型建置

利用上述交互作用矩陣，透過了解核種傳輸作用機制，完成封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期生物圈概念模型之建置，如

圖 8-8所示。概念模型中共包含5個核種可能釋出至生物圈之地質圈與生物圈介面(GBIs)，考量3種關鍵群體(農耕、淡水漁撈與海洋漁撈)計算其可能接受之曝露途徑(如圖 8-9)。

此外，為評估長期演化對生物圈系統之影響，採用重建末次冰河週期方式，持續重複12萬年參考冰河週期演化至100萬年安全評估尺度結束。因此，隨著氣候變遷海岸線位移，冰河氣候期之生物圈概念模型，將由島嶼型逐漸轉變為平原型。之後隨著溫度再次上升，而回復至島嶼型概念模型，如此循環至100萬年安全評估時程結束。

生物圈核種遷移數學模式乃考量某核種(N)於不同區塊間傳輸作用，其於某區塊(i)內之存量則可由下列方程式來表示：

$$\frac{dN_i}{dt} = \left[\sum_{j\neq i} f_{ji}N_j + \lambda_M M_i + S_i(t)\right] - \left[\sum_{j\neq i} f_{ij}N_i + \lambda_N N_i\right] \quad (8\text{-}1)$$

其中，

i,j=分別代表區塊i與區塊j。

N_i=核種N於區塊i內質量，[Bq]。

N_j=核種N於區塊j內質量，[Bq]。

M_i=核種M於區塊i內質量，[Bq]。

M_j=核種M於區塊j內質量，[Bq]。

$S_i(t)$=核種流入區塊i之流率，[Bq/yr]。

λ_M, λ_N=核種M與核種N之衰變常數，[1/yr]。

f_{ij}=核種N由區塊i傳輸至區塊j之傳輸速率，[1/yr]。

f_{ji}=核種N由區塊j傳輸至區塊i之傳輸速率，[1/yr]。

數學模式建立後，利用已有多國(例如英國、西班牙與美國等)採用之AMBER軟體來進行劑量計算(Quintessa, 2011, p1-p192)。

8.2.3. 生物圈劑量評估用參數

離島結晶岩測試區生物圈劑量評估所使用參數，大部分參考H12報告所使用參數，但某些參數如：井水體積、表面水體體積與封閉後及當代環境條件相似時期之攝食參數等，則採用參考案例參數進行評估，未來將透過執行參數敏感度分析選定重要參數，並持續更新及提升參數之準確性與可靠性。

8.2.4. 生物圈參考案例評估結果

在離島結晶岩測試區參考案例，為評估核種在不同氣候時期，釋放到生物圈對人體所造成之劑量，可將模擬運算得到生物圈劑量轉換係數(BDCFs)，乘上遠場核種釋出率計算而得。生物圈劑量轉換係數可以穩定速率釋出或瞬時釋出方式，計算出關鍵曝露群體之平均年有效劑量。

8.2.4.1. 穩定核種釋出之BDCFs

在廢棄物罐失效情節中，假設核種由遠場以穩定速率(1 Bq/yr)釋出進入生物圈，隨著時間演進，核種於環境介質中濃度將逐漸達到定值，透過劑量評估軟體(AMBER)模擬不同氣候時期下，生物圈劑量轉換係數(BDCFs)。

表 8-3為34個核種穩定釋出條件下，封閉後及當代環境條件相似時期與冰河氣候期之生物圈劑量轉換係數(BDCFs)。2個不同氣候時期之BDCFs，係透過輸入特定氣候條件之參數組，與個別模擬核種自遠場以不同地質圈與生物圈介面釋出至生物圈後所得到之劑量，從中選出最大值做為該氣候時期之BDCFs。

8.2.4.2. 核種瞬時釋出之BDCFs

在廢棄物罐失效情節中，因部分核種會存在晶格間隙，將於失效後快速溶於水中，伴隨地下水流釋出。此時，若使用穩定核種釋出條件所得到之BDCFs將會造成劑量模擬結果過於高估；因此，將以遠場瞬時釋出率(1 Bq)，搭配2個不同氣候時期之氣候條件，模擬34個核

種瞬時外釋之生物圈劑量轉換係數(BDCF pulses)，供整體處置設施安全評估之用，評估結果如表 8-4所示。不同氣候時期之BDCF pulses，係透過輸入特定氣候條件之參數組，與個別模擬核種遠場瞬時釋出至不同區塊(compartments)內所得到之劑量，並從中選出最大值做為該氣候時期之BDCF pulses。

表 8-1：離島結晶岩測試區生物圈系統確認

系統組成	分類	理由說明
氣候	溫帶夏熱濕潤氣候	離島結晶岩測試區最暖平均月氣溫大於10 ℃，且最冷月平均氣溫大於0 ℃、小於18 ℃，依據Koppen-Geiger氣候分類法，分類為溫帶氣候；另外，夏季最乾月平均雨量大於40 mm，且大於冬季最濕月平均雨量的1/3、冬季最乾月平均雨量大於夏季最濕月雨量的1/10，屬於濕潤氣候；最後，最暖月平均氣溫大於等於22 ℃，屬於夏熱型氣候。
水體	井	灌溉淺井約4,000口，飲水井約820口。
	湖庫	共13座水庫，最大的太湖水庫蓄水量可達1,689 ,000 m^3。
	地下水	推估離島結晶岩測試區地下水蘊含量約4.93×10^8 tonnes。
人類活動	大型貿易	離島結晶岩測試區之一級產業包含：農業、林業、漁業、畜牧業；二級產業依附觀光而發展，以食品及飲料製造業、非金屬礦物製品製造業、營造業為主；三級產業主以滿足官兵的日常生活所需，零售業、餐飲業、洗衣服務等業因應而生。因此，人類社會分類屬大型貿易。
生態系統	天然系統	陸域生態系中，溫帶落葉林以馬尾松最為優勢、林地與灌叢通常位於森林植物帶前緣；水域生態系包含沼澤、河流、湖泊、沿海、海洋、河口與半鹹水等。
	半天然系統	陸域生態系包含位於臨海潮間帶平伏沼澤、與16科25屬36種蕨類植物；無半天然水域生態系統。
	人類管理系統	陸域生態系包含田間作物、樹作物與生物作業生態系；水域生態系統包含淡水魚塘與人工水庫。
地形	海岸地形	地形特徵為面積狹小，全島東西向約20 km，南北向最長的東端約15.5 km，中部狹窄僅3 km，其地勢低緩、河流短促、海岸曲折。

表 8-2：離島結晶岩測試區生物圈系統描述

構成要素	種類	有/無	理由說明
氣候特性	氣溫	有	溫度與降水是影響生產力因子，亦是灌溉農作物所需。
	降雨	有	
	氣壓	無	氣壓不相關，暫予以排除。
	風速/風向	無	重要性低，暫予以排除。
	太陽輻射	無	可不需透過此因子來決定蒸散量多寡。
時間性氣候變化	每日	有	在概念模型內可能未明確描述。
	每季	有	決定生長季節與灌溉需要。
	每年	無	短時間氣候變化所造成影響程度低，暫予以排除。
	每十年	無	
空間上氣候變化	緯度	無	空間範圍太小，氣候變化不大。
	經度	無	
	高度	無	離島結晶岩測試區丘陵高度不高(最高僅約260 m)，氣候變化有限。
	方位	無	離島結晶岩測試區地形高度變化不大，氣候變化有限。
固化地質特性	地層岩性	有	僅當影響土壤特性時，才納入考慮範圍。
	裂隙系統	有	
	風化程度	有	
	侵蝕度	有	
	沉積率	有	
	礦物學	有	
非固化地質特性	地層岩性	有	僅當影響土壤特性與以可變飽和層為基質(host)時，才納入考慮範圍。並需要1個未指定的滲透度(permeability)，以允許水流流動。
	裂隙系統	有	
	風化程度	有	
	侵蝕速率	有	
	沉積速率	有	
	礦物學	有	
土壤	地層分層	有	覆蓋層(覆蓋於基盤岩體的地層)，由下而上分別為金門層、紅土層與現代沖積層(約1 m)。
	組成（有機物含量/礦物學）	有	低含量有機質(有機質的含量屬於低者(1%至2%)的面積佔47.9%，屬於極低者(<1%)佔45.7%，兩者合佔93.6%。)；酸性土佔絕對多數達90%，離島結晶岩測試區的東半部則高於西半部。
	質地	有	以粗質地的砂質土為主占92%，適用農作的壤質土占8%。質地鬆散，結構力欠佳，附著力小，水分滲透性大，吸收度及保持力較差，使土壤水分含量不多，容易乾燥。
	區域變異	有	某些土壤特性將隨區域變異而不同，可藉由實地探勘，以瞭解各區域間土壤特性。

表 8-2：離島結晶岩測試區生物圈系統描述(續)

構成要素	種類	有/無	理由說明
地形	環境化學變化	無	已考量土壤環境特性，故不考慮物理與化學變化。
	環境物理變化(包括建造池塘、拆除建物)	有	地表形貌將隨氣候變遷與海岸線位移作用而改變。
人類活動	開墾土地	無	隨時間演變而進行之事件。
	耕作	有	以現代化機械方式進行農耕。
	井	有	灌溉淺井約4,000口，飲水井約820口。
	其它水體	有	湖庫水。
	灌溉	有	自動灌溉設備。
	水處理	有	設有自來水供應場。
	廢水處理	有	作為土壤改質。
	空氣過濾	有	封閉空間的被動效果。
	食品加工	有	可以減少或增加微量物質濃度。
水體	基底特性	有	當定義1個可供動物飲水之池塘時，需納入考量。
	懸浮沉積物	有	
	凍融現象		
	-季節性	無	無結冰氣候。
	-長期	無	
	-雪塊發展	無	
	-水體結冰	無	
	冰層	無	
水平衡	降雨	有	發生於陸地。
	灌溉	有	
	蒸發	有	
	蒸散	有	
地表特性	逕流	無	地形起伏不大，暫予以排除。
	地下水排放	無	地下水以自然方式排放至地表。
	裂縫流	無	只適用於岩石。

表 8-3：核種持續釋出之生物圈劑量轉換係數

核種	封閉後與當代環境 條件相似時期	冰河氣候期
C-14	5.6×10^{-13}	2.7×10^{-13}
Cl-36	3.7×10^{-13}	2.0×10^{-13}
Ni-59	3.0×10^{-14}	1.9×10^{-14}
Se-79	3.0×10^{-11}	2.4×10^{-11}
Sr-90	9.8×10^{-13}	5.0×10^{-13}
Zr-93	2.2×10^{-13}	1.2×10^{-13}
Nb-94	4.6×10^{-12}	4.5×10^{-12}
Tc-99	1.5×10^{-13}	7.7×10^{-14}
Pd-107	1.3×10^{-14}	7.0×10^{-15}
Sn-126	2.5×10^{-12}	1.6×10^{-12}
I-129	1.7×10^{-11}	1.0×10^{-11}
Cs-135	1.4×10^{-12}	6.5×10^{-13}
Cs-137	4.2×10^{-13}	2.1×10^{-13}
Pb-210	8.2×10^{-12}	4.4×10^{-12}
Ra-226	1.4×10^{-10}	7.5×10^{-11}
Ac-227	1.2×10^{-11}	1.2×10^{-11}
Th-229	2.2×10^{-10}	2.2×10^{-10}
Th-230	1.1×10^{-10}	9.2×10^{-11}
Th-232	1.2×10^{-10}	1.2×10^{-10}
Pa-231	4.8×10^{-10}	2.8×10^{-10}
U-233	5.4×10^{-11}	4.3×10^{-11}
U-234	6.1×10^{-12}	3.2×10^{-12}
U-235	6.3×10^{-12}	3.4×10^{-12}
U-236	5.8×10^{-12}	3.1×10^{-12}
U-238	5.6×10^{-12}	2.9×10^{-12}
Np-237	5.6×10^{-11}	4.5×10^{-11}
Pu-238	2.4×10^{-10}	1.6×10^{-10}
Pu-239	3.9×10^{-11}	3.2×10^{-11}
Pu-240	3.7×10^{-11}	3.0×10^{-11}
Pu-242	3.7×10^{-11}	3.0×10^{-11}
Am-241	7.2×10^{-11}	5.9×10^{-11}
Am-243	1.0×10^{-10}	9.0×10^{-11}
Cm-245	1.8×10^{-10}	1.5×10^{-10}
Cm-246	1.2×10^{-10}	1.0×10^{-10}

註：單位為Sv/yr per Bq/yr

表 8-4：瞬時核種釋出之生物圈劑量轉換係數

核種	封閉後與當代環境 條件相似時期	冰河氣候期
C-14	4.8×10^{-16}	2.1×10^{-16}
Cl-36	8.7×10^{-16}	4.6×10^{-16}
Ni-59	2.3×10^{-17}	1.2×10^{-17}
Se-79	2.8×10^{-15}	1.8×10^{-15}
Sr-90	1.1×10^{-14}	5.7×10^{-15}
Zr-93	3.5×10^{-16}	1.8×10^{-16}
Nb-94	6.8×10^{-16}	4.3×10^{-16}
Tc-99	4.3×10^{-16}	2.2×10^{-16}
Pd-107	1.3×10^{-17}	6.9×10^{-18}
Sn-126	1.6×10^{-15}	8.4×10^{-16}
I-129	4.9×10^{-14}	2.9×10^{-14}
Cs-135	1.2×10^{-15}	5.9×10^{-16}
Cs-137	7.4×10^{-15}	3.7×10^{-15}
Pb-210	2.6×10^{-13}	1.4×10^{-13}
Ra-226	9.9×10^{-14}	5.1×10^{-14}
Ac-227	3.9×10^{-13}	2.1×10^{-13}
Th-229	1.6×10^{-13}	8.6×10^{-14}
Th-230	7.0×10^{-14}	3.7×10^{-14}
Th-232	7.6×10^{-14}	4.0×10^{-14}
Pa-231	2.7×10^{-13}	1.4×10^{-13}
U-233	1.8×10^{-14}	9.1×10^{-15}
U-234	1.7×10^{-14}	8.7×10^{-15}
U-235	1.6×10^{-14}	8.4×10^{-15}
U-236	1.6×10^{-14}	8.4×10^{-15}
U-238	1.5×10^{-14}	8.0×10^{-15}
Np-237	2.0×10^{-14}	1.2×10^{-14}
Pu-238	3.9×10^{-14}	2.4×10^{-14}
Pu-239	4.2×10^{-14}	2.6×10^{-14}
Pu-240	4.2×10^{-14}	2.6×10^{-14}
Pu-242	4.1×10^{-14}	2.5×10^{-14}
Am-241	3.4×10^{-14}	2.2×10^{-14}
Am-243	3.4×10^{-14}	2.2×10^{-14}
Cm-245	7.4×10^{-14}	3.9×10^{-14}
Cm-246	7.4×10^{-14}	3.9×10^{-14}

註：單位為Sv/yr per Bq

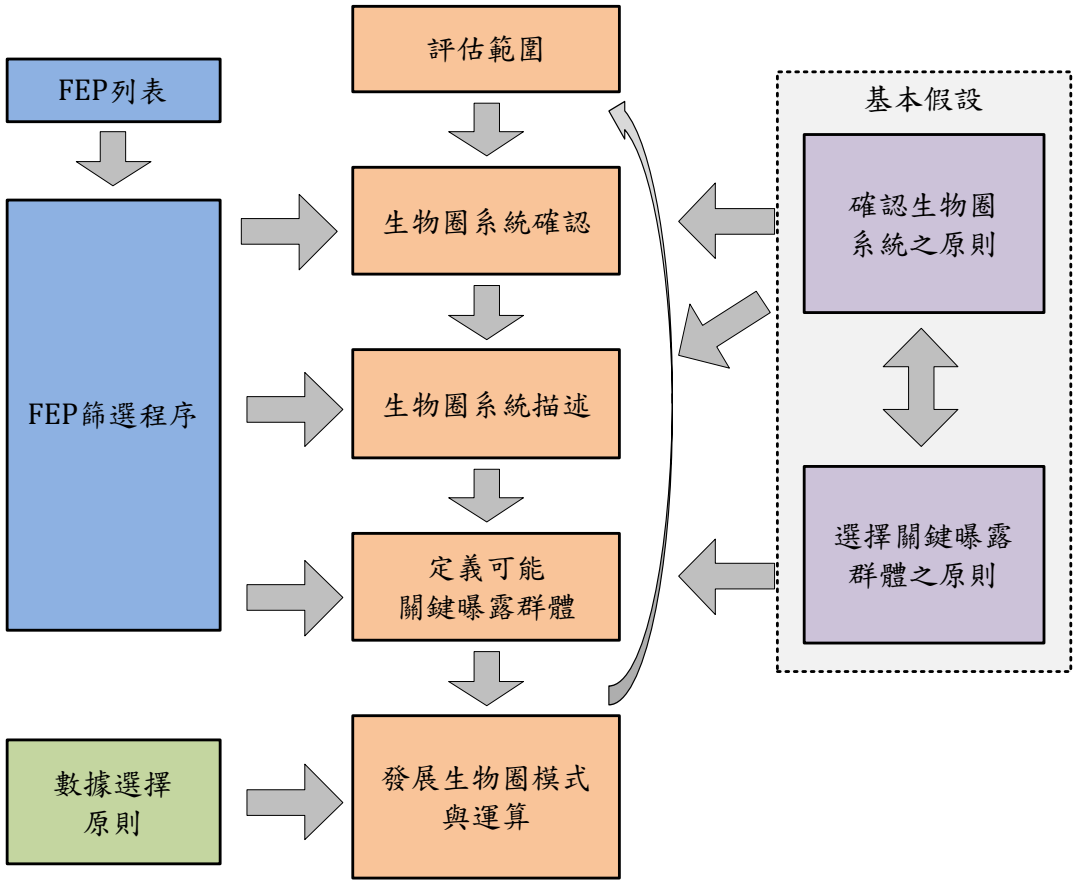


圖 8-6：生物圈概念模型發展流程

資料來源：IAEA(2003, p10)

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
1	**源項 (污染地下水)**	地下水釋出	地下水釋出 地下水流	地下水釋出 地下水傳輸						地下水釋出 地下水流	地下水釋出 地下水傳輸		
2		**井水**				灌溉	蒸發		動物攝食 抽水			資源使用	體外曝露 嗤入曝露
3			**地表水 (河流)**	沉澱		灌溉	蒸發		動物攝食 抽水	河流流動		資源使用	體外曝露 嗤入曝露
4			沉積物再懸浮	**河流沉積物**		土壤轉化 挖掘沉積物 海平面變化	再懸浮	根部吸收	動物攝食		底質傳輸	資源使用	體外曝露 吸入曝露 嗤入曝露
5		地下水補注	地下水補注 侵蝕		**滲流帶**	侵蝕	再懸浮						
6			地表逕流 侵蝕		滲漏 入滲	**表土**	蒸散	根部吸收	動物攝食			資源使用	體外曝露 吸入曝露 嗤入曝露
7			降雨	沉積		降雨 沉積	**大氣**	沉積		降雨	沉積		
8				生物擾動		生物擾動	蒸散	**植物**			生物擾動	資源使用	嗤入曝露
9				生物擾動		生物擾動			**動物**		生物擾動	資源使用	嗤入曝露
10						海洋飛沫	蒸發 氣膠傳輸		動物攝食	**近海海洋**	沉澱	資源使用	體外曝露 吸入曝露
11						海平面變化	再懸浮	根部吸收	動物攝食	沉澱物再懸浮	**近海沉積物**	資源使用	體外曝露 吸入曝露 嗤入曝露
12		抽水 供水井	抽水			耕地						**人類活動影響核種遷移**	食物處理 飲食
13													**人類曝露模式**

圖 8-7：生物圈評估所使用之交互作用矩陣

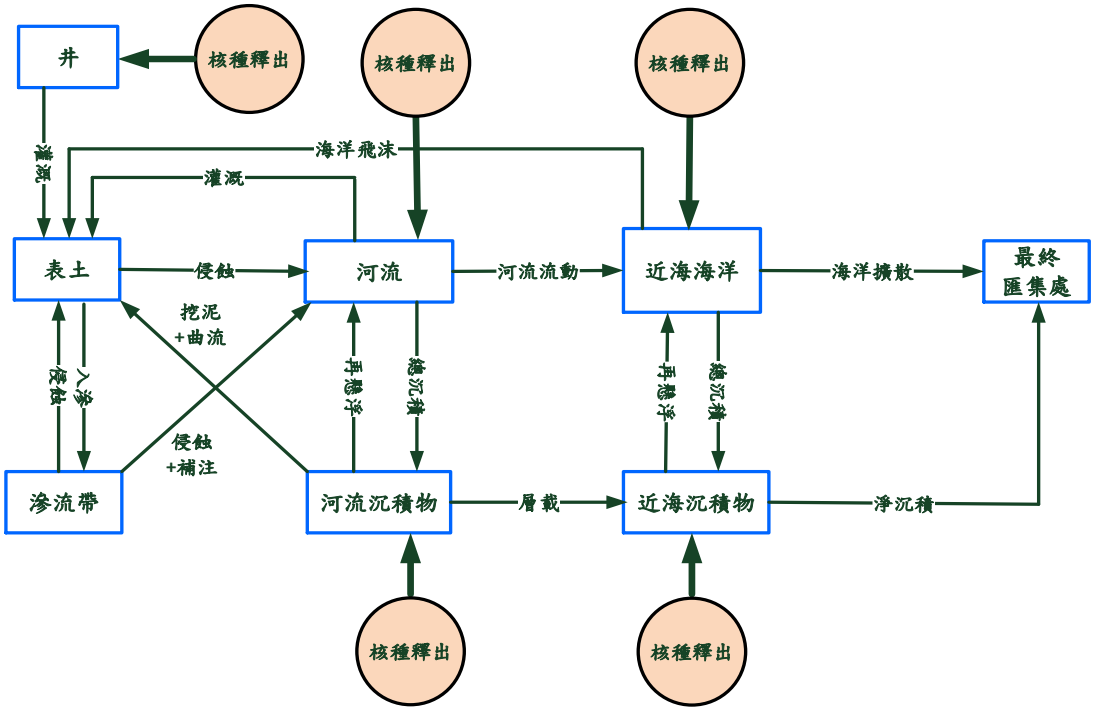


圖 8-8：封閉後與當代環境條件相似階段、冰河時期與全球暖化案例生物圈的核種傳輸概念模型

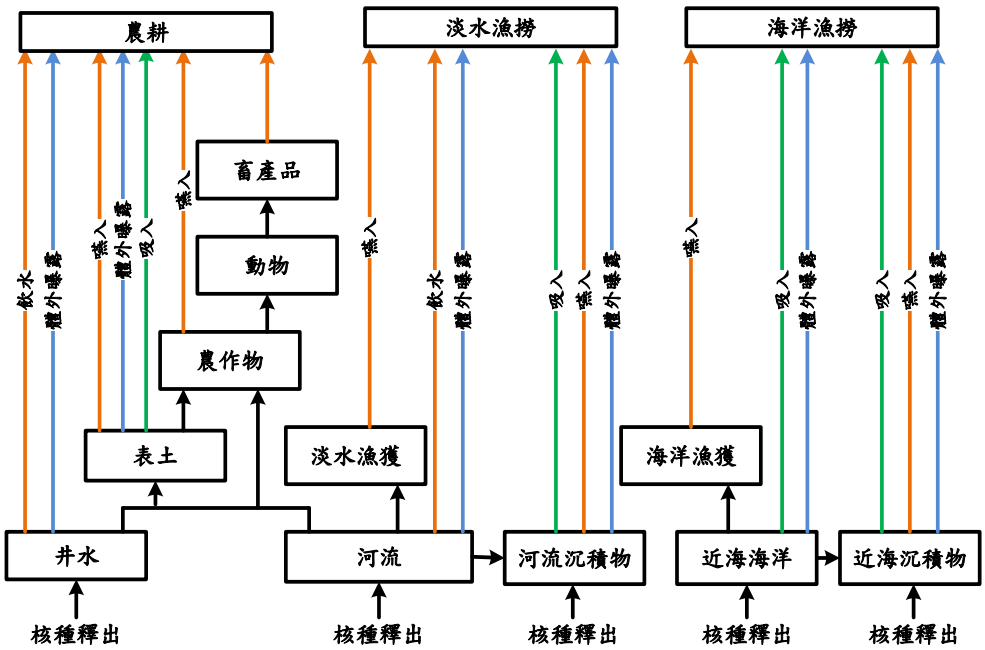


圖 8-9：封閉後與當代環境條件相似階段與冰河氣候期之關鍵群體曝露途徑

8.3. 近場熱演化

處置設施若處於高溫的環境之下，可能對其安全性帶來負面影響，諸如工程障壁系統的質變、熱應力持續增大、地下水之滲透速率提高等，為避免處置孔溫度過高，須對處置設施溫度提出限制，然考量到實際溫度分布情況與符合限制條件之難易程度，目前對處置設施緩衝材料之安全功能指標標準為最高溫度不得超過100 ℃。本章節考慮緩衝材料、回填材料及圍岩所具備之熱傳導性質，以FLAC3D數值分析軟體分析廢棄物罐置入位於地下500 m之處置隧道後，在緩衝材料溫度小於100 ℃之前提下，由廢棄物罐釋出之衰變熱，依據熱力學作用機制傳導至周圍環境後之近場溫度分布，藉此評估各處置孔間之合理間距。處置設施所處置的用過核子燃料，相較於一般低放射性廢棄物具有較高放射性，同時具有衰變熱，由廢棄物罐釋出之衰變熱依據熱力學作用機制傳導至周圍環境，將改變處置設施周圍原有的溫度分布。配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期，離島結晶岩測試區地處亞熱帶氣候區，在冰河循環下不會有永凍土或常凍土出現，位於處置深度的地下水、緩衝材料與回填材料，在參考氣候循環內不會凍結；同時因用過核子燃料之衰變熱特性，近場受到廢棄物罐衰變熱之影響時間尺度約歷時數百年，故本節將著重於探討開挖運轉期及封閉後與當代環境條件相似階段的近場熱演化，剩餘冰河期可不納入討論範圍。

於技術支援報告(2)處置設計與工程技術，已利用FLAC3D數值程式與瑞典SKB(SKB, 2009a)的熱傳案例進行驗證，可確保數值分析方法與流程之正確性。進行緩衝材料溫度與間距關係圖(Nomographic chart)之驗證，使用之參數如表 8-5所示，而處置孔尺寸與配置如圖4-7所示，瑞典SKB R-09-04報告(SKB, 2009a, p55)與核研所之分析結果分如圖 8-10。兩者之分析結果大致相符。

8.3.1. 開挖與運轉階段

依據燃料特性，衰變熱造成的熱量累積，可能造成處置元件潛在的安全影響，由於衰變熱隨時間衰變顯著，十餘年內達到累積熱量峰值並持續下降，因此探討運轉期間與封閉後100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條件設定，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, 2009a, p49)。故在SNFD2017報告中，將以保守條件假設瞬間完成所有廢棄物罐處置作業，同時依據瑞典研發經驗顯示，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%則來自周圍其他廢棄物罐的熱分布。此一現象代表處置母岩的熱傳參數(包括熱傳導係數、比熱等)，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。有關開挖與運轉階段的熱演化將併同於第8.3.2節，整體說明處置設施於封閉後100年內，母岩溫度隨時間變化的峰值。

8.3.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

依第8.1節外部條件演化之結論，以離島結晶岩測試區為例，封閉後與當代環境條件相似階段，約在1個冰河循環週期下歷時約16,700年；由前述近場溫度場變化結果顯示，溫度變化集中在處置初期。因此，本小節將只針對封閉後初始100年探討近場熱演化，以掌握母岩隨時間變化的溫度峰值。

封閉後初始100年的近場熱演化，依安全功能指標的要求，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 ℃。近場熱演化計算之相關參數，主要為近場的初始溫度、廢棄物罐間距、處置隧道間距及廢棄物罐的衰變熱。此外，處置系統之幾何配置亦為分析時不可忽略之重要因素，如廢棄物罐與緩衝材料之間存在10 mm之

間隙，以及緩衝材料與側壁之間存在50 mm之間隙(內填充pellets)，間隙的存在將影響處置系統之熱傳行為。

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(林蔚等人，2012，p4-55)及地溫梯度為1.7 ℃/100 m(SNFD2017參考案例表二)，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 ℃之安全功能指標標準。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，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，取得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, 2009a, p21)，進行近場熱傳數值模擬，相關參數如表 8-5所列。處置後100年之近場(地下500 m處)溫度歷時如圖 8-11，由圖 8-11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 ℃，2廢棄物罐中點約在處置後第82年達到最高溫度68.9 ℃，2隧道中點則在處置後第100年達到最高溫度60.5 ℃。基於地下隧道之施工性，須考量實際上處置孔存在廢棄物罐-緩衝材料(10 mm)以及緩衝材料-岩壁(50 mm) 2個間隙，將此2間隙納入計算後，得到隧道中各監測點之溫度歷時如圖 8-11。由溫度歷時曲線可看出，圍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10 mm與50 mm之間隙所致。

數值模擬廢棄物罐置入處置設施100年後之全域溫度分布狀態如圖 8-12，於模型底部(地下1,000 m處)溫度接近45 ℃，較正常地溫(37.8 ℃)高出近7 ℃；於地表下100 m處約26 ℃，該處較正常地溫(22.5 ℃)略增3.5 ℃。近場圍岩之溫度分布如圖 8-13，為處置設施位於地下500 m處之局部放大圖，可知處置孔壁中點溫度約70 ℃，隧道內部回填材料及隧道周圍溫度約在60 ℃至65 ℃，與處置孔壁之溫差約5 ℃至10 ℃。緩衝材料與廢棄物罐接觸面之溫度約67 ℃，與處置孔壁之溫度近似。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。

表 8-5：熱傳案例分析之參數一覽表

	母岩	緩衝材料(MX-80)	回填材料(MX-80)
與瑞典SKB進行熱傳案例(SKB, 2009a)驗證之參數條件			
熱傳導係數 (W/mK)	3.16	1.1	0.7
比熱 (J/kg-℃)	785	800	780
熱膨脹係數 (1/℃)	8.0×10^{-6}	8.0×10^{-6}	8.0×10^{-6}
密度(kg/m^3)	2,770	2,780	2,780
本土參考案例之參數條件			
熱傳導係數 (W/mK)	3.0	1.3	0.7
比熱 (J/kg-℃)	770	800	780
熱膨脹係數 (1/℃)	8.0×10^{-6}	8.0×10^{-6}	8.0×10^{-6}
密度(kg/m^3)	2,750	1,900	1,600

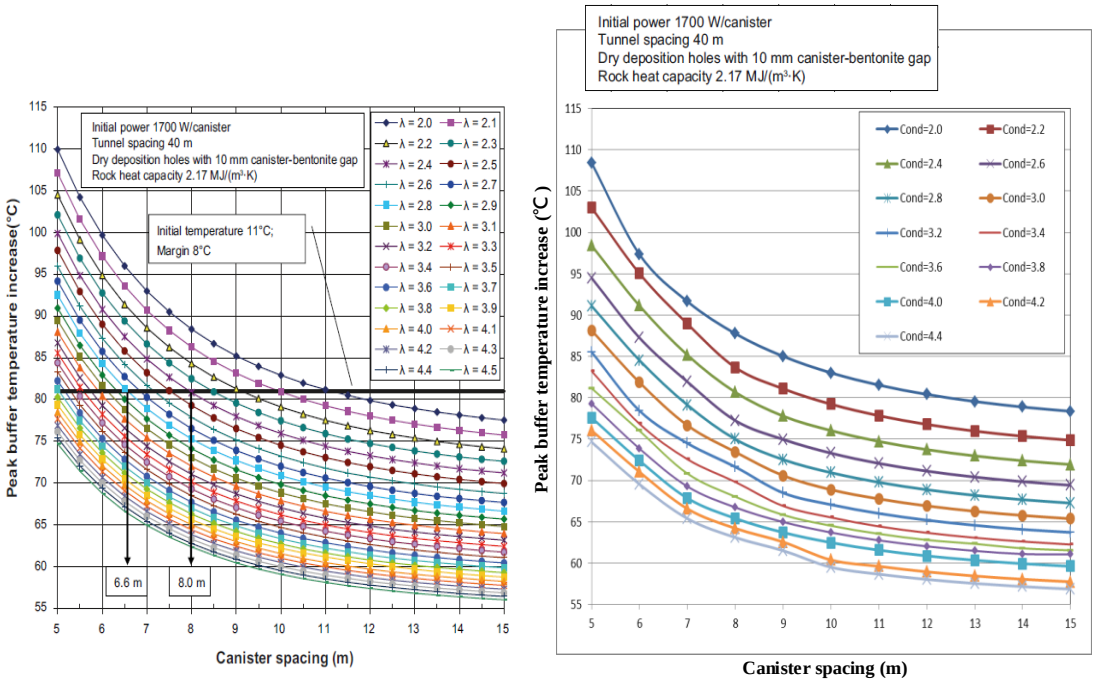


圖 8-10：與瑞典SKB公司進行熱傳案例之驗證比較

註：圖左為瑞典SKB公司評估結果((SKB, 2009a, p55)；圖右為本實驗自行評估結果。

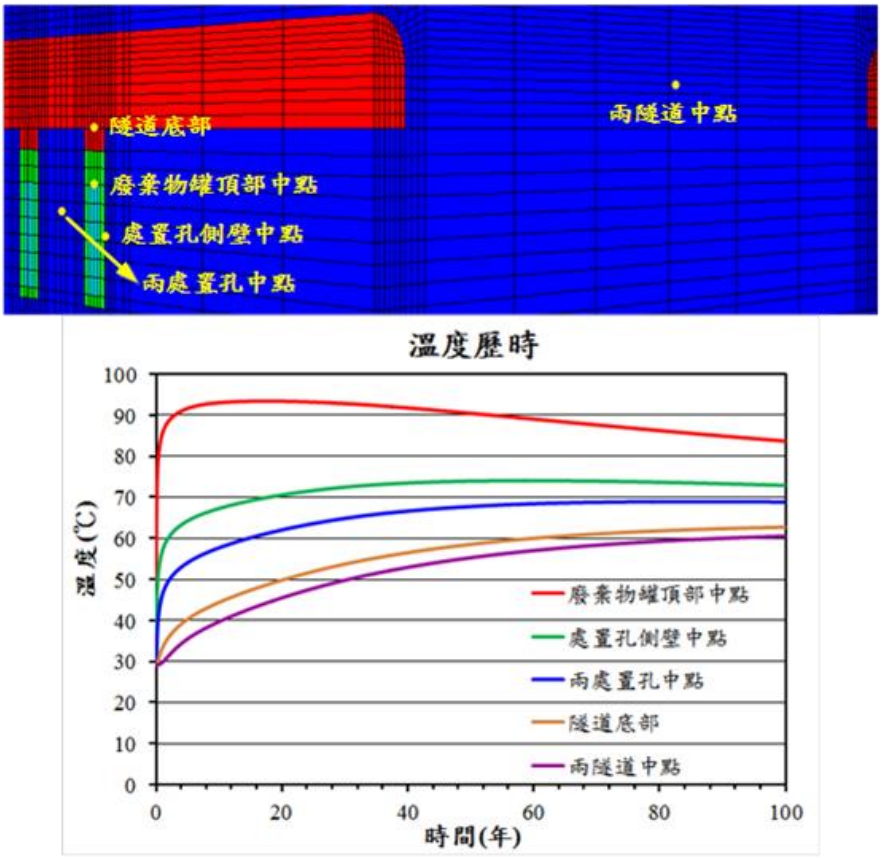


圖 8-11：處置孔周圍溫度歷時變化

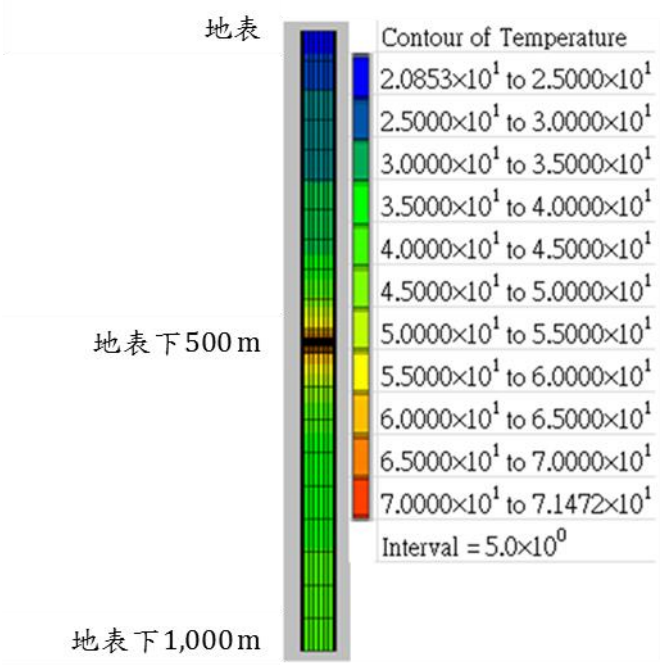


圖 8-12：處置設施100年後之全域溫度分布圖

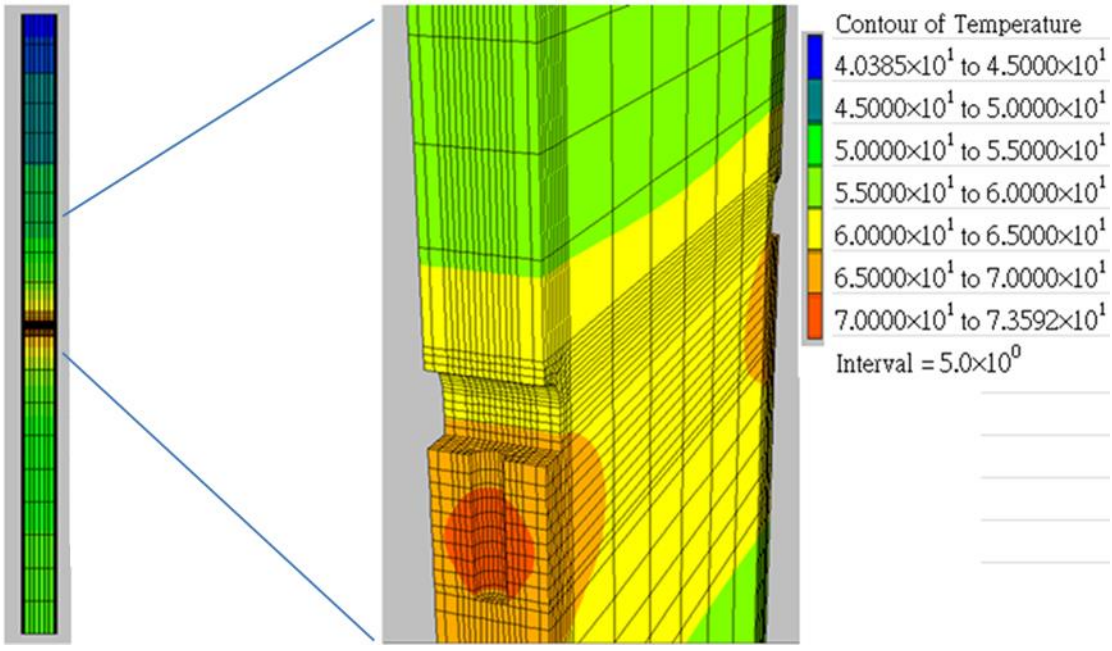


圖 8-13：處置設施近場圍岩之溫度分布圖

8.4. 水文地質演化

配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期。在開挖與運轉階段，隧道處於大氣壓力下，此時流入處置設施開放空間之地下水流，將取決於貫穿隧道導水裂隙的水力特性。這個滲流可能會導致地下水流方向與流線的改變，也可能造成地下水位的下降，致使淺地表的水可能往母岩深處移動，而深處的地下水也可能上移。實際的影響主要依據岩石的透水性分布、處置設施佈設方式，以及受灌漿效率影響的地下建築密封性。為了評估這些影響的程度，需要根據場址描述模型的水文地質概念模式，進行地下水流模擬。運轉階段預期對長期安全造成影響的因子，主要與地下水流及化學有關，其中流入隧道與處置孔的進流量及各類施工議題，皆會對長期安全造成影響；地下水位下降等近場效應，也都是環境影響評估所關切的項目。

處置設施封閉後與當代環境條件相似階段之水文地質演化，可分為2個時間段，分別為開放隧道停止抽水後到處置設施飽和的期間，以及處置設施飽和後到下個冰期前的期間。此階段的水文地質演化主要取決於岩體透水性分布、處置設施佈設、隧道回填後的透水性，以及當時的初始與邊界條件所影響。

由於水文地質演化的行為在冰河週期循環的過程當中，屬於可反覆再現的機制，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分析並評估對於包括地下水化學、處置設施深度處的功能指標、傳輸時間(travel time)，以及流動傳輸阻抗等所造成的影響。

8.4.1. 開挖與運轉階段

參考先進國家如瑞典、芬蘭等已申照準備興建的經驗，開挖與運轉階段中，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：

(1) 地下水位下降、淺地表的水往母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。

(2) 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。依據隧道開挖與灌漿效率的不同，地下水進流量的分布，亦會隨空間與時間而有所不同。

(3) 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，而本技術支援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。

8.4.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

由於SNFD2017報告主要目的為深層地質處置之可行性評估，鑑於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於封閉後與當代環境條件相似階段的水文地質概念模式。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)，並納入瑞典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，並採用DFN升尺度(up-scaling)至ECPM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。

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(The Excavation Damaged Zone, EDZ)及相關變數等，而需利用不同的分析工具與數值模式，依照類別進行相關評估：

(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之尚未完全飽和的初始狀態。

(2) 生物圈的釋出點：由處置孔釋出的質點於穩態流場下的傳輸行為皆會予以計算，並記錄質點的最終位置以作為生物圈的釋出點。

(3) 功能測度值：安全評估於遠場傳輸計算所需之最主要的功能測度值為等效初始通量(equivalent initial flux)與其相關的等效流速，以及沿著水流路徑的相關參數；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(流動傳輸阻抗與傳輸時間)。由於海岸線的改變，這些參數也會隨著時間而變動，這些結果將作為緩衝材料侵蝕與廢棄物罐腐蝕的輸入及遠場傳輸的計算。

(4) 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，亦將影響功能測度值的計算結果。因此，相關的敏感度分析，也會作為後續緩衝材料侵蝕、廢棄物罐腐蝕與核種遷移的分析之用。

8.4.2.1. 水文地質模式分析方法

水文地質模式的分析工具，由瑞典SKB、MFRDC(Michel Ferry, R&D Consulting)及CFE AB(Computer-aided Fluid Engineering AB)共

同開發的DarcyTools (Svensson et al., 2010, p1-p144)，其藉由有限體積法將離散裂隙或破裂帶進行體積升尺度的處理以進行ECPM的分析，並使用平行且具多重網格預處理的解算器(multigrid preconditioned solver)。

DarcyTools所產生的裂隙依循冪律(power law)的大小分布(Evans et al., 1993, p1-p170)，裂隙強度與裂隙大小的關係可用每單位岩體體積內之裂隙面積，即P32來定義；然考量運算限制及節省資源等需求，實際上會產生具有特定範圍之裂隙大小，即$r_{min} \leq r < r_{max}$。但DarcyTools所產生的裂隙為正方形，在計算尚無法直接使用r值，因此，等效正方裂隙之邊長L與裂隙半徑之關係可利用下式作轉換；以此所產生的裂隙數量與空間上的分布，以及導水係數與裂隙大小的關係，則引用瑞典SKB TR-11-01報告當中針對花崗岩所建立的半相關(Semi-corralated)公式。

$$L = r\sqrt{\pi} \qquad (8\text{-}2)$$

DarcyTools使用有限體積法且具有非結構化網格的特性，因此可在同一水文地質概念模式中設定不同的網格大小。純量(如孔隙率及貯水係數)係以網格中心點進行資料儲存與計算；向量(如滲透率及擴散係數)則係由2個相鄰網格的交界面進行資料儲存與計算，此方法可創造具有水力異向性(anisotropy)的網格特性。

純量或向量都是基於裂隙截切網格的體積計算而得，例如，假設2個相鄰網格的交界面有1個裂隙通過，則此交界面之水力傳導係數(假設為K_x)：$K_x = T_f V_f / V_{c.v.}$，其中V_f為網格中的裂隙體積；$V_{c.v.}$為網格體積。如果網格體積包含超過1個裂隙，則每1個裂隙都會對於數值有所貢獻。此方法對於裂隙內寬及網格大小相當敏感，若使用體積太大的網格，從幾何的觀點上來看，則可能造成不應連通的裂隙產生連通；若使用體積太小的網格，則可能增加運算時間並浪費資源。

8.4.2.2. 模式分析區域與設定

分析區域主要涵蓋離島結晶岩測試區東半部大約70 km^2範圍(如圖 8-14)，處置設施設計由大約1,200 m長的中央主隧道及62條300 m長的處置隧道所組成，現階段並未考慮與地面連通之豎井或斜坡道；因此，假設其對於每個處置孔的功能測度值計算及地下水流的分布，並沒有顯著的影響。處置隧道設定高度為4.8 m，寬度4.2 m，間距40 m。每條處置隧道共有44個處置孔，主隧道與處置隧道第1個處置孔的距離為20.6 m，處置孔間距為6 m。處置孔高7.835 m，直徑1.75 m，總計2,728個處置孔。

模式所使用之輸入參數等設定如參考案例表二(如表 1-2)內所示，DarcyTools以此產生一次實現值(realization)之DFN與處置設施之示意圖如圖 8-15所示，其中藍色表示連通裂隙，灰色為未連通之單獨裂隙。地下水流將僅在連通的裂隙中流動。而評估結果顯示，處置設施設計有133個處置孔位置與導水裂隙截切。

概念模式當中除了以機率式產生的DFN外，亦增加已確定的主要斷層帶F1、破裂帶F2與10條輝綠岩脈。F1與F2被認定具有比周圍母岩更高的透水性，輝綠岩脈則相反，相關設定位置如圖 8-16所示。

經過升尺度為ECPM後的水力傳導係數分布場，則如圖 8-17所示。左圖(a)為X方向之透水性分布、右圖(b)為Z方向之透水性分布。

8.4.2.3. 功能測度值

為了提供後續近場之緩衝材料侵蝕、廢棄物罐腐蝕，以及遠場之核種傳輸計算，地下水流模擬必須提供安全評估所需之地下水流相關參數，其中，DarcyTools可針對每個處置孔提供緩衝材料侵蝕、廢棄物罐腐蝕計算所需之等效初始通量、平流速度及等效流率；此外，對於具有核種釋出的潛在廢棄物罐，DarcyTools也針對其進行質點傳輸分析，前述的相關參數統稱為功能測度值。在所有功能測度值的計算中，處置孔的特性都假設與母岩相同，也就是並未考慮當中有廢棄物罐與緩衝材料的存在。若處置孔不只有1條裂隙切穿，質點將只由最

高流速的裂隙流出；假如處置孔未被任何裂隙所截切，則沒有質點釋出。

每個處置孔的等效初始通量U (LT^{-1})係由計算通過處置孔截面積(L^2)的體積流率而得，DarcyTools可以藉由模擬獲得每個處置孔的體積流率(L^3T^{-1})，而處置孔的截面積為半徑(1.75 m)乘上高(7.835 m)，因此，等效初始通量即體積流率除以處置孔截面積。

每個處置孔的平流速度v (LT^{-1})則由等效初始通量(U)除以孔隙率(ϕ)而得，其中，孔隙率可細分為ECPM孔隙率(ϕ_{ECPM})或DFN孔隙率(ϕ_{DFN})：ECPM孔隙率為裂隙截切處置孔後，經由升尺度所獲得網格內的等效孔隙率；DFN孔隙率則由截切處置孔的裂隙體積除上處置孔的體積而得，其中，本報告假設所有裂隙的內寬(e)均為0.1 mm。因此，ECPM孔隙率可經由升尺度之ECPM的結果而得，因此，平流速度可以下式表示：

$v = U \times h/e$	(8-3)

等效流率的概念則來自於瑞典SKB所使用的近場核種遷移模型COMP23(Romero et al., 1999, p1-p70)，定義為：

$Qeq = U \times W\sqrt{(4D_w t_w/\pi)}$	(8-4)

其中，

U=等效初始通量，[LT^{-1}]。

W=處置孔直徑，[L]。

D_w=自由水的擴散係數，[L^2T]。

t_w=平流走時，[T]，為地下水接觸到處置孔空間的傳輸時間，此數值可藉由質點傳輸獲得。

水流傳輸阻力F (TL^{-1})是沿著流徑計算而得。在DarcyTools中，每1個網格的F_i為：

$$F_i = \left(\frac{a_r L}{q}\right)_i \quad (8\text{-}5)$$

其中，

a_r=每個岩石體積內水流通過的濕潤面積(flow-wetted surface)，$[L^{-1}]$。

L=網格長度，[L]。

q=網格內的達西通量，$[LT^{-1}]$。

因此，整個水流路徑的F即為每一個網格的F_i加總而得：

$$F = \sum_i F_i \quad (8\text{-}6)$$

8.4.2.4. 分析結果

由於離島結晶岩測試區屬於島嶼環境，現階段假設測試區海岸線即為地下水淡水與海水的交界處，地下水與海水界面並不互相作用，即封閉後與當代環境條件相似階段的水文地質模式為一淡水穩態模式。假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同，側邊界皆設定為無水流邊界(no-flow boundary)，分析結果如圖 8-18與圖 8-19所示，顯示水流路徑在靠近邊界處出現明顯上升，釋出點也主要分布在海岸線附近，相關結果將提供第10章量化分析使用。

8.4.3. 剩餘冰河期

依據第8.1節外部條件演化之結論，如圖 8-5所示，離島結晶岩測試區將因海平面下降將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。因此，現階段將主要以海水面的下降，作為此時期水文地質演化的主要分析項目。

8.4.3.1. 水文地質模式分析方法

此時期水文地質模式的分析方法，亦同樣在處置設施所處母岩範圍內產生DFN，利用升尺度的方式轉換為ECPM模式來進行綜合分析，並輸出與上一階段相同之功能測度值，即分析項目與封閉後與當代環境條件相似階段相同，但特別考慮海岸線邊界條件受到海水面下降的影響，以便比較流動傳輸阻抗在冰河期的差異。

8.4.3.2. 模式分析區域與設定

由於8.4.2節之水文地質概念模式無法表現冰河期海水面下降後，離島結晶岩測試區海岸線移動對地下水流場的影響，為了評估前述的影響、探討封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式的設定方式以及海平面下降後的傳輸參數變異，因此，模式分析區域必須擴大(如圖 8-20所示)，同時將海水的鹽度差異與密度流皆納入考慮，並先將封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式的分析結果與封閉後與當代環境條件相似階段的分析結果進行比對，藉以確認封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式的正確性；接著再執行剩餘冰河期之海平面下降後的模擬。

在剩餘冰河期，水文地質概念模式的設定與封閉後與當代環境條件相似階段相同，由於現階段缺乏離島結晶岩測試區外之海面下地質調查資料，因此，假設主要斷層帶F1、破裂帶F2與10條輝綠岩脈皆延伸至模擬邊界。

8.4.3.3. 分析結果

圖 8-21為採用離島結晶岩測試區現今的海岸線資訊，將其執行大尺度模式之質點追蹤分析，並進行封閉後與當代環境條件相似階段及封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式的U值(等效初始通量)比較，如圖 8-22；結果顯示，封閉後與當代環境條件相似階段大尺

度模式下的水流傳輸途徑因為模擬區域的改變，對於地下水流造成一定程度影響，封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式中的等效初始通量較封閉後與當代環境條件相似階段之分析結果稍低，但整體而言，兩者的流徑趨勢類似及釋出點位置皆侷限於原本的陸地內。

確認封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式具代表性後，遂應用於剩餘冰河期階段海水面下降20 m的條件，分析質點追蹤路徑如圖 8-23；結果顯示，因為部分極短路徑的消失而使得平均路徑些微增加，但並未明顯影響原本陸地上的釋出途徑。若與封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式之*F*值(流動傳輸阻抗)相比較，結果顯示當海水面下降20 m，遠場水流的流動傳輸阻抗會些微增加(如圖 8-24所示)，主要為傳輸路徑的增加所造成。

8.4.4. 接續冰河週期

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覆再現的機制，因此，藉由控制封閉後與當代環境條件相似階段與冰河期的邊界條件，即可進行週期循環的評估。

8.4.5. 地震事件影響

考量地震事件可能造成母岩裂隙改變，致使地下水流場產生變化，但因地震造成DFN的影響因子複雜且難以預測，因此SNFD2017報告暫不考慮地震對於水文地質之影響。

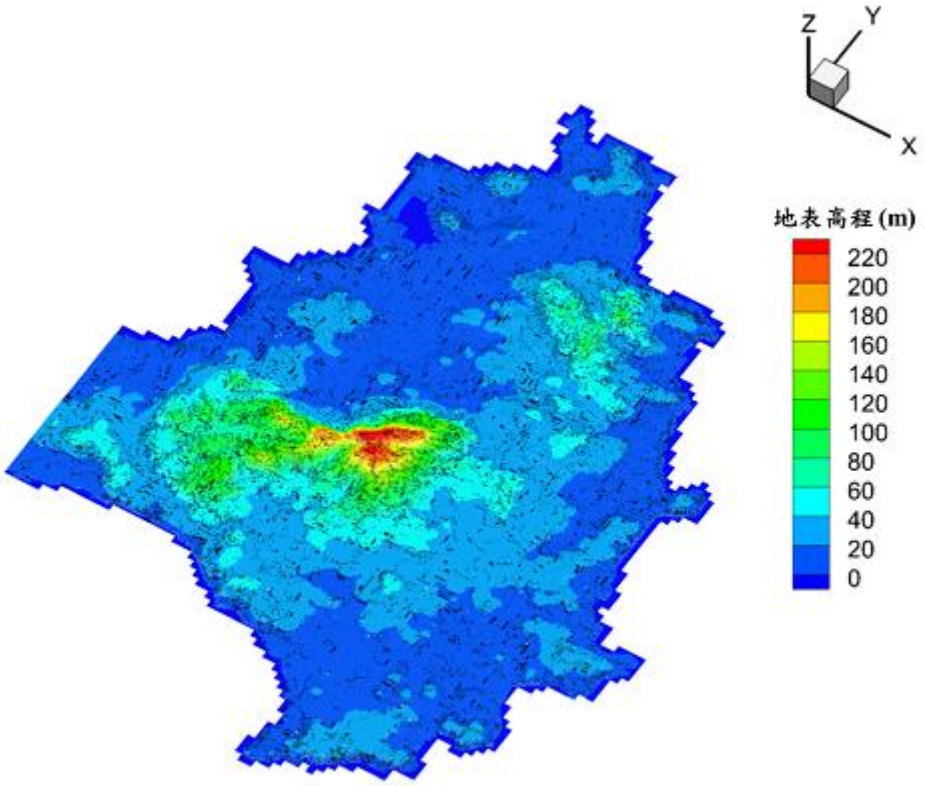


圖 8-14：離島結晶岩測試區地形圖

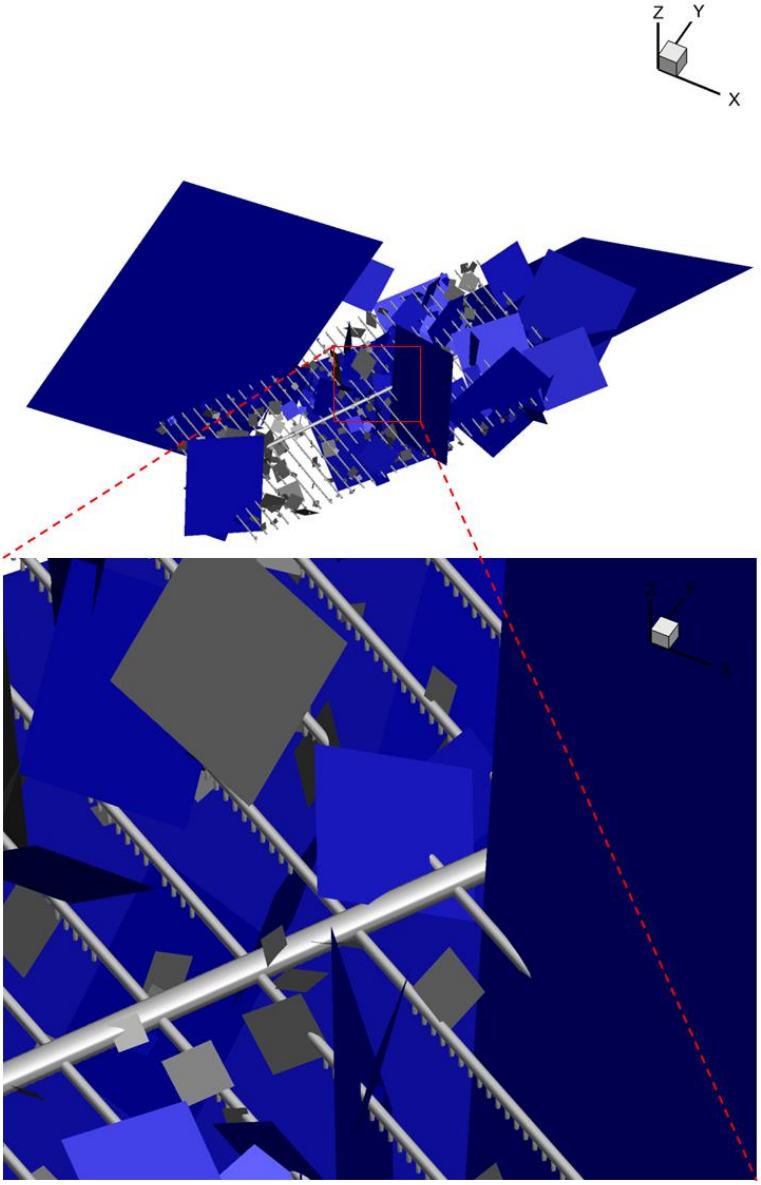


圖 8-15：處置深度之離散裂隙網路與處置設施示意圖

註(1)：此DFN為一次實現值之模擬結果。

註(2)：藍色代表與其他裂隙連通之裂隙；灰色代表未與其他裂隙連通之裂隙。

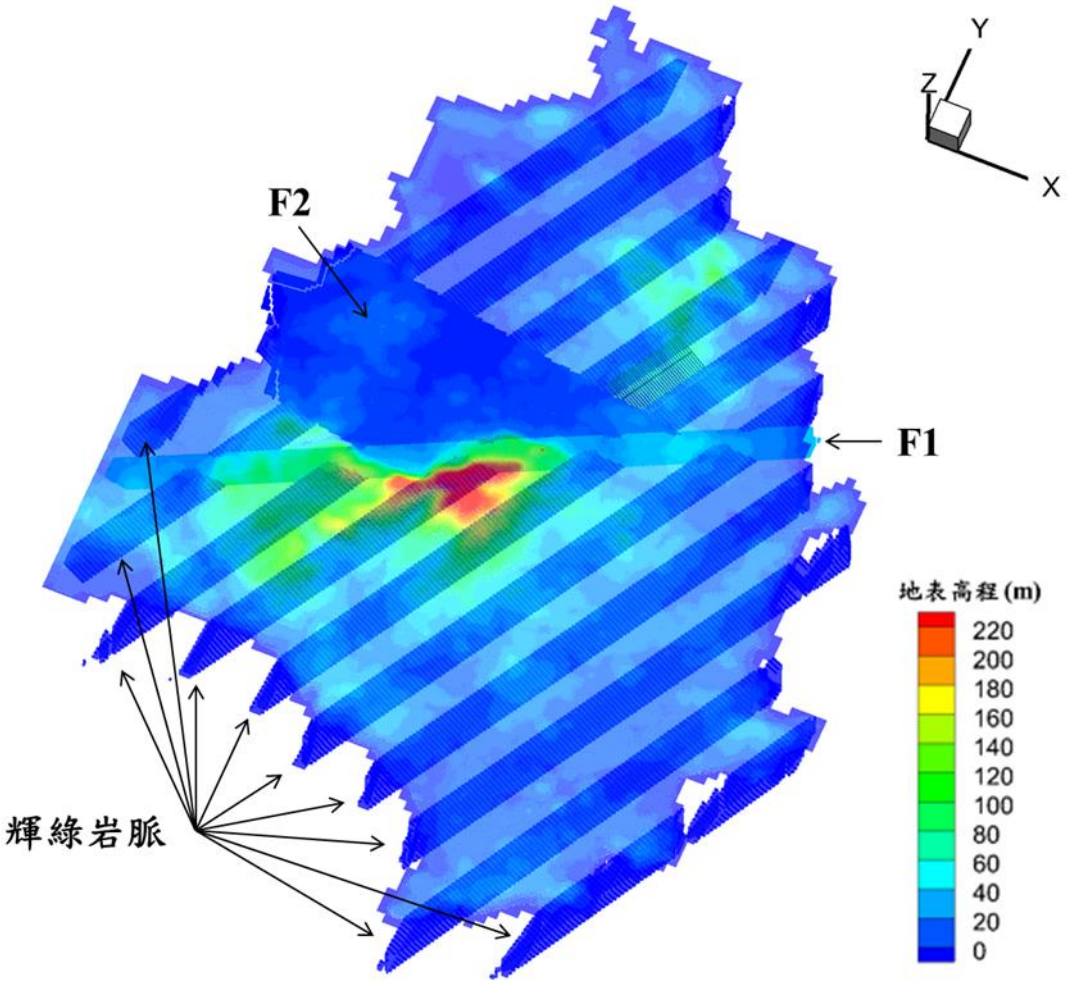


圖 8-16：水文地質概念模式設定斷層帶F1、破裂帶F2與輝綠岩脈示意圖

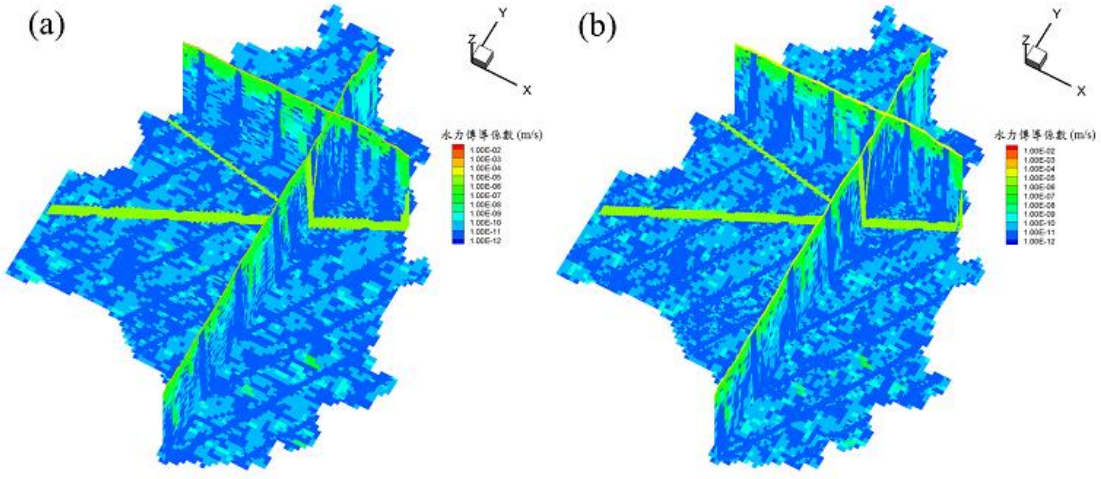


圖 8-17：處置深度升尺度後之(a)X方向與(b)Z方向水力傳導係數分布圖

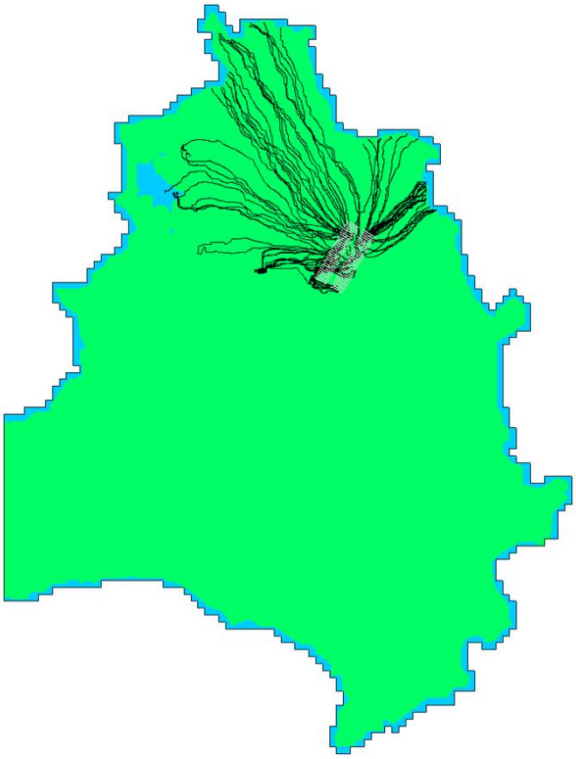


圖 8-18：封閉後與當代環境條件相似階段之質點追蹤路徑

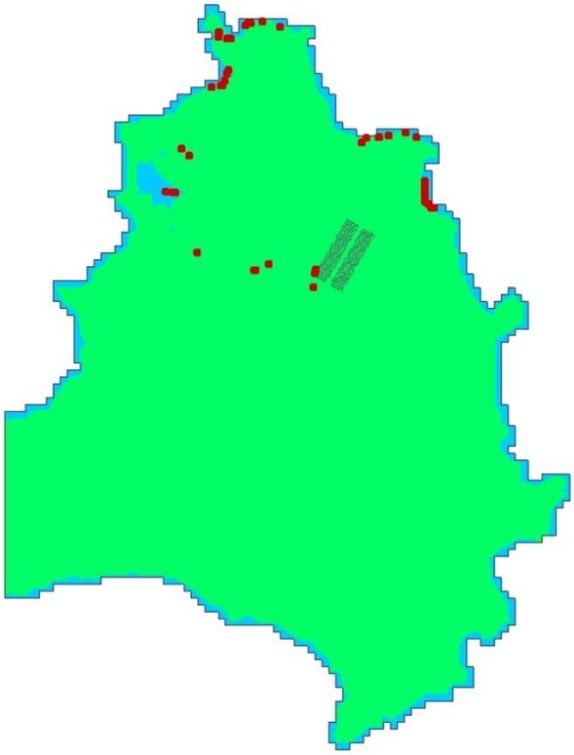


圖 8-19：封閉後與當代環境條件相似階段之質點釋出位置

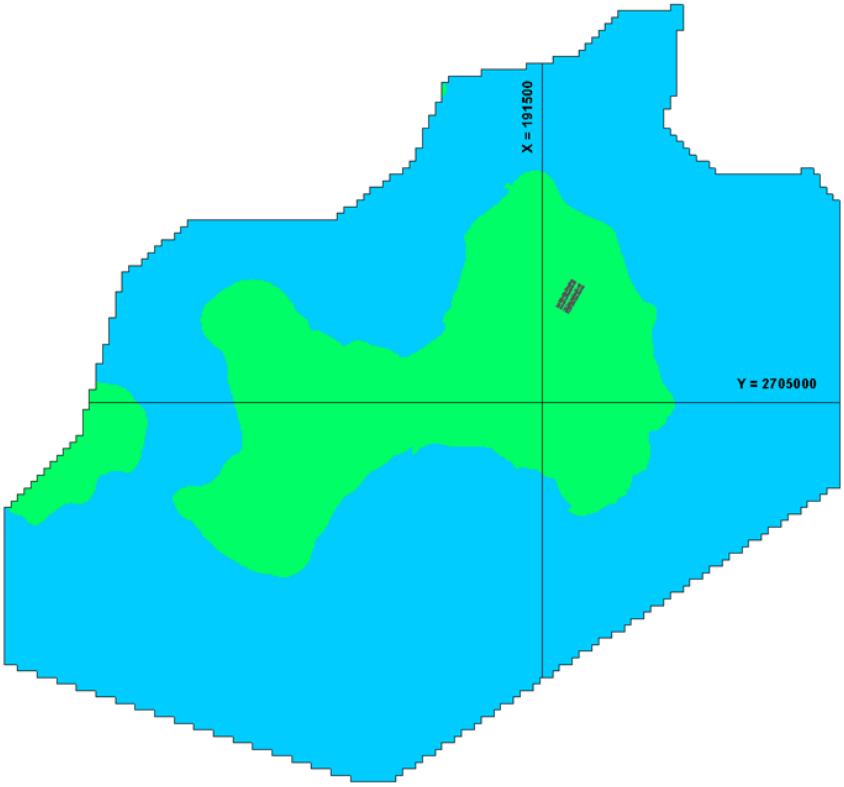


圖 8-20：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度水文地質數值模式分析區域圖

註：綠色表示陸地；藍色表示水；X及Y之數值為二度分帶座標。

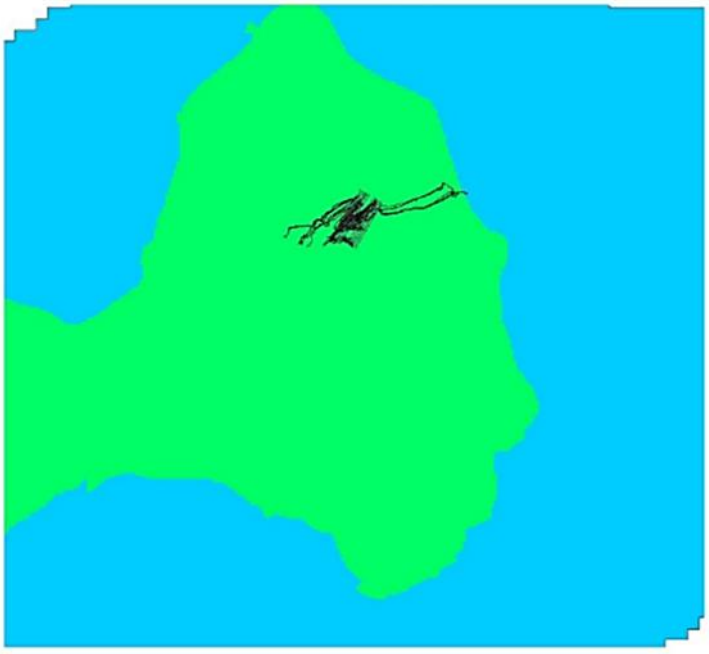


圖 8-21：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式之質點釋出路徑

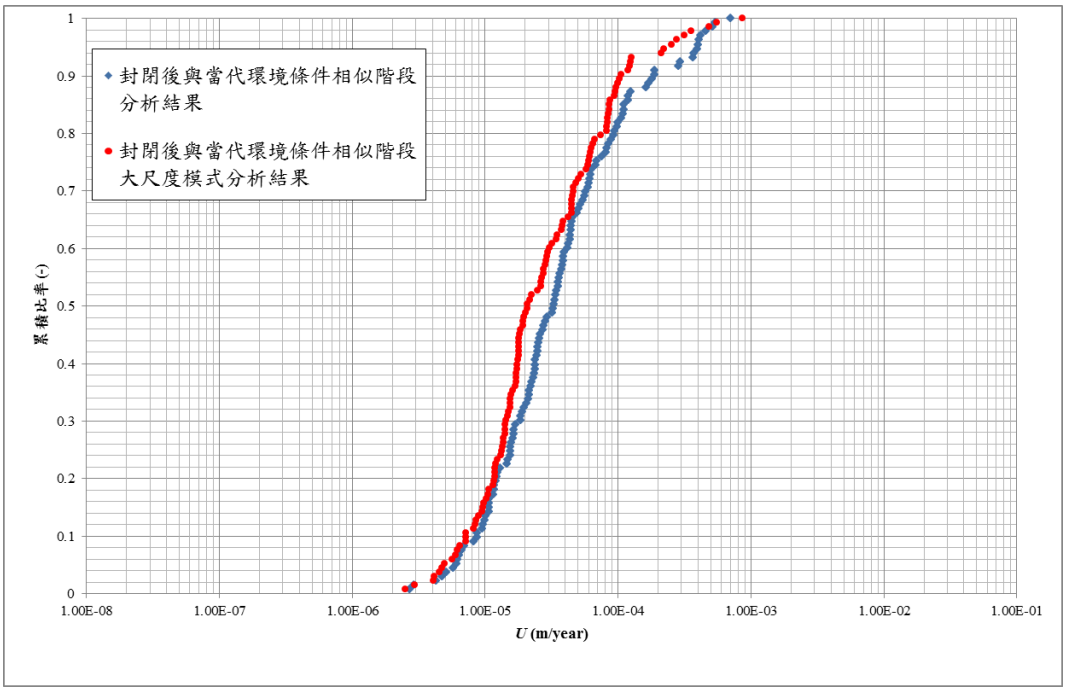


圖 8-22：封閉後與當代環境條件相似階段以及封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式之等效初始通量結果比較

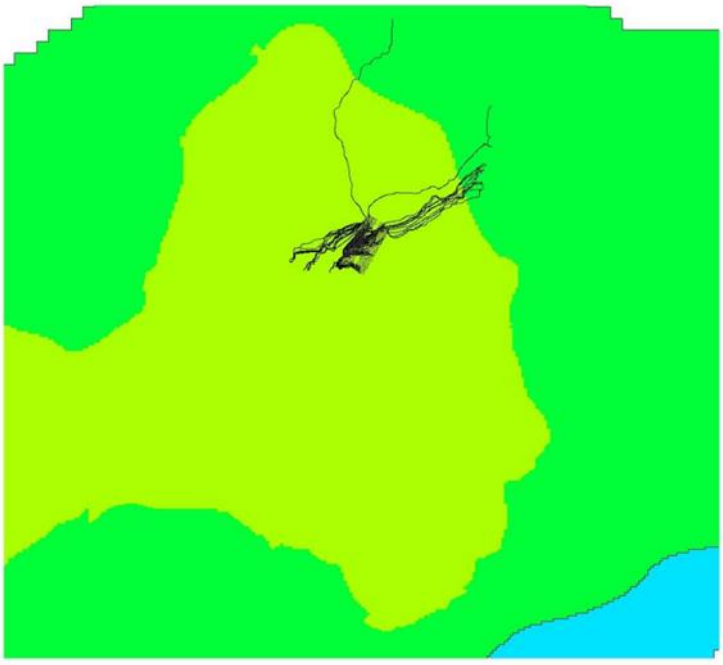


圖 8-23：剩餘冰河期階段海水面下降20 m之質點釋出路徑

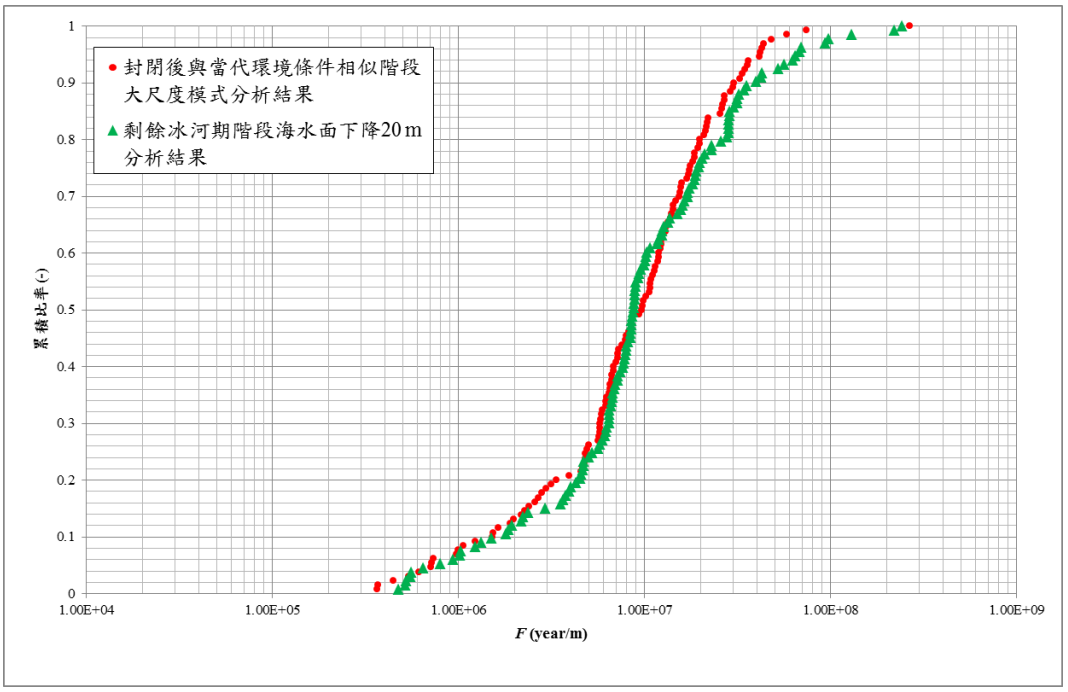


圖 8-24：封閉後與當代環境條件相似階段大尺度模式與剩餘冰河期階段海水面下降20 m之流動傳輸阻抗結果比較

8.5. 岩石力學演化

用過核子燃料處置的完整功能安全評估，必須參考處置設施內部岩石力學因子來作分析。參考演化係考量處置設施在100萬年間，受到各種作用隨時間演化後，所造成的交互影響與變化。因此，在發展情節分析所需的相關資訊時，必須掌握100萬年間受作用影響的變化情況。

影響岩石力學演化主要受控於熱力、水力及板塊構造變化，交互作用之下可使岩石膨脹或壓縮及裂隙的再活化，進而影響岩體導水係數。離島結晶岩測試區並無冰河期的冰層覆壓的外部條件，惟因接近臺灣本島板塊碰撞運動(距離200 km)，板塊運動造成的應力變化將是重要議題。

配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期；故以下將針對岩石力學於各時期的演化過程中，重要的作用影響及外部演化條件，分別進行描述如下：

8.5.1. 開挖與運轉階段

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：

(1) 開挖擾動帶的發展與其他對於岩石的滲透性影響(安全功能指標R2a及R2b)。

離島結晶岩測試區與瑞典Forsmark場址同為結晶岩體，因此參考瑞典SKB研究，在開挖處置孔時，對於周圍岩石的擾動非常小，影響之導水係數小於$10^{-10}\ m^2/s$(SKB, 2011, ch10.2.2)；離島結晶岩測試區R1岩石單壓強度為111.54 MPa，保守假設裂縫起始應力(crack initiation stress)為單壓強度的0.3倍，考慮現地應力，隧道開挖後，隧道壁面切向應力仍小於裂縫起始應力，因此，處置隧道主要因鑽炸法而產生擾動，根據結晶岩過去的測試與研究，

假設導水係數等於$10^{-8}\,m^2/s$(SKB, 2008, p79)，作為後續分析參數。

(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，否則以廢孔處理(SKB, 2011, ch10.2.2)。

(3) 裂隙再活化(安全功能R2a,b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係數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的導水係數假設$10^{-8}\,m^2/s$所涵蓋(SKB, 2011, ch10.2.2)。

(4) 誘發地震(安全功能R3b,c)。

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(Leonard, 2014, p7)，可知產生0.05 m的錯動量至少需規模4.0至5.5以上的地震，要產生如此大的地震，須至少錯移1 km^2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。

8.5.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

封閉後與當代環境條件相似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再活化，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脹壓力，以及地下水緩慢回流造成的地下水壓所影響，此現象將造成局部有效應力及裂隙剪力強度的

降低。回脹壓力隨時間的發展，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於封閉後與當代環境條件相似階段可能存在的潛在安全議題：

(1) 因熱負載導致近場裂隙的再活化(reactivation)，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係數(安全功能指標R2a及R2b)。

熱負載導致近場裂隙導水係數之改變，影響極為有限且局部(SKB, 2011, ch10.3.5)。

(2) 遠場的裂隙再活化可能影響裂隙導水係數(安全功能指標R2a)。

熱負載導致遠場裂隙導水係數之改變，其影響極為有限(SKB, 2011, ch10.3.5)，故可忽略。

(3) 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(安全功能指標Buff1)。

在封閉後與當代環境條件相似階段的熱負載，有可能引起處置孔岩石產生剝落。岩石剝落強度約為單壓強度的50%，在建造階段，可以透過分析廢棄物罐置放順序的熱負載分布，提出最佳化廢棄物罐置放順序，將此現象降至最低(SKB, 2011, ch10.3.5)。

(4) 岩石的潛變變形可影響處置孔幾何形狀(安全功能指標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。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(SKB, 2011, ch10.3.5)。

8.5.3. 剩餘冰河期

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3 km處緩慢剝蝕抬升，至今才剝蝕到495 m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。另若考量全球暖化造成海水面上升幅度7 m，其影響微乎其微。至於氣候方面，保守假設溫度可能下降約8 ℃，對於地下500 m之岩石力學演化影響，亦可予忽略

8.5.4. 接續冰河週期

由於岩石力學演化的行為在冰河週期循環的過程當中，屬於可反覆再現的機制；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。

8.5.5. 地震事件影響

處置設施封閉後，廢棄物罐受地震影響而破壞的條件，主要為結晶岩體中的裂隙，若截切廢棄物罐，而此裂隙受到較大的地震後，所產生的剪力位移，將廢棄物罐剪切破壞。綜合考量緩衝材料與廢棄物罐受剪力影響，可評估出廢棄物罐設計需求：剪力位移需小於5 cm，且剪切速度需小於1 m/s。對於廢棄物罐受剪力位移的安全評估分析，皆保守假設剪力位移大於5 cm即可破壞廢棄物罐，且忽略剪切速度與剪切幾何方向。

透過地震模擬研究(SKB, 2010l, p120)，可以得知單一地震事件引致的裂隙位移量、裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係，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 8-6。

多次地震事件所導致的累積裂隙位移量，若保守假設每次裂隙位移方向相同，也有可能超過5 cm，且處置孔所需避開的裂隙半徑隨之變小，保守假設岩石為彈性行為，則n次事件所需避開的裂隙半徑為單次地震事件的1/n。

處置孔的配置將考慮地震的影響進行配置，然而，儘管配置已經使用廢孔準則，仍然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，統計分析廢棄物罐的破壞機率。

根據研究(SKB, 2006, p138)，當裂隙半徑大於225 m時，這些裂隙在地質調查時，可以被安全的偵測出來；故處置孔在配置時可以輕易地避開這些大裂隙，不受地震引致裂隙位移之影響。總而言之，在評估地震引致裂隙位移對於地下處置設施影響研究時，需著重於分析鄰近大型構造發生地震之影響。根據處置孔參考配置，處置設施與太武山斷層最近之距離為350 m，而在200 m至400 m距離，共有22個處置孔在此範圍內；在400 m至600 m距離，共有291個處置孔在此範圍內；距離斷層600 m以上之處置孔，則有2,415個，如圖 8-25。根據地質調查資料顯示，離島結晶岩測試區東部花崗岩體，受大地構造活動影響主要在中晚白堊紀(約1億2,000萬年前至9,000萬年前)，太武山斷層活動主要發生在6,500萬年前。

因此，保守假設未來100萬年，太武山斷層會發生地震，且地震發生機率與時間獨立，根據參考案例表二的地質模型(如表 1-2)，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之裂隙大小亦可參考表 1-2，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。太武山斷層發生地震頻率保守假設為$1\times10^{-6}\,\mathrm{yr}^{-1}$，100萬年地震發生期望值為1次。

離散裂隙網路實現值模擬可以用於評估廢棄物罐受地震引致裂隙剪力位移的失效率，而實現值次數必須達到一定數量，失效率期望值才可收斂至具有代表性。本報告以離散裂隙網路實現值200次之模擬結果，計算廢棄物罐於100萬年期間之失效率期望值為0.035罐。廢棄物罐失效率期望值代表性尚須持續精進，以降低其不確定性。

以離島結晶岩測試區之地質概念模型與離散裂隙網路實現值，以及地下設施配置設計，以簡化模型(300 m處置隧道及44個處置孔)，進行裂隙、處置隧道與處置孔的截切幾何分析，同時使用FPC和EFPC

廢孔準則於處置孔佈置設計，排除不適合的處置孔，最後，計算廢棄物罐失效數量。根據200次離散裂隙網路實現值分析，廢棄物罐於100萬年期間之失效期望值為0.035罐，廢棄物罐因地震剪力造成失效之機率，結果為3.5×10^{-8} 罐/yr。

表 8-6：位移大於5 cm之裂隙傾角、與斷層距離及避開裂隙之半徑關係

地表線型長度	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(2010l, p120)

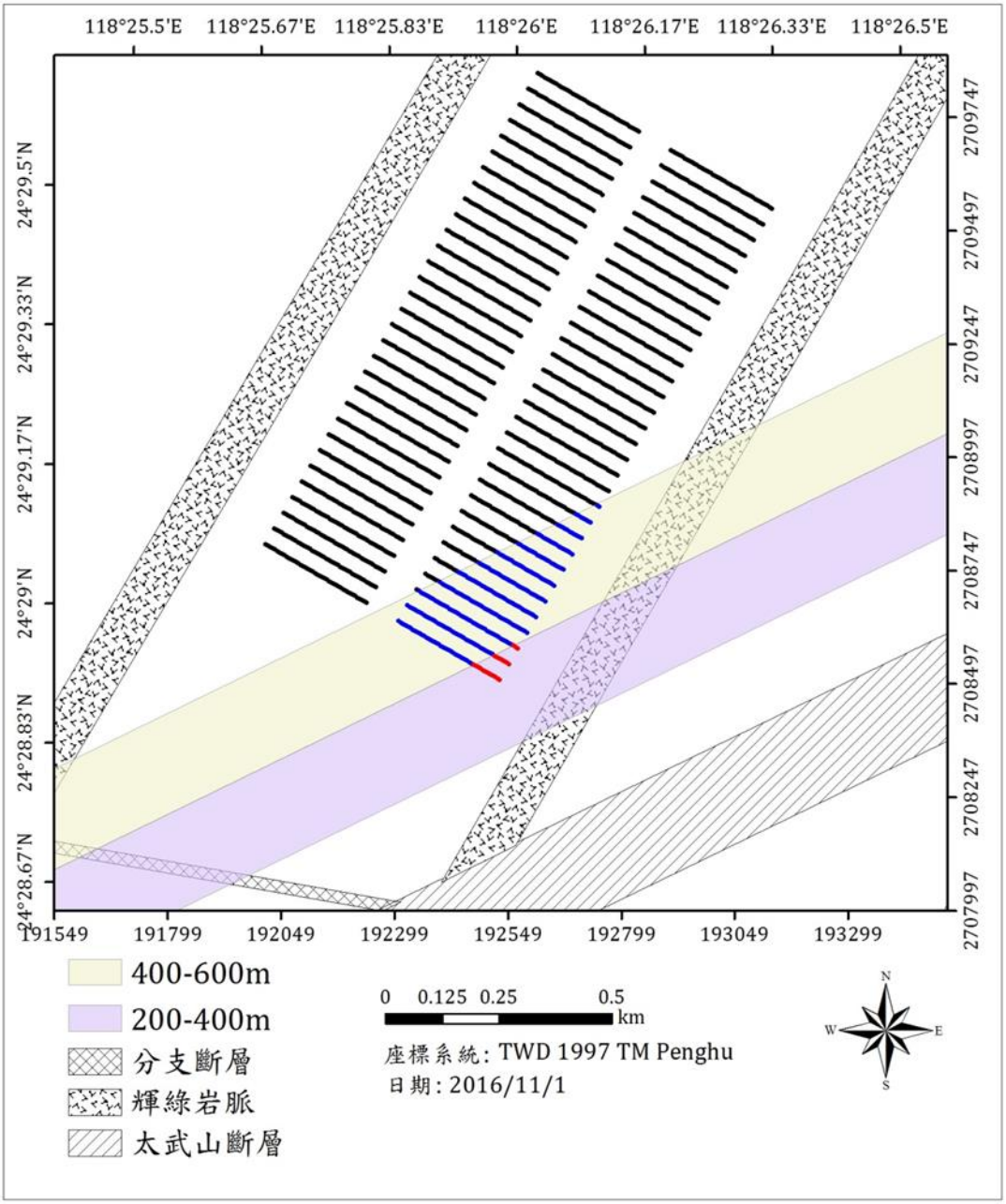


圖 8-25：處置孔與太武山斷層之距離

8.6. 化學條件演化

在深層地質處置概念中，處置母岩的評估，除了需考慮前述的作用演化外，其水文地球化學特性，更是決定是否適合進行深層地質處置的關鍵。而所謂合適的水文地化環境，係指其具備高的放射性核種遲滯能力、高的化學緩衝能力，以及低的核種溶解度之地下水化學特性。除了直接影響核種的溶解度外，地下水的化學特性，尤其是地下水的酸鹼值(pH值)及氧化還原條件，對天然及工程障壁功能，亦具有重要的影響性。因此，研析處置環境地下水的化學特性及其可能的演化機制，是潛在處置母岩安全評估中1項重要且基本的工作。

本節配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期。相關項目之演化機制研究，參考瑞典SKB成果與經驗加上本土特性，並以離島結晶岩測試區地下水之組成進行評估，其項目包括：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。以下就目前之評估進行詳細說明：

8.6.1. 開挖與運轉階段

陽離子強度(安全功能指標R1c：陽離子強度>4 mM)：研究指出影響地下水陽離子強度的主要陽離子，為Ca、Na、Mg、K之4種離子；由參考案例表二(如表 1-2)之離島結晶岩測試區地下水水質分析結果，計算地下水陽離子強度$\sum q[M^{q+}]$與鹽度TDS之結果如表 8-7所示。雖然開挖與運轉階段，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，並且可能會產生鹽水上揚效應。但參考瑞典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。由於離島結晶岩測試區地下水陽離子強度小

於4 mM，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，因此，需進行膨潤土侵蝕之評估計算，相關評估可參考第8.7節。

硫化物與微生物(安全功能指標R1d：硫化物濃度須有所限制)：硫化物主要是由微生物對硫酸鹽進行還原作用而產生，硫元素在地下水中主要有硫酸鹽(SO_4^{2-})及硫化物(HS^-)2種型態，在SNFD2017參考案例表二中的離島結晶岩之地下水離子濃度僅列出總硫濃度，主要是因為實際在進行水質分析時想要單獨分析硫化物濃度並不容易，因此硫化物濃度必須利用其他評估方式進行計算，計算方法如下：

$$HS^- + Fe^{2+} \leftrightarrow FeS_{(s)} + H^+ \quad (8\text{-}7)$$

$$K = \frac{[HS^-][Fe^{2+}]}{[H^+]} \approx 10^{-3} \quad (8\text{-}8)$$

式(8-8)的K為反應式(8-9)之平衡常數。由於地下水中鐵主要是以Fe^{2+}的形式存在，將參考案例表二中所列出之地下水中總鐵濃度全部視為Fe^{2+}濃度，由參考案例表二可知地下深度範圍400 m至500 m地下水之Fe^{2+}濃度為5.18×10^{-6} mol/L，且pH值為8.98，此為5個鑽孔之地下水分析數據的平均結果，代入式(8-8)可得HS^-濃度的平均值為2.02×10^{-6} mol/L。另實際上，離島結晶岩測試區的5個鑽孔所量測的地下水總鐵離子濃度及pH並不一樣，因此為評估HS^-濃度的最大值，即依照離島結晶岩測試區各鑽孔的量測數據進行個別計算，結果顯示以KMBH06鑽孔於地下深度498.50 m至501.00 m所量測的總鐵濃度最大值為1.07×10^{-6} mol/L、pH值為8.24(工研院，2012，p4-45)，透過式(8-8)評估，可求得HS^-濃度最大值為5.37×10^{-6} mol/L，後續之廢棄物罐腐蝕評估將採用此最大值進行評估，相關評估內容參考8.8.2.3節。

酸鹼值(pH值)(安全功能指標R1e：pH值<11)：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漿，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)，實驗顯示當水泥灌漿填滿裂隙後之初期，偵測到裂隙附近有pH值達11.3的高鹼性孔隙水滲出(SKB, 2011, p321)，雖然隔幾天後pH值降回了7.5左右，但仍須注意這些孔隙水的影響，即使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。就安全性之考量方面，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，灌漿時必須使用酸鹼值(pH值)低於11的水泥材料，以避免水泥基底的孔隙水造成有害的影響。

氧化還原條件(安全功能指標R1a：須為還原環境)：在開挖與運轉階段，受到開挖的影響可能會有大量氧氣滲透進入地下而暫時改變處置設施的氧化還原狀態，但地層中的微生物會進行耗氧作用，而使氧氣含量逐漸降低(SKB, 2011c, p311)，根據瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗REX(Redox Experiment)結果，顯示含有氧氣的水接觸到花崗岩表面，數天內會達到還原條件(SKB, 2011c, p314)，實驗結果如圖 8-26所示；而在案例模擬方面，影響氧氣消耗速率之因素很多，包括：氧氣之擴散、岩石礦物之影響、微生物之影響等，因此，該實驗設定了6個情節案例，模擬膨潤土內之氧氣消耗殆盡所需之時間，模擬結果如圖 8-27：6種不同情節案例之膨潤土內氧氣消耗時間曲線 所示，結果顯示在有微生物作用的情況下，100年內膨潤土內的氧氣含量會完全消耗掉。因此，經過一段時間後處置設施會逐漸恢復成還原環境。

8.6.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

鹽度：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(SKB, 2011, p311)，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：Ca、Na、Mg與K之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：由於處置設施封閉後，地下水組成將不會有明顯之變化，因此仍可參考第8.8.2.3節廢棄物罐腐蝕之評估結果，其計算結果顯示經過100萬年廢棄物罐在完整緩衝材料的保護下，廢棄物罐僅有0.00936 mm的腐蝕厚深度。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。

酸鹼值(PH值)：處置設施封閉後，水泥灌漿會開始與地下水進行反應，研究模擬結果顯示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(SKB, 2011, p366)，且該研究也指出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：有些地表含有氧氣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。

8.6.3. 剩餘冰河期

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。

8.6.4. 接續冰河週期

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，並總結對安全功能的總體影響。

表 8-7：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 500 m	300 m to 500 m	備註
Ionic strength (mM)	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： $\sum q[M^{q+}]>4$ mM				

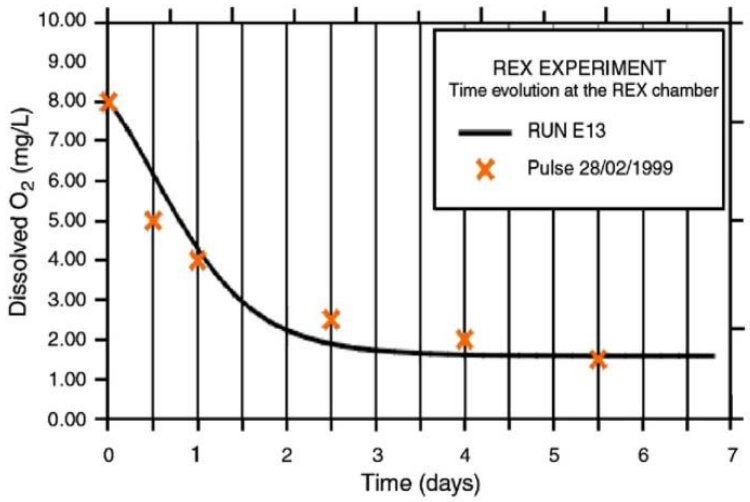


圖 8-26：瑞典Äspö地下實驗室之氧化還原實驗REX之實驗結果

資料來源：Yang et al. (2007, p132)

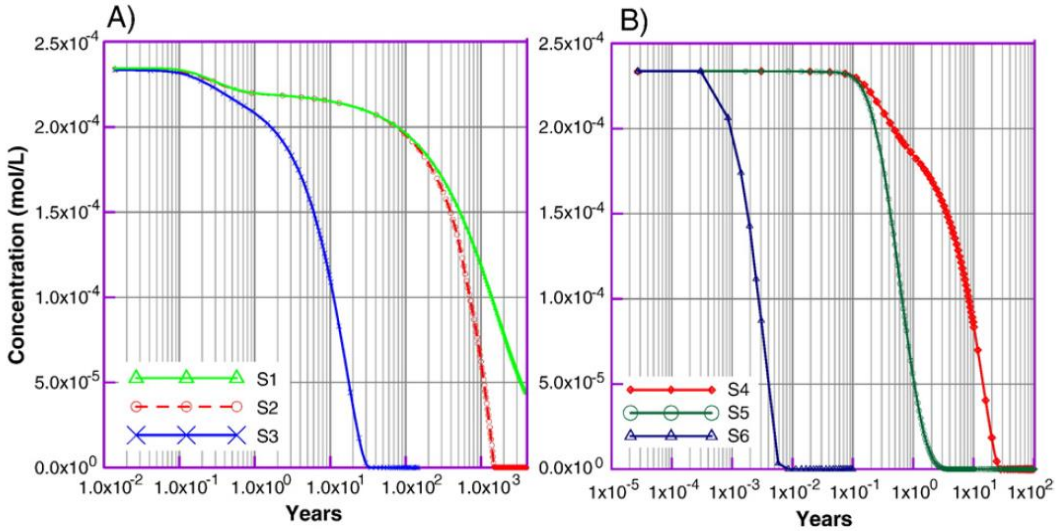


圖 8-27：6種不同情節案例之膨潤土內氧氣消耗時間曲線

資料來源：Yang et al. (2007, p138)

註：S1至S6分別代表不同之情節案例，其中S1：僅考慮氧氣擴散作用；S2：除了氧氣擴散外，還考量了花崗岩中綠泥石礦物之影響；S3：除S2情節外，再將黃鐵礦之影響納入評估中；S4：除S3情節外，再加上花崗岩中有微生物、甲烷等因子之影響；S5：除S4情節外，將膨潤土所含的甲烷也納入評估中；S6：除S5情節外，將膨潤土所含的微生物也納入評估中。

8.7. 緩衝材料、回填材料演化

緩衝材料之功能為保護廢棄物罐，假設廢棄物罐失效時，緩衝材料可有效圍阻與遲滯放射性物質，由廢棄物罐向外傳輸至處置母岩；回填材料之功能為提供緩衝材料足夠的支撐，使其維持體積及原本的設計條件，並且限制地下水流經處置隧道。為確保緩衝材料及回填材料在處置設施長期的環境影響下，仍能保持在安全的設計限值內，故必需評估與分析各時期處置設施環境，對緩衝材料及回填材料之影響。

配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期；綜整各期安全評估的緩衝材料、回填材料演化的研究項目、方法與結果。

8.7.1. 開挖與運轉階段

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，是否符合安全功能指標標準；基本上，緩衝材料與回填材料安置且達到完全飽和後，假設緩衝材料體積穩定限制於處置孔內，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，則皆可保持在安全功能指標標準內。考量初期地下水滲流作用可能對緩衝材料及回填材料之侵蝕，而逐漸造成管流作用，可參考Sandén and Börgesson(2010, p42)利用實驗室試驗所提出的評估模式，管流侵蝕作用可以下式表示：

$$m_s = \beta \cdot (m_w)^a \qquad (8\text{-}9)$$

其中，

m_s=膨潤土侵蝕之累積重量(g)

m_w=侵蝕地下水之累積重量(g)

β ＝常數(0.02至2，一般流向；0.02至0.2，垂直管流)

a=m_s與m_w的線性關係常數(0.65)

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，可以式(8-9)計算，若含44個處置孔、300 m長之處置隧道，總孔隙體積約為1,050 m^3，處置隧道完全飽和大約可存在1,050 m^3之進流水，因處置隧道封塞的能力無法預測，因此，假設約有20%之進流水由處置隧道封塞滲入，則保守假設地下水流入處置隧道的體積約為1,250 m^3 (加上1,050×20%誤差)，再以極端條件假設所有隧道之進水皆流入1個處置孔內，則處置孔所損失膨潤土量約為16.4 kg至164 kg。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^3)，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 tonnes，依上述假設最大進水量1,250 m^3，則膨潤土因受侵蝕的最大損失不會超過1,640 kg，因此，對於回填材料來說可忽略。

在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脹壓力；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, 2010a, p89-p90)。參考瑞典SKB (2009a, p52)計算處置孔安置完成後的溫度變化，如圖 8-28；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, p111-p164)，仍保持在安全限值內。雖然瑞典SKB報告中說明可忽略熱膨脹作用影響(SKB, 2010a, p87)，但由於瑞典SKB分析Forsmark場址之地表初始溫度設定

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。

在基本特性演化方面：目前以MX-80型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為1,900 kg/m^{3}至2,050 kg/m^3(相當於乾密度為1,415 kg/m^{3}至1,651 kg/m^3)時，其回脹壓力約在4.5 MPa至13 MPa之間(如圖 8-29)。水力傳導係數亦低於10^{-13} m/s(如圖 8-30)。另考量地下水鹽度之影響，離島結晶岩測試區深度300 m至500 m地下水鹽度約9.77×10^{-4} M [Cl^-]，故仍保持在安全功能指標標準內。回填材料之參考設計乾密度在1,458 kg/m^{3}至1,535 kg/m^{3}之間，其回脹壓力亦約在4 MPa以上(如圖 8-29)，水力傳導係數亦低於10^{-13} m/s(如圖 8-30)。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，皆可保持在安全功能指標內。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。

本計畫利用乾密度1,562 kg/m^{3}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8-31)；雖離島結晶岩測試區地下水水質之陽離子強度為2.54 mM，惟以目前之研究結果顯示，緩衝材料在此地下水條件下，其回脹壓力仍符合安全功能指標標準(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，且仍符合安全功能指標標準的壓力要求(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。

8.7.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

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 8-32，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。若分析案例假設隧道周圍存在裂隙及2個裂隙滲透率，並考慮2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6 m之裂隙時，達到飽和所需時間約80年至100年左右，當裂隙間距達到24 m時，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，當圍岩的滲透係數為1×10^{-10} m/s至1×10^{-13} 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合及廢棄物罐產生的熱作用影響，若分析案例假設極端條件如：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(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 8-33，考量無裂隙岩體水力傳導係數介於1×10^{-10} m/s至1×10^{-13} 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 8-33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 8-33黑圈處)；以岩體水力傳導係數1×10^{-11} m/s至1×10^{-12} 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^{-10} m/s至1×10^{-11} m/s (工研院，2015，p3-105)，參考瑞典SKB研究結果(Åkesson et al., 2010, p82、p46)，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、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。因膨潤土的種類及地下水組成，可能使碳酸鹽類及硫酸鹽類的沉澱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。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，但對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, 2010a, p130)。

地下水與工程障壁組成成分的交互作用下，可能對處置設施安全功能有直接影響的條件如下：

(1) 蒙脫石改變

只要處置設施條件符合安全功能指標標準(見第6章)，最大溫度低於100℃及水在岩石中的pH值低於11，在處置設施評估年限(100萬年)中，緩衝材料中的膨潤土可視為穩定，因此變質作用預計不會影響到緩衝材料的性質。(SKB, 2011, p395)。

(2) 侵蝕

陽離子強度小於4 mM蒙脫石易形成膠體，而易受地下水侵蝕(SKB, 2011, p358)。

當緩衝材料處於飽和狀態下，傳輸機制以擴散為主，此時平流傳輸可以忽略。但當緩衝材料因受到地下水侵蝕而損失一定質量，造成水力傳導係數上升，緩衝材料中的傳輸機制將以平流為主，此計算會應用於廢棄物罐腐蝕評估。

緩衝材料因地下水侵蝕，導致平流發生時間(t_{adv})，可表示為(SKB, 2010c, p20)：

$$t_{adv} = \frac{m_{buffer}}{R_{Erosion} f_{tdilute}} \quad (8\text{-}10)$$

其中，

m_{buffer}=當緩衝材料流失此質量時，將導致平流發生，[kg]。

$R_{Erosion}$=蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

$f_{tdilute}$=緩衝材料受到地下水侵蝕的時間比例。

膠體釋出導致的侵蝕可以下式表示：

$R_{Erosion} = A_{ero} \cdot \delta \cdot v^{0.41}$	(8-11)

其中，

$R_{Erosion}$=蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

A_{ero}=假設侵蝕裂隙寬度0.001 m條件下，裂隙中的水流速(m/yr)對應蒙脫石釋出量(kg/yr)所得之蒙脫石釋出常數(27.2)。

δ=裂隙寬度，[m]。

v=水流流速，[m/yr]。

在瑞典SKB應用於瑞典Forsmark場址案例分析中，m_{buffer}的值為1,200 kg，此情況代表緩衝材料流失的極端情形，而緩衝材料蒙脫石釋出率$R_{Erosion}$是使用式(8-11)計算。回填材料侵蝕可採用與緩衝材料相同的公式進行評估(SKB, 2011, p398)，瑞典案例分析中回填材料的極端損失量為220 tonnes。經過評估，瑞典處置場址於100萬年內僅有1/4的時間會受到低鹽度的地下水侵蝕，故$f_{tdilute}$在瑞典案例分析中設定為0.25。若計算回填材料蒙脫石釋出率時，因處置隧道的空間較處置孔來得大，故$f_{tdilute}$須乘上2倍以涵蓋該因素之影響。

但蒙脫石釋出率之計算式(8-11)，需要代入在地化條件計算出之水流參數，例如裂隙內寬與處置孔流速值。另在計算離島結晶岩測試區之平流發生時間時，$f_{tdilute}$可以假定為1，因離島結晶岩測試區目前的在地數據顯示總陽離子濃度低於4 mM，相較瑞典Forsmark場址而言較低。

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^3，注入溶液為模擬離島結晶岩測試區地下水如表 8-8，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$\Sigma q[M^{q+}]^{GW}$<4 mM，產生其他不利緩衝材料與回填材料圍阻安全之因子。

8.7.3. 剩餘冰河期

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：

(1) 地下水成份變化對緩衝材料與回填材料之化學演化行為

在SR-Can計畫的評估分析中，曾針對冰河時期的融冰水及高鹽度水入侵，對處置設施化學演化影響(Arcos et al., 2006, p93)，研究結果對處置設施安全並無顯著的影響。依第8.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對處置設施安全並無顯著的影響。

(2) 緩衝材料與回填材料膠體釋出

在冰川時期地下水之陽離子強度降至4 mM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 mM以下，對緩衝材料及回填材料膠體釋出行為之分析。

(3) 液化行為

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, 2010a, p103)。

(4) 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^{-4} 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標準。

8.7.4. 接續冰河週期

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。

8.7.5. 地震事件影響

地震對緩衝材料的安全影響，主要考量緩衝材料是否會因地震引起剪切作用，對廢棄物罐造成破壞抑或提供足夠的保護作用。地震作用發生時，可能會導致交錯於處置孔周圍的裂隙，沿著裂隙面產生剪切作用。處置孔周圍的岩體若產生剪力位移時，此剪力位移將會使剪切側的緩衝材料產生剪應力，並轉移至廢棄物罐上，此壓力可能會導致廢棄物罐變形。緩衝材料的剪力強度取決於緩衝材料的密度與變形率，故必須對緩衝材料的密度訂定2,050 kg/m^3的上限值(Börgesson et al., 2003, p38)。

表 8-8：模擬離島結晶岩測試區地下水化學組成

名稱	分子量	g (1L · H_2O)
NaCl	58.44	0.0572
$NaNO_3$	84.99	0.0504
K_2SO_4	174.27	0.008
$MgSO_4 \cdot 7H_2O$	246.48	0.0145
$Mg(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$	256.41	0.0013
$Ca(NO_3)_2 \cdot 4H_2O$	236.15	0.0888

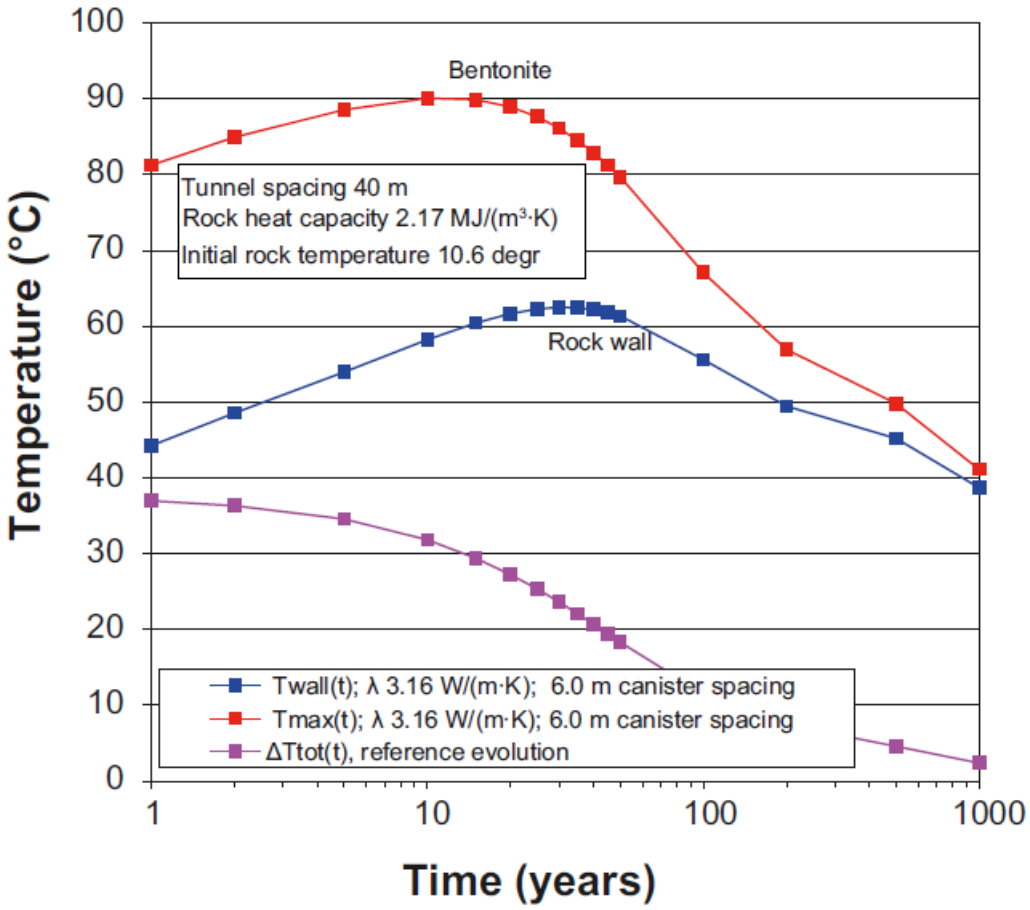


圖 8-28：處置孔溫度計算

資料來源：SKB(2009a, p52)

註(1)：Tunnel spacing 40 m：隧道間距40 m；

註(2)：Rock heat capacity 2.17 MJ/(m^3·K)：處置母岩比熱2.17 MJ/(m^3·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)：λ係指岩體之熱傳導係數；

註(8)：橫軸Time (years)代表時間(年)；縱軸Temperature (℃)代表溫度(℃)。

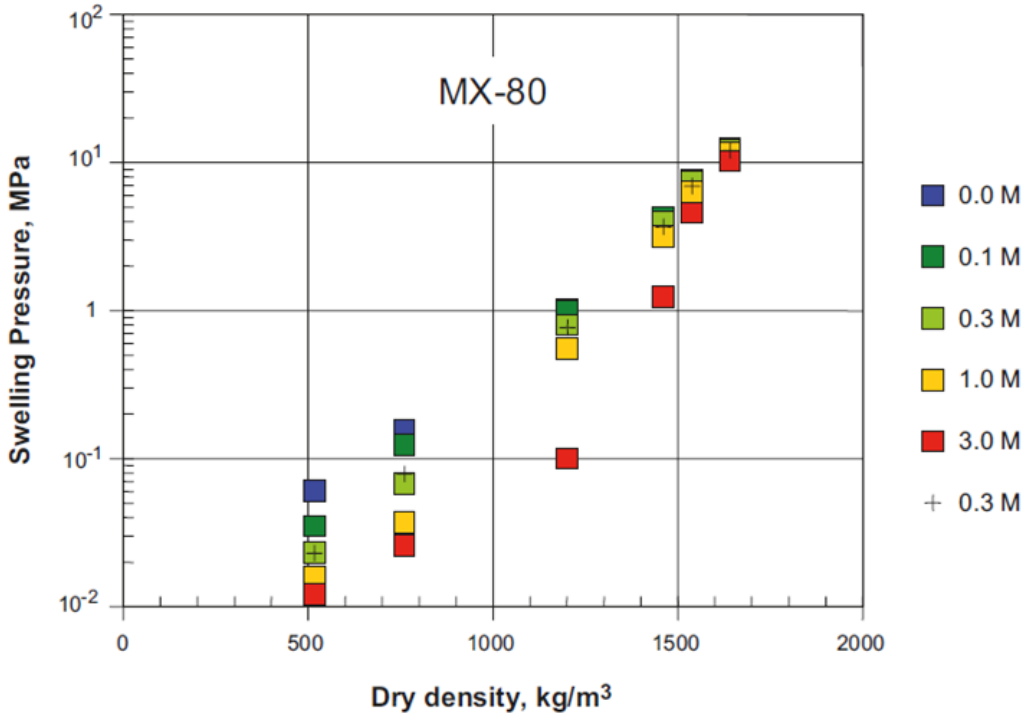


圖 8-29：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫爾濃度的NaCl條件下之回脹壓力關係

資料來源：Karnland et al.(2006, p42)

註：橫軸Dry density代表乾密度；縱軸Swelling Pressure代表回脹壓力。

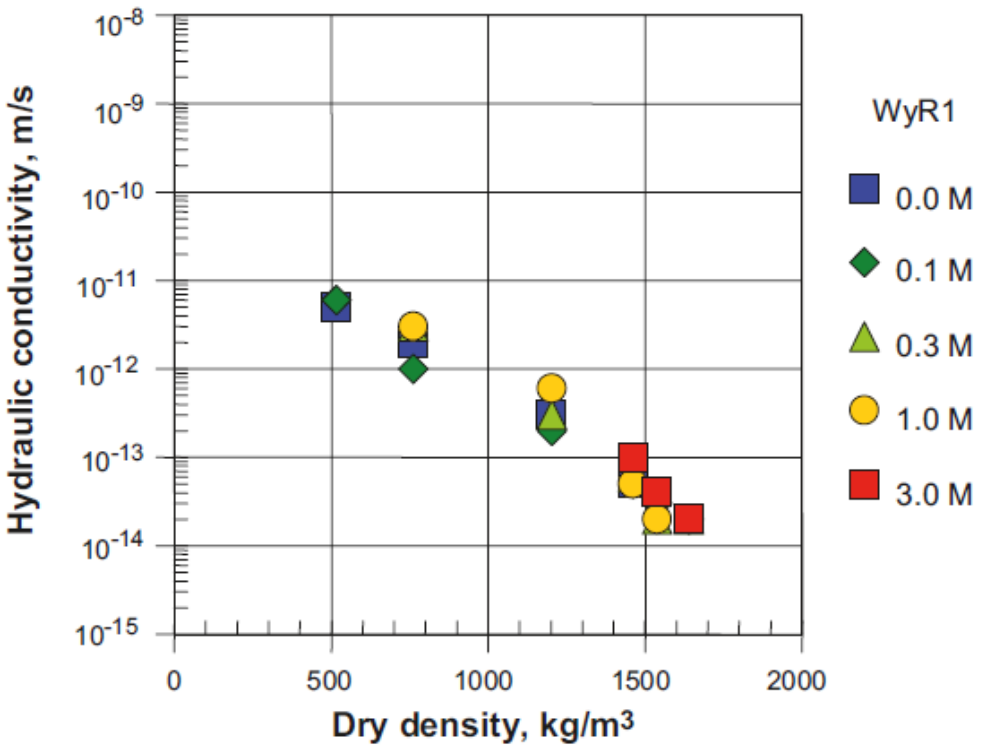


圖 8-30：MX-80膨潤土在不同乾密度與不同莫爾濃度的NaCl條件下之水力傳導係數關係

資料來源：Karnland et al.(2006, p47)

註：橫軸Dry density代表乾密度；縱軸Hydraulic conductivity代表水力傳導係數。

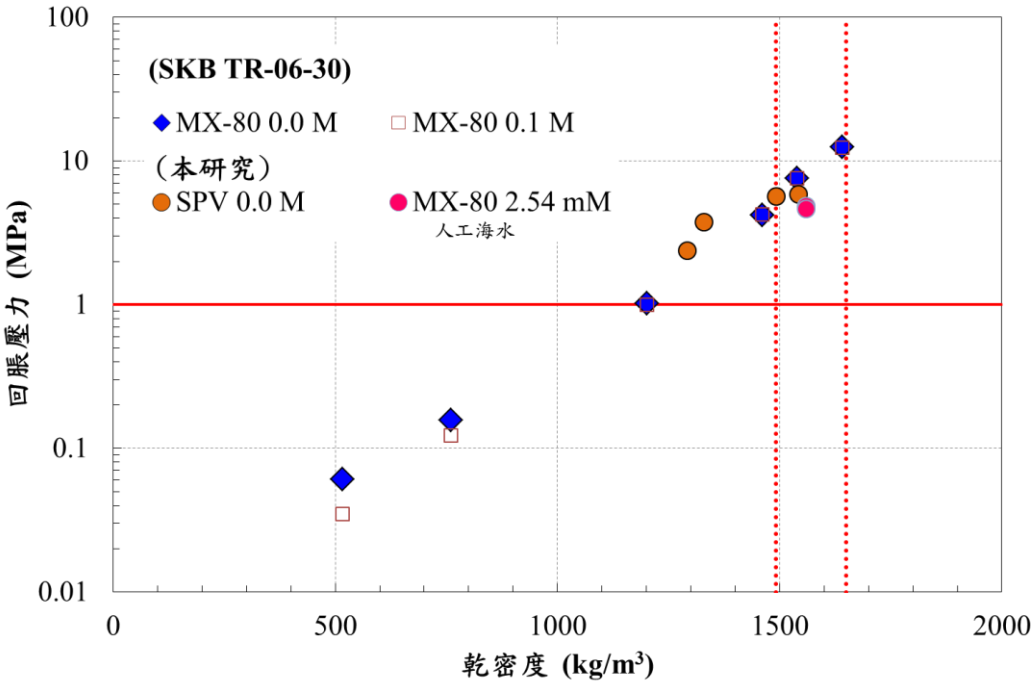


圖 8-31：膨潤土於不同乾密度之回脹壓力關係(MX-80及SPV膨潤土)

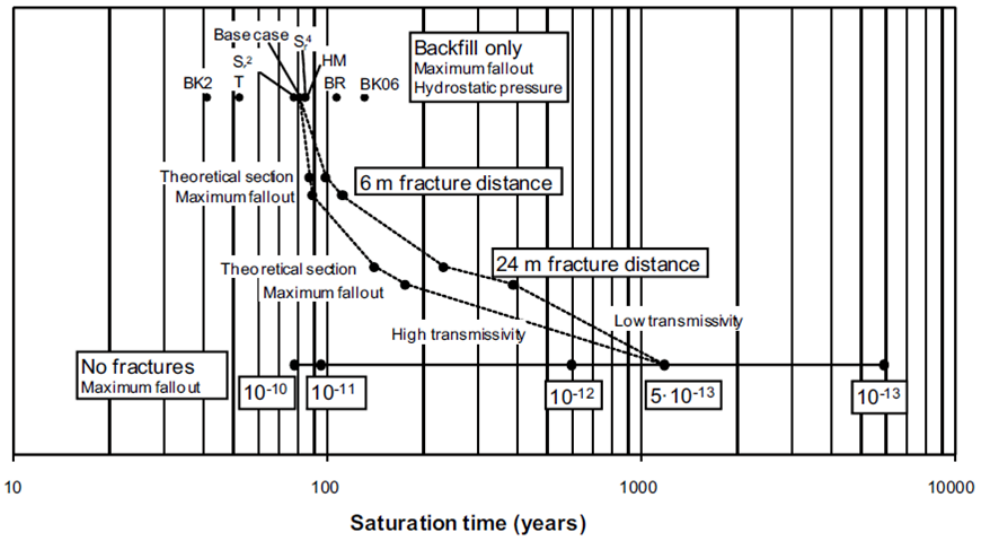


圖 8-32：回填材料飽和歷程

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$k_r = (S_r)^2$及$(S_r)^4$；

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]。

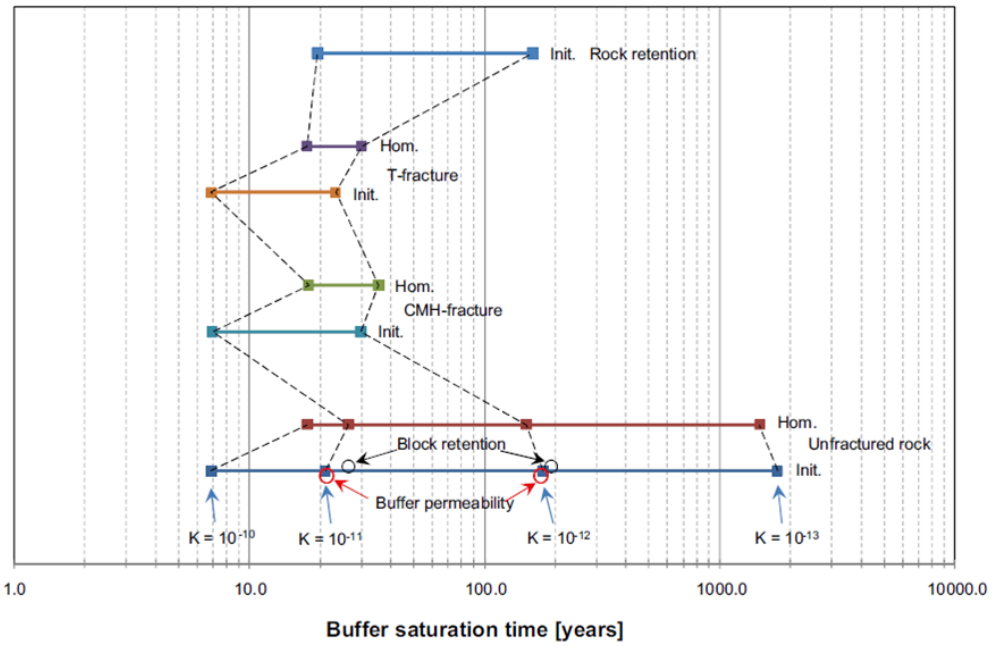


圖 8-33：緩衝材料飽和歷程

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]。

8.8. 廢棄物罐演化

處置設施內廢棄物罐失效的主要模式為剪力破壞或腐蝕破壞，其中剪力破壞主要考量岩石剪力位移對廢棄物罐的影響，已於第8.5節岩石力學演化中討論，本節將著重針對廢棄物罐腐蝕破壞演化進行討論。

隨著處置環境的演化造成廢棄物罐腐蝕的影響，可以確定在處置環境中，以下物質有能力造成銅廢棄物罐腐蝕：

(1) 廢棄物罐與緩衝材料之間的潮濕空氣，所含氮化合物被加馬輻射分解形成硝酸。

(2) 在緩衝材料飽和之後，廢棄物罐周圍的水經過輻射照射後所形成的氧化劑。

(3) 存在緩衝材料與回填材料中的氧氣，或者從通過緩衝材料的地下水所含氧氣。

(4) 存在緩衝材料與回填材料中的硫化物，或者從通過緩衝材料的地下水所夾帶的硫化物。

本節配合SNFD2017報告設定演化時間框架分為：(1)開挖與運轉階段、(2)封閉後與當代環境條件相似階段、(3)剩餘冰河期及(4)接續冰河週期等4個時期；進行廢棄物罐演化之腐蝕破壞探討。詳細廢棄物罐腐蝕評估結果，可參考SNFD2017技術支援報告(2)第5.1節抗腐蝕性能及附錄C、腐蝕評估計算說明。

8.8.1. 開挖與運轉階段

廢棄物罐由銅殼與鑄鐵內襯組裝而成，當用過核子燃料放入廢棄物罐，廢棄物罐經過封裝後，會被送至處置設施存放，直到最終處置隧道封閉。所以，廢棄物罐不可避免會有一段時間曝露於大氣環境中，預估在封閉前廢棄物罐會置於處置設施環境中3年，其對應之腐蝕深度為0.0015 mm，主要的腐蝕產物為氧化銅。

8.8.2. 封閉後與當代環境條件相似階段

8.8.2.1. 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，在未進到無氧時期，將不會有其他更嚴重的腐蝕發生。

8.8.2.2. 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^{-6} 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，所對應銅廢棄物罐的均勻腐蝕厚度為0.011 mm。

8.8.2.3. 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；此時進入無氧時期，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。硫化物所造成的廢棄物罐腐蝕，將形成硫化銅與分子氫。

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，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。大部分硫酸鹽會緊密地附著於膨潤土上，因此當緩衝材料達到其回脹壓力時，只會有少量的硫酸鹽溶解進入地下水，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2,000 kg/m^3，Cu_xS產物生成速率為3.4×10^{-14} mol/mm^2/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。其廢棄物罐銅殼腐蝕速率可由下式(8-1)計算；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。詳細廢棄物罐腐蝕評估結果如技術支援報告(2)抗腐蝕性能所述。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。

$$v_{corr} = Q_{eq} \cdot [HS^-] \cdot \frac{f_{HS} \cdot M_{Cu}}{\rho_{Cu}} \cdot \frac{1}{A_{corr}} \quad (8\text{-}1)$$

其中，

v_{corr}=腐蝕速率，[mm/yr]；

Q_{eq}=等效流率，[m^3/yr]；

$[HS^-]$=硫化物(氫硫酸根)濃度，[mol/L]；

f_{HS}=硫化物之計量因子(stoichiometric factor)，[-]；

M_{Cu}=銅的莫耳質量，[g/mol]；

ρ_{Cu}=銅的密度，[kg/m^3]；

A_{corr}=腐蝕面積，[m^2]。

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^{-6} M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0.00936 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100萬年廢棄物罐腐蝕失效的可能性非常低。

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 8-34)，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(transmissivity)，其計算結果如表 8-9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。因此在此條件下廢棄物罐腐蝕失效的可能性非常低。

8.8.3. 剩餘冰河期

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。

8.8.4. 接續冰河週期

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 8-9：離散裂隙網路中最短5個失效時間的廢棄物罐資料

處置孔編號	流率 (m^3/yr)	侵蝕時間 (yr)	腐蝕時間 (yr)	失效時間 (yr)
DH-631	0.0119	1.61×10^5	2.96×10^7	2.98×10^7
DH-121	0.0092	1.79×10^5	3.87×10^7	3.89×10^7
DH-2712	0.0086	1.85×10^5	4.09×10^7	4.11×10^7
DH-2594	0.0077	2.01×10^5	4.60×10^7	4.62×10^7
DH-1433	0.0071	1.99×10^5	5.02×10^7	5.04×10^7

註：$[HS^-]=5.37 \times 10^{-6}$ M

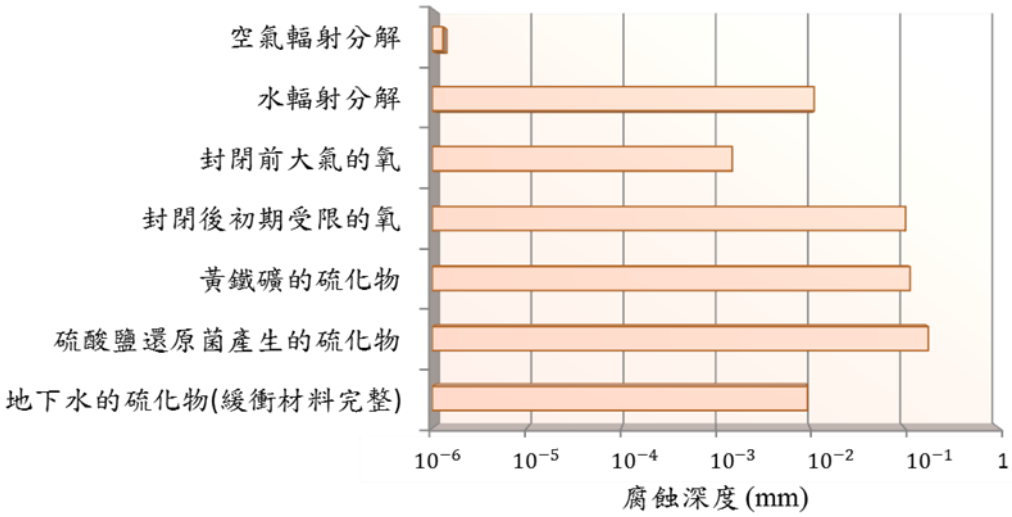


圖 8-34：完整緩衝材料保護下100萬年後廢棄物罐腐蝕評估結果

8.9. 參考演化安全功能分析

本節根據第5章篩選之重要FEPs建立重要參考演化項目，並依據外部條件建立參考冰河週期時間軸，完成處置設施內各項重要項目之演化分析，對重要演化項目依序分析各時期重要作用影響作為參考演化之基本架構。根據上述結論，本節依據第6章提供分析之處置設施的安全功能、安全功能指標項目，對處置設施內各重要功能進行安全功能評估，並可做為第9章選定相關情節選擇時，建立後續安全評估的參考依據。

以下針對安全功能列表進行說明，包含：廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質圈等相關安全功能分析。並應注意地震事件可能破壞緩衝材料、回填材料及地質圈的完整性，故應對上述項目進行評估確認地震事件對該安全功能之影響。

8.9.1. 廢棄物罐參考演化之安全功能分析

處置設施於安全評估尺度下，廢棄物罐可能因物理或化學的作用而降低其完整性。

於地下水化學作用造成廢棄物罐腐蝕機制而言，廢棄物罐完整性的要求須能提供腐蝕障壁，廢棄物罐的銅殼不能受腐蝕穿透。在開挖運轉期間，廢棄物罐依據工程設計進行處置設施開挖建置與營運管理，應無安全功能疑慮；而在封閉後與當代環境條件相似階段、剩餘冰河期及接續冰河週期，則以表 8-10彙整所需模式分析，以確保符合相關安全功能。

於地震造成廢棄物罐剪力位移機制而言，應注意不可忽略地震事件可能破壞廢棄物罐完整性，故應進行相關評估確認地震事件對相關安全功能之影響，以確保符合相關安全功能。

考量安全功能Can2，要求廢棄物罐要能承受45 MPa的圍壓負載，緩衝材料與回填材料依據工程設計，可確保飽和狀態之回脹壓力符合安全功能。

8.9.2. 緩衝材料與回填材料參考演化之安全功能分析

緩衝材料安全功能與緩衝材料密度有關，初始飽和密度允許範圍為1,950 kg/m^{3}至2,050 kg/m^3。

於開挖運轉期間，緩衝材料、回填材料依據工程設計進行處置設施開挖建置與營運管理，應加強緩衝材料及回填材料元件品質及初始安裝條件之控管，以滿足安全功能需求。

於封閉後與當代環境條件相似階段，緩衝材料與回填材料在飽和時，將因長期膨脹與膠體釋出的結果，緩衝材料會向上擴展。處置孔應防止大量地下水流入，以避免膨潤土流失過多。回填材料會對上方的區域造成擠壓抵銷緩衝材料膨脹，確保緩衝材料可維持其特性。

另應注意地震可能造成緩衝/回填材料之流失，故應進行相關評估確認地震事件對緩衝材料與回填材料安全功能之影響。表 8-11為彙整各時期緩衝材料參考演化之安全功能分析，表 8-12則為彙整各時期回填材料參考演化之安全功能分析。

8.9.3. 地質圈參考演化之安全功能分析

地質圈安全功能可提供了長期的化學、力學、熱及水文穩定性之環境等，使整個處置設施處於穩定的狀態中。地質圈的化學條件、水文與傳輸條件、力學條件及熱條件等安全功能彙整說明如表 8-13。

表 8-10：各時期廢棄物罐參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Can1. 提供腐蝕障壁	為達此安全功能，銅覆蓋厚度要大於0。 整個封閉後與當代環境條件相似階段都要維持此安全標準。在此期間，即使考慮殘留氧、輻射裂解產生的腐蝕劑、硫酸還原菌的影響以及緩衝材料與回填材料中的硫化物等對腐蝕貢獻，銅腐蝕量預估小於1 mm。	於冰河期循環的剩餘時間部分，廢棄物罐會因處置孔內緩衝材料曝露於稀釋地下水侵蝕的平流條件造成較多腐蝕。可根據侵蝕/腐蝕經驗公式計算，獲得每個處置孔與不同硫化物濃度下所需的侵蝕與腐蝕時間。在此條件下評估後，沒有廢棄物罐會發生失效。	因處置孔內緩衝材料可能受地震事件影響，現階段假設其影響有限，相關研究將於未來繼續進行。
Can2. 抵抗均向負載	為達此安全功能，要求廢棄物罐要能承受45 MPa的靜力承載。 在封閉後與當代環境條件相似階段，預估緩衝材料回脹壓力最大15 MPa，地下水壓力為5 MPa。總和應遠低於45 MPa。選擇45 MPa是因為保守且有利於分析廢棄物罐並與瑞典數據比較。評估結果為沒有廢棄物罐會因靜力承載而失效。	為滿足此安全功能，要求廢棄物罐能承受45 MPa的靜力承載。 離島結晶岩測試區之參考演化並無冰層圍壓影響，評估結果認為無廢棄物罐因壓力毀損。	地震事件可能造成局部的應力重新分布而影響圍壓負載，現階段假設其影響有限，相關研究將於未來繼續進行。
Can3. 抵抗剪力負載	廢棄物罐設計可承受50 mm的破裂剪力。 廢棄物罐藉處置孔安全距離與廢孔準則，調整廢棄物罐避免裂隙剪力位移破壞。但不能完全排除這類破壞發生，可參照母岩安全功能指標R3b的估算。	與封閉後與當代環境條件相似階段相似。	不可忽略地震事件對此安全功能之影響，應進行相關評估。

表 8-11：各時期緩衝材料參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Buff1. 限制平流傳輸	(a) 水力傳導係數小於10^{-12} m/s 緩衝材料依處置概念設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段地下水鹽度在預期範圍內，處置孔設計的緩衝材料密度可充分滿足水力傳導係數標準。 (b) 回脹壓力大於1 MPa 緩衝材料依處置概念設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段地下水鹽度在預期範圍內，處置孔設計的緩衝材料可充分滿足回脹壓力標準。	(a) 水力傳導係數小於10^{-12} m/s 緩衝材料依處置概念設計安裝，依第8.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響。侵蝕行為方面，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，須重新考慮對緩衝材料侵蝕行為分析。 (b) 回脹壓力大於1 MPa 緩衝材料依處置概念設計安裝，依第8.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響。侵蝕行為方面，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，須重新考慮對緩衝材料侵蝕行為分析。	地下水平流侵蝕下，地震事件可能使工程障壁系統產生間隙，影響整體系統回脹壓力及水力傳導係數(TWBu08)，此研究議題須持續發展。
Buff2. 減少微生物活性	緩衝材料密度高可降低微生物活動。 緩衝材料依照參考設計安置，封閉後與當代環境條件相似階段間緩衝材料密度可維持高密度要求。	依第8.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對緩衝材料安全並無顯著的影響，且緩衝材料依照參考設計安置，仍可滿足此安全功能。	緩衝材料中存在微生物活動行為，可能對緩衝材料產生膠結或封塞影響，探討地震事件前後微生物活動對回脹行為是否產生影響，未來須持續進行研究。
Buff3. 抵抗岩石剪力位移	為符合母岩剪力安全功能要求，飽和緩衝材料密度需小於2,050 kg/m^3。 目前尚無發現造成緩衝材料密度增高的作用，故皆可滿足此安全功能要求。	為滿足此安全功能要求，飽和緩衝材料密度需小於2,050 kg/m^3；此為初始密度允許上界，目前尚無發現造成緩衝材料密度增高的作用，故皆可滿足此項安全功能。	密度過大對於地震應力的分散效應將降低，故應限制膨潤土之最大密度。此議題將採用數值分析方式研究不同膨潤土密度時，地震剪力對廢棄物罐材料安全係數的影響，未來須持續進行研究發展。

表 8-11：各時期緩衝材料參考演化之安全功能(續)

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
Buff4. 抵抗質變	為滿足緩衝材料阻抗變質的要求，溫度應小於100 ℃。 依第8.3節近場熱演化的分析結果，其溫度峰值小於100 ℃，符合此安全標準。	依第8.3節近場熱演化的分析結果，其溫度峰值小於100℃，符合此安全功能指標標準。	地震事件引致裂隙移動而產生的熱量，超高溫度及散熱後對緩衝材料力學性質的影響，尚未進行研究，將需持續發展。
Buff5. 防止廢棄物罐沉陷	為滿足此項安全功能，緩衝材料的回脹壓力要超過0.2 MPa，又因Buff1b準則設定為1 MPa以滿足對限制平流傳輸之要求；故依衝材料設計的密度範圍內，回脹壓力可符合要求。	為滿足此安全功能，要求緩衝材料的回脹壓力超過0.2 MPa。在上述處置孔的初始緩衝材料設計的密度範圍內，回脹壓力可符合要求。	由於地下水平流侵蝕下造成緩衝材料密度極低，地震事件可能使廢棄物罐接觸母岩或傾倒，將於下一階段列入地震試驗項目，將需持續發展。
Buff6. 限制施加於廢棄物罐及岩石的壓力	(a) 回脹壓力限制 根據參考設計選擇與裝置的緩衝材料性質，其回脹壓力在4.5 MPa到13 MPa範圍內。封閉後與當代環境條件相似階段沒有作用會增加緩衝材料之壓力，預期可維持此項安全功能指標。(回脹壓力<15 MPa)。	(a)回脹壓力限制 無增加緩衝材料回脹壓力的作用，故可維持達到此項最大回脹壓力安全功能指標。 (b)緩衝材料結凍 參照母岩安全功能指標R4，可充分滿足此項安全功能指標。	地震事件可能使工程障壁產生間隙，影響整體系統回脹壓力，將於下一階段列入地震試驗項目，探討事件前後回脹壓力的變化，將需持續發展。

表 8-12：各時期回填材料參考演化之安全功能

安全功能	封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期及接續冰河週期	地震事件影響分析
BF1. 抵抗緩衝材料膨脹	利用MX-80膨潤土壓製為初始乾密度1,562 kg/m^{3}條件，注入模擬離島結晶岩測試區的地下水溶液，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，初步判定回填材料之回脹性能可抵抗緩衝材料膨脹。但未來仍須考慮離島結晶岩測試區地下水陽離子濃度$\Sigma q[M^{q+}]^{GW}$小於4 mM對回填材料侵蝕的影響，以及進行飽和後回填材料質量再分布之分析。	剩餘冰河期階段，依第8.6節對離島結晶岩測試區的地下水之鹽度演化，可推論對回填材料安全並無顯著的影響。回填材料侵蝕行為方面，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，須重新考慮對回填材料侵蝕行為分析。 接續冰河週期階段之演化，採用與封閉後與當代環境條件相似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。	地震事件可能影響引起水壓改變及地下水平流侵蝕行為入注，進而影響回填材料之侵蝕評估，需持續發展。

表 8-13：各時期地質圈參考演化之安全功能

安全功能	開挖運轉期與封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	接續冰河週期
R1. 提供有利的化學條件	(a) 還原環境:除個別處置孔與處置隧道完成處置後及整個處置設施封閉後的短暫期間內，其餘皆處於還原狀態。 (b) 鹽度：地下水總溶解固體物約為0.13 g/L至0.17 g/L，經實驗測試結果顯示，對膨潤土的水力傳導係數與回脹壓力影響不大。 (c) 離子強度：地下水離子強度約為2.35 mM至2.93 mM，地下水離子強度小於4 mM，可能會有膨潤土侵蝕現象發生。 (d) 硫化物濃度：硫化物濃度經5個鑽孔中所計算出之最高值為5.37×10^{-6} M，評估結果顯示在這樣的條件下，廢棄物罐功能不會失效。 (e) pH值：由於水泥灌漿的效應，灌漿區域的pH值約略增加到約9，但仍小於11，整體來說可符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：地下水氯離子濃度為9.77×10^{-4} M，從水文地質化學分析研究，確認符合此項安全功能指標。	(a) 還原環境：處於還原狀態。 (b) 鹽度：鹽度預期與初始狀態相同，因此，膨潤土水力傳導係數與回脹壓力不受影響。 (c) 離子強度:因離島結晶岩測試區地下水離子強度較低，且冰河時期預計不會有明顯變化，因此，膨潤土侵蝕現象仍可能發生。 (d) 硫化物濃度：預期與初始狀態相同，因此，符合濃度限值。 (e) pH值：符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：符合安全功能指標。	(a) 還原環境:預期整個參考冰河期循環將維持還原狀況。 (b) 鹽度：預期鹽度不會超過封閉後與當代環境條件相似階段，亦即鹽度對緩衝材料與回填材料之水力傳導係數與回脹壓力處於有利的範圍內。 (c) 離子強度：水文地質分析指出，離子強度於冰河期循環間均小於4mM，因此，須注意膨潤土侵蝕現象之發生。 (d) 硫化物濃度：預期不受影響，其濃度符合限值。 (e) pH值：符合安全功能指標。 (f) 避免氯化物協助腐蝕：符合安全功能指標。

表 8-13：各時期地質圈參考演化之安全功能 (續)

安全功能	開挖運轉期與封閉後與當代環境條件相似階段	剩餘冰河期	接續冰河週期
R2. 提供有利的水文與傳輸條件	(a)水流相關傳輸阻抗；高 依空間位置不同，離島結晶岩測試區的母岩傳輸阻抗值範圍在10^5 yr/m至10^9 yr/m之間，且99.9%處置孔位置的阻抗值都高於10^6 yr/m。 (b)緩衝材料與母岩介面的等效流率；低 離島結晶岩測試區的等效流率範圍約在10^{-7} m^3/yr至10^{-5} m^3/yr之間，可維持此安全功能指標。	(a)水流相關傳輸阻抗；高 由於冰河期邊界條件改變，水流相關傳輸阻抗將降低，但分布範圍仍在10^5 yr/m至10^9 yr/m之間，可維持此安全功能指標。 (b)緩衝材與母岩介面的等效流率；低 並未發現明顯變化，等效流率範圍仍在10^{-7} m^3/yr 至10^{-5} m^3/yr之間	(a)水流相關傳輸阻抗；高 預期可符合此安全功能指標。 (b)緩衝材與母岩介面的等效流率；低 預期可符合此安全功能指標。
R3 提供有利的力學條件	(a) 地下水壓力； 封閉後與當代環境條件相似階段的地下水壓力預期與目前相似，處置深度的壓力大約為5 MPa。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 地震分析結果離島結晶岩測試區16,700年期間內，廢棄物罐失效期望數為6.0×10^{-4}，即6.0×10^{-4}個廢棄物罐可能受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔洞剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。	(a) 地下水壓力； 此階段處置設施深度的地下水壓力預期與封閉後與當代環境條件相似階段相似。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 離島結晶岩測試區在103,300年的期間內，廢棄物罐失效期望數為3.7×10^{-3}，即3.7×10^{-3}廢棄物罐受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。	(a) 地下水壓力； 冰河期循環期間，地下水壓力預期與封閉後與當代環境條件相似階段相似。 (b) 處置孔剪力位移小於5 cm 離島結晶岩測試區在880,000年的期間內，廢棄物罐失效期望數為3.1×10^{-2}，即3.1×10^{-2}廢棄物罐受到地震影響而產生大於5 cm的剪力位移。 (c) 處置孔剪切速度小於1 m/s 可維持此項安全功能指標。
R4 提供有利的熱力條件	(a) 溫度大於−4 °C (避免緩衝材料凍結) (b) 溫度大於0 °C (剪力分析的有效性) 此階段氣候與現今相似，可符合此安全功能指標。	(a) 溫度大於−4 °C (避免緩衝材料結凍) 參考過去的古氣候紀錄，此安全功能於參考冰河期循環中可合乎要求。 (b) 溫度大於0 °C (剪力分析的有效性) 參考古氣候紀錄與離島結晶岩測試區的地溫梯度，處置深度母岩的溫度預期皆會大於0 °C，可維持此安全功能。	(a) 溫度大於−4 °C (避免緩衝材料結凍) 參考過去的古氣候紀錄，此安全功能於參考冰河期循環中可合乎要求。 (b) 溫度大於0 °C (剪力分析的有效性) 參考古氣候記錄與離島結晶岩測試區的地溫梯度，處置深度母岩的溫度預期皆會大於0 °C，可維持此安全功能。

9. 情節發展

安全評估是發展定量或定性方法論來評估處置設施的安全，需透過情節發展用以描述和分析一系列的處置設施未來演化與可能造成民眾的潛在輻射劑量影響。情節發展如第2.5.8節所述，本章將依據第8章分析SNFD2017參考案例的處置設施未來演化情形，推演出一系列情節發展，並選定多組具代表性的案例，提供給第10章據以量化分析處置設施對民眾造成的潛在健康風險。

9.1. 情節與案例定義說明

9.1.1. 情節與案例定義

情節可定義為許多假定或假設的條件和/或事件之集合，用於表示需要分析的處置設施未來演化之影響；而情節可以是單個時間點或單個特徵/事件隨時間進程的變化。

由於地表環境或是地質參數會隨時間變化，其將造成處置設施未來演化情形存在不確定性，除了可透過證據與科學研究提出合理演化論述外，亦可經由選定一系列案例來涵蓋對處置設施未來演化不確定性的描述。每個案例代表需要以定量計算來證明處置設施的安全，最後整合案例計算結果除可證明處置設施是否達到安全要求外，亦可說明處置設施安全評估的不確定性。

9.1.2. 情節與案例分類

基於第9.1.1節對情節與案例的定義說明，本報告之情節分類與案例選定如圖 9-1，並說明如下：

(1) 主要情節：

主要情節係以廢棄物罐圍阻安全功能來探討失效模式，透過參考演化分析並結合篩選出的FEPs清單，可以分析各個系統單元的安全功能指標變化情形，進行圍阻安全、核種傳輸與遲滯之情節發展。依據廢棄物罐失效模式可區分為3個主要情節，包括腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節。腐蝕情節考量廢棄物罐銅殼長期受地

下水相關水化學腐蝕作用所導致圍阻失效；剪力情節探討廢棄物罐長期處於深層地層，可能受地質作用引發的剪力效應而導致圍阻失效；圍壓情節為探討廢棄物罐因長期承受周圍緩衝材料膨脹壓、地下水壓、母岩岩壓等壓力負載而導致圍阻失效。

(2) 干擾情節：

干擾情節主要是基於外部條件具有高度不確定性，在FEPs篩選過程中可能因發生機率極低微而不足構成情節發展的外部條件，然考量部分外部條件的FEPs會對處置設施存在複雜的安全影響，故將以虛擬假設方式推演極端外部條件的個別獨立案例。

依據上述情節分類特性，風險計算應綜合考量3個主要情節所造成的風險。惟干擾情節屬於虛擬假設而進行極端案例分析，基於ICRP第122號報告的建議，將不納入風險計算中；僅就影響程度個別回饋工程設計探究障壁系統之關鍵參數(ICRP, 2013, p42-p43)。

以下小節將以SNFD2017參考案例作為情節發展之技術展示，區分主要情節與干擾情節進行案例選定的細節說明。

9.2. 主要情節與案例選定說明

依據第6章所述之圍阻與遲滯安全功能，以及透過第8章參考演化，可獲得以下推論主要情節的假設基準：

(1) 安全功能與安全功能指標為評定標準。

(2) 彙整離島結晶岩測試區FEPs資料庫，此階段主要探討處置設施概念設計之長期安全，暫以假設工程設計之初始條件，皆能符合預期的設計需求。

處置概念之安全原則中，障壁的主要功能是維持用過核子燃料及其放射性核種存在於廢棄物罐之內，故在發展主要情節時，將以廢棄物罐之圍阻安全功能作為依據，分為腐蝕情節、剪力情節及圍壓情節，其他相關圍阻安全功能為參考，進行廢棄物罐失效過程之分析。

圖 9-2為選定之基本案例與其相關之安全功能，並將分別於第9.2.1節至第9.2.3節說明情節建構及論述情節發展。

9.2.1. 腐蝕情節

依據原能會於2015年4月24日所發布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，為確保高放射性廢棄物最終處置設施場址之安全，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，包括場址應考量母岩具有低水力傳導係數與低透水性之性質，以及場址水文特性應為地下水流場穩定且具低水力梯度，不致加速地下水的流動。上述相關規範即在防止與降低廢棄物罐與深層地下水有接觸之虞。規範中並也考量在演化過程中，一旦廢棄物罐與地下水接觸，水文地質環境應具備良好條件，不致對高放射性廢棄物處置設施有不利影響。

因此，根據上述規範之要求，需要考量水文地質條件對於工程障壁安全性的影響。而腐蝕情節主要探討離島結晶岩測試區之處置設施，在自然演化的情形下，地下水與工程障壁間的作用演化，並與離島結晶岩測試區FEPs資料庫有所連結。

9.2.1.1. 腐蝕情節圍阻安全

廢棄物罐採用銅質防腐蝕外殼，可減弱在長期處置條件下地下水造成與廢棄物罐之腐蝕作用，如第6.2節所述。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可能造成腐蝕物質的接觸；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。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。

圖 9-3為腐蝕情節之圍阻安全發展圖示，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，並逐步侵蝕緩衝材料；

當緩衝材料因受地下水侵蝕作用造成質量損失，損失質量達到一定程度時，即會使緩衝材料中發生平流，此時緩衝材料即喪失所應提供的圍阻功能；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，將加速廢棄物罐之銅殼腐蝕，一旦銅殼厚度被完全腐蝕時，廢棄物罐即喪失圍阻安全功能，導致地下水流至廢棄物罐內部，以及放射性核種的釋出。

處置隧道及處置孔周圍母岩裂隙截切情形，如圖 9-4所示。地下水入侵處置孔主要有3種路徑(Q1至Q3裂隙)，其中以通過緩衝材料的Q1路徑為主要路徑。SNFD2017參考案例在情節的建構上僅考慮此路徑。因此，腐蝕情節圍阻安全主要可分為2部分，如下列詳述：

(1) 地下水入侵緩衝材料：

當緩衝材料達到飽和狀態，地下水的持續入侵將造成緩衝材料侵蝕，因為緩衝材料受侵蝕會造成緩衝材料密度降低，參考瑞典安全評估經驗，倘若單1處置孔之緩衝材料受侵蝕量超過一定程度(1,200 kg)，將會在緩衝材料中形成管流作用，此時地下水在緩衝材料中的傳輸則以平流狀態為主。緩衝材料的侵蝕之原因為：水流移動對膨潤土顆粒造成的拖曳力(drag force)，大於膨潤土顆粒之間的作用力與摩擦力時；此時，會導致膨潤土顆粒被水流帶走。而侵蝕發生的位置，通常是在膨潤土顆粒與母岩裂隙的交界面。而造成緩衝材料侵蝕有以下作用：

(a) 管流作用

此作用發生於處置孔中緩衝材料尚未達到完全飽和的階段。處置孔封閉後，地下水主要經由裂隙流入處置孔，此作用將有助於處置孔中的緩衝材料飽和。若地下水經由特定裂隙流入處置孔，大量的地下水將經由此裂隙與緩衝材料局部作用，當地下水的進流量超過已回脹膨潤土可以吸收的水量，則會產生水壓並對膨潤土造成影響。回脹的膨潤土為1種膠結物(gel)，可增加緩衝材料密度，但膠結物因為其結構偏軟性，因此，無法阻止地下水的進流。此會逐步導致管流

作用(piping)並形成1個連續性的水流通道(channel)，而造成膨潤土的受侵蝕。膨潤土的膨脹速率與緩衝材料的流動和侵蝕速度之間存在一定的競爭關係。

(b) 膠體釋出

在探討緩衝材料侵蝕的機制中，除了管流作用外，膠體釋出機制視為重要之作用；當緩衝材料吸收地下水並飽和後會產生回脹情形，特別是當地下水中的陽離子強度過低時(<4 mM)，容易造成膨潤土當中的蒙脫石形成膠體，而膠體會藉著地下水流動經由裂隙向外釋出，釋出時膨潤土於裂隙中的狀態變化如圖 9-5所示。因為蒙脫石在此條件下其層間結構的距離會增加，而會促進地下水/膨潤土顆粒在層間結構中產生離子交換作用。

如上所述，判斷平流作用是否形成的安全功能指標包括回脹壓力與水力傳導係數，當回脹壓力小於1 MPa且水力傳導係數大於1×10^{-12} m/s，則代表地下水在緩衝材料裡的傳輸行為以平流狀態為主。而回脹壓力與水力傳導係數之變化，主要是受到緩衝材料密度之影響；當其密度減少時，回脹壓力亦減少，水力傳導係數反而會提升，此現象提供地下水有利的傳輸狀態。倘若地下水在緩衝材料中以平流方式傳輸，則會逐漸加速廢棄物罐腐蝕作用。當廢棄物罐銅殼因為腐蝕作用而致使厚度為0 cm時，則即視為廢棄物罐失效。

(2) 地下水流入侵回填材料：

地下水流除了由Q1裂隙入侵緩衝材料外，亦有可能由Q3裂隙入侵(見圖 9-4)；而當地下水流在回填材料當中的流動情形為平流狀態時，可視為此地下水由Q1裂隙入侵，意即回填材料已被地下水侵蝕形成水流通道。而地下水入侵回填材料所產生之相關影響皆與入侵緩衝材料時相同，是因回填材料與緩衝材料的主要組成皆為膨潤土。故當地下水陽離子強度小於4 mM時，回填材料亦會產生侵蝕之情形。然而判斷回填材料當中的平流作用所使用之

安全功能指標:「回脹壓力小於0.1 MPa及水力傳導係數大於10^{-10} m/s」，與緩衝材料有所相異，係因回填材料之結構較不如緩衝材料緻密，因此，較易形成平流狀態。

根據瑞典評估之經驗,當單1處置隧道回填材料因侵蝕而損失220 tonnes的時候，可能會造成平流現象，即便如此，對於整體安全性能的影響性不高。此外，瑞典SKB利用極端的案例模擬回填材料侵蝕，假設所有處置隧道中的回填材料於100萬年間皆會受到侵蝕，模擬後的結果僅有5處的處置隧道均各損失220 tonnes的回填材料。故以實際情形而言，回填材料的侵蝕對於安全評估的影響可忽略，因為在100萬年間，並非所有的處置隧道皆會受到地下水的侵蝕。

此外，依據瑞典評估經驗，地下水由Q2裂隙入侵廢棄物罐的影響甚微。因此，SNFD2017報告中的腐蝕情節建構，於地下水入侵Q2及Q3裂隙的部分，暫不考慮。

9.2.1.2. 腐蝕情節之核種傳輸與遲滯

倘若廢棄物罐圍阻安全功能Can1提供腐蝕障壁的圍阻功能失效，則代表地下水流已可侵入至廢棄物罐內部，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，經在工程障壁與地質圈傳輸後，最後釋出至生物圈，此為核種傳輸與遲滯之情節發展。如圖 9-6所示，情節發展需考量各系統單元的安全功能，透過模式分析放射性核種的傳輸行為。

依據第6.3節的核種傳輸遲滯安全功能與指標，彙整廢棄物罐腐蝕失效後之核種傳輸與遲滯的發展，如下列詳述：

(1) 用過核子燃料：

(a) F2.沉澱(precipitation)

當廢棄物罐失效之後，用過核子燃料基質中的放射性核種會逐漸溶解於地下水中；因此，當用過核子燃料基質溶解度越低，核種釋出的時間可愈長。

(2) 緩衝材料：

(a) Buff1.限制平流傳輸

(i) 回脹壓力(>1 MPa)

當放射性核種藉地下水由廢棄物罐流經緩衝材料時，若緩衝材料回脹壓力較大，則可限制地下水平流傳輸狀態，減緩核種傳輸行為。

(ii) 水力傳導係數($<1\times10^{-12}$ m/s)

此為影響平流狀態之安全功能，當放射性核種藉地下水由廢棄物罐流經緩衝材料時，若水力傳導係數較低，則能限制平流傳輸之狀態，延遲核種之釋出。

(b) Buff7.過濾膠體

由於緩衝材料之侵蝕會降低其密度，並會產生膠體；而由廢棄物罐釋出之核種可能會與膠體結合，導致傳輸之情形加速；因此，當緩衝材料的密度大於1,650 kg/m^3，可以有效地減少部分膠體之釋出行為。

(c) Buff8.吸附核種

帶有核種之地下水流經緩衝材料時，較高的K_d值容易吸附核種至緩衝材料的表面，減緩核種傳輸之速度。

(3) 地質圈：

(a) R1.有利遲滯的化學狀態

適當的化學狀態可以減緩核種由地質圈釋出至生物圈，例如較低之還原電位、酸鹼值(pH值)小於11等。

(b) R2.有利遲滯的水文傳輸狀態

由於放射性核種主要藉由地下水傳輸，因此，適當之水文傳輸狀態可遲緩地下水流動之情形，如較高之傳輸阻抗及較低之等效流率等。

SNFD2017參考案例之腐蝕情節圍阻安全，針對近場的核種傳輸評估與開挖擾動帶相關性說明(SKB, 2011a, p648)，透過處置孔與相交岩體裂隙的傳輸流量為Q1、透過處置隧道底部開挖擾動帶的傳輸流量為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)；另距離廢棄物罐較遠之Q3路徑也暫不考慮；故本階段技術發展主要探討裂隙與於處置孔廢棄物罐蓋之垂直處相交處路徑(如圖5-3中的Q1路徑)，探討最短的傳輸距離對安全影響議題。

9.2.1.3. 腐蝕情節之案例選定

腐蝕情節所選定的案例編號分類為Case A，探討廢棄物罐腐蝕情節之重要因子為地下水流場及地下水組成等特性，在腐蝕情節的基本案例中，發展裂隙岩體水文地質模型進行地下水流場分析，是重要的關鍵技術之一。腐蝕情節的基本案例(編號Case A1)主要以離島結晶岩測試區之地質調查數據及第8章參考演化為發展依據，並將依據所探討的參數、條件而選定8個變異案例(編號Case A2至Case A9)，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引致全球暖化對水文地質之影響，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。如表 9-1為腐蝕情節之案例選定彙整表。

以下將簡述各分析案例的基本假設與情節發展論述，相關量化分析結果於第10.2.1節中說明圍阻失效量化分析，於第10.3.1節中說明核種傳輸與劑量之量化分析結果。

9.2.1.3.1. Case A1：腐蝕情節之基本案例

腐蝕情節之基本案例之建構係以離島結晶岩測試的地質調查數據，著重分析地下水組成成分，並運用第3章所述之離島結晶岩測試區處置母岩初始條件，結合第8章分析離島結晶岩測試區各項議題參考演化之結論，發展建立岩體裂隙地質水文模型。基本案例的發展論述可參閱第9.2.1.1節腐蝕情節圍阻安全及第9.2.1.2節廢棄物罐腐蝕情節之核種傳輸與遲滯；案例之安全評估模式鏈、量化結果與影響分析討論，將說明於第10章。

9.2.1.3.2. Case A2：裂隙岩體水文地質模型之參數-岩體深部透水性降低

如第8.4節對水文地質演化所述，水文地質演化主要取決於岩體導水裂隙分布、處置設施佈設、隧道回填後的透水性，以及當時的初始與邊界條件所影響。而在發展水文地質模型時，除需配合現地調查數據進行模型建置之最佳邊界條件設定外，亦需考量多項參數之設定合理性，方可建構出具代表性之數值模型。惟依據目前SNFD2017報告處於技術可行性評估階段，在尚無足夠現地調查數據下，不具判釋變數之合理性，且亦無法有效利用現地調查數據與數值模型進行特性驗證；為此，基於了解地下水流場與溶質傳輸的重要性，Case A2係針對水力傳導係數之參數，進行不確定性影響分析。

依據瑞典SKB發展SR-Site計畫的地質水文模型之經驗(Follin, 2008, p129)，裂隙密度與水力傳導係數會隨地質深度逐步降低，考量目前離島結晶岩測試區之地質調查數據僅至-500 m，故相異於Case A1基本案例所採用的離島結晶岩測試區水流模型；Case A2假設地下700 m以下岩層之水力傳導係數將下降1個數量級，為1×10^{-12} m/s，藉此了解水力傳導係數之邊界條件假設，對整體流場特性及安全評估之影響。

將深部岩層水力傳導係數設定值降為1×10^{-12} m/s之設定，與利用DarcyTools進行升尺度計算水力傳導係數後之比較，如圖 9-7所示；由於深部岩層的水力傳導係數大幅降低，將減少地下水流往深處流動的機會，而可能縮短地下水流動向地表釋出的路徑。

圖 9-8為比較地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖，可知改變地下700 m深處之岩層水力傳導係數後，其釋出點將會較Case A1基本案例更為集中。

表 9-2為取基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，並比較其流徑特性資訊之變化，包括等效初始通量(U)、平流速度(v)、等效流率(Q_{eq})及傳輸長度(L)等；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.3. Case A3：裂隙岩體水文地質模型之變數影響分析-岩脈透水性降低

類似於Case A2，Case A3持續針對水力傳導係數之變數，進行不確定性影響分析，以更清楚了解地下水流場與溶質傳輸之特性影響。

離島結晶岩測試區地質構造，主要由花崗片麻岩組成，並由數個斷層帶、破碎帶與輝綠岩脈相交；通常岩脈相較於周圍母岩，會具備較低透水性，由於基本案例在欠缺足夠調查數據時，以保守角度假設處置系統具備一致的水力傳導係數，然Case A3則將岩脈設定為更低之水力傳導係數，設定值為1×10^{-12} m/s，藉此了解母岩水力傳導係數變數之特性改變，對整體處置系統的流場特性及安全評估之影響。

圖 9-9為將岩脈水力傳導係數變更為1×10^{-12} m/s，以DarcyTools進行升尺度計算水力傳導係數之影響分析圖，圖 9-10為比較地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖，可知當岩脈之水力傳導係數變更比周圍母岩更低後，其釋出點將會較基本案例更為集中約束。表 9-3為取基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，並比較其流徑特性資訊之變化，包括等效初始通量(U)、平流速度(v)、等效流率(Q_{eq})及傳輸長度(L)等；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.4. Case A4：裂隙岩體水文地質模型之變數影響分析-同時考量岩體深部與岩脈透水性降低

本小節所述之Case A4為綜合考量Case A2與Case A3，對於水力傳導係數之設定為：變更地下700 m以下岩層之水力傳導係數，將比地下500 m岩層下降1個數量級，為1×10^{-12} m/s；同時亦變更岩脈水力傳導係數較周圍花崗片麻岩低1個數量級，為1×10^{-12} m/s。

圖 9-11為同時變更深層地質-700 m及岩脈水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s，比較地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖，其釋出點分布位置與Case A2及Case A3相似。表 9-4為取基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，並比較其流徑特性資訊之變化，包括等效初始通量(U)、平流速度(v)、等效流率(Q_{eq})及傳

輸長度(L)等；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.5. Case A5：裂隙岩體水文地質模型之變數影響分析-區域性水力梯度

本小節所述之Case A5為考量離島結晶岩測試區地質水文模型可能受到大陸地區九龍江水系之影響，不同於Case A1基本案例設定側邊界條件為不透水，Case A5則假定側邊界條件為區域梯度，如圖9-12及圖 9-13所示，藍色區域與紅色區域間具有1%的區域梯度差異。表 9-5為取基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，並比較其流徑特性資訊之變化，包括等效初始通量(U)、平流速度(v)、等效流率(Q_{eq})及傳輸長度(L)等；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.6. Case A6：裂隙岩體水文地質模型之變數影響分析-重新產生裂隙分布

考量DFN生成模型為隨機統計分布，具備內在不確定性，在現階段技術建立初期，在Case A6增加計算2組不同的裂隙生成實現值，探討地質水文模式內部存在的不確定性。如圖 9-14所示為增加計算2組不同的裂隙生成實現值，圖最上部為基本案例所採用的裂隙生成實現值之結果；相比較之下，可知基本案例中存在較多與處置隧道相交之裂隙。但從圖 9-15比較地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖，可知不同裂隙生成實現值對於地質圈與生物圈介面釋出方向並無太大變化(以太武山北邊為主)，可推論離島結晶岩測試區之地形與地質結構，可能主導控制對傳輸流徑之影響；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.7. Case A7：外部條件之變異影響分析-全球暖化造成海平面上升

在2007年IPCC出版的第4次氣候變遷評估報告(AR4)中(IPCC, 2007, p14)，認為未來全球經濟與人口快速發展的情況下，在最悲觀的CO_2排放情節推測，將在西元2100年之前造成全球氣候可能暖化4 ℃(2.4 ℃至6.3 ℃)，而導致在1,000年後格陵蘭的冰層將全部融化，

依照格陵蘭的冰層體積估算，海平面可能上升7 m (Gregory et al., 2006, p1709 – p1731)。2007年以後的新的研究，更加確認暖化的狀況將持續發生，以及人為因子對20世紀中以來暖化的影響；檢視過去10幾年觀測到的暖化趨勢減緩現象，發現應是受到自然變異的影響，但是判斷暖化趨勢需長期的觀察，不能僅依據短時期資料論斷；人為溫室效應(相對於1750年)的估計，較第4次評估報告的估計增加40%，且從1950年代至今有持續加強的趨勢；依據第5次評估報告(IPCC, 2013, p1188)推估的暖化程度低於第4次評估報告，海平面上升的推估值(上下限0.26 m至0.82 m)卻略微高於第4次評估報告的推估值(0.18 m至0.59 m)。另外，第5次評估報告在其附件一新增了全球與區域氣候推估之地圖集，以利使用區域之氣候推估資料。如圖9-16所示，2100年前，CO_2高濃度情境造成的海平面上升都不足1 m，但到2500年時，海平面上升將可能達到6.53 m(IPCC, 2013, p1188)。

全球暖化之變化集中於影響地表面上的系統，並未對於地下深層地質處置之處置系統帶來直接之影響，地表溫度變化影響極微。故全球暖化對於處置設施之影響，主要是經由外部條件之變化，再間接影響到處置系統之安全功能。

依據第8.1節對離島結晶岩測試區的外部條件演化結論，簡化海平面升降趨勢推測，離島結晶岩測試區長期會處於海平面之上，約在未來16,700年後，會由離島型態轉為平原型態，直到約11萬年左右，才回復到離島型態(如圖 8-5)。在海平面上升約7 m的全球暖化條件下，海水也沒有直接淹沒處置系統地表設施之證據，對於離島型態與平原型態轉換之時間點會略微影響。而對生物圈的影響，則全球暖化預期會增加年平均溫度與降雨，以離島結晶岩測試區而言，對水循環(hydrological cycle)、海平面(the sea level)與植物生長期(the seasonal vegetation period)影響亦有限，將與現今環境條件相似，並不會對處置設施造成其他額外之安全影響。

9.2.1.3.8. Case A8：地下水組成成分之變數影響分析-HS^-濃度

如第8.6節與第8.8節分別對地下水化學演化及廢棄物罐演化之論述，廢棄物罐主要的圍阻安全功能為Can1銅殼厚度提供腐蝕障壁，然造成銅廢棄物罐腐蝕作用之主要因子，係為在緩衝材料與回填材料中的硫化物，或者從通過緩衝材料的地下水夾帶的硫化物；其中緩衝材料與回填材料中的硫化物，可利用工程障壁設計之設計參數加以要求(如第4.1.3節及第4.1.4節所述)，但地下水所夾帶之硫化物將受限於地下水品質及其演化狀況，故本節所述之Case A8，主要廣納臺灣與其他國際場址區域之HS^-濃度，因國內僅限於離島結晶岩測試區有深層地質地下水樣品，其餘皆為淺層區域之HS^-濃度分析數據如表9-6，並不足以執行處置設施之安全評估影響分析；另參考瑞典Forsmark場址，其500 m深度的地下水組成如表 9-7，故Case A8將以此地下水特性範圍，進行對銅廢棄物罐之腐蝕影響評估；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.1.3.9. Case A9：地下水流場特性之變數影響分析-處置孔周邊等效初始通量

如第9.2.1.1節探討腐蝕情節之圍阻安全，需考量處置孔周圍若存在裂隙，地下水可能經由裂隙與緩衝材料產生接觸，並逐步對緩衝材料進行侵蝕，一旦地下水可直接與廢棄物罐接觸，則將加速主導廢棄物罐銅殼腐蝕作用；同時核種傳輸也將與地下水流速息息相關。為此，在安全評估技術建立中，為得到處置孔周邊等效初始通量之資訊，則須建立處置設施尺度之DFN及CPM之模擬技術；然因目前SNFD2017報告處於技術可行性評估階段，在尚無足夠現地調查數據下，無法判視模式所計算等效初始通量之妥適性，故Case A9係將採用瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊等效初始通量之分布範圍，如表 9-8所示，進行對銅廢棄物罐之腐蝕影響評估；後續相關之安全評估量化方法與影響分析，將說明於第10章中。

9.2.2. 剪力情節

為避免大規模地質作用直接影響處置設施，依據「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，場址不得位於活動斷層或地質條件足以影響處置設施安全之地區，也應避免位於有山崩、地陷或火山活動之虞的地區，以及避免位於地質構造有明顯抬升、沉降、褶皺或斷層活動變化的地區。

剪力情節主要探討SNFD2017參考案例，在自然演化的情形下，母岩中裂隙與廢棄物罐的交互作用機制，當SNFD2017參考案例附近發生地震，則可能導致母岩中裂隙錯動，進而與廢棄物罐作用，導致其失效；上述機制將與離島結晶岩測試區FEPs資料庫有所連結。

9.2.2.1. 剪力情節圍阻安全

廢棄物罐於設計需求即考慮抗剪力條件，採用銅殼，利用其較佳的延展性，可維持廢棄物罐在遭受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脹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，並可以抵抗外在載重。如第6.2節所述，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，同時緩衝材料圍阻安全功能Buff3緩衝岩石裂隙剪力效應，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。

推演剪力情節圍阻安全功能之情節架構如圖 9-17所示，主要係考慮廢棄物罐之抗剪力能力、緩衝材料密度，對減緩剪力位移之能力及地質圈裂隙錯動之位移量與速度。SNFD2017參考案例剪力作用產生的來源主要是地震，因此，當地震發生時，將導致地質圈中之裂隙產生錯動，並對處置孔造成剪力效應；參考瑞典SKB在保守的評估中，當處置孔周圍裂隙產生剪力位移小於5 cm、剪切速度小於1 m/s及緩衝材料密度低於2,050 kg/m^3，廢棄物罐可維持其圍阻功能；於此報告中，保守假設處置孔周圍裂隙產生剪力位移大於5 cm時，廢棄

物罐圍阻安全即失效，此時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。

然而，在處置設施工程設計過程，可先透過處置孔受地震影響評估，發展處置孔廢孔準則，保留力學穩定性較佳之處置孔，更進一步降低剪力情節發生之機率。技術發展部分，透過地震頻率之研究與廢棄物罐失效評估，可具體量化分析地震可能造成剪力情節的機率與影響程度，回饋工程設計提升廢棄物罐抗剪力之條件。

9.2.2.2. 剪力情節之核種傳輸與遲滯

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，其核種傳輸與遲滯之情節，如圖 9-6所示。

當廢棄物罐遭受剪力位移破壞且失效，雖緩衝材料型態仍可存在以圍阻地下水侵入及遲滯放射性核種釋出，但緩衝材料尺寸與性能，將因擠壓現象造成條件變化，參考SR-Site計畫研究成果(SKB, 2011, p693)，假設處置孔周圍緩衝材料厚度將從設計值的35 cm降至25 cm。因此，在廢棄物罐剪力作用失效之核種傳輸與遲滯情節中，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。

有關核種傳輸與遲滯情節之相關安全功能、安全功能指標與標準如同第6.3節所述，而生物圈情節建構與分析詳述於第8.2節。

9.2.2.3. 剪力情節之案例選定

因臺灣位於歐亞板塊與菲律賓海板塊的交界處，處於太平洋火環帶上，是板塊碰撞下產生之大陸邊緣島嶼，故地震頻繁，此亦是可能造成廢棄物罐因剪力位移而破壞的主要來源。為確保處置設施因地震影響而降低安全，於選址過程中除排除活動斷層或相關地質條件足以影響處置設施，亦在工程設計中納入抗剪力條件之設計需求。

剪力情節所選定的案例編號分類為Case B，表 9-9為剪力作用基本案例之變異案例分析彙整表，剪力情節的基本案例(編號Case B1-1至Case B1-3)主要基於離島結晶岩測試區之數據，進行處置設施於長期演化下的受震頻率分析與受震危害度計算。變異案例選定6個變異案例(編號Case B2-1至Case B3-3)則考量地震除會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。以下將簡述各分析案例的基本假設與情節發展論述，相關量化分析結果於第10.2.2節中說明圍阻失效量化分析，於第10.3.2節中說明核種傳輸與劑量之量化分析結果。

9.2.2.3.1. 剪力情節基本案例(Case B1-1)

為探討廢棄物罐剪力情節之基本案例，基本案例之建構係以離島結晶岩測試的調查數據，著重發展震源參數與模擬技術、場址尺度之離散裂隙網路模擬技術，以及發展處置孔受地震危害影響評估技術，應用於工程設計中建立處置孔廢孔準則。然考量地震發生與離散裂隙網路模擬技術均屬機率統計分析方法，如第9.2.2.1節探討剪力情節圍阻安全，可具體量化分析地震可能造成廢棄物罐影響程度，並推估出廢棄物罐失效罐數。

因廢棄物罐受剪力位移而失效的時間將主導影響核種外釋量與種類，但地震發生屬於機率性，故Case B1-1之案例選定著重探討早期失效，設定廢棄物罐失效時間為封閉後第1年至第1,000年之間，加總此期間的廢棄物罐失效機率；後續相關量化評估結果及探討早期失效對安全評估之影響，詳述第10章。

9.2.2.3.2. 剪力情節基本案例(Case B1-2)

類似於Case B1-1，Case B1-2案例選定著重探討中期失效，設定廢棄物罐損害時間為封閉後第1,001年至第100,000年之間，加總此期間的廢棄物罐失效機率；後續相關量化評估結果及探討中期失效對安全評估之影響，詳述第10章。

9.2.2.3.3. 剪力情節基本案例(Case B1-3)

類似於Case B1-1與Case B1-2，Case B1-3案例選定著重探討晚期失效，設定廢棄物罐損害時間為封閉後第100,001年至第1,000,000年之間，加總此期間的廢棄物罐失效機率；後續相關量化評估結果及探討晚期失效對安全評估之影響，詳述第10章。

9.2.2.3.4. 剪力情節變異案例(Case B2-1)

處置設施受到剪力位移後，除廢棄物罐可能因剪力位移使殼體錯位而失效外，亦可能造成周圍緩衝材料因剪力位移而擠壓，致使緩衝材料厚度縮小而密度變大；另一方面，緩衝材料外圍岩體中的地下水具有低陽離子強度(如表 8-8)，將促進緩衝材料侵蝕，而失去遲滯能力。此最壞情況為工程障壁所應擔負的圍阻安全功能失效，而加速放射性核種的傳輸機制，本小節所述之Case B2-1即探討地震剪力造成廢棄物罐早期失效後，以基本案例Case B1-1同時結合緩衝材料產生平流條件，量化評估此複合條件對安全評估之影響，結果詳述於第10章。

9.2.2.3.5. 剪力情節變異案例(Case B2-2)

本小節所述之Case B2-2，係探討地震剪力造成廢棄物罐中期失效後，以基本案例Case B1-2同時結合緩衝材料產生平流條件，量化評估此複合條件對安全評估之影響，結果詳述於第10章。

9.2.2.3.6. 剪力情節變異案例(Case B2-3)

本小節所述之Case B2-3，係探討地震剪力造成廢棄物罐晚期失效後，以基本案例Case B1-3同時結合緩衝材料產生平流條件，量化評估此複合條件對安全評估之影響，結果詳述於第10章。

9.2.2.3.7. 剪力情節變異案例(Case B3-1)

如第8.5節岩石力學演化所述，處置設施周圍母岩，可能因地震影響造成岩體裂隙變化影響，然因地震波對所經之岩體裂隙變化影響難以預估，本小節所述之Case B3-1即是以剪力情節基本案例Case B1-1為比較基準，假設處置設施周圍母岩因受地震影響，致使改變母岩裂隙，並保守假設裂隙連通，相較於基本案例，設定裂隙通道內平均流率上升10倍，且緩衝材料流失，量化評估與探討其對安全評估之影響，分析結果詳述第10章。

9.2.2.3.8. 剪力情節變異案例(Case B3-2)

類似於Case B3-1，本小節所述之Case B3-2係以剪力基本案例Case B1-2中期失效為比較基準，假設處置設施周圍母岩因受地震影響，致使改變母岩裂隙，並保守假設裂隙連通，相較於基本案例，設定裂隙通道內平均流率上升10倍，且緩衝材料流失，量化評估與探討其對安全評估之影響，分析結果詳述第10章。

9.2.2.3.9. 剪力情節變異案例(Case B3-3)

類似於Case B3-1與Case B3-2，本小節所述之Case B3-3係以剪力基本案例Case B1-3晚期失效為比較基準，假設處置設施周圍母岩因受地震影響，致使改變母岩裂隙，並保守假設裂隙連通，相較於基本案例，設定裂隙通道內平均流率上升10倍，且緩衝材料流失，量化評估與探討其對安全評估之影響，分析結果詳述第10章。

9.2.3. 圍壓情節

廢棄物罐於設計需求須考慮抵抗圍壓負載之安全功能，依據深地質處置概念之發展，廢棄物罐鑄鐵內襯可提供廢棄物罐抵抗力學強度，而施予廢棄物罐表面上的等向壓力可區分為緩衝材料產生的回脹壓力與地下水壓的總和。在SNFD2017參考案例中，已於SNFD2017技術支援報告(2)第5.1.2節探討廢棄物罐抗壓性能之分析，根據離島結晶岩測試區現地應力數據，以及考量緩衝材料產生的回脹壓力與地

下水壓等條件，可知廢棄物罐於離島結晶岩測試區之抗壓能力無虞，可滿足廢棄物罐圍阻安全功能Can2抵抗圍壓負載之安全功能指標標準45 MPa。同時在第8.5節岩石力學演化分析結果，離島結晶岩測試區在參考演化並沒有額外的影響因子，如冰層所致之圍壓負載，皆能滿足廢棄物罐能承受45 MPa的圍壓負載之安全功能要求。

由以上的分析結果，SNFD2017參考案例無需發展圍壓情節之圍阻安全失效分析與核種傳輸與遲滯分析。

表 9-1：腐蝕情節基本案例與變異案例分析彙整表

類別	案例編號	案例說明
基本案例	Case A1	採用離島結晶岩測試區地質調查數據，推算出HS^-最大濃度及建立離島結晶岩測試區水流模型。
裂隙岩體水文地質模型參數條件影響之變異案例	Case A2	假設深部地層受應力影響，造成透水性降低，相較於基本案例所採用的離島結晶岩測試區水流模型，深度超過700 m岩層之水力傳導係數下降1個數量級，為1×10^{-12} m/s。
	Case A3	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，假設岩脈具備更低之水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s。
	Case A4	結合Case A2與Case A3的參數條件，深度超過700 m岩層之水力傳導係數下降1個量級，為1×10^{-12} m/s；以及岩脈具備更低之水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s。
	Case A5	離島結晶岩測試區的地下水流可能實際受到大陸地區的水力梯度，因此於離島結晶岩測試區水流模型中增加來自側邊界的水力梯度。
	Case A6	考量離散裂隙網路模型為隨機統計分布，具備內在不確定性，在現階段技術發展階段，採用2個不同實現值結果，探討水文地質模式之內部不確定性。
全球暖化之變異案例	Case A7	考量因近代人類活動造成的全球暖化氣候變異，探討其對處置設施之影響。
HS^-濃度影響之變異案例	Case A8	HS^-濃度為影響廢棄物罐腐蝕作用之主要參數，以Case A1基本案例為基礎，進行臺灣及其他國際場址區域之HS^-濃度影響比較。
流速影響之變異案例	Case A9	地下水流速為影響工程障壁侵蝕與廢棄物罐腐蝕作用之主要參數，以Case A1基本案例為基礎，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 9-2：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A2流徑特性資訊之變化

處置孔編號	等效初始通量 (U) (m/yr)	平流速度(v) (m/yr)	等效流率(Q_{eq}) (m^3/yr)	傳輸長度(L) (m)
Case A1：基本案例 (地下700 m以下岩層之水力傳導係數等同地下500 m，為1×10^{-11} m/s)				
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}	8.22×10^{2}
Case A2：變更-700 m以下岩層之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s				
DH-631	9.64×10^{-4}	2.21×10^{2}	1.63×10^{-2}	7.59×10^{2}

表 9-3：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A3流徑特性資訊之變化

處置孔編號	等效初始通量 (U) (m/yr)	平流速度(v) (m/yr)	等效流率(Q_{eq}) (m^3/yr)	傳輸長度(L) (m)
Case A1：基本案例 (岩脈之水力傳導係數等同周圍母岩，為1×10^{-11} m/s)				
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}	8.22×10^{2}
Case A3：變更岩脈具備更低水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s				
DH-631	7.80×10^{-4}	1.79×10^{2}	1.32×10^{-2}	6.92×10^{2}

表 9-4：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A4流徑特性資訊之變化

處置孔編號	等效初始通量 (U) (m/yr)	平流速度(v) (m/yr)	等效流率(Q_{eq}) (m^3/yr)	傳輸長度(L) (m)
Case A1：基本案例 (地下700 m以下深層地質與岩脈之水力傳導係數等同周圍母岩，為1×10^{-11} m/s)				
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}	8.22×10^{2}
Case A4：變更深層地質-700 m與岩脈具備更低水力傳導係數，為1×10^{-12} m/s				
DH-631	9.74×10^{-4}	2.24×10^{2}	1.65×10^{-2}	7.29×10^{2}

表 9-5：以基本案例中傳輸至地質圈與生物圈介面最短時間的處置孔流徑，比較Case A1與Case A5流徑特性資訊之變化

處置孔編號	等效初始通量 (U) (m/yr)	平流速度(v) (m/yr)	等效流率(Q_{eq}) (m^3/yr)	傳輸長度(L) (m)
Case A1：基本案例 (模型側邊界條件設定為不透水層)				
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}	8.22×10^{2}
Case A5：變更模型側邊界條件為區域梯度，為1%				
DH-631	8.21×10^{-4}	1.89×10^{2}	1.39×10^{-2}	6.97×10^{2}

表 9-6：臺灣地區不同深度之HS^-濃度

地區	深度 (m)	HS^-濃度 (mol/L)
臺灣北部	13.6	2.27×10^{-6}
臺灣中部	18.0	6.23×10^{-4}
臺灣南部	10.6	2.70×10^{-6}
臺灣東部	19.5	2.32×10^{-6}

表 9-7：瑞典Forsmark場址地下500 m深度的HS^-濃度

	HS^-濃度 (mol/L)
最大值	1.2×10^{-4}
平均值	5.0×10^{-5}
最小值	1.2×10^{-7}

表 9-8：瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊Darcy流速之分布範圍

處置孔編號	等效初始通量 (m/yr)	平流速度 (m/yr)	等效流率 (m^3/yr)
Case 1：基本案例 (模型側邊界條件設定為不透水層)			
DH-631	7.06×10^{-4}	1.62×10^{2}	1.19×10^{-2}
Case 9：瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊流率			
-	9.20×10^{-3}	5.35×10^{2}	1.66×10^{-1}
-	8.24×10^{-3}	2.78×10^{2}	1.44×10^{-1}
-	4.81×10^{-3}	1.56×10^{2}	8.40×10^{-2}
-	1.49×10^{-3}	1.03×10^{2}	2.60×10^{-2}

表 9-9：剪力情節基本案例與變異案例分析彙整表

類別	案例編號	案例說明
基本案例	Case B1-1	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第1年發生(等同早期失效)。
	Case B1-2	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第1,001年發生(等同中期失效)。
	Case B1-3	依據地質調查顯示，太武山斷層為非活動斷層，其前次活動時間距今6,000萬年前，本計畫保守假設其在未來100萬年內會發生地震，並且假設封閉後第100,001年發生(等同晚期失效)。
複合情節影響之變異案例	Case B2-1	以基本案例Case B1-1探討地震後對緩衝材料平流條件影響
	Case B2-2	以基本案例Case B1-2探討地震後對緩衝材料平流條件影響
	Case B2-3	以基本案例Case B1-3探討地震後對緩衝材料平流條件影響
遠場遲滯效應不確定性之變異案例	Case B3-1	以基本案例Case B1-1探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變
	Case B3-2	以基本案例Case B1-2探討探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變
	Case B3-3	以基本案例Case B1-3探討探討母岩裂隙因地震影響，使水流流率上升10倍後，核種釋出率之改變



圖 9-1：情節及案例分類架構

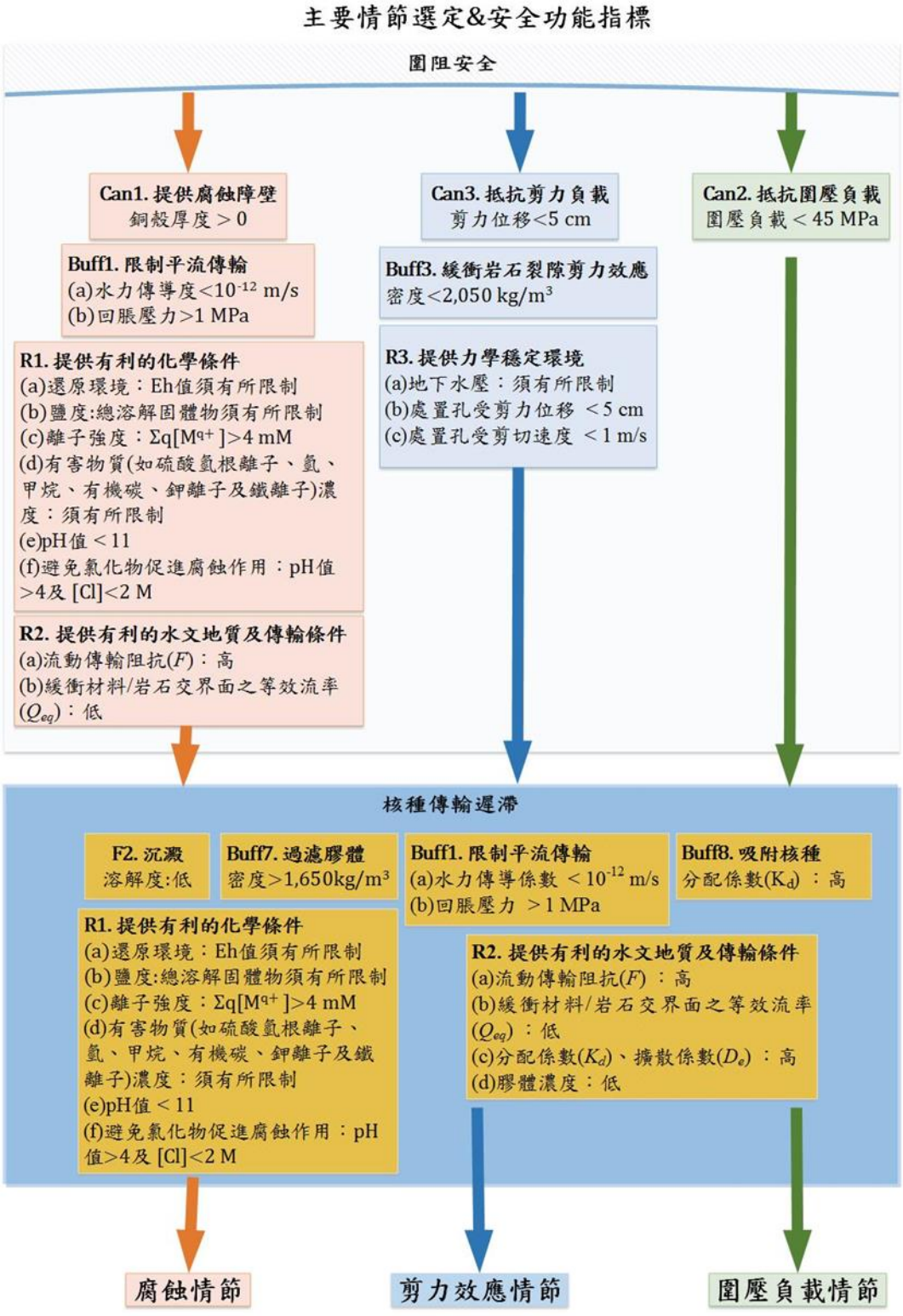


圖 9-2：主要情節選定與其相關之安全功能、安全功能指標與標準

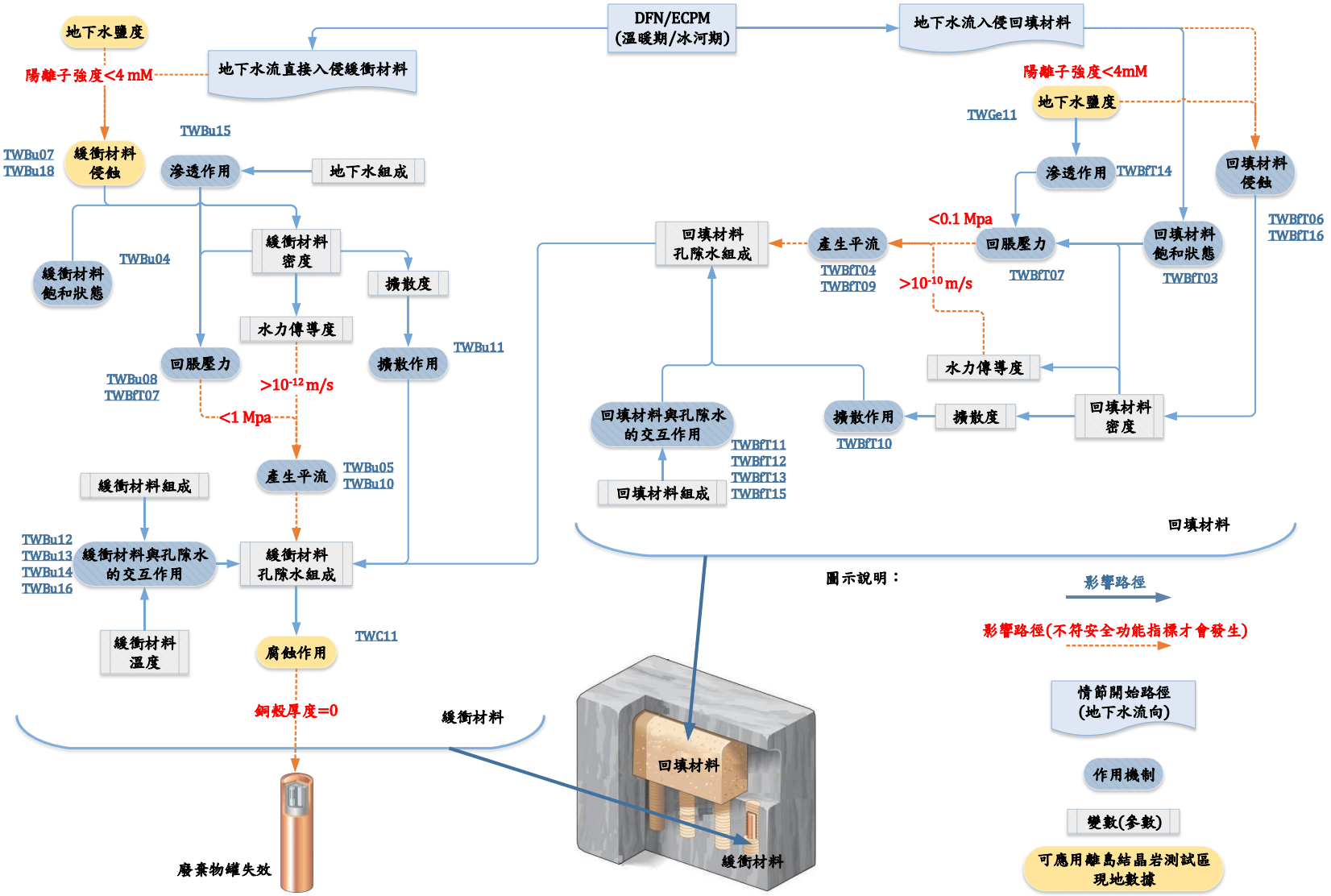


圖 9-3：腐蝕情節-圍阻安全功能架構

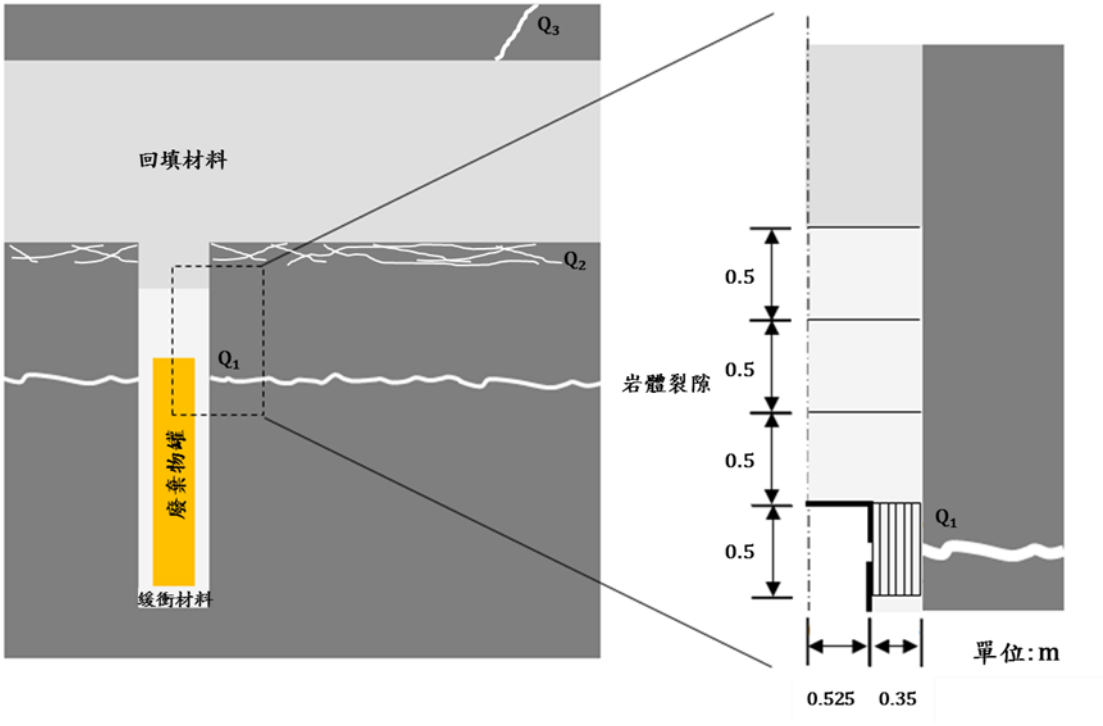


圖 9-4：母岩裂隙截切處置隧道與處置孔示意圖

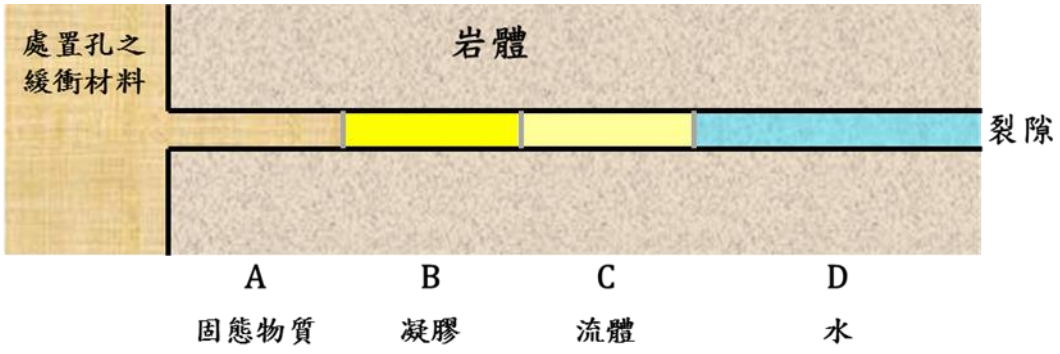


圖 9-5：緩衝材料膠體釋出之示意圖

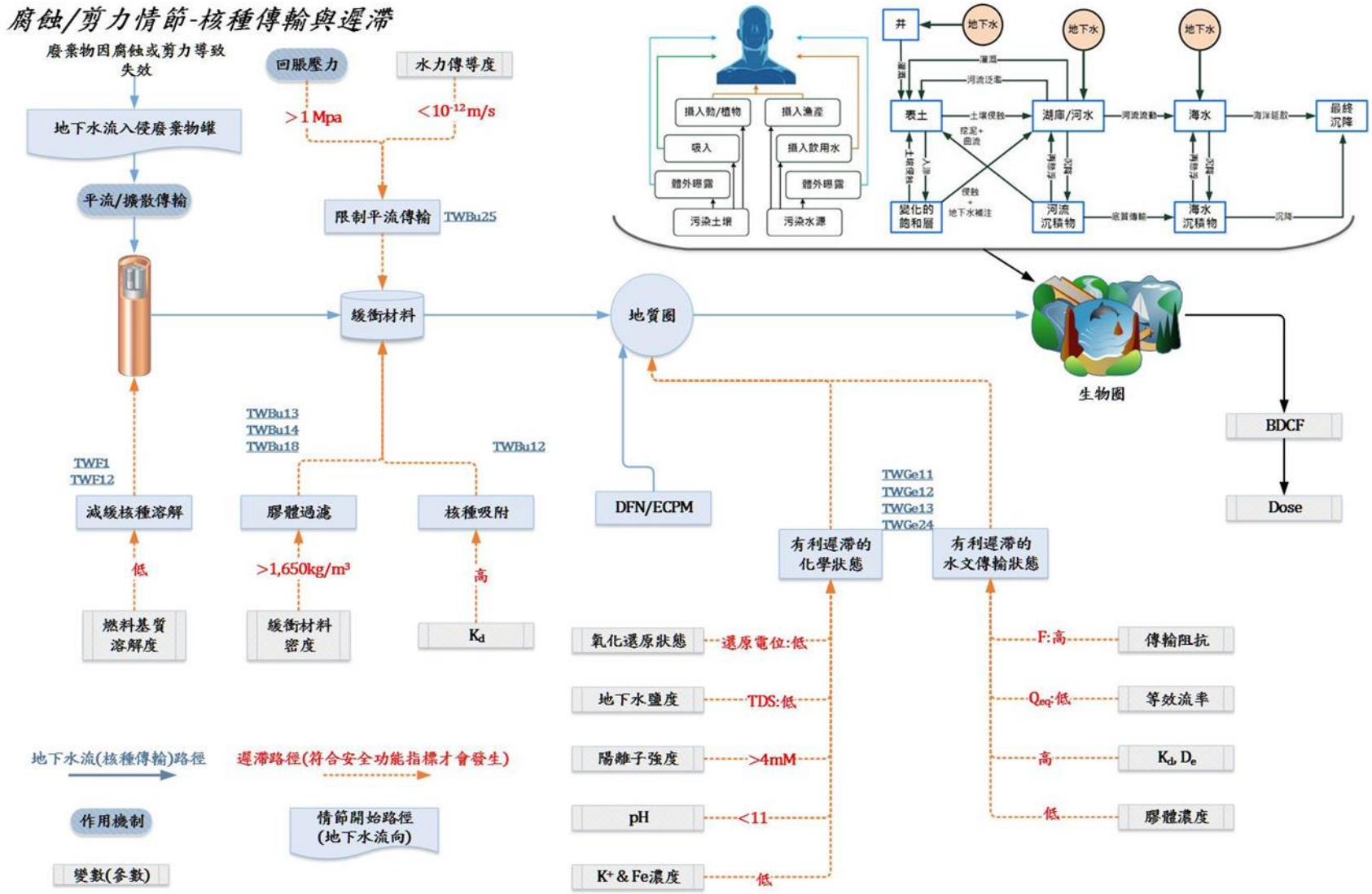


圖 9-6：腐蝕及剪力情節-核種傳輸與遲滯架構

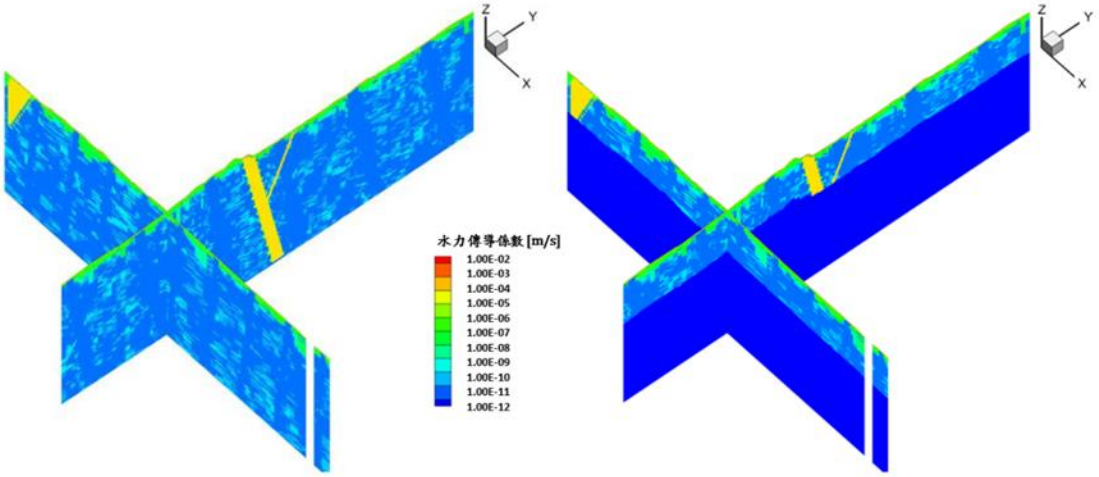


圖 9-7：變更地下700 m以下岩層之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算升尺度水力傳導係數之影響分析圖

註：圖左為Case 1基本案例，圖右為Case 2變更深層地質水力傳導係數

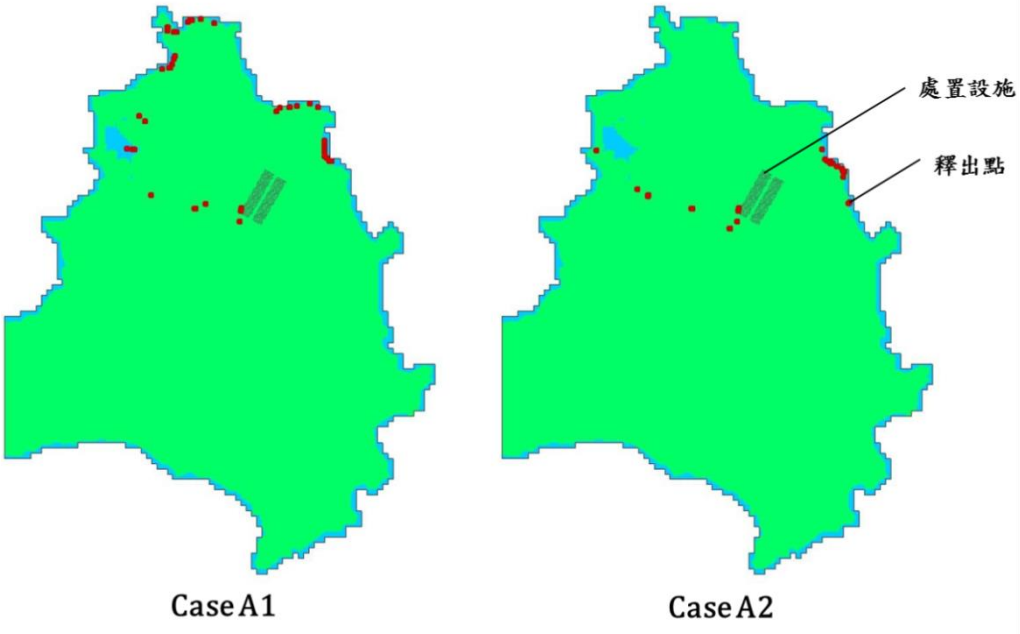


圖 9-8：變更地下700 m以下岩層之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖

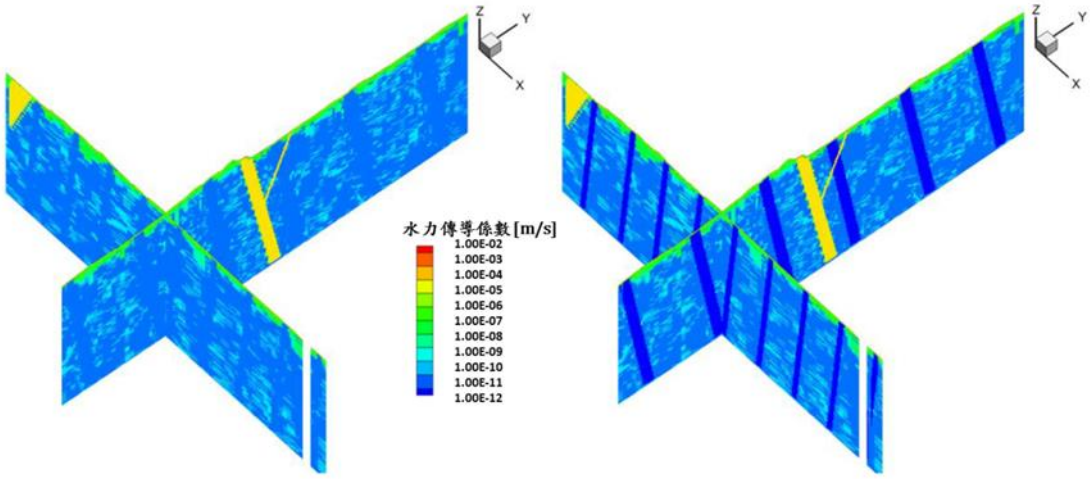


圖 9-9：變更岩脈之水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算升尺度水力傳導係數之影響分析圖

註：圖左為Case 1基本案例，圖右為Case 3變更岩脈水力傳導係數

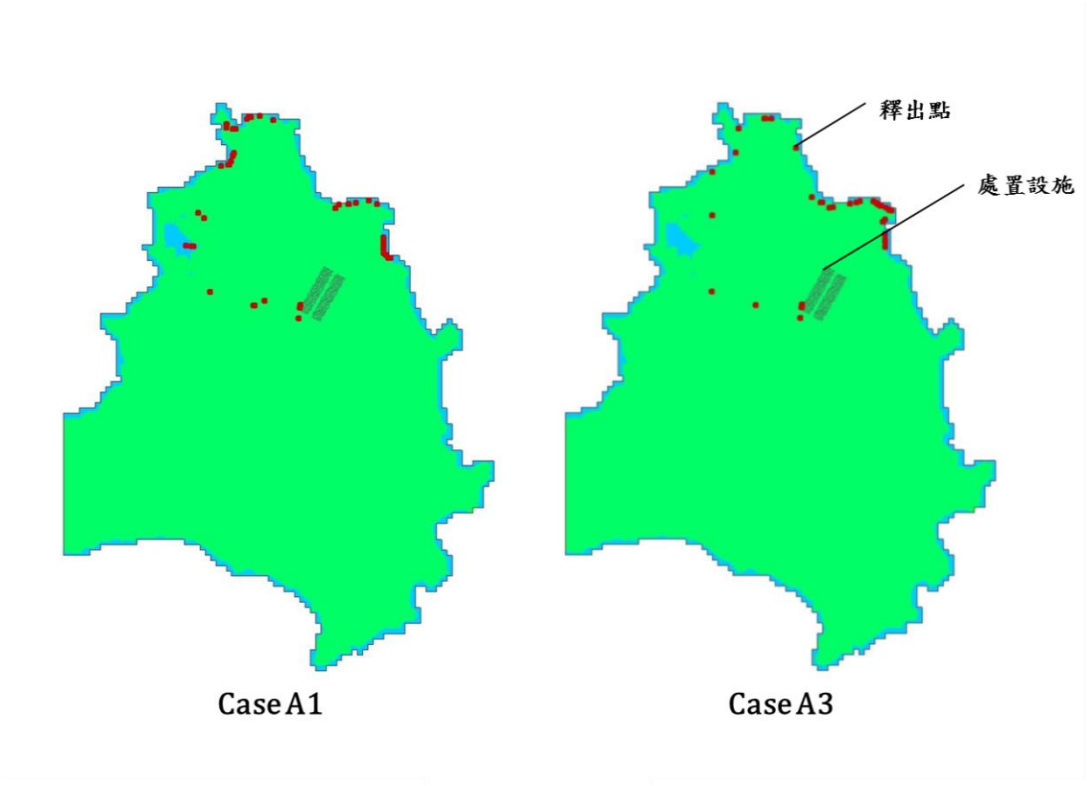


圖 9-10：變更岩脈水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖

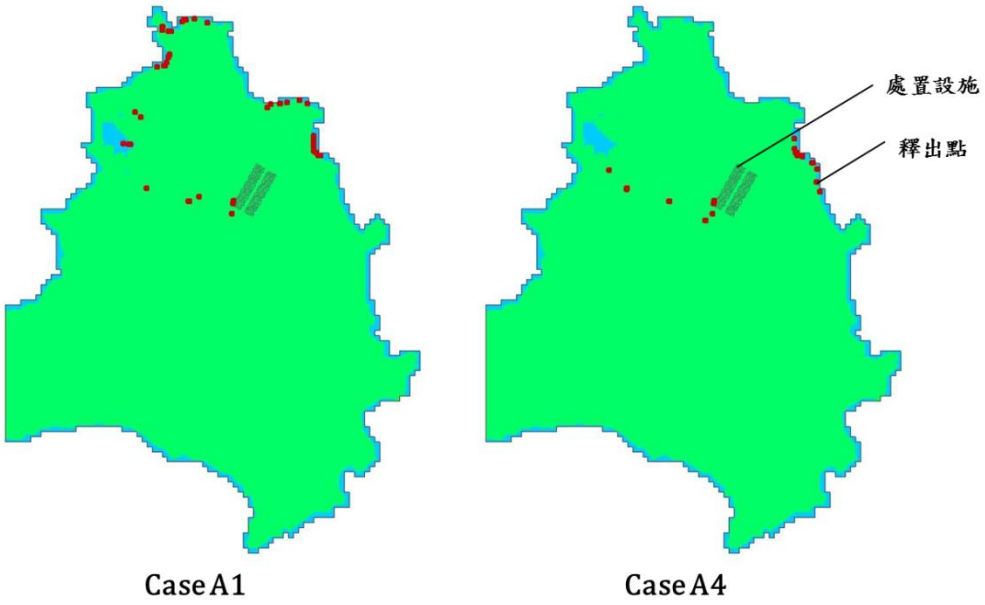


圖 9-11：同時變更深層地質與岩脈水力傳導係數為1×10^{-12} m/s，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖

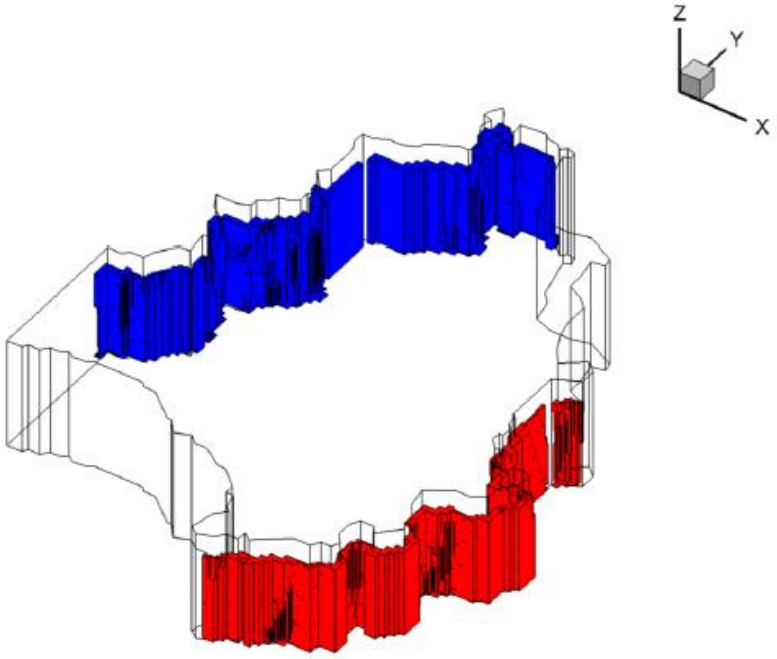


圖 9-12：Case A5設定離島結晶岩測試區之地質水文模式側邊界條件為區域梯度之示意圖

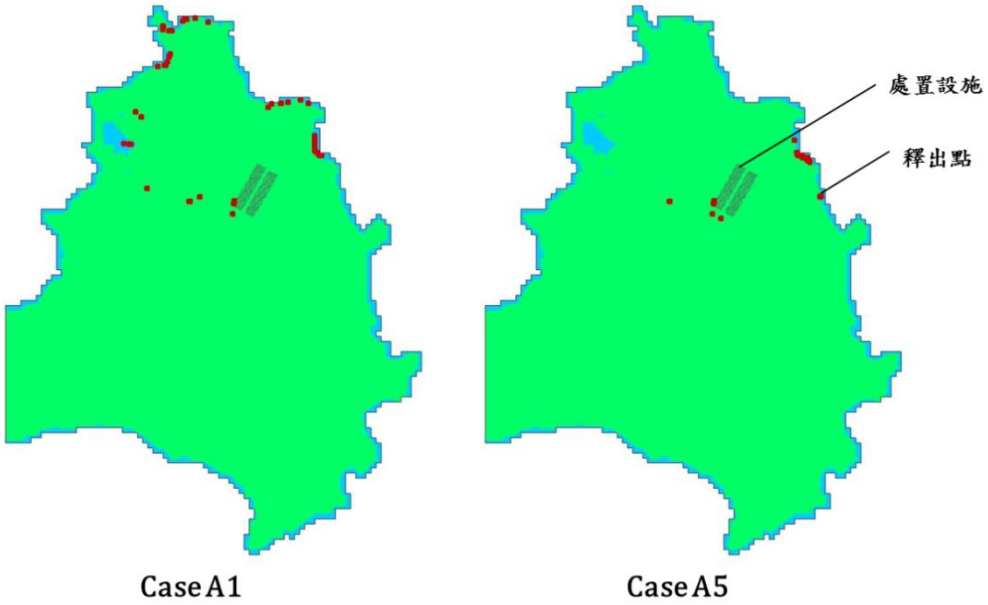


圖 9-13：變更地質水文模式之側邊界條件為1%之區域梯度，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖

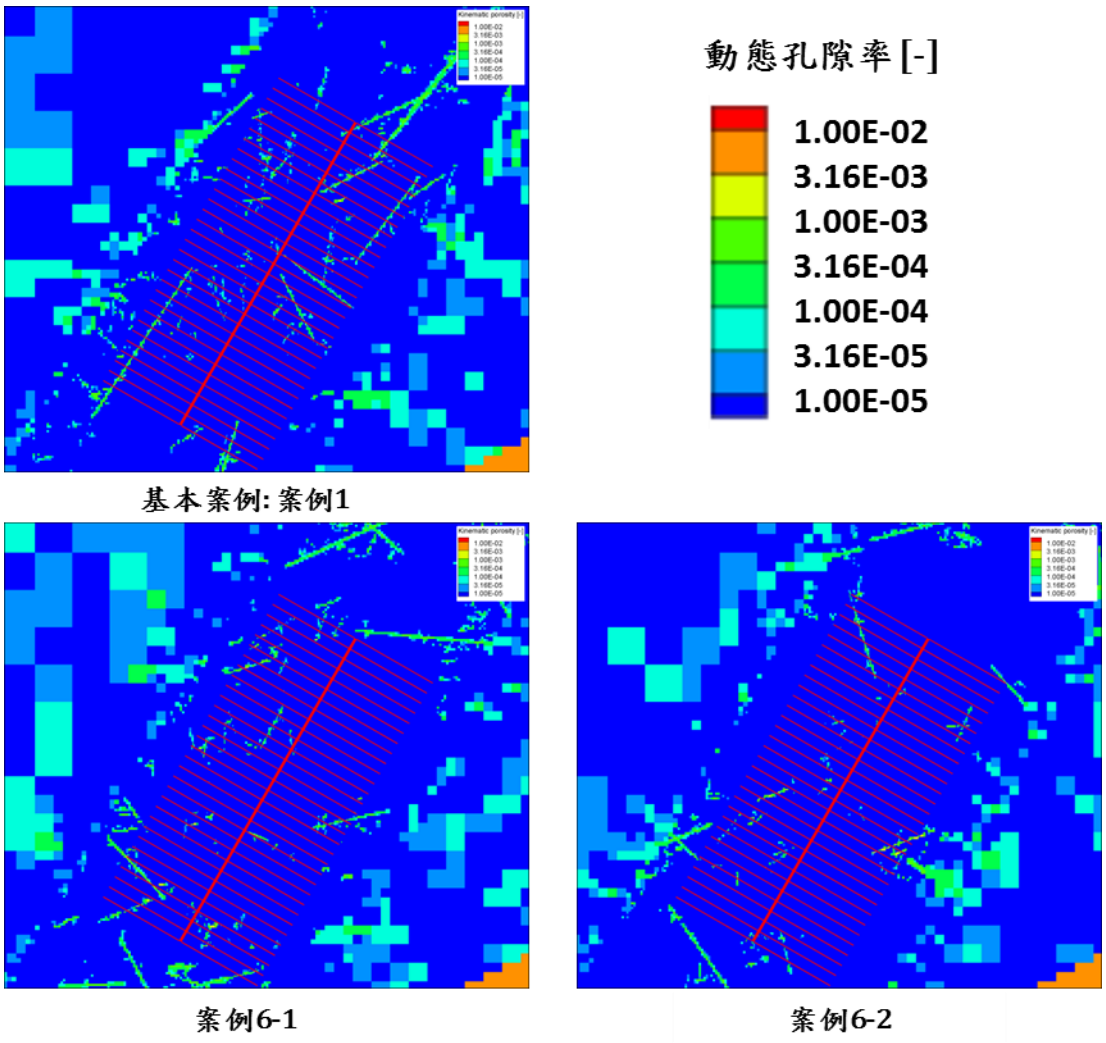


圖 9-14：採用不同裂隙生成實現值，比較與處置隧道相交之裂隙

註：最上方圖為基本案例，下方2個圖為Case 6採用2組不同裂隙生成實現值之分析結果

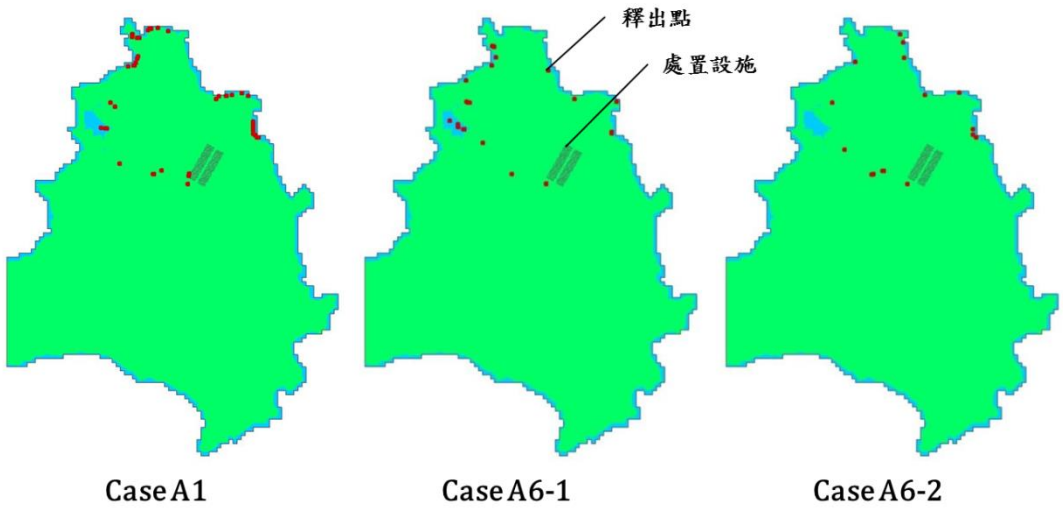


圖 9-15：增加2組不同裂隙生成實現值，計算地質圈與生物圈介面釋出點之影響分析圖

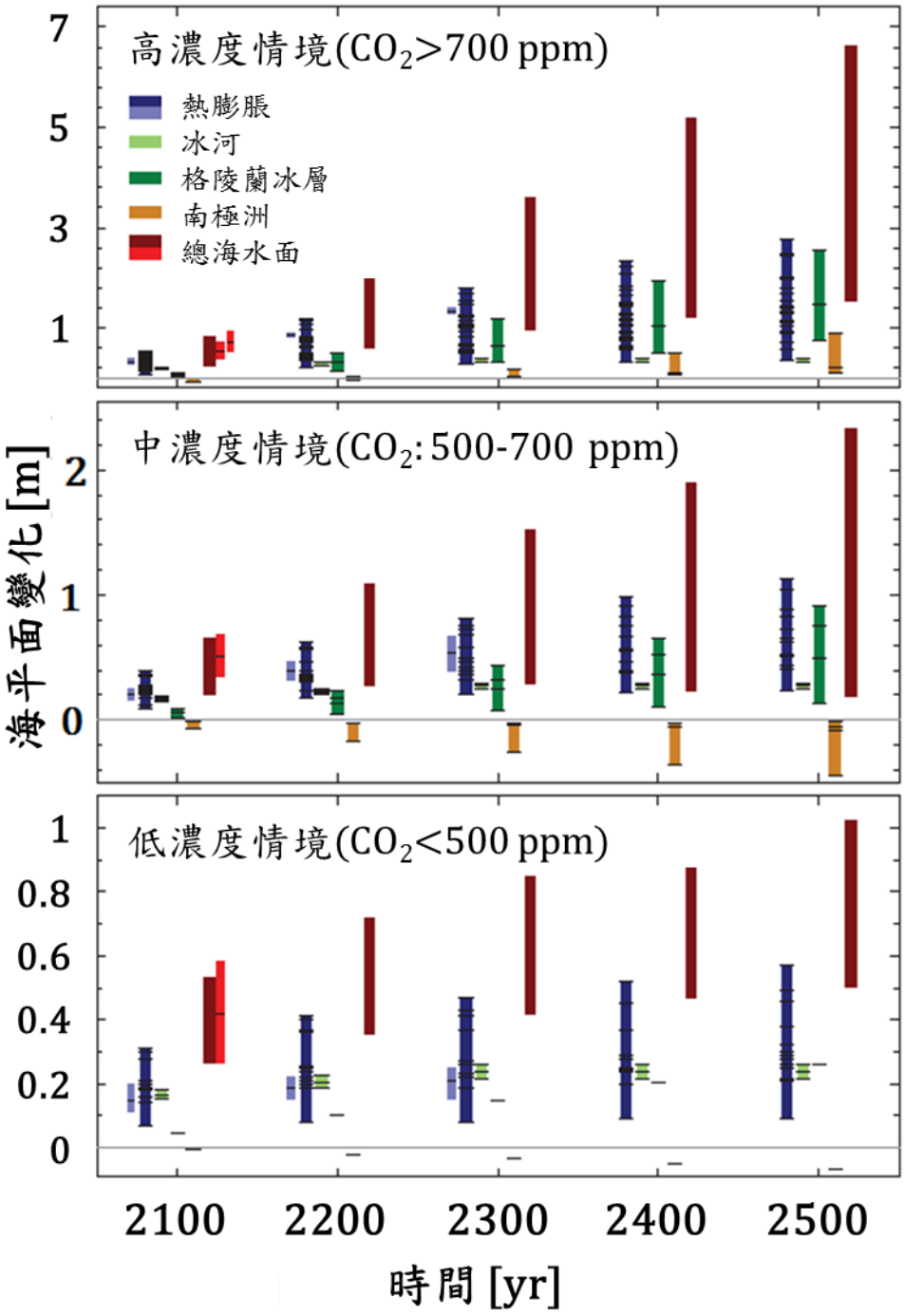


圖 9-16：IPCC AR5報告對於2100年之後海平面上升趨勢預測

資料來源：IPCC(2013, p1188)

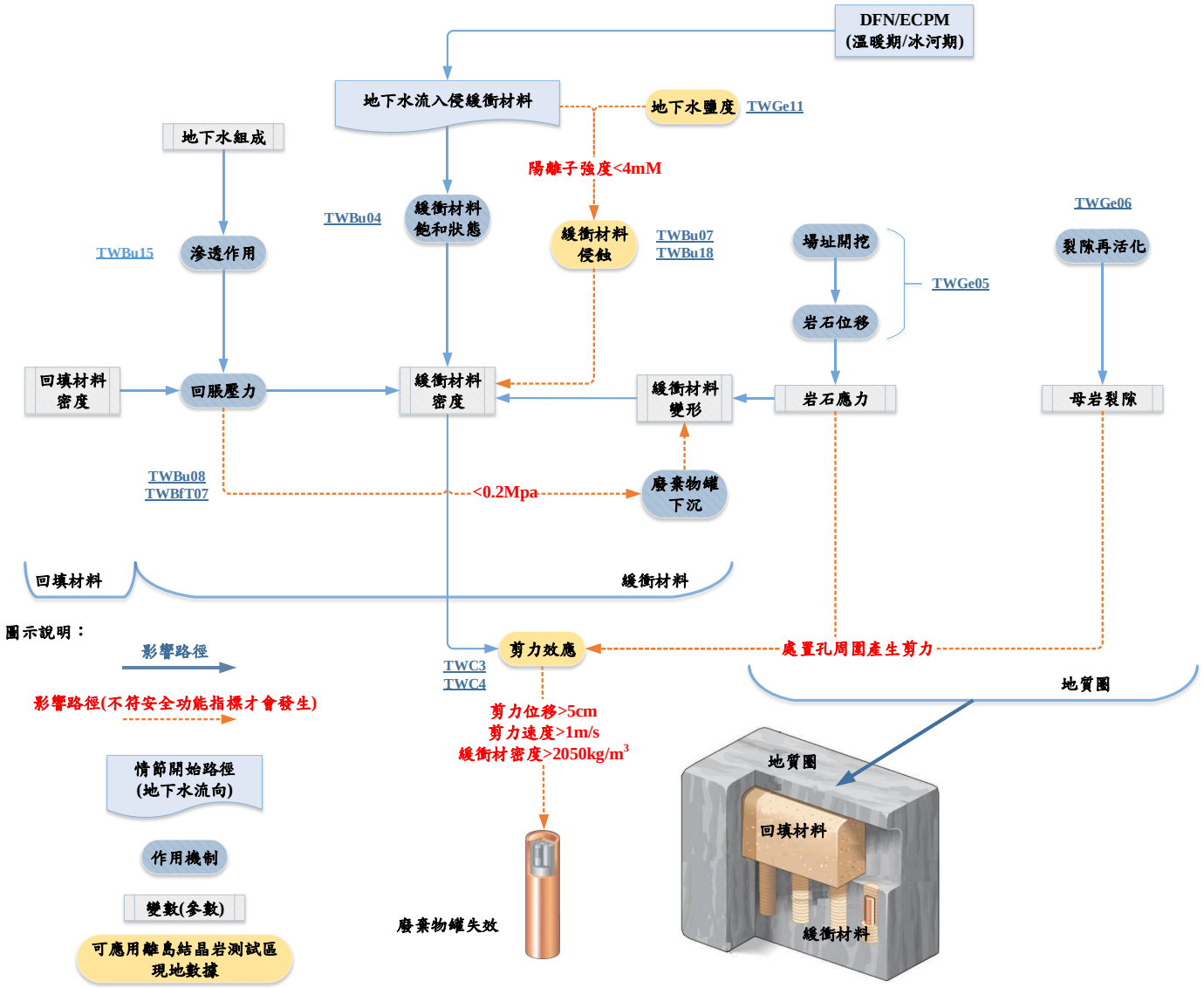


圖 9-17：剪力情節-圍阻安全功能架構

9.3. 干擾情節之案例選定說明

情節發展的步驟中， FEPs的分析工作必須確認那些因子發生，會對處置設施產生何種不同程度的重要影響，其影響所造成處置設施的演變過程，就是干擾情節需要討論的範疇。干擾情節依其發生原因，可分成自然因子造成的現象及人為因子造成的現象(吳禮浩，2005)。

(1) 自然因子造成的現象：

(a) 全球變遷：地球軌道參數的改變、冰帽擴張的變化、海水面的變化、溫度與雨量的改變、植物的改變、冰河、水文環境的改變、生物圈的改變及隕石撞擊與溫室效應；

(b) 地質演化：地殼運動、陸地抬升/沉陷、地震活動(斷層再次活動或產生新斷層)與岩漿活動；

(c) 地質的不確定性：絕大多數的地質不確定性均與自然因子有關，包括未察覺的地質特徵等；

(2) 人為因子造成的現象：放棄未封閉的處置設施、處置隧道或豎井封塞失效、廢棄物罐失效、非蓄意或蓄意的人類入侵與戰爭等。

本技術支援報告第5.1節特徵/事件/作用(FEPs)之建置及第8.1節外部條件演化，已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，因全球暖化造成氣候變遷，一直是專家學者研究的主題，本技術支援報告除在腐蝕情節中已納入海平面上升至7 m的合理假設外，亦將於干擾情節案例選定中，考量更極端條件，假想海平面上升高達75 m，此極端案例對處置設施的影響論述與量化分析可參閱第11.1節。

在大規模地質作用方面，因臺灣處於多地震地帶，故調查具長期穩定性的母岩十分重要；本技術支援報告除在地質調查、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，本技術支援報告亦將於干擾情節案例選定中，跳脫地質調查數據的科學論證，假想更極端的地震發生頻率來探討對處置設施的影響，相關論述與量化分析可參閱第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，發展未來人類活動的分析方法論，並依據SNFD2017參考案例，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，相關假設條件與量化分析可參閱第11.3節。

10. 主要情節之案例量化分析

本章依據第9.1節與第9.2節所選定之主要情節的基本案例與變異案例，進行安全評估之量化計算。腐蝕情節量化分析案例如表 9-1所述，剪力情節量化分析案例如表 9-9所述。

10.1. 安全評估模式鏈

10.1.1. 腐蝕情節安全評估模式鏈

依據第8章參考演化之結論及第9.2.1.1節腐蝕情節之基本案例的圍阻安全功能架構(如圖 9-3)，可完成腐蝕情節安全評估模式鏈(如圖 10-2)。

10.1.1.1. 處置設施配置設計分析

為確保工程障壁符合具備圍阻安全功能，在處置設施工程設計方面，提出對廢棄物罐、緩衝材料處置設施配置設計、回填與封塞、地下設施、地表設施、連通隧道與處置孔之設計需求。

在處置設施配置設計，包含處置孔間距、位置、數量及範圍，影響因子包括廢棄物罐數量、衰變熱及地震，此主要採用用過核子燃料本土化數據，彙整國內電廠之燃料組件設計資料與國內實際運轉歷程等資訊，利用ORIGEN-S軟體計算用過核子燃料之衰變熱與放射性核種特性。在配置設計部分，採用FLAC3D軟體分析處置孔間距受熱影響評估，考慮緩衝材料、回填材料及圍岩所具備之熱傳導性質，在膨潤土溫度小於100 ℃之前提下，以FLAC3D軟體分析廢棄物罐置入位於地下500 m之處置隧道後，處置孔之近場溫度分布，藉此評估各處置孔間之合理間距。

同時，為使工程障壁設計能盡可能確保長期處置的完整性，也加強進行工程障壁穩定性之研究，闡明處置隧道內受內部環境之影響，包括緩衝材料再飽和過程、處置隧道開挖後的岩壁潛變，以及氣體形成與遷移，對於廢棄物罐與緩衝材料障壁功能的影響。

上述之處置設施與工程設計成果，可詳見於SNFD2017技術支援報告(2)之處置設施與工程設計。本技術支援報告第4章亦彙整摘錄處置系統工程概念設計之初始條件。

10.1.1.2.地下水流場特性與工程障壁演化作用

處置設施封閉後，地下水會透過緩衝材料毛細作用侵入，漸由未飽和狀態轉為飽和狀態；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，此係根據第8.7節緩衝材料、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亦如第8.7節所述，採用瑞典SKB TR-10-66報告之侵蝕評估公式(SKB, 2010c, p20)。相關水流參數，如地下水流速、裂隙內寬值等，依第8.4節水文地質演化所述，採用DarcyTools程式建立DFN模式，並採用升尺度方法產生ECPM模式，以求得處置設施水流特性。

10.1.1.3.腐蝕物質與廢棄物罐演化作用

依第8.8節廢棄物罐演化之論述，當處置設施封閉後進入缺氧時期，硫化物將會是殘存於處置設施中的主要腐蝕劑。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。銅殼腐蝕計算如第8.8節所述，採用瑞典SKB TR-10-66報告之評估公式(SKB, 2010c, p20)，主要變異參數為地下水組成，將考慮截切處置孔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，地下水流率採用DarcyTools程式建立ECPM模式計算獲得，硫化物濃度則需以SNFD2017參考案例表二(如表 1-2)調查數據(工研院，2015，p3-152)來計算。

10.1.1.4.放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估

如圖 10-1以GoldSim軟體整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估，在腐蝕情節中，透過銅殼腐蝕計算，依據廢棄物罐安全功

能指標可量化計算100萬年內廢棄物罐因腐蝕失效之罐數及時間，廢棄物罐失效後開始模擬核種傳輸，放射性核種釋出之計算亦採用GoldSim軟體，利用其蒙地卡羅內建方法以動態及機率取樣法，搭配污染物傳輸模組，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並計算至遠場與生物圈交介面的核種釋出率，配合生物圈劑量轉換係數，完成曝露群體每年之年有效劑量計算。所需參數或是數據包括用過核子燃料核種存量、廢棄物罐失效數量、離散裂隙網路傳輸路徑及其他基本參數；其中，用過核子燃料核種存量採用ORIGEN-S程式計算，廢棄物罐失效數量及其破壞時間為根據各情節之評估結果。離散裂隙網路傳輸路徑採用DarcyTools程式計算地質圈/生物圈介面及傳輸路徑、流率等，其他基本參數可參第7章；生物圈劑量轉換係數依第8.2節所述，以AMBER軟體來建構生物圈概念模型。

10.1.2. 剪力情節安全評估模式鏈

整合第8章參考演化之結論及第9.2.2.1節之剪力情節的圍阻安全架構(如圖 9-17)，可完成剪力情節安全評估模式鏈(如圖 10-3)。

10.1.2.1. 處置設施抗剪力之工程設計

為確保工程障壁符合具備圍阻安全功能，在處置設施工程設計方面，提出對廢棄物罐、緩衝材料、處置設施配置設計、回填材料與封塞、地下設施、地表設施、連通隧道與處置孔之設計需求。

以SNFD2017參考案例之處置概念而言，處置設施抗剪力之工程設計，分別對廢棄物罐與處置設施配置進行說明。於廢棄物罐搭配緩衝材料之抗剪力負載設計，可抵抗剪切速度1 m/s、剪力位移5 cm的任何角度與位置的裂隙截切。

處置設施與工程設計成果，詳見於SNFD2017技術支援報告(2)之第3章設計流程與第5.6節處置設施設計。

10.1.2.2.量化計算廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量

於剪力情節中，廢棄物罐將因為地震對處置孔的剪力位移而失效，為計算廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量，評估模式包括：

(1) 依照地質調查進行地震發生頻率評估。

(2) 參考瑞典SKB技術報告之地震模擬研究結果，獲得特定規模下(M_w=7.5)之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(SKB, 2010l, p120)。

(3) 採用3DEC軟體模擬分析廢棄物罐因地震剪力造成廢棄物罐失效之數量，透過多次離散裂隙網路實現值，根據裂隙之大小及與斷層之距離，評估其受破壞之可能性，統計分析少部分處置孔可能受到大於5 cm的裂隙位移之平均數量，據以換算出廢棄物罐因地震剪力造成破壞機率。

10.1.2.3.放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估

如

圖 10-1所示，剪力情節之放射性核種釋出、傳輸與生物圈劑量評估之計算係利用GoldSim軟體整合，搭配污染物傳輸模組，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，其中需輸入近場及遠場傳輸相關參數，包含各關鍵核種之溶解度、核種瞬釋分率、存量、廢棄物罐失效數量、燃料基質之溶解率、緩衝材料幾何、遠場裂隙長度及處置母岩密度等；生物圈劑量轉換係數依第8.2節所述，以AMBER軟體建構生物圈概念模型。

地震後對遠場母岩裂隙與水流特性之影響，仍處於技術發展階段，故於本技術支援報告SNFD2017參考案例中，基本案例假設初始裂隙分析與水流特性不變，另於變異案例中探討地震後對遠場母岩裂隙影響之不確定性分析，其中母岩裂隙傳輸路徑為採用DarcyTools程式計算。

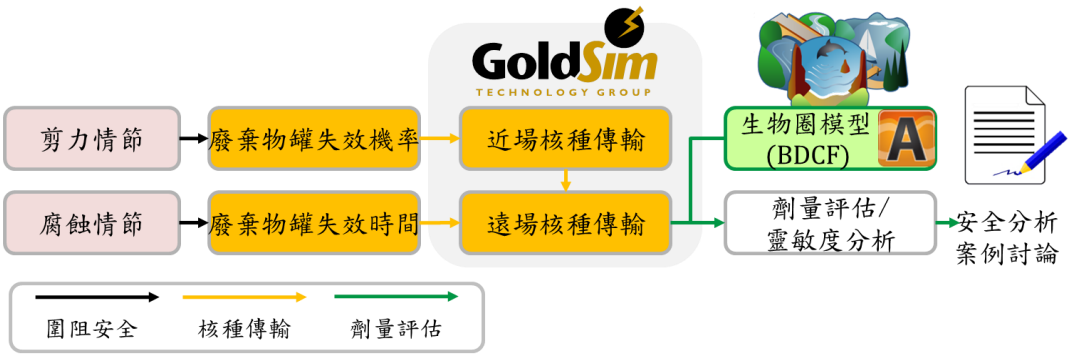


圖 10-1：採用GoldSim整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估

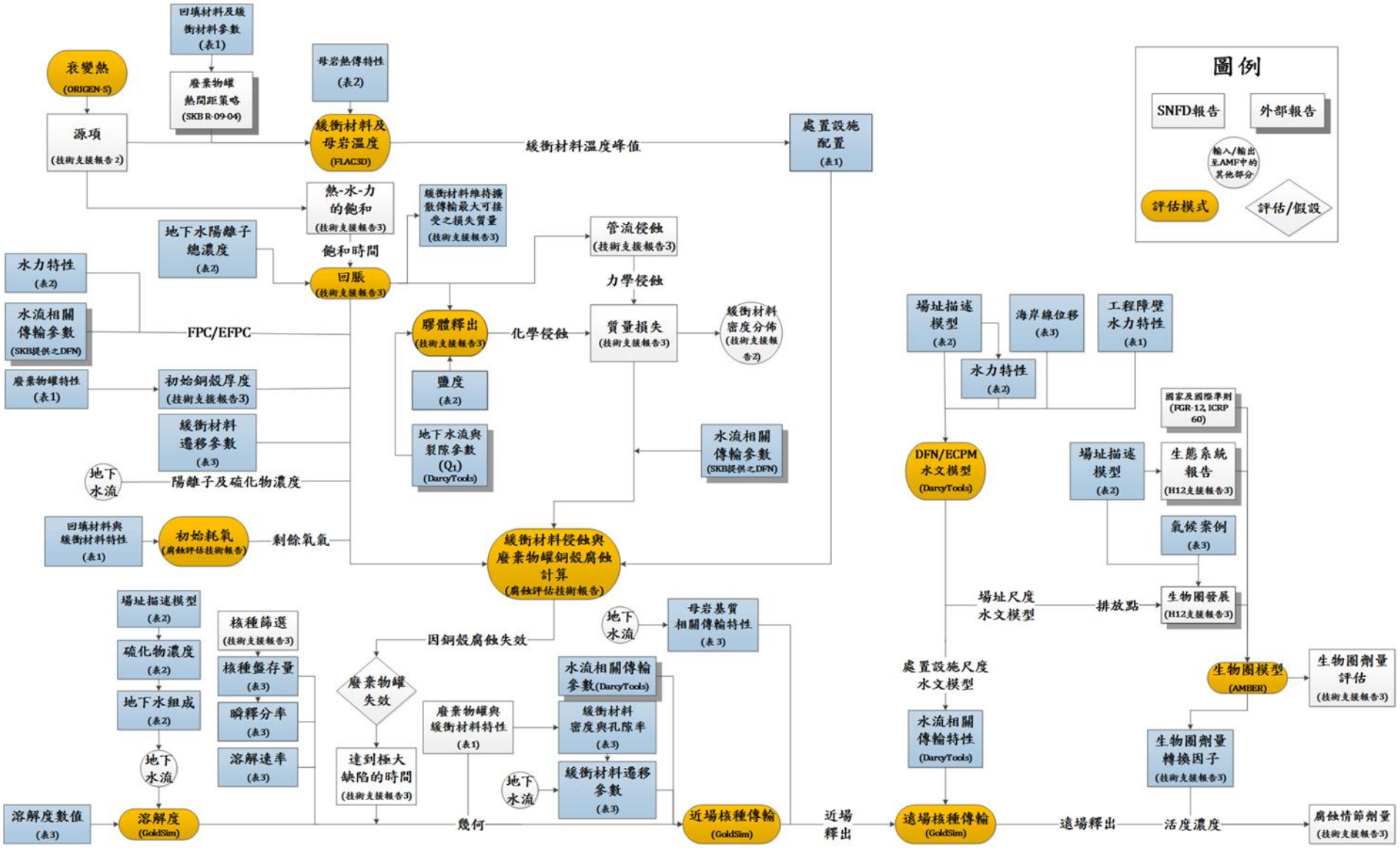


圖 10-2：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈

註：表1為「SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念」；表2為「SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據」；表3為「SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數」

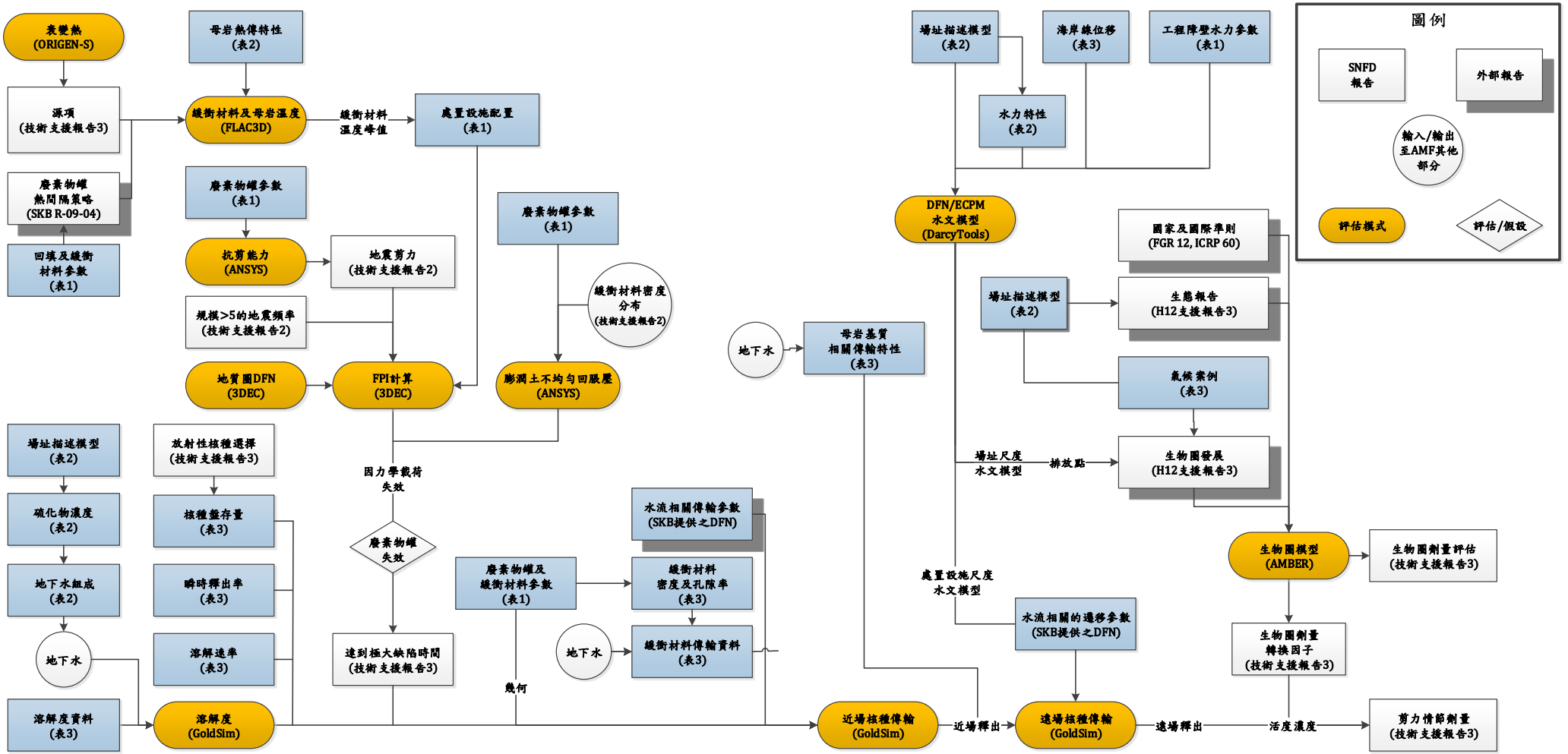


圖 10-3：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈

註：表1為「SNFD2017參考案例表一—法規要求及處置概念」；表2為「SNFD2017參考案例表二—地質概念模式及特性數據」；表3為「SNFD2017參考案例表三—安全評估模式及參數」

10.2. 圍阻安全失效分析

10.2.1. 腐蝕情節之圍阻安全失效分析

本節依據第10.1.1節所建立之腐蝕情節安全評估模式鏈，說明圍阻安全失效之各項量化分析結果。

依據SNFD2017技術支援報告(2)第5.1.1節抗腐蝕性能，腐蝕評估流程係如圖 10-4所示，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。如空氣輻射分解、水輻射分解與封閉前大氣中的氧，這些腐蝕過程因為是短期腐蝕，亦歸類於有限的腐蝕過程；如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有限，歸類於有限的腐蝕過程；而進入缺氧時期，主要的腐蝕劑會來自地下水，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，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。

10.2.1.1. 有限的腐蝕作用

在SNFD2017參考案例中，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，均勻腐蝕廢棄物罐側邊，所對應的銅殼腐蝕厚度為1.3×10^{-6} 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中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；進入缺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化物含量、溶解度及硫化物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化物經由試驗結果推估，當膨潤土飽和密度為2,000 kg/m^3，Cu_xS產物生成速率為3.4×10^{-14}mol/mm^2/day，則相對應之銅廢棄物罐腐蝕厚度為0.177 mm。有限腐蝕作用的腐蝕深度結果如表 10-1，所能造成的全部腐蝕量，預計總腐蝕厚度將小於1 mm，假設有限腐蝕過程的所有腐蝕量，一定會在100萬年內發生，將可得到銅殼剩餘厚度為49 mm。

由於上述所有有限腐蝕過程所造成的總腐蝕量只有不到毫米等級，在考量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。

10.2.1.2.長期的腐蝕作用

離島結晶岩測試區之地下水硫化物最大濃度為5.37×10^{-6} mol/L。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0.00936 mm的腐蝕厚度。因此，若廢棄物罐在完整緩衝材料保護下，在100萬年的時間尺度下，廢棄物罐發生失效之機率極低。

當處置孔發生平流傳輸時，銅殼腐蝕的幾何相當不確定且將隨時間改變，故相當難以量化評估。本節使用1個保守的幾何條件作為計算案例，另外，使用1個極端保守之幾何進行敏感度分析。

首先，假設廢棄物罐側表面積的一半與地下水接觸，並假設此狀態不隨時間改變，如圖 10-5。隨後，地下水將繼續沿著徑向方向進行銅殼腐蝕，銅殼腐蝕區域的等效高度為h_{corr}，廢棄物罐半徑為r_{can}，銅殼腐蝕面積可用下列公式表示：

$$A_{corr} = \pi \cdot r_{can} \cdot h_{corr} \quad (10\text{-}1)$$

因銅殼腐蝕區域的等效高度h_{corr}會隨不同案例而異，在一般保守的條件下，假設h_{corr}為緩衝材料的厚度d_{buffer}，即35 cm。而在極端保守的條件下為$\pi \cdot d_{can}/2$，其中d_{can}為銅殼的厚度，故可以下列公式計算銅殼腐蝕面積：

$$A_{corr} = \frac{1}{2} \cdot \pi^2 \cdot r_{can} \cdot d_{can} \quad (10\text{-}2)$$

在參考演化中，這個極端保守的腐蝕面積大約為保守腐蝕面積的五分之一。假設所有與廢棄物罐表面接觸的硫化物，皆在此面積區域中發生腐蝕反應，故腐蝕面積越小、腐蝕速率越快。在腐蝕情節中，計算採用的幾何條件為一般保守的腐蝕面積，因為極度保守的情況過於不真實且過度保守。

考量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，緩衝材料侵蝕計算需考慮到地下水之總陽離子濃度，低鹽度的地下水環境將更容易形成膠體，而緩衝材料因膠體釋出而損失蒙脫石含量，目前總陽離子濃度需以SNFD2017參考案例表二(如表 1-2)之地下水試樣資訊計算而得，並假設鹽度值不隨時間演化。根據第8.7節緩衝材料、回填材料演化之描述，單1處置孔緩衝材料損失1,200 kg將發生平流傳輸，緩衝材料侵蝕速率之公式將參考第8.7節之侵蝕評估公式，並代入依據現地數據計算出之水流相關參數，如地下水流速、裂隙內寬值等。

平流發生後，廢棄物罐銅殼腐蝕將使用腐蝕評估公式進行計算。銅殼腐蝕之計算，將考慮截切處置孔裂隙之地下水流率及離島結晶岩測試區現地之硫化物濃度；其中地下水流率需由水流模式計算出之參數並使用腐蝕評估公式進行推算，而硫化物濃度則需以SNFD2017參考案例表二現地試樣得到之離子濃度來計算。

經由計算可以得到每個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間及使用年限；結果如表 8-9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，在此條件下亦無任何廢棄物罐失效。

10.2.1.3.腐蝕情節圍阻安全之參數敏感度分析

參考瑞典Forsmark場址的硫化物濃度最高值為$[HS^-]= 1.2\times10^{-4}$ mol/L (SKB, 2010c, p24)，而在SNFD2017參考案例的現地資料中(如表 1-2)，可計算出硫化物濃度最高為$[HS^-]= 5.37\times10^{-6}$ mol/L，為進行參數敏感度分析，另增$[HS^-]= 5.37\times10^{-5}$ mol/L及$[HS^-]= 1.59\times10^{-4}$ mol/L，分別為10倍的SNFD2017參考案例最高硫化物濃度及推算100萬年可發生廢棄物罐失效的硫化物濃度數值。

在基本案例中，依據第8.4.2.2節之計算結果，目前的處置設施設計有133個處置孔位置與導水裂隙截切，每個處置孔周圍對應的等效初始通量資訊可由水流模型提供。圖 10-6為等效初始通量與腐蝕深度之累積分布，其中約70%的等效初始通量集中在10^{-4} m/yr至10^{-5}m/yr；在此4種不同硫化物濃度下對於腐蝕深度影響較大的處置孔，集中在等效初始通量前15%，而剩餘約有85%的等效初始通量變化僅有不到10 mm的腐蝕深度。

等效初始通量與腐蝕時間之累積分布如圖 10-7所示，由圖中可知等效初始通量約有10%小於10^{-5} m/year，在此4種不同硫化物濃度下，對於47 mm的銅殼厚度其腐蝕破壞時間預期皆可超過100萬年。當$[HS^-]= 1.59\times10^{-4}$ mol/L時，與導水裂隙截切之處置孔位置約有10%，其對47 mm的銅殼厚度之腐蝕失效時間在300萬年內，其中僅有不到1%會在百萬年腐蝕47 mm的銅殼厚度，造成廢棄物罐失效。

10.2.2. 剪力情節之圍阻安全失效分析

鑄鐵內襯是否能支撐住剪力作用，取決於廢棄物罐設計、製造時的品質及非破壞性檢測能力；而作用於廢棄物罐之剪力，則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；緩衝材料之密度將影響傳遞的效率，因此，緩衝材料之密度必須評估。處置孔被特定大小的裂隙截切有可能產生剪力，必須取決於

岩石中裂隙網路的特性；另評估期間可能產生足夠大的地震，也必須評估。

下列為廢棄物罐因剪力而失效的重要因子：

(1) 與初始狀態相關之因子包含：

(a) 鑄鐵內襯產生缺陷(鑄造品質)。

(b) 銅殼機械性能。

(c) 緩衝材料密度。

(d) 緩衝材料特性。

(e) 裂隙網路特性。

(f) 處置孔排除的執行效率。

(2) 作用條件包含：

(a) 廢棄物罐：銅廢棄物罐潛變。

(b) 廢棄物罐：鑄鐵內襯變形。

(c) 緩衝材料：膨脹/質量重新分布。

(d) 緩衝材料變質。

(e) 地質圈：地震後的裂隙再活化。

(3) 外部條件包含：地震。

10.2.2.1.地震發生頻率評估

剪力情節中最大不確定性在於地震頻率的評估，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，其活動之年代可能超過6,000萬年前(台電公司，2012，p4-75)。保守假設在未來100萬年內會發生1次地震，即太武山斷層活動頻率為$1\times10^{-6}\,\mathrm{yr}^{-1}$。

10.2.2.2.地震引致裂隙位移模擬研究

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、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 8-6。

多次地震事件所導致的累積裂隙位移量，若保守假設每次裂隙位移方向相同，也有可能超過5 cm，且處置孔所需避開的裂隙半徑隨之

變小，簡化並保守假設岩石為彈性體，則n次事件所需避開的裂隙半徑為單次地震事件的1/n。

10.2.2.3.廢棄物罐失效之機率評估

廢棄物罐因為剪力而破損的數量，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。根據研究，處置孔截切廢孔準則，可有效進行處置孔之配置，找到合適廢棄物罐位置的效率可達97%(Munier, 2010, p79)。沒有偵測到的位置則進行地震影響評估。然而，處置孔截切廢孔準則係基於理想化下的裂隙(無限薄之圓型)，以半徑代表裂隙大小，實際上，裂隙大小可能跟水力傳導係數或寬度等有關；因此，透過仔細的設計調查計畫，廢棄物罐可能失效的數量，則可能低於評估中的預測值。

於評估SNFD2017參考案例中，根據處置孔參考配置，處置設施與太武山斷層最近之距離為350 m。

根據瑞典研究經驗(SKB, 2011, p472)，當裂隙半徑大於225 m時，這些裂隙在地質調查時，可以被安全的偵測出來，故處置孔在設計時將可避開這些裂隙，不受地震引致裂隙位移影響。參考表 8-6與斷層距離分類，在200 m至400 m距離，共有22個處置孔在此範圍內；在400 m至600 m距離，共有291個處置孔在此範圍內；距離斷層600 m以上之處置孔有2,415個。

根據SNFD2017參考案例表二之地質概念模型(如表 1-2)，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之裂隙大小可參考表 8-6，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SNFD2017參考案例而言，範例計算結果可知，參考配置設計有2,728個處置孔，透過截切廢孔準則與400次DFN實現值分析，平均約淘汰7%的處置孔(相關技術細節可參閱SNFD2017技術支援報告(2)第5.6.3.1節)。

儘管參考配置已經使用廢孔準則，處置孔可以透過多次離散裂隙網路實現值，仍然有少部分處置孔可能受到5 cm的裂隙位移；可根據

裂隙之大小及與斷層之距離，評估其失效之可能性，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，並依據第10.2.2.1節，假設於100萬年間，發生1次地震，據以換算出因地震剪力造成廢棄物罐失效機率(3.5×10^{-8} 罐/yr)，結果如圖 10-8所示。

在剪力情節之圍阻安全失效分析中，是依據廢棄物罐抵抗剪力負載安全功能，分析廢棄物罐是否能夠抵抗截切處置孔裂隙的剪力位移。廢棄物罐與剪力位移相關的設計前提，如第6.2節所述，在廢棄物罐-緩衝材料系統抵抗剪力特性方面已於SNFD2017技術支援報告(2)中討論；在廢棄物罐因地震剪力造成之破壞機率計算方面，保守考慮廢棄物罐只要受到位移5 cm的剪力，就會失效，以下針對相關的重要因子進行定性討論：

(1) 離散裂隙網路：

離散裂隙網路在裂隙與廢棄物罐截切分析中，是重要的參數輸入來源，目前在剪力情節之圍阻安全失效分析中，由於參數來源僅有1組裂隙領域，因此，無法瞭解不確定性之影響。在敏感度方面，因處置孔是垂直置放，水平裂隙叢集離散裂隙網路參數敏感度較高。

(2) 處置孔廢孔準則：

剪力情節之圍阻安全失效分析，已考慮處置孔截切廢孔準則，可有效排除可能受剪力破壞之處置孔，效率達97%，然而分析是基於理想化之簡化假設；實務上，可以在設計調查階段，進行仔細的探測，廢棄物罐可能失效的數量，則可低於評估中的預測值。

(3) 地震引致裂隙位移模擬：

在地震模擬方面參考一般性研究，將地震引致裂隙的位移量套用至剪力情節之圍阻安全失效分析，考量不確定性較高，假設條件以邊界假設為主，在分析上，並保守使用規模7.5之地震，忽略裂隙位態的影響，使用最大的裂隙位移量。

(4) 地震頻率：

若發生多次的地震，使得裂隙朝相同剪力向量移動，可累積位移超過5 cm，在極端悲觀假設下，對於廢棄物罐破壞之影響於第11.2節有進一步的分析。

表 10-1：有限腐蝕作用的腐蝕深度

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
黃鐵礦的硫化物	0.114
硫酸鹽還原菌產生的硫化物	0.177
總和	0.4055

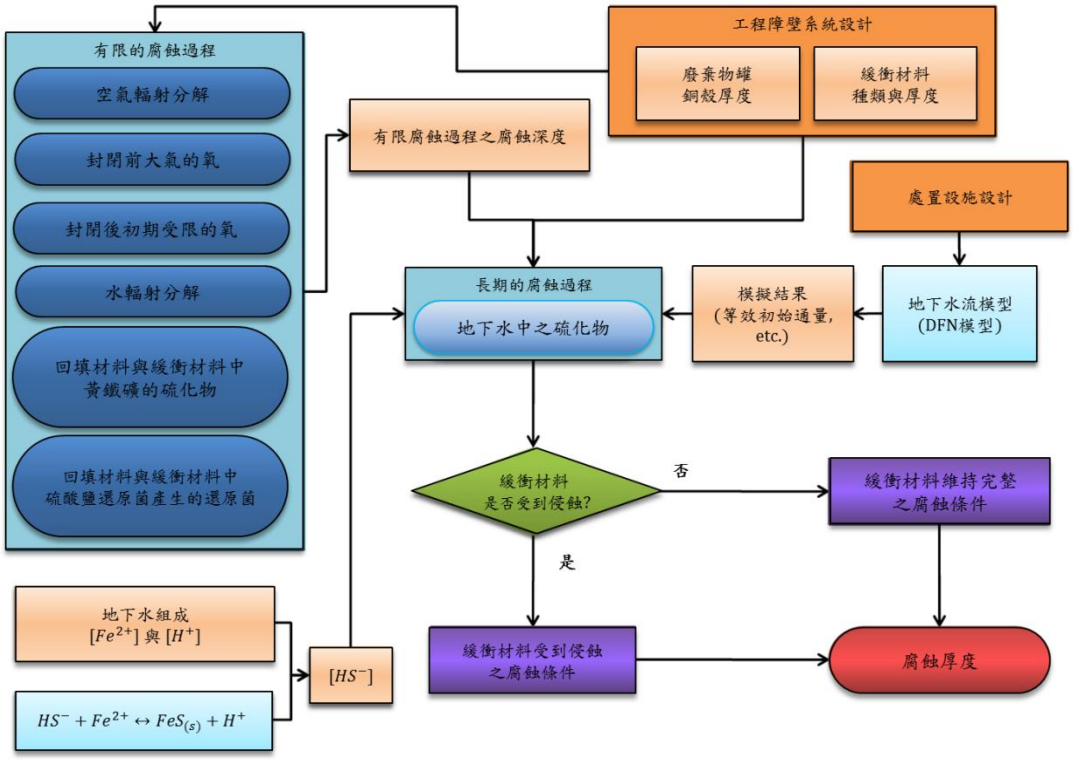


圖 10-4：腐蝕評估流程

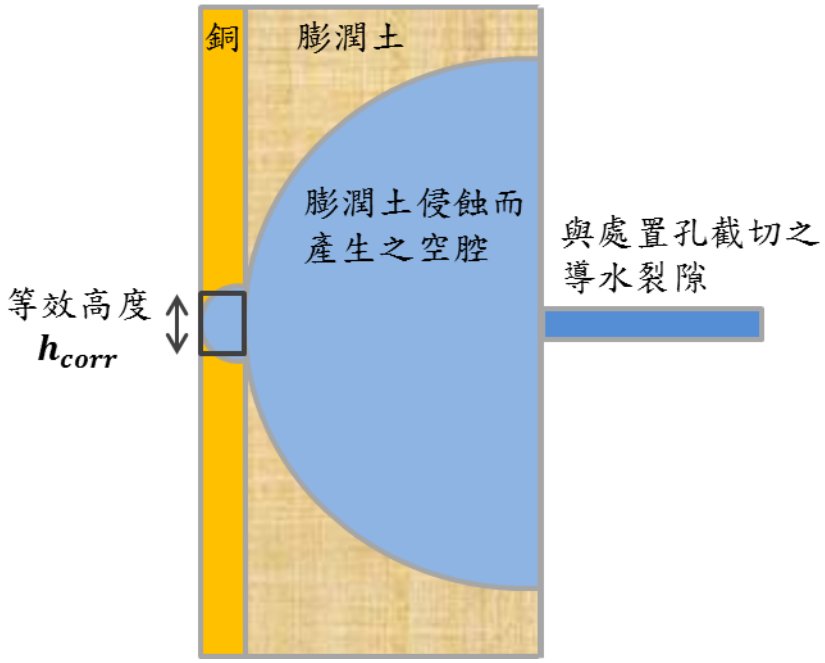


圖 10-5：侵蝕與腐蝕模式示意圖

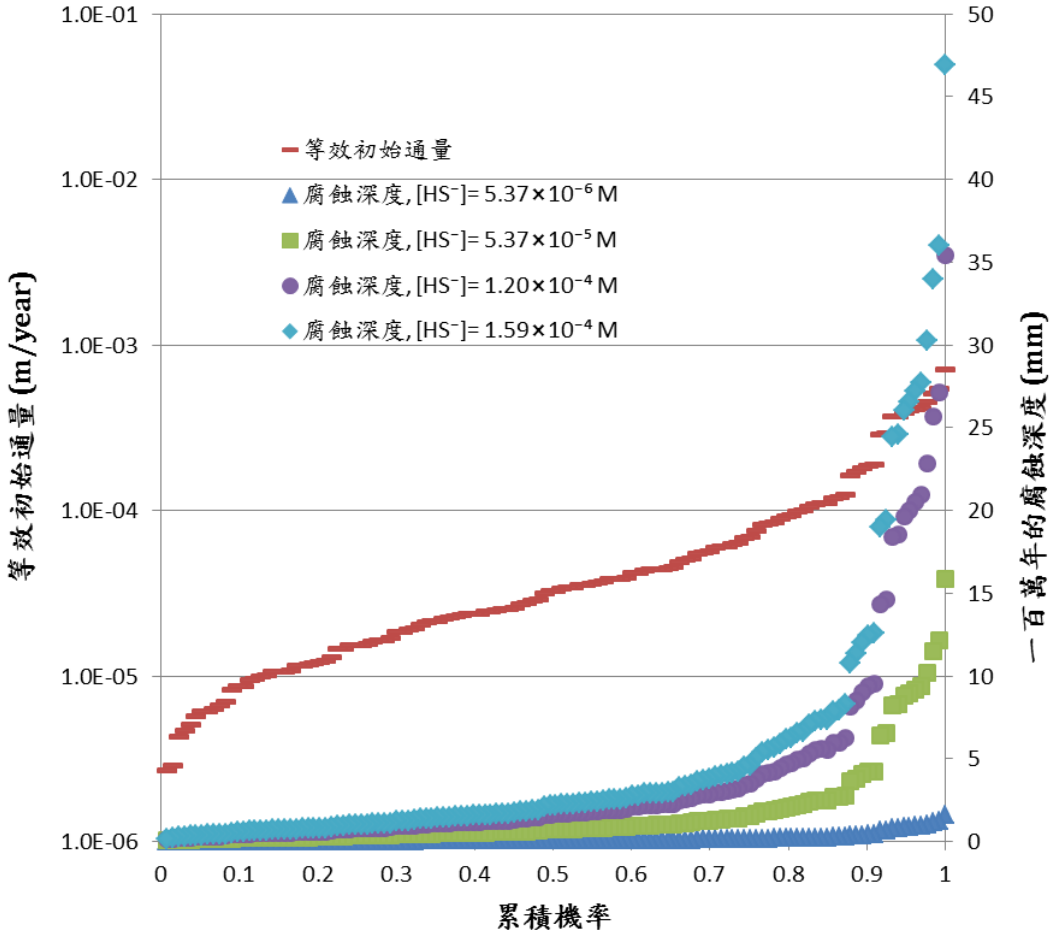


圖 10-6：等效初始通量與腐蝕深度之累積分布

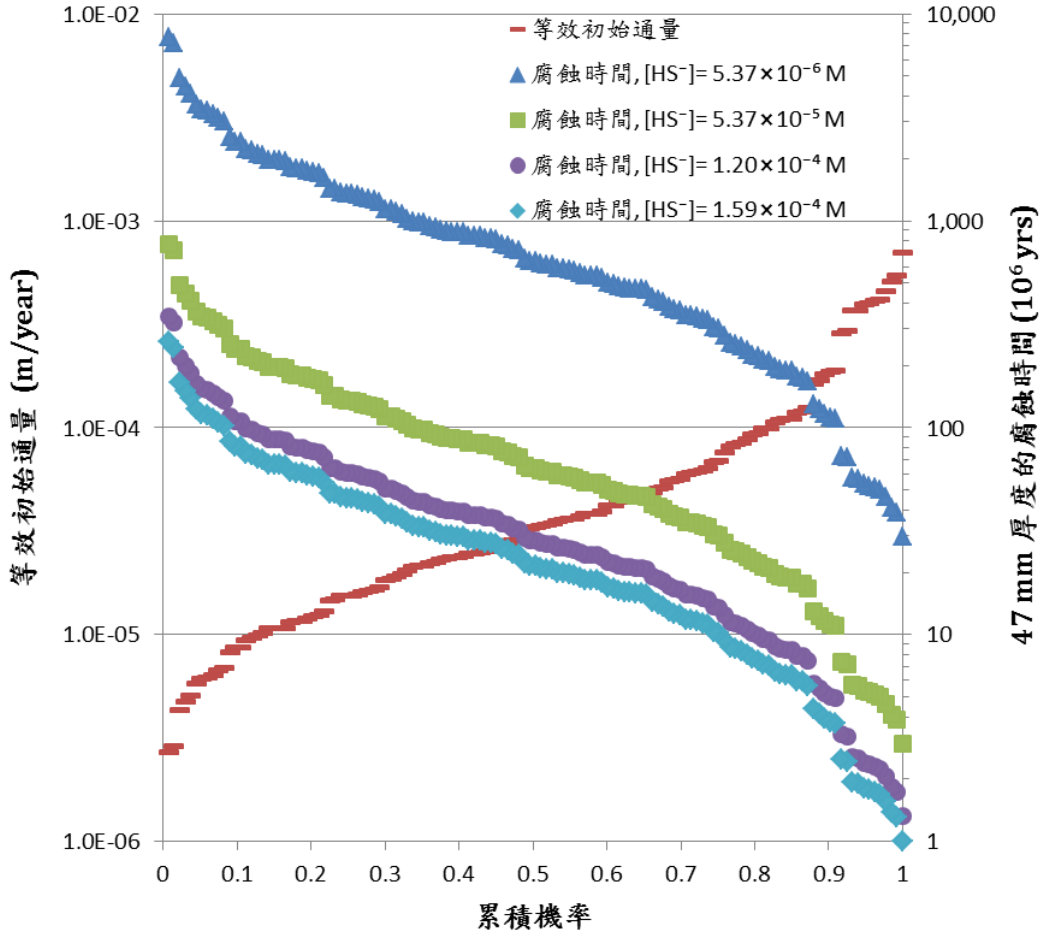


圖 10-7：等效初始通量與腐蝕時間之累積分布

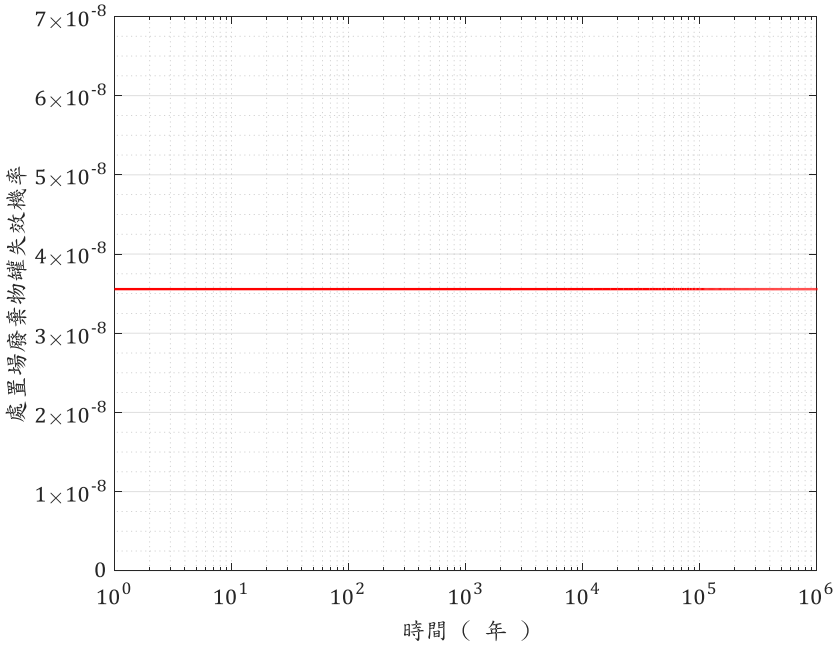


圖 10-8：地震所引致之廢棄物罐失效機率

10.3. 核種傳輸與劑量分析

如第10.1.1.4節與第10.1.2.3節所述，以GoldSim軟體整合放射性核種釋出、傳輸與生物圈之安全評估。圖 10-9為GoldSim軟體建立之模組關係圖，於SNFD2017參考案例中，近場資料包含核種存量、各核種與緩衝材料之分配係數、廢棄物罐失效模式及緩衝材料設定等。其中核種存量、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，皆如第7章內容所述。在廢棄物罐模擬方面，如第7.1節內容所述，採罐數權重計算之平均核種存量，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，而於腐蝕情節則為失效後立即傳輸(SKB, 2010p, p135)。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^{-7}/yr)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，同時根據第9.2.2.2節之假設，模擬緩衝材料總厚度減少為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 5-3)；其中各區塊之緩衝材料長度為0.25 m/6=0.042 m，而擴散長度於GoldSim軟體中應為區塊長度之1/2;因此，各區塊之擴散長度為0.021 m，而各區塊之徑向擴散面積計算，於GoldSim中為2區塊間分隔的表面積，利用下述公式計算：

$$D_{area} = 2 \cdot \pi \cdot r_i \cdot h \qquad (10\text{-}3)$$

其中，

D_{area}=徑向擴散面積，[m^2]。

π=圓周率。

r_i=緩衝材料區塊i之內半徑，[m]。

h=即1緩衝材料區塊之高度，如圖 5-3所示為0.5 m，[m]。

根據上述公式計算，則徑向擴散面積依序為1.96 m^2、2.09 m^2、2.23 m^2、2.36 m^2、2.49 m^2及2.62 m^2；核種通過期間依核種特性吸附在緩衝材料上，吸附作用依據核種分配係數來計算。

等效流率(Q_{eq})由DarcyTools水流模擬程式輸出之等效初始通量推算而得，如第8.4.2.3節；在此模型中，流率過高的裂隙與處置孔截切之情況，可透過處置孔截切廢孔準則篩選出(無法完全的被篩選出)，並僅考慮被裂隙截切之處置孔位置，故只有4.88%(=133/2,728×100%)的處置孔具有水流參數值(如傳輸路徑長度、水流率及傳輸時間)。

然因腐蝕情節中緩衝材料在銅殼腐蝕失效前已被侵蝕，故其核種傳輸模式忽略近場之模擬，僅考慮遠場之傳輸行為。

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，核種將經由釋出點傳輸至地下含水層，此亦由DarcyTools水流模擬程式輸出計算。SNFD2017參考案例以離島結晶岩測試區水流模型與地質參數為基礎，依據現地地下水流特性設定邊界與起始條件，以質點追蹤方法，分析在源頭與釋出點間可能之連通路徑。而在遠場區域之源頭為近場外圍，當質點傳輸至生物圈，其即被視為遠場之釋出點，由質點追蹤方法可得到數條連通路徑，如圖 10-10，離散裂隙網路及等效多孔介質所分析區域，包含處置設施外圍R1岩體、D7輝綠岩脈、太武山斷層(F1)及太武山分支斷層(F2)。地下水流在平板裂隙間流動，如圖 10-11，而核種傳輸則考慮平流、延散、裂隙周圍母岩之基質擴散、吸附，以及核種衰變與生成等機制。核種可能吸附於裂隙表面的壁上及擴散至母岩的孔隙中並吸附在其中，吸附、分子擴散及縱向延散，是降低核種濃度峰值的重要遲滯機制。現階段由水流模型程式計算截切到每個處置孔位置之裂隙，並連接遠場水流連通之裂隙，以此方式計算質點傳輸之路徑至遠場之終點，將核種遷移路徑之水流相關參數輸入至GoldSim軟體中運算，即可得到遠場核種釋出率。

核種在平板裂隙中傳輸之幾何結構概念模型如圖 10-11所示，圖10-11顯示裂隙的一半，而b為裂隙空間的一側，故圖中僅用b表示裂隙空間、l為基質擴散深度、L為裂隙傳輸長度(即核種在裂隙中之傳輸距離)、x為地下水平流方向的位置。

一維平板裂隙傳輸之假設條件為：

(1) 核種在通過近場工程障壁時，已充分達到濃度平衡，故在裂隙傳輸時，不再考慮核種之溶解度限值；

(2) 裂隙之地下水流為由處置孔流向生物圈之一維水流；

(3) 核種可能吸附於裂隙表面壁上，或擴散至母岩基質裡並吸附在其中；

(4) 考慮線性平衡之吸附模式；

(5) 核種在母岩之擴散只發生在裂隙中垂直水流方向的母岩基質。

生物圈劑量轉換係數採用第8.2節所建構之生物圈概念模型，模擬不同氣候時期下之生物圈劑量轉換係數，因放射性核種自失效的廢棄物罐釋出，將區分瞬時釋出與穩定速率釋出之2種機制，考量此2種機制的核種釋出時序不同，需個別計算生物圈劑量轉換係數以合理反映對人體劑量造成的影響。表 8-3為34個核種以穩定速率釋出機制，於3個不同氣候時期(封閉後與當代環境條件相似階段、冰河氣候期及全球暖化)之生物圈劑量轉換係數，表 8-4為34個核種以瞬時釋出機制所造成的生物圈劑量轉換係數。在後續安全評估量化分析中，則分別針對瞬時釋出與穩定速率釋出等機制進行模擬，即得到2組地質圈釋出至生物圈交界面之結果，再將前述結果與對應之生物圈劑量轉換係數相乘，最後將兩者相加。一般而言，穩定速率釋出是造成最後劑量的主要貢獻機制，此係因瞬時釋出雖造成具瞬釋分率核種以一定分率之釋出，並以脈衝(pulse)方式傳輸至障壁中，但在障壁中將會遲滯該脈衝之效應，且瞬時釋出之生物圈劑量轉換係數較穩定速率釋出低；以較重要之瞬時釋出核種為例，如Cl-36，其瞬時釋出之生物圈劑量轉換係數為8.72×10^{-16} Sv/Bq，而穩定速率釋出之生物圈劑

量轉換係數為3.70×10^{-13} Sv/Bq，上述2項原因令穩定速率釋出機制為最終劑量之主要貢獻者。

10.3.1. 腐蝕情節之案例分析結果

第9.2.1節中已針對在腐蝕情節，考量地下水流場及地下水組成等重要因子，選定腐蝕情節之基本案例與變異案例，表 9-1為各分析案例選定彙整表，本節依據第10.1.1節之腐蝕情節安全評估模式鏈，說明各分析案例之結果。惟現階段之水文地質模式之邊界條件僅採用現今的海平面高度進行穩態流場分析結果，尚未考慮氣候演化下海平面變遷所造成的影響。

Case A1為腐蝕情節基本案例，Case A2至Case A6為變異案例，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；由表 10-2為以裂隙岩體水文地質模型之參數條件，探討對廢棄物罐失效時間之影響，評估廢棄物罐之失效時間皆可大於100萬年尺度，此意謂廢棄物罐的工程設計，可確保符合廢棄物罐圍阻安全功能。Case A2至Case A5為使用與Case A1基本案例相同的裂隙分布，僅改變岩體內部分結構之水力傳導係數或水力梯度。由Case A2至Case A4之結果可見，當岩體深部及岩脈之水力傳導係數降低時，將影響地下水流場，岩體內部分結構因降低水力傳導係數而變為較不透水時，處置孔周圍之地下水流量將增強，廢棄物罐失效時間也將隨之變短。Case A5為假設離島結晶岩測試區受其他區域之局部流場影響，在北北西-南南東方向增加1%之水力梯度。由結果可見，增加區域性水力梯度同樣影響地下水流場，導致處置孔周圍流場增強，稍微加速廢棄物罐之失效時間。由表中所臚列使用年限最短的5個廢棄物罐資料來看，各案例受裂隙截切之處置孔編號變異不大，可推論與處置孔存在裂隙與否是其主要因子，此可由工程設計與建立處置孔排除標準，來強化安全評估。Case A6為探討DFN的不同實現值，分別設定為Case A6-1與Case A6-2，此2個案例採用相同邊界條件，但重新產生2組不同裂隙網路分布之水文地質模型，由地下水流率最高之5個處置孔編號及地下水流率結果可見，離散裂隙網路模型每次運算結果皆有相當大之差異，需

透過精確地實地驗證確認水流模型運算之結果，才能確保水流模型具有現地代表性及安全評估後續分析之意義。

Case A7為探討全球暖化造成海平面上升對處置設施之影響，經第9.2.1.3.7節之討論，全球暖化之變化主要將影響地表面上的系統，並未對地下深層地質處置之處置設施帶來直接影響，對於極端情況之全球暖化案例，將於第11.1節中以干擾情節進行討論。

變異案例Case A8為參考臺灣及其他國家場址區域之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，HS^-濃度取自表 9-7所示之瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍；表 10-3為計算使用年限最短的5個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間及使用年限，由計算結果顯示，以瑞典Forsmark場址的最大HS^-濃度分析，廢棄物罐約於1.49×10^6年喪失對腐蝕之圍阻安全。

Case A9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，地下水流率特性取自表 9-8所示之瑞典Forsmark場址計算所得之處置孔周邊等效初始通量之分布範圍；表 10-4為計算使用年限最短的5個廢棄物罐的侵蝕時間、腐蝕時間及使用年限，由計算結果顯示，以瑞典Forsmark場址的最大處置孔周邊等效初始通量分析，廢棄物罐約於2.99×10^6年喪失對腐蝕之圍阻安全。

10.3.2. 剪力情節之案例分析結果

第9.2.2節中已考量地震造成剪力效應，亦將對工程障壁及遠場裂隙條件造成影響，選定剪力情節之基本案例與變異案例，表 9-9為各分析案例選定彙整表，本節依據第10.1.2節剪力情節安全評估模式鏈，說明各分析案例之結果。惟現階段之水文地質模式之邊界條件僅採用現今的海平面高度進行穩態流場分析結果，尚未考慮氣候演化下海平面變遷所造成的影響。

廢棄物罐處置及其受剪力破壞如圖 10-12之示意圖，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

震規模(M_w)為7.5範圍，根據第10.2.2節評估結果，2,505罐之廢棄物罐在100萬年間的失效機率為3.5×10^{-8} 罐/yr(如圖 10-8)。

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，在第9.2.2節的剪力基本案例選定下，廢棄物罐考慮了3個失效時間並據以計算出失效機率：(1)Case B1-1：假定於封閉後1年至1,000年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.56×10^{-5}，且假定地震發生時間為封閉後第1年，此案例設定屬於早期失效；(2)Case B1-2：假定於封閉後1,001年至10萬年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.52×10^{-3}，且假定地震發生時間為封閉後第1,001年，此案例設定屬於中期失效；以及(3) Case B1-3：假定於封閉後100,001年至100萬年間發生1次地震，造成廢棄物罐累積失效機率為3.20×10^{-2}，且假定地震發生時間為封閉後第100,001年，此案例設定屬於晚期失效。

於此情節中，採用了第10.2.2節之廢棄物罐失效機率以及前述各案例之評估期間，計算各案例中因剪力作用造成之廢棄物罐累積失效機率，以評估各案例之核種釋出率；各案例之累積廢棄物罐失效機率為時間與機率之積分。

一旦廢棄物罐失效，在核種傳輸計算中，模擬一個廢棄物罐失效，完成計算後，再將核種釋出率與前述之累積廢棄物罐失效機率相乘。於此情節中，因考慮了廢棄物罐失效機率、地震頻率及評估時間，因此，剪力情節為機率式評估。

另現階段為技術可行性評估階段，建立剪力情節核種傳輸分析時，考量目前技術發展水準與根據瑞典經驗(SKB, 2011, p693)，將進行下列假設：

(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，該假設為基於水進入廢棄物罐的保守評估結果(SKB, 2010g, p135)；之後，廢棄物罐則對核種傳輸無任何遲滯能力。

(2) 剪力位移將不致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；如瑞典SKB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，亦將造成緩衝材料厚度減少10 cm(SKB, 2011, p464)。

(3) 假設地震對岩體裂隙影響不大，因此，放射性核種於地質圈中的遲滯行為假設不變；遠場水流模型採用DarcyTools程式建立離散裂隙網路模式及連續孔隙介質模式，求得各個處置孔之水流特性，為求保守，遠場遲滯效應選用水流模型中遲滯效應最低的1條路徑，遠場裂隙路徑參數如表 10-5。

(4) 放射性核種自用過核子燃料釋出，將區分瞬時釋出與連續釋出之2種機制，採用Goldsim軟體模擬該2種釋出機制，經工程障壁、地質圈之傳輸與遲滯作用，並計算至遠場與生物圈交介面的核種釋出率，最後與生物圈劑量轉換係數進行乘積計算，可完成對關鍵群體之年有效劑量計算。有關生物圈劑量轉換係數，係採用第8.2.4節所評估的穩定速率釋出及瞬時釋出之數據，如表 8-3與表8-4所示。

於此情節中，因連續導水通道需耗費100年才形成，因此，在此計算中延遲時間設定為100年。當連續導水通道形成，用過核子燃料中瞬時核種釋出之核種存量，溶解於廢棄物罐中的水，如果達到溶解度限值，水中核種濃度則不再上升，而溶於水中之核種將透過擴散方式離開廢棄物罐。另一方面，鑲嵌於燃料中之核種，則透過燃料溶解機制釋出，而此機制也受到溶解度限值之限制。當核種以擴散方式經過緩衝材料時，將被緩衝材料吸附，此機制也決定核種通過緩衝材料的時間。核種於母岩中傳輸及分配係數將決定傳輸至生物圈的時間，如同緩衝材料，核種的半衰期決定其傳遞至生物圈的劑量。於生物圈中，核種的放射毒性及其於生物圈釋出之位置決定輻射劑量，此2種因子皆包含於生物圈轉換因子中；其中生物圈概念模型均同時考慮5個核種可能釋出至地質圈與生物圈之交界面，包含井水、河流、河流沉積物、近海海洋及近海沉積物，如圖 8-8所示。

一般而言，有相對高的瞬釋分率之核種往往容易溶於水，並於緩衝材料及母岩中移動，如

表 7-3所示，I-129於廢棄物罐失效後，約有2.9%會瞬時釋出，而碘具有非常高的溶解率，且其不被緩衝材料及母岩吸附，因此，容易於多重障壁中移動。另一方面，鈽完全鑲嵌於燃料基質中，其具有低的溶解度並容易被緩衝材料及母岩吸附，鈾、釷及鎪也與鈽有相同的性質。

圖 10-13為剪力情節Case B1-1：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^{-5}，年有效劑量的峰值為4.56×10^{-7} μSv/yr，劑量主要為由Cl-36及I-129貢獻，此2核種皆不易被障壁所遲滯。圖 10-14為Case B1-2：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^{-3}，年有效劑量的峰值為4.51×10^{-5} μSv/yr，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10-15與圖 10-16為Case B1-3：分別為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^{-2}，近場年有效劑量的峰值為6.38×10^{-2} μSv/yr，遠場年有效劑量的峰值為3.64×10^{-4} μSv/yr；劑量於近場主要為Ra-226所貢獻，於遠場則主要為由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對緩衝材料分配係數較高，較易被遲滯於近場緩衝材料中；因此，傳輸至地質圈之Ra-226大部分來自近場，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附，且其半衰期長達1.57×10^{7}年；因此，其於近場及遠場之釋出率在安全評估時間尺度內不易表現出其差異；而同樣地，Cl-36亦有相同之情況，使這2種核種於遠場有較高之劑量釋出。遠場之遲滯效應可以流動傳輸阻抗描述，該數值為DarcyTools程式輸出，可以下列公式計算：

$$F_r = \frac{2WL}{Q} \quad (10\text{-}4)$$

其中，

F_r=流動傳輸阻抗，[L/T]。

W=裂隙孔徑寬，假設為1 m，[L]。

L=裂隙長度，為675 m，[L]。

Q=遠場流率，為1.52×10^{-3} m^3/yr，$[L^3/T]$。

利用上述公式，求得之F_r為8.88×10^{5} yr/m。

此傳輸路徑之流動傳輸阻抗為所有具水流傳輸路徑中最低的，因此，可保守評估核種之釋出；將近場與遠場之最高總年有效劑量相比，2者約相差180倍，因年有效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。

圖 10-17為整合3個基本案例在100萬年間之年有效劑量，3個基本案例之年有效劑量峰值，依序分別為：4.56×10^{-7} μSv/yr、4.51×10^{-5} μSv/yr與3.64×10^{-4} μSv/yr，而年有效劑量峰值總和為4.08×10^{-4} μSv/yr。

當廢棄物罐被地震產生之剪力破壞後，且同時考慮極為悲觀情況，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 B2-1至Case B2-3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9.15×10^{-3} m^3/yr。

圖 10-18為剪力情節中，結合緩衝材料平流條件之變異案例，廢棄物罐於早、中、晚期失效，3個案例在100萬年間之年有效劑量峰值，依序分別為：6.17×10^{-6} μSv/yr、6.09×10^{-4} μSv/yr與4.73×10^{-3} μSv/yr，而於100萬年間之年有效劑量峰值總和為5.34×10^{-3} 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，最高年有效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作用降低，並假設緩衝材料流失，圖 10-19為剪力情節中，探討母岩傳輸流率改變之變異案例，廢棄物罐於早、中、晚期失效，3個案例在100萬年間之年有效劑量峰值，依序分別為：2.39×10^{-3} μSv/yr、2.37×10^{-1} μSv/yr與1.87 μSv/yr，而於100萬年間之年有效劑量峰值總和為2.10 μSv/yr，因流率上升，使障壁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 10-20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有效劑量，其中以遠場流率增加10倍案例之峰值年有效劑量最高。由此結果可知，母岩裂隙中水流速率對劑量評估具有很大的影響。

圖 10-21為將廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數(3.56×10^{-2})帶入基本案例中早期、中期及晚期失效案例。於3個時期的案例結果中，造成峰值劑量的核種皆為I-129及Cl-36，因此峰值劑量皆差異不大。

表 10-2：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失效時間之影響

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

表 10-3：採用瑞典Forsmark場址之HS^-濃度範圍進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析

處置孔編號	流率 (m^3/yr)	緩衝材料侵蝕時間(yr)	廢棄物罐腐蝕時間(yr)	失效時間 (yr)
HS^-濃度最大值：1.2×10^{-4} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	1.33×10^{6}	1.49×10^{6}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.73×10^{6}	1.91×10^{6}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.83×10^{6}	2.02×10^{6}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	2.06×10^{6}	2.26×10^{6}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	2.25×10^{6}	2.45×10^{6}
HS^-濃度平均值：5.0×10^{-6} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	3.19×10^{7}	3.20×10^{7}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	4.16×10^{7}	4.18×10^{7}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	4.40×10^{7}	4.42×10^{7}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	4.95×10^{7}	4.97×10^{7}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	5.40×10^{7}	5.42×10^{7}
HS^-濃度最小值：1.2×10^{-7} mol/L				
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	1.33×10^{9}	1.33×10^{9}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.73×10^{9}	1.73×10^{9}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.83×10^{9}	1.83×10^{9}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	2.06×10^{9}	2.06×10^{9}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	2.25×10^{9}	2.25×10^{9}

表 10-4：採用瑞典Forsmark場址之最大處置孔周邊Darcy流速進行廢棄物罐受腐蝕作用之分析

流率(m^3/yr)	緩衝材料侵蝕時間(yr)	廢棄物罐腐蝕時間(yr)	失效時間 (yr)
Case 9：Forsmark場址之最大處置孔周圍流率			
1.66×10^{-1}	2.49×10^{4}	2.97×10^{6}	2.99×10^{6}
1.44×10^{-1}	1.89×10^{4}	3.14×10^{6}	3.16×10^{6}
8.40×10^{-2}	2.30×10^{4}	4.21×10^{6}	4.24×10^{6}
2.60×10^{-2}	5.80×10^{4}	1.36×10^{7}	1.36×10^{7}

表 10-5：遠場裂隙路徑參數

路徑名稱	等效流率 (m^3/yr)	路徑長 (m)	遠場流率 (m^3/yr)	裂隙孔徑 (m)
DH-121	2.25×10^{-5}	675	1.52×10^{-3}	1.39×10^{-3}

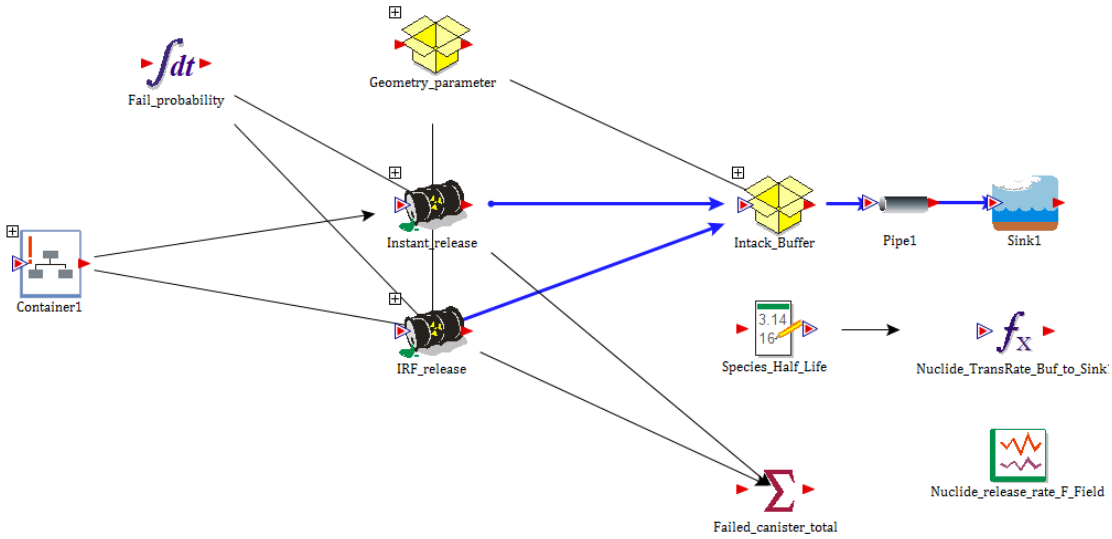


圖 10-9：GoldSim軟體建立模組關係圖

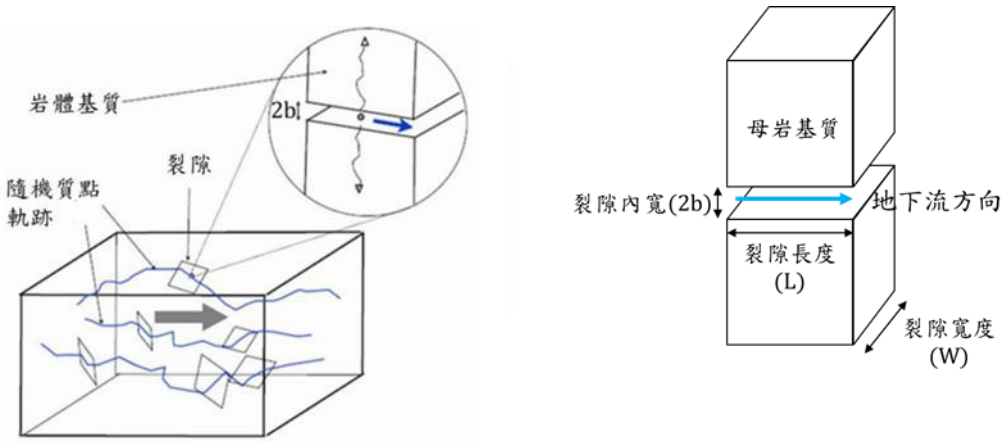


圖 10-10：(左)裂隙網路之質點傳輸示意；(右)模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意

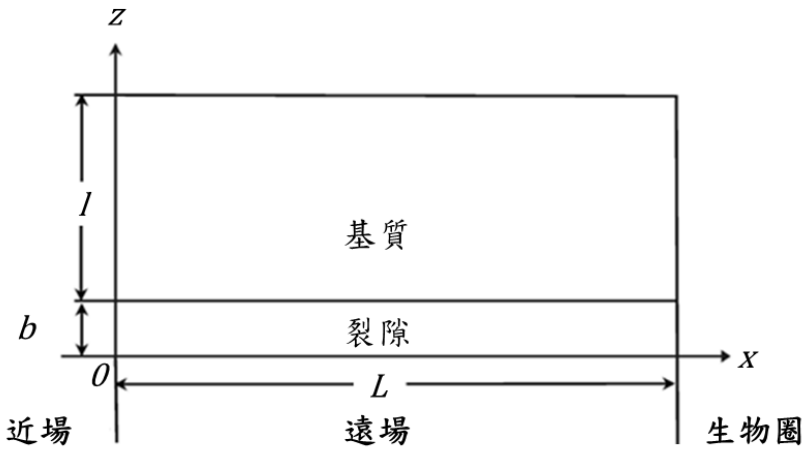


圖 10-11：模擬核種於裂隙傳輸區域之幾何結構概念示意

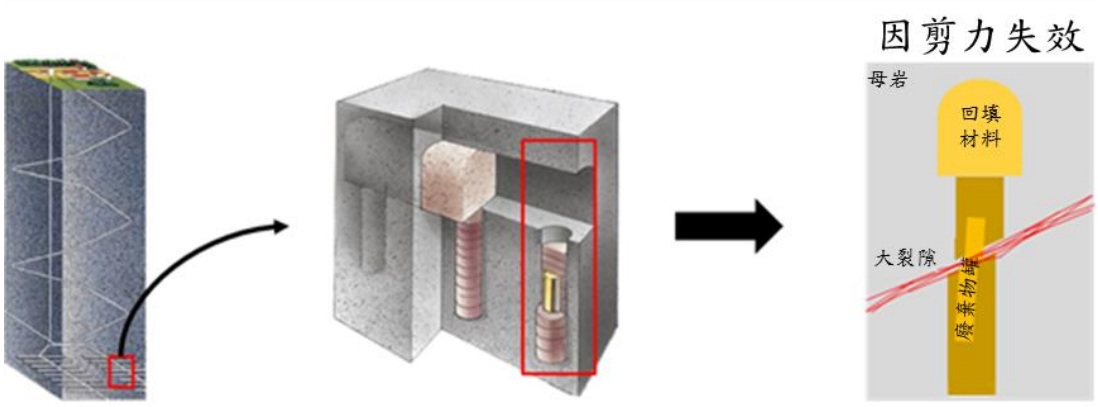


圖 10-12：廢棄物罐處置及其受剪力破壞之示意圖

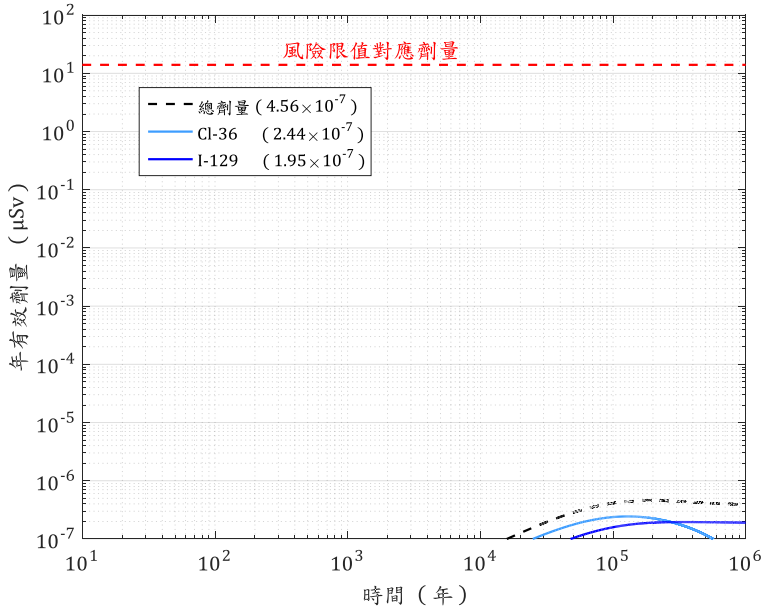


圖 10-13：剪力情節基本案例於早期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

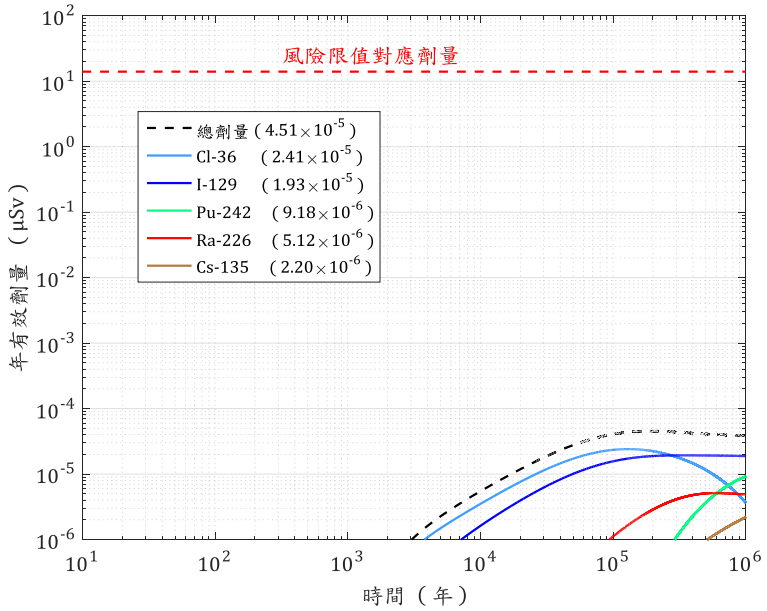


圖 10-14：剪力情節基本案例於中期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

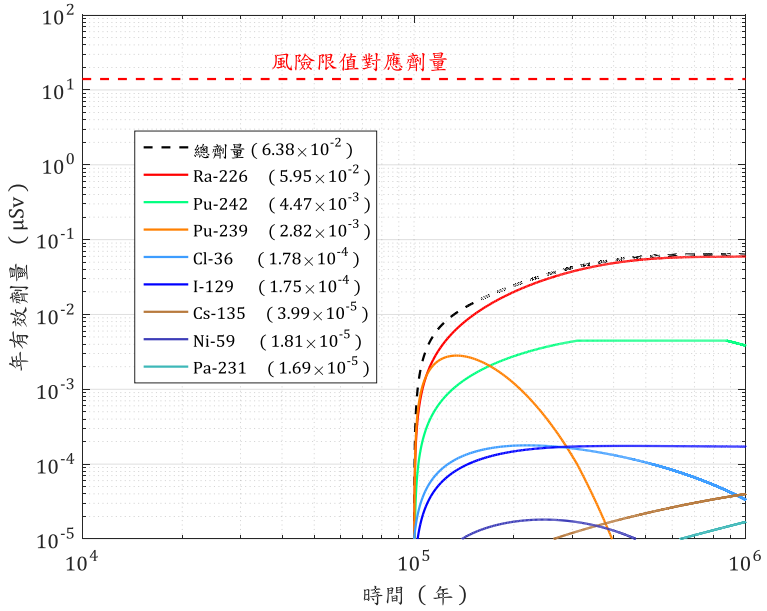


圖 10-15：剪力情節基本案例於晚期失效之近場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

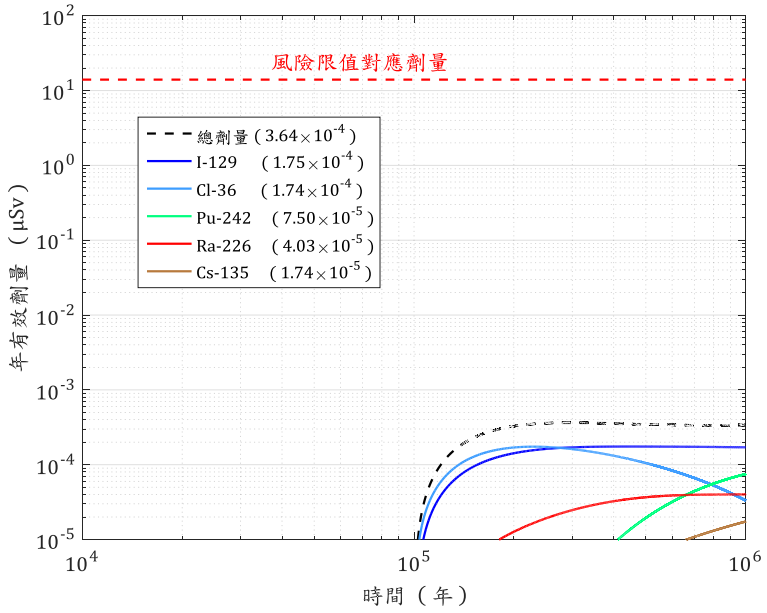


圖 10-16：剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

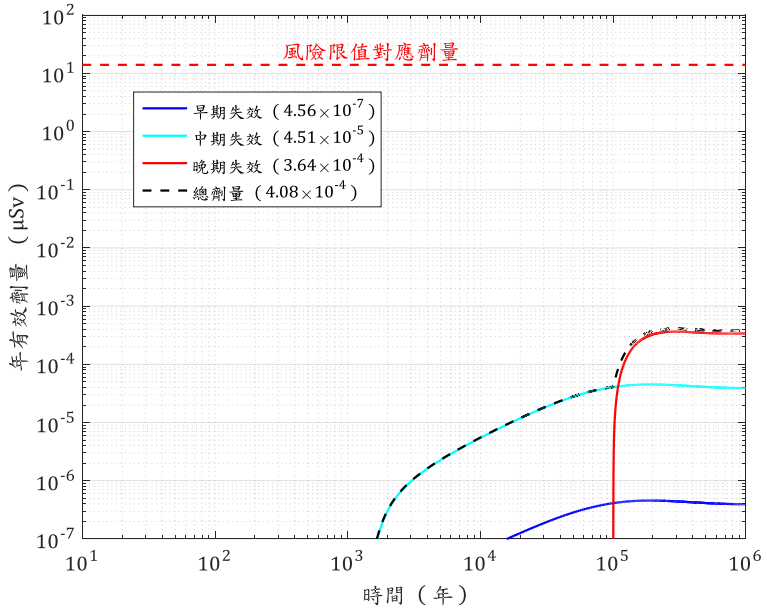


圖 10-17：剪力情節基本案例，廢棄物罐失效之總和年有效劑量

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

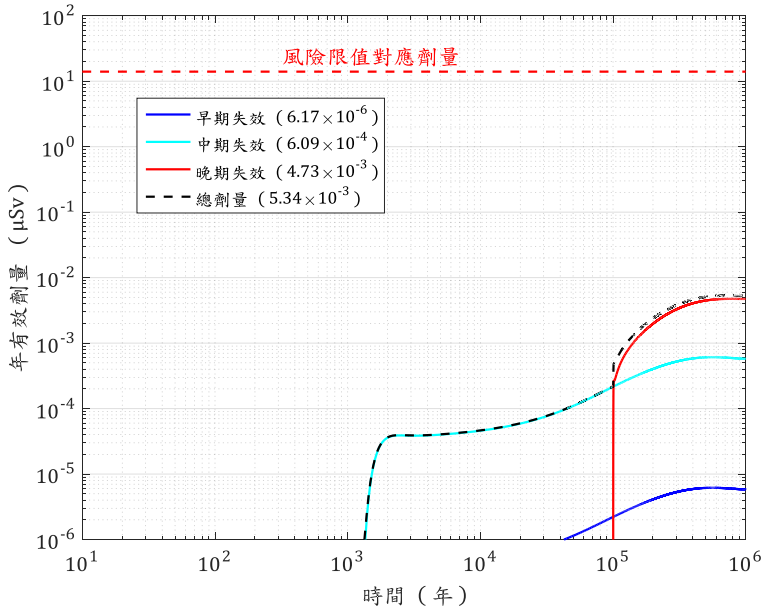


圖 10-18：剪力情節中結合緩衝材料平流條件之變異案例

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

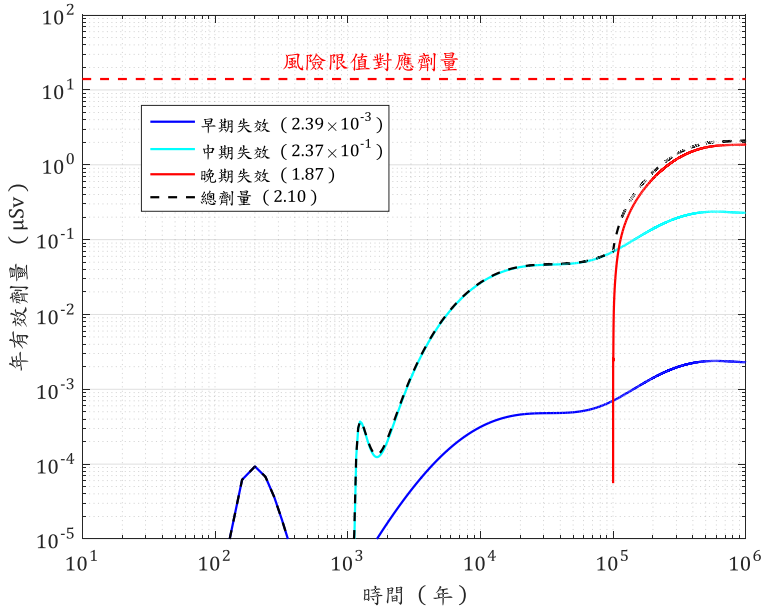


圖 10-19：剪力情節中探討母岩傳輸流率改變之變異案例

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

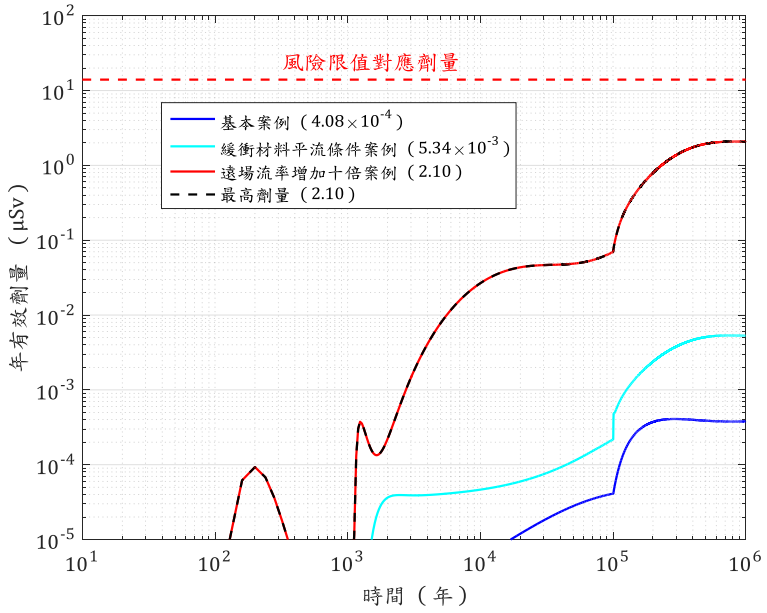


圖 10-20：剪力情節基本案例與變異案例之總和年有效劑量

註：圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

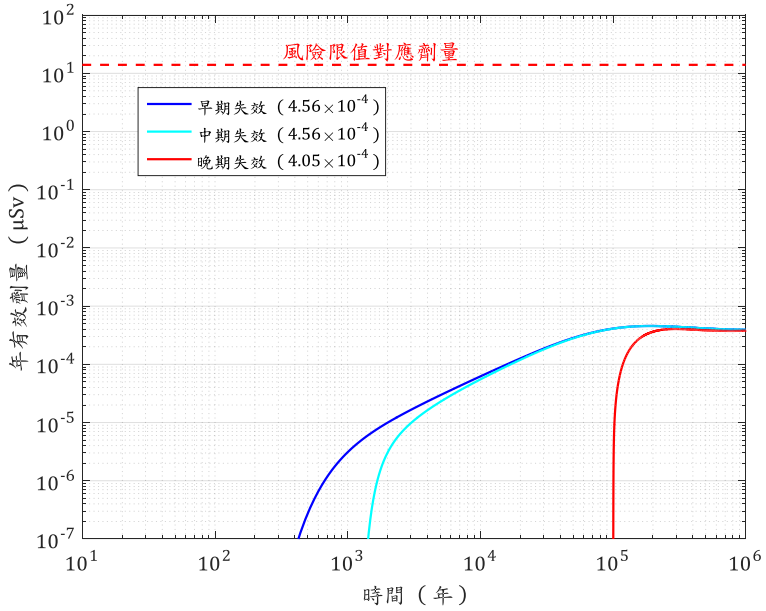


圖 10-21：剪力情節基本案例以相同處置場廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數計算之年有效劑量

註：廢棄物罐於100萬年期間之失效期望數為3.56×10^{-2}，圖例括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

11. 干擾情節發展與量化分析

本章依據第9.3節所選定之干擾情節各項案例，說明案例假設條件之發展，以及進行安全評估之量化計算；第11.1節為考量氣候相關議題所選定的極端全球暖化案例，第11.2節考量大規模地質作用議題所選定的極端地震頻率案例，第11.3節為考量未來人類活動所發展的FHA管理方法論及所推論的代表性案例。

11.1. 極端全球暖化案例

依據IPCC之推論，海平面在RCP8.5情境下，依照格陵蘭的冰層體積估算，海平面可能上升7 m，整個過程時間需要超過1,000年。為了涵蓋安全評估的不確定性，我們亦探討在極為不合理、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，皆同時因暖化現象而完全溶解，造成海平面上升數十公尺的情形，作為極端全球暖化案例定量討論之假設。

Hansen and Sato(2012, p2-4)研究指出氣候系統在新生代(Cainozoic)時期曾經經歷相當大的變動，其中可能包含溫室氣體影響氣候相關訊息，因此對於新生代的了解有助於評估人類排放溫室氣體對於氣候干預所造成的危險程度。考量地球能量收支平衡，CO_2的變化是造成新生代氣候變化的主因，在約5萬年至6萬年前，印度板塊以每年約20 cm的速度向北推擠歐亞板塊，印度板塊在快速橫越古地中海時，海洋板塊中豐富的CO_2被大量的釋出至大氣中，因此，當時大氣中的CO_2濃度高達1,000 ppm，嚴重的溫室效應下造就了當時溫暖的氣候環境，因此，地球在新生代時期相當的溫暖，而南、北極在新生代早期甚至出現近似熱帶的狀態。在當時的地球上並沒有大型冰層的存在，海平面比現今高了75 m。

在本案例中，假設離島結晶岩測試區在海平面上升數十公尺後，離島結晶岩測試區僅露出原有海拔約250 m左右之山頭，島嶼面積大幅度縮小，地表處置設施完全浸泡於海水中。由於土地面積狹小，居民難以居住，形成無人島狀態，不會有當地居民於此地耕作、鑿井飲

用與淡水漁撈等，故排除經由井水與湖庫水之淡水漁撈與農耕途徑；實際上，由於島嶼面積大幅度縮小，因此，假設將不會有足夠的土地面積進行農耕及淡水漁撈作業，此時期關鍵群體僅剩下海洋漁撈，如圖 11-1所示。

至於生物圈系統於全球暖化期間演化，現階段將暫時採取與瑞典SKB類似方式來處理(SKB, 2011, p547)，即假設氣候狀態與人類飲食條件皆與封閉後及當代環境條件相似時期相似，並以延長封閉後及當代環境條件相似時期5萬年時間，做為極端全球暖化案例之評估時程。表 11-2為極端全球暖化案例中，核種以穩定速率釋出或瞬時釋出之條件所得到的BDCFs，由於僅剩海洋漁撈作為曝露途徑，致使整體BDCFs值急遽下降，此與參考演化封閉後及當代環境條件相似時期之BDCFs相差約3個至7個數量級，使得安全評估期間，關鍵群體所受到之最高年有效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。

本案例為執行定量分析，假設全球暖化發生極快，在完成廢棄物罐安置與處置隧道回填後馬上發生。另亦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設施，造成處置設施所在區域的地下水產生鹽化效應。地下水各離子濃度則以SNFD2017參考案例表二(如表 1-2)之表面海水各離子濃度來替代，即假設初始地下水數據即為SNFD2017參考案例表二之表面海水數據；另現階段也不考慮任何含氧條件變化(深層海水含氧量極低)，以及地下水可能之演化過程。

此時，因入侵處置孔之地下水(海水)鹽度較高，會存在較多硫與氯等離子，同時假定所有離子會與廢棄物罐銅殼發生腐蝕作用(實際上，離子間可能交互作用，並且對於腐蝕作用產生競爭之效果)，使得廢棄物罐銅殼的腐蝕速率上升。由SNFD2017參考案例表二可知，表面海水條件為pH值為8.2，Fe_{tot}為3.16×10^{-8} mol/L，根據瑞典SKB

腐蝕評估經驗公式(SKB, 2010n, p20)，此公式為化學反應式$HS^- + Fe^{2+} = FeS(s) + H^+$之化學平衡式，公式如下：

$$[HS^-] = \frac{K \cdot [H^+]}{[Fe^{2+}]} \quad (11\text{-}1)$$

其中，

$[HS^-]$=硫化物(硫化氫離子)濃度，[mol/L]；

K=化學平衡常數，此處為1×10^{-3}；

$[H^+]$=氫離子濃度，[mol/L]；

$[Fe^{2+}]$=亞鐵離子濃度，[mol/L]。

經評估後，可得HS^-為2.00×10^{-4} mol/L。假設地下水流條件不變，不考慮海水面上升後可能造成的影響，採用與第10.3.1節計算腐蝕情節之相關數據(如表 10-3)，分析硫化物對廢棄物罐失效之影響。綜合上述假設參數進行計算，根據此HS^-濃度推測廢棄物罐腐蝕失效之評估結果如表 11-1所示，僅有編號DH-631處置孔會在處置後約在96萬年後發生廢棄物罐失效，而其餘可能因腐蝕失效時間皆大於100萬年，放射性核種之放射毒性已低於天然鈾礦。

最後，藉由GoldSim評估，全球暖化海平面上升數十公尺，地下水因海水入侵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，關鍵群體受到的年有效劑量趨勢如圖 11-2所示，其中最高年有效劑量約為8.76×10^{-6} μSv/yr，約在100萬年時發生，主要由Cl-36與I-129所貢獻，此結果因為Cl及I之K_d值皆為0，受處置岩體吸附而遲滯的效應很小，且Cl-36及I-129之核種半衰期皆非常長，造成放射活度衰減的比例很小；而Ra-226及其母核受到岩體吸附影響，對劑量之貢獻小於Cl-36及I-129。

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封閉後與當代

環境條件相似階段之情形，故仍需考量封閉後與當代環境條件相似階段之生物圈劑量轉換係數。年有效劑量結果如圖 11-3，由結果可見，封閉後與當代環境條件相似階段的劑量釋出結果趨勢與全球暖化的劑量結果趨勢相似，其最高之年有效劑量為5.55×10^{-3} μSv/yr，同樣發生於封閉後100萬年，劑量約為極端全球暖化時期之633倍。主要的劑量貢獻同樣為Cl-36與I-129，但可以發現，當採用封閉後與當代環境條件相似階段之生物圈劑量轉換係數時，造成劑量最高的核種由Cl-36變為I-129，其原因為I-129在全球暖化期穩定速率釋出之BDCFs為1.2×10^{-14} Sv/Bq，而Cl-36在全球暖化期穩定速率釋出之BDCFs為2.4×10^{-15} Sv/Bq，I-129與Cl-36穩定速率釋出之BDCFs比值為5，而在未乘上BDCFs前，封閉後100萬年之核種釋出活度濃度為Cl-36高於I-129，約高出25倍，故在全球暖化狀態之核種劑量釋出趨勢為Cl-36高於I-129；而當在封閉後與當代環境條件相似階段狀態時，I-129穩定速率釋出之BDCF為1.7×10^{-11} Sv/Bq，而Cl-36在穩定速率釋出之BDCFs為3.7×10^{-13} Sv/Bq，I-129與Cl-36穩定速率釋出之BDCFs比值約為46，故造成I-129之釋出劑量高於Cl-36。

表 11-1：全球暖化案例廢棄物罐失效推估

處置孔編號	流率(m^3/yr)	侵蝕時間(yr)	腐蝕時間(yr)	失效時間(yr)
DH-631	1.19×10^{-2}	1.61×10^{5}	7.97×10^{5}	9.58×10^{5}
DH-121	9.15×10^{-3}	1.79×10^{5}	1.04×10^{6}	1.22×10^{6}
DH-2712	8.65×10^{-3}	1.85×10^{5}	1.10×10^{6}	1.29×10^{6}
DH-2594	7.69×10^{-3}	2.01×10^{5}	1.24×10^{6}	1.44×10^{6}
DH-1433	7.05×10^{-3}	1.99×10^{5}	1.35×10^{6}	1.55×10^{6}

表 11-2：全球暖化案例之之生物圈劑量轉換係數

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

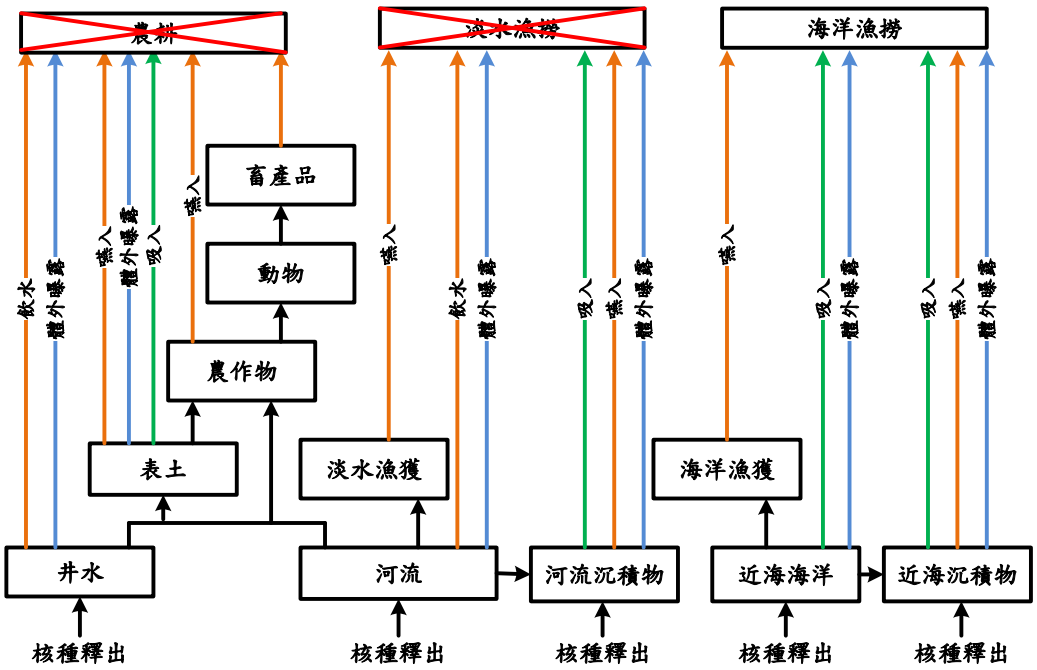


圖 11-1：極端全球暖化案例之關鍵群體曝露途徑

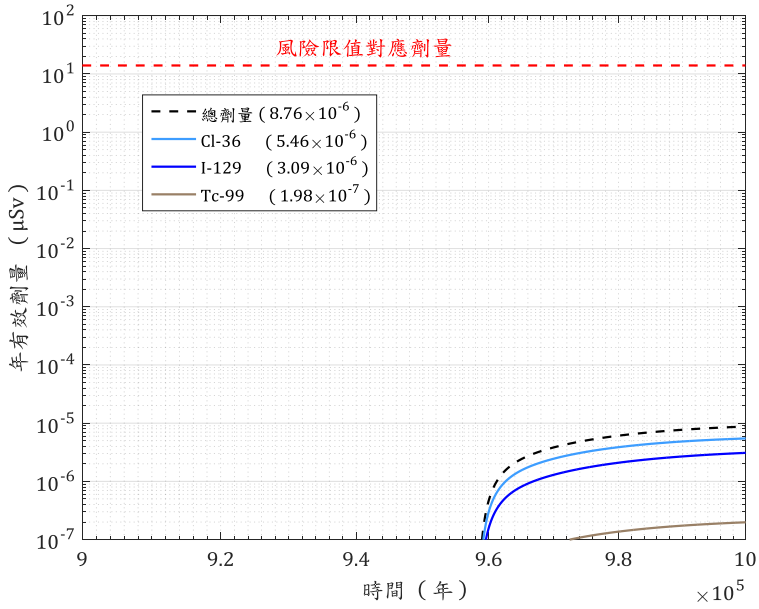


圖 11-2：極端全球暖化案例使用全球暖化BDCFs之年有效劑量結果

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

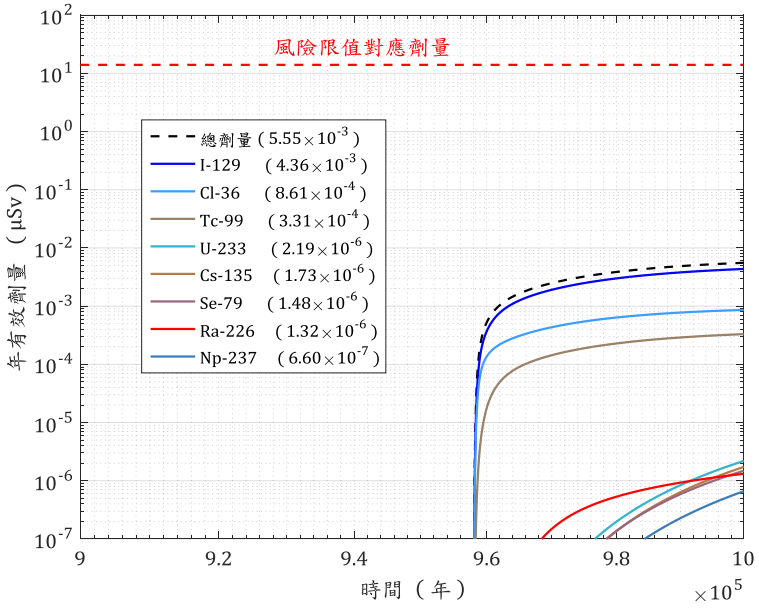


圖 11-3：極端全球暖化案例使用封閉後與當代環境條件相似階段BDCFs之年有效劑量結果

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

11.2. 極端地震頻率案例

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，而太武山斷層活動年代可能超過於6,000萬年前；惟這裡仍利用地震觀測資料，進行極端地震頻率之假設與分析。

離島結晶岩測試區之地震發生頻率評估，採用截切指數模式進行分析。利用長期觀測的地震規模與數量之關係，並以最小平方法進行回歸建立Gutenberg-Richter (G-R)的指數關係(Gutenberg and Richter, 1944, p186)如式(11-2)，除以時間則可得到地震發生頻率。

$$\log_{10} N(m) = a - bM \qquad (11\text{-}2)$$

其中M為地震規模；N(m)為大於地震規模M的地震數目；a值為一量測特定區域於特定期間之總地震活動率；b值為地震規模與活動率之相關性，一般接近1。

地震目錄選取結果如圖 11-4，G-R關係計算詳見表 11-3，詳細地震統計過程則如SNFD2017技術支援報告(2)之說明。參考瑞典SKB地震發生頻率評估之方法(SKB, 2011, p466)，將地震發生頻率進行尺度正規化，成為圓心半徑5 km的地震發生頻率。

依據SNFD2017參考案例之地質模型，離島結晶岩測試區僅有太武山斷層，而地震通常僅沿著既有斷層面發生。因此，假設處置設施半徑5 km內之地震皆發生於太武山斷層，且地震發生機率與時間獨立，則太武山斷層發生規模大於5之地震頻率為$2.2 \times 10^{-5}\,\mathrm{yr}^{-1}$，在未來100萬年會發生22次地震。

本節所使用多次地震導致廢棄物罐失效之計算流程跟第8.5.5節的單次地震雷同。根據200次模擬結果，廢棄物罐之年失效機率如圖11-5，100萬年期間廢棄物罐失效期望數為3.95罐。

在核種傳輸計算方面，根據上述評估結果，廢棄物罐將於每一時間區間之第一年失效，圖 11-6為假想離島結晶岩測試區極端地震頻

率案例之劑量評估，早期之釋出劑量主要為I-129、Cl-36及C-14核種所貢獻，皆為瞬時外釋核種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2.5萬年後Ra-226之劑量貢獻開始出現；於晚期即由I-129、Cl-36及Ra-226主導，最大年有效劑量發生在100萬年，最大年有效劑量為2.66×10^{-2} μSv/yr；於早期地震事件中，因存在於廢棄物罐中之短半衰期核種尚未有足夠的時間衰減，瞬時釋出核種將於廢棄物罐失效時，瞬時溶解於水中，以擴散及平流方式分別經過緩衝材料及母岩基質中裂隙。因此，短半衰期之瞬時釋出核種於早期地震事件中較重要，如C-14、Cl-36及I-129；就中期而言，Ra-226之母核Th-230被遲滯於緩衝材料中，並產生Ra-226，使Ra-226之劑量貢獻值逐漸上升；晚期之釋出劑量則主要由I-129、Cl-36及生成的Ra-226所貢獻。

表 11-3：G-R關係式分析結果

G-R 關係式	半徑 (km)	最小地震規模	地震發生頻率(M≥5.0)
$log_{10}N(m) = 5.033 - 0.7461M$	200	3.5	0.0340

資料來源：Gutenberg and Richter(1944, p186)

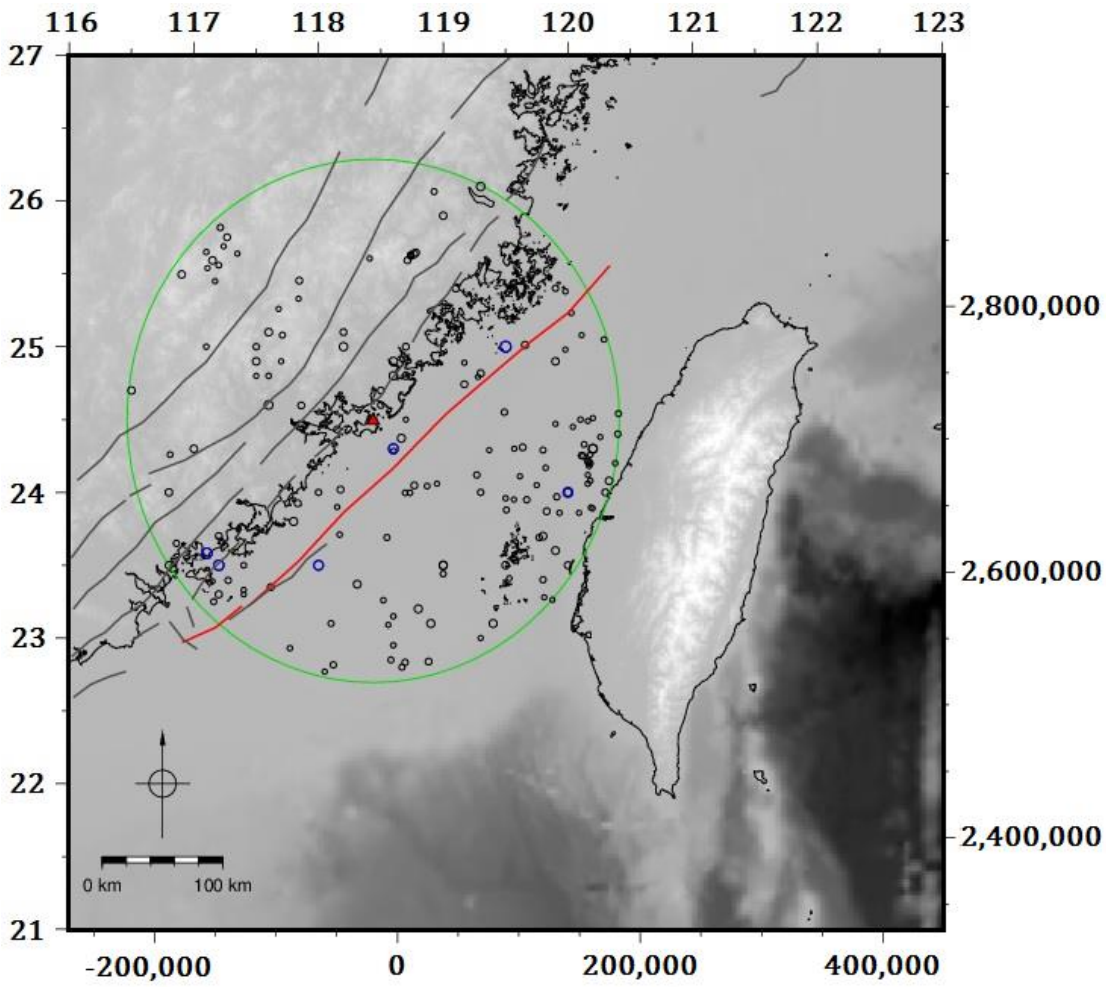


圖 11-4：由1445年至2015年，以離島結晶岩測試區為中心，半徑200 km(綠線)、規模3.5以上之地震選取範圍

註：左與上座標為經緯度；右與下座標為二度分帶。圖中紅線為濱海斷裂帶。

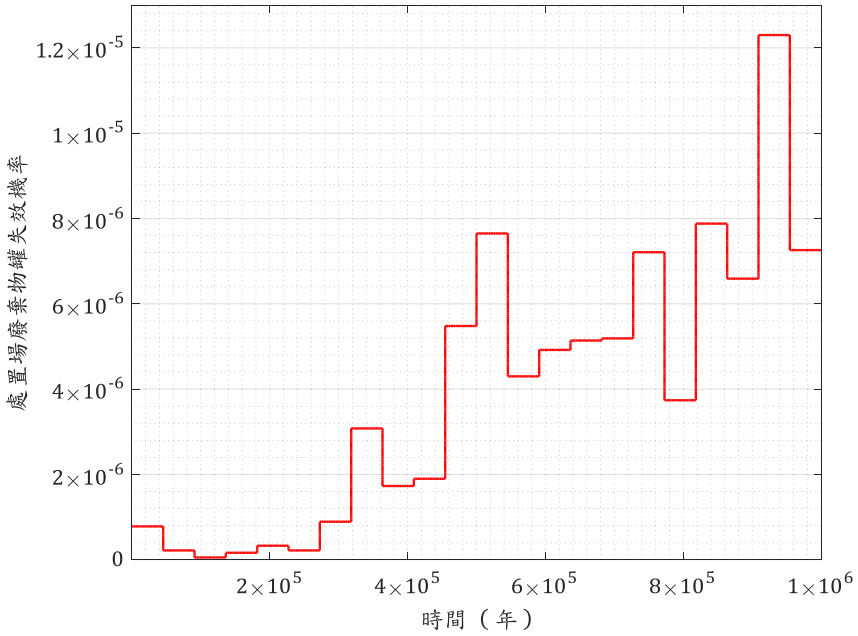


圖 11-5：極端地震頻率案例引致之處置場廢棄物罐失效機率

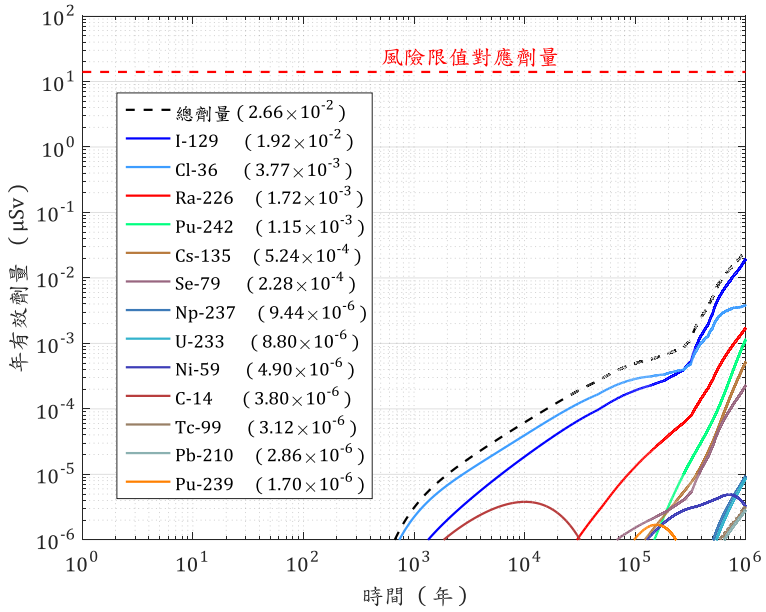


圖 11-6：極端地震頻率案例之年有效劑量評估結果

註：圖例依照年有效劑量高低排列，括號內為年有效劑量的峰值(μSv)

11.3. 未來人類活動

為減少人類不經意的侵入而受到用過核子燃料輻射曝露的可能性，ICRP建議(ICRP, 2000, p24)在處置設施設置與設計時，需應用下列措施：

(1) 處置設施不能位於天然資源開採所在位置。

(2) 處置設施深度選擇，須充分大於供水深度或大部分地下設施。

(3) 處置設施運轉之後，將封閉使人員難以進入。

(4) 採取可行設施，在合理程度下去維持處置設施監管與資訊。

在監管期間，人類活動可能會干擾或阻礙處置設施的監控時，這些人類活動也必須受到限制或約束。處置設施可能會持續進行安全管制、保存持續紀錄的資料等。然而，在最終處置設施中，尤其在監管期後，仍難以完全避免未來人類入侵；因此，國際間一致認為在處置設施設計與安全評估中，必須考慮未來人類活動(future human action, FHA) (NEA, 1995, p18; ICRP, 1999, p16-p17) ，以下簡稱FHA。

11.3.1. 管理FHA的方法

基於普遍接受的原則及考慮放射性廢棄物最終處置對於人類健康與環境保護之影響，在安全評估中，所假設的FHA有以下幾點考量：

(1) FHA在處置設施封閉後才發生的，

(2) FHA發生位置在處置設施上或附近，

(3) FHA只考慮非刻意的人類活動，

(4) FHA會影響處置設施障壁的安全功能。

為提供全面性可能影響處置設施之人類活動及其背景與目的，參考瑞典SKB方法(SKB, 2010n, p18)採用下列分析步驟：

(1) 技術分析：定義會影響處置設施安全功能之人類活動，並證明這些行為可能會發生。

(2) 社會因素分析：定義情節框架，描述在可行社會背景下，影響深部處置設施安全的未來人類活動。

(3) 選擇代表性案例：綜合技術與社會分析之結果，並選擇1個或多個未來人類活動案例，並說明之。

(4) 選取案例之情節描述與結果分析。

11.3.2. 技術與社會背景

11.3.2.1.技術因子分析

將人類活動分成熱影響(Thermal Impact, T)、水力影響(hydraulic impact, H)、力學影響(Mechanical Impact, M)、化學性影響(Chemical Impact, C)，表 11-4列舉出可能影響處置設施安全之人類活動，其中，在母岩中的施工與鑽孔，對處置設施具有很大的潛在影響。

11.3.2.2.社會因子分析

從社會方面來看，因社會與知識持續的發展，很難去想像非刻意入侵活動。由於安全評估橫跨非常長時間的尺度，即使社會與知識的演進，卻不能排除處置設施與其目的會被遺忘的可能性，也不可能保證處置設施監管可維持很長時間。當社會與技術發展發生突然巨大的改變，資訊可能會遺失且監管可能會中斷。因此，合理假設在社會衰退的情形下，可能會使處置設施的相關資訊遺失，而發生人類無意入侵處置設施。

11.3.3. 選擇代表性案例

根據NEA(1995, p25)的建議，為了避免且也無法對未來進行猜測，在評估未來人類活動的案例時，是以現今的知識與經驗作為未來人類活動評估方法的依據。因此，在選擇未來人類活動代表案例時，不會猜測與描述未來100萬年間，台灣可能的人類活動外部條件之變化，而是將未來人類活動對處置設施所造成的影響，視為干擾案例來評估。在干擾案例中選定情節最嚴重者，以保守方式簡化情節，分析

未來人類活動對處置設施可能造成最嚴重危害程度的影響以及劑量評估。

現行大部分在處置設施位置之人類活動，「鑽探」被認為是唯一直接導致銅殼廢棄物罐被穿透，以及造成處置系統圍阻失效之未來人類活動，同時為非故意且技術上是可能執行。因此，選擇「鑽探導致廢棄物罐穿透失效」作為未來人類活動長期安全評估之代表案例。

11.3.4. 鑽探案例評估

鑽探案例發展係假定所有與處置設施監管相關之法規皆已失效，且不考慮處置設施資訊的保留。同時假定侵入者具有鑽探至相當深度之技術，且具備分析與了解所發現之能力。對於處置設施相關資訊遺失需要一段時間，因此，假定鑽探案例在處置設施封閉300年後才發生。

鑽探案例假定鑽探技術與現今相同，且假設為探勘目的，可鑽探至相當深度而影響到處置設施，進而導致1個廢棄物罐被穿透。當鑽頭到達處置通道，假定鑽探孔被灌入泥漿護壁且鑽探持續進行至某個廢棄物罐被穿透，此時放射性物質將附著於鑽頭上，隨著鑽頭被帶至地表。此時，鑽探人員發現有異常狀況，遂停止鑽探。後續情節發展，保守假設有一家庭遷居於此，生活如農莊方式自給自足。

有關鑽探案例對處置設施整體影響演化分析將探討於第11.3.4.1節；對鑽探人員造成之劑量影響探討於第11.3.4.2節；而對遷居的居住人員造成之劑量影響，則探討於第11.3.4.3節。

11.3.4.1. 鑽探案例對處置設施整體影響演化分析

鑽探案例假設某個廢棄物罐與其上之緩衝材料與回填材料，皆被鑽孔機頭穿透，因此，廢棄物罐、緩衝材料與處置隧道回填材料之圍阻與遲滯特性，皆會受到影響。此外，岩層提供水力與化學條件之能力可能也會受到影響。因此，在鑽探案例中，考慮的安全功能指標有：Can1、Buff1、BF1、R1與R2。假如足夠多的緩衝材料流失，則安全功能指標Buff5也可能受到影響(相關安全功能指標細節可參閱第6.2

節圍阻安全功能與指標)。然而當此情形發生時，其他緩衝材料安全功能將早已受到破壞。

鑽孔時，會使用泥漿護壁防止鑽探井崩塌。故鑽探案例發生時，除了鑽孔區域，其他回填材料與緩衝材料被假設仍維持其安全功能。含有鑽屑之水會被帶至地表並擴散成1個圓形區域。泥漿護壁之鑽探井會留下1個開放的孔洞從被穿透的廢棄物罐到地表。只要護壁的泥漿維持原狀，預期處置通道中的其餘處置孔，將因回填材料與緩衝材料仍維持完整而不直接受到影響。惟鑽探井留下的開放孔洞將會影響該處之地下水文，周遭之化學條件也可能會受到影響。隨著時間推移，護壁的泥漿會慢慢退化，被穿透廢棄物罐上的緩衝材料與回填材料，亦將再度膨脹，而將鑽探井通道再度填滿；因緩衝材料與回填材料之特性，將再度重新建立良好的水力與力學條件，發揮圍阻安全功能，故預期鑽探案例僅會對處置設施造成短期之影響(相對於100萬年安全評估尺度)。然而，因鑽探時穿透廢棄物罐，導致廢棄物罐圍阻失效。故後續將以最保守情節假設，假設放射性核種隨著破掉廢棄物罐中的水流流出，而被居住人員以飲水方式直接攝入，相關評估結果將在第11.3.4.3節探討。

11.3.4.2. 鑽探人員之劑量評估

假設處置設施封閉300年後監管功能喪失，使得人員無意侵入進行鑽探，導致2,505組廢棄物罐中某一組廢棄物罐在鑽探時被穿透。以現在常用的鑽探技術與工具，假定鑽頭的直徑為0.051 m，鑽孔直徑為0.056 m。保守假設BWR每1個燃料組件含有燃料棒數最多為100個，PWR每1個燃料組件含有燃料棒數最多為289個。依據鑽頭圓面積，發生1次鑽探，BWR最多約有20至22個燃料棒被帶至地表，PWR最多約有26至32個燃料棒被帶至地表(表 11-5)。經換算後，保守假設1個廢棄物罐中，約有3%的用過核子燃料會隨著鑽屑被帶至地表，並均勻分布在地面1個圓形的受污染區域，計算方式如式(11-3)。

被帶至地表之用過核子燃料比例 $= \frac{1次鑽探破壞的燃料棒數}{1個廢棄物罐含有總燃料棒數}$	(11-3)

若第t年發生鑽探，在污染土壤中的核種活度將如式(11-4)

$A_{soil}(Bq) = I \times e^{-\lambda t} \times (IRF + 3\%)$	(11-4)

其中I為核種存量(如表 11-7)，IRF為燃料瞬釋分率率 (如表 7-3)，λ為核種衰變係數。

假設污染區域為1圓形區域，半徑為3 m、深度為0.1 m、土壤密度為1,500 kg/m^3(表 11-6)及土壤重量約為W_{soil}=4,241kg，則污染土壤中的核種活度濃度表示為：

$C_{soil} = \frac{A_{soil}}{W_{soil}}$	(11-5)

發生鑽探造成廢棄物罐被穿透後，來自鑽屑、冷卻水與散布在鑽孔周遭的用過核子燃料碎片會對鑽探人員造成體外曝露。污染土壤中核種濃度為C_{soil}，土壤造成體外曝露之劑量轉換係數DCF (Sv/Bq·s·m^{-3})(EPA, 1993, p52)，鑽探人員所受到的劑量計算方式如式(11-6)：

$D(Sv/yr) = C_{soil} \times DCF$	(11-6)

劑量評估結果(如圖 11-7)顯示，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，主要劑量由Am-241核種貢獻。該劑量結果遠小於瑞典SKB在相同案例下鑽探工作人員劑量評估結果(SKB, 2010n, p52)。根據瑞典SKB結果，在該案例中，劑量貢獻最高的核種為Ag-108m。而Ag-108m核種主要存在於反

應爐中的控制棒。現階段控制棒尚未納入我國安全評估考量範圍，因此核種Ag-108m暫不存在於我國的核種存量中，少了核種Ag-108m的劑量貢獻，因此劑量結果會低於瑞典SKB評估結果。

11.3.4.3. 對於定居在處置設施址之家庭之劑量評估

另一評估案例中，假設鑽探井在鑽探發生後被遺棄，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。假設在廢棄物罐中的水流為0.1 m^3/yr，燃料轉換率為$10^{-7}/yr$，金屬腐蝕率為$10^{-3}/yr$，核種於燃料金屬中的占比分率為F_{metal}，核種於鈾氧化物中的占比分率為F_{UO2}(如表 11-8)，被穿透的廢棄物罐中之核種釋出率R計算方式如式(11-7)：

$$R(Bq/yr) = I \times e^{-\lambda t} \times \left(F_{metal} \times 10^{-3} + F_{UO_2} \times 10^{-7}\right) \quad (11\text{-}7)$$

假設某一家庭於鑽探發生後1個月移至該污染區居住，居住人員所受到的劑量將分成2案例進行探討。案例1為評估居住人員使用污染水所接受的劑量；案例2為評估居住人員使用污染土壤所接受的劑量。

在案例1中，居住人員所受曝露途徑主要分為飲用污染井水所受到體內曝露，以及利用污染井水灌溉土壤，並進行農耕、畜牧等生活型態，攝入污染食物所受到體內曝露。

居住人員飲用污染的井水所接受到的劑量$D_{drinking}$，如式(11-8)所列：

$$D_{drinking}\left(Sv/yr\right) = C_{water} \times 年攝水量 \times DCW \quad (11\text{-}8)$$

其中，DCW為飲水造成體內曝露的劑量轉換係數(行政院原子能委員會，2005，附表三)，年攝水量參考表 11-6。

保守假設污染井水中所含放射性核種在灌溉時，將全部轉移至土壤中而導致土壤受到污染。其中，農耕的土壤面積為102 m^2、土壤厚

度為0.25 m及土壤重量為$W_{soil} = 3.825 \times 10^4$ kg，總灌溉量如表 11-6所示，土壤中核種濃度C_{soil}可依式(11-9)求得。

$$C_{soil}\left(Bq/g\right) = \frac{C_{water} \times 總灌溉量}{W_{soil}} \quad (11\text{-}9)$$

評估居住於上述污染土壤，採用美國阿崗國家實驗室(Argonne National Laboratory, ANL)所開發的殘餘放射性核種劑量模軟體(RESRAD-ONSITE)進行評估。將式(11-9)所得之C_{soil}作為RESRAD土壤核種活度參數輸入值進行劑量評估，並關閉程式中飲水曝露途徑，可得到利用污染井水農耕灌溉的劑量影響為$D_{irrigation}$。

故定居在該處的家庭，利用鑽探井中的污染水進行農耕、畜牧與飲用之劑量影響，為$D_{irrigation}$與$D_{drinking}$相加，結果如圖 11-8所示，預期接受到體內曝露年有效劑量為0.197 mSv/yr，且劑量是由Nb-94造成。

在案例2中，居住人員在污染區域居住，並使用污染土壤進行農耕，所受到的劑量包括體外曝露、吸入劑量與嚥入劑量。假設污染區域面積為102 m^2，污染土壤厚度為0.25 m，土壤重量為W_{soil}，利用式(11-5)可得到污染土壤中的核種活度濃度(Bq/g)，將核種活度濃度值輸入至RESRAD，可得到居住人員於該污染區域居住及農耕所接受之輻射劑量，結果如圖 11-9所示。評估結果顯示，在處置設施封閉後300年，預期使該家庭成員受到年有效劑量約為2.84 Sv/yr，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。

儘管劑量評估結果遠超過法規劑量限值，但FHA情節假設相當保守，以現今社會與技術發展而言，當鑽探發生異常狀況，應會受到關注與調查，短期內也不應允許有人員在異常情形發生之地區居住；含有遺留在地表的用過核子燃料碎片的土壤，不太可能會被進行農耕的使用；而家庭用水，不太可能在未經檢查水質的情況下使用。此外，從以上劑量評估結果顯示，在處置設施封閉後發生鑽探案例造成廢棄

物罐被穿透，最應考量是用過核子燃料被帶至地表土壤所造成的影響。

表 11-4：可能影響處置設施安全之人類活動

種類	活動
熱影響	T1:熱儲存建造*
	T2:建立熱泵系統*
	T3:地熱能源的提取*
	T4:在處置設施位置地表上建立加熱裝置或冷卻裝置廠
水力影響	H1:造井*
	H2:建造水庫
	H3:改變處置設施表面水體(河流、湖泊、海)之長度方向或與其他表面水體之連結
	H4:建立水力發電廠*
	H5:建立排水系統
	H6:建立滲透系統
	H7:建立水利灌溉系統*
	H8:土地利用方式改變使地下水補給情形改變
力學影響	M1:在母岩中之鑽孔*
	M2:建造洞穴、隧道等*
	M3:採礦或採石場*
	M4:建造垃圾場或垃圾掩埋場
	M5:在處置設施位置地表發生轟炸或爆炸
	M6:地底之轟炸或爆炸*
化學性影響	C1:在岩層中儲存或丟棄危險廢棄物*
	C2:建立衛生掩埋場
	C3:酸性空氣、泥土與岩層
	C4:土壤消毒
	C5:因化學性污染產生的事故

資料來源：SKB(2010n, table 4-1)

註：*為可能涉及鑽孔或隧道開挖之活動

表 11-5：評估1次鑽探導致廢棄物罐被穿透，燃料被帶至地表的比例

	沸水式反應爐	壓水式反應爐
每一燃料組件含有燃料棒數	100	289
每一廢棄物罐含有燃料組件數	12	4
每一廢棄物罐含有燃料棒數	1,200	1,156
1次鑽探可帶至地表的燃料棒數	20至22	26至32
1次鑽探被帶至地表的燃料棒比例	0.02	0.02至0.03

表 11-6：鑽探過程無意間造成廢棄物罐被穿透產生劑量結果分析之數據彙整

參數	值/假設	資料來源
鑽探發生時間	處置設施封閉後300年	
人員在污染區域曝露時間	假設1天照射1小時，照射1年，共365 hr/yr	SKB (2010n, table 6-2)
核種存量	廢棄物罐中核種存量之平均值	計算評估得出，相關資料可參照表 7-1
瞬間釋出比率(IRF)	包含殘留於地表之核種存量	SKB (2010g, p87-p97)
帶到地表用過核子燃料比例	0.03	SKB (2010n, p85)
燃料改變速率	10^{-7}/yr	SKB (2010g, p87-p97)
燃料中金屬腐蝕速率	10^{-3}/yr [1]	SKB (2010g, p87-p97)
處置孔流速	0.1 m^3/yr	SKB (2010g, p87-p97)
最初污染土壤體積	2.8 m^3 (半徑3 m，厚度0.1 m)	SKB (2010n, table 6-4)
汙染地表劑量換算因子	體外曝露、嗤入與吸入的劑量因子	EPA(1993, p165-p181)與行政院原子能委員會(2005，附表3-4與附表3-5)
分配係數 (K_d)	灌溉區域元素特定分配係數	SKB (2010o, p36)
土壤密度	乾密度1,500 kg/m^3	RESRAD default
種植蔬菜的土地面積	102 m^2	SKB (2010n, table 6-2)
蔬果、穀類消耗量	160 kg/yr	RESRAD default
牛奶類消耗量	92 L/yr	RESRAD default
肉類、家禽消耗量	63 kg/yr	RESRAD default
空氣中塵土濃度	乾密度5×10^{-8} kg/m^3	SKB (2010n, table 6-4)
吸入速率	1.2 m^3/hr	ICRP (1975, p360)
水年攝入量	1.095 m^3/yr (1天喝3 L的水)	ICRP (1975, p360)
每年使用來灌溉水體積	0.15 $m^3/(m^2\cdot yr)$	SKB (2010n, table 6-4)
逕流係數	0.2	RESRAD default
供水能力	82,502 m^3/yr	SKB (2010n, table 6-2)

表 11-7：主要核種初始存量，單位為貝克

核種	初始存量 (Bq)	核種	初始存量 (Bq)
Ac-227	3.18×10^{-02}	Pu-239	2.87×10^{-05}
Am-241	1.60×10^{-03}	Pu-240	1.06×10^{-04}
Am-243	9.39×10^{-05}	Pu-242	1.84×10^{-06}
C-14	1.21×10^{-04}	Ra-226	4.33×10^{-04}
Cl-36	2.30×10^{-06}	Se-79	1.07×10^{-05}
Cm-245	8.15×10^{-05}	Sn-126	6.93×10^{-06}
Cm-246	1.46×10^{-04}	Sr-90	2.42×10^{-02}
Cs-135	3.01×10^{-07}	Tc-99	3.25×10^{-06}
Cs-137	2.30×10^{-02}	Th-229	9.44×10^{-05}
I-129	4.41×10^{-08}	Th-230	9.00×10^{-06}
Nb-94	3.41×10^{-05}	Th-232	4.92×10^{-11}
Ni-59	9.24×10^{-06}	U-233	4.35×10^{-06}
Np-237	3.24×10^{-07}	U-234	2.83×10^{-06}
Pa-231	2.12×10^{-05}	U-235	9.85×10^{-10}
Pb-210	3.11×10^{-02}	U-236	2.96×10^{-08}
Pd-107	1.07×10^{-07}	U-238	1.55×10^{-10}
Pu-238	7.90×10^{-03}	Zr-93	4.53×10^{-07}
資料來源	表 7-1		

表 11-8：核種於燃料中、燃料金屬中的分率相關數據

核種	瞬釋分率(IRF) [-]	於鈾燃料中的占比分率F_{UO2} [-]	於燃料金屬中的占比分率F_{metal} [-]
Ac-227	0	1	0
Am-241	0	1	0
Am-243	0	1	0
C-14	0.092	0.264	0.644
Cl-36	0.086	0.899	0.015
Cm-245	0	1	0
Cm-246	0	1	0
Cs-135	0.029	0.971	0
Cs-137	0.029	0.971	0
I-129	0.029	0.971	0
Nb-94	0.018	0	0.982
Ni-59	0.012	0.024	0.964
Np-237	0	1	0
Pa-231	0	1	0
Pb-210	0	1	0
Pd-107	0.002	0.998	0
Pu-238	0	1	0
Pu-239	0	1	0
Pu-240	0	1	0
Pu-242	0	1	0
Ra-226	0	1	0
Se-79	0.004	0.9957	0.0001
Sn-126	0	0.9997	0
Sr-90	0.003	0.997	0
Tc-99	0.002	0.9979	0.0001
Th-229	0	1	0
Th-230	0	1	0
Th-232	0	1	0
U-233	0	0.75	0.25
U-234	0	1	0
U-235	0	1	0
U-236	0	1	0
U-238	0	1	0
Zr-93	0.000	0.87481	0.12518
資料來源	瑞典SKB TR-10-53報告(SKB, 2010n, table 6-1)		

表 11-9：體外曝露的劑量轉換係數

核種	體外曝露之劑量轉換係數(Sv/Bq×h×m^{-3})	核種	體外曝露之劑量轉換係數(Sv/Bq×h×m^{-3})
Ac-227	8.60×10^{-18}	Pu-239	5.08×10^{-18}
Am-241	7.16×10^{-16}	Pu-240	2.17×10^{-18}
Am-243	2.39×10^{-15}	Pu-242	1.91×10^{-18}
C-14	2.12×10^{-19}	Ra-226	5.62×10^{-16}
Cl-36	4.79×10^{-17}	Se-79	2.95×10^{-19}
Cm-245	5.90×10^{-15}	Sn-126	2.51×10^{-15}
Cm-246	1.60×10^{-18}	Sr-90	1.25×10^{-17}
Cs-135	1.77×10^{-13}	Tc-99	2.09×10^{-18}
Cs-137	1.61×10^{-17}	Th-229	5.58×10^{-15}
I-129	1.84×10^{-16}	Th-230	2.06×10^{-17}
Nb-94	1.76×10^{-13}	Th-232	8.78×10^{-18}
Ni-59	0.00	U-233	2.44×10^{-17}
Np-237	1.34×10^{-15}	U-234	6.62×10^{-18}
Pa-231	3.40×10^{-15}	U-235	1.27×10^{-14}
Pb-210	3.82×10^{-17}	U-236	3.42×10^{-18}
Pd-107	0.00	U-238	1.53×10^{-18}
Pu-238	2.25×10^{-18}	Zr-93	0.00
資料來源	EPA(1993, p165-p181)		

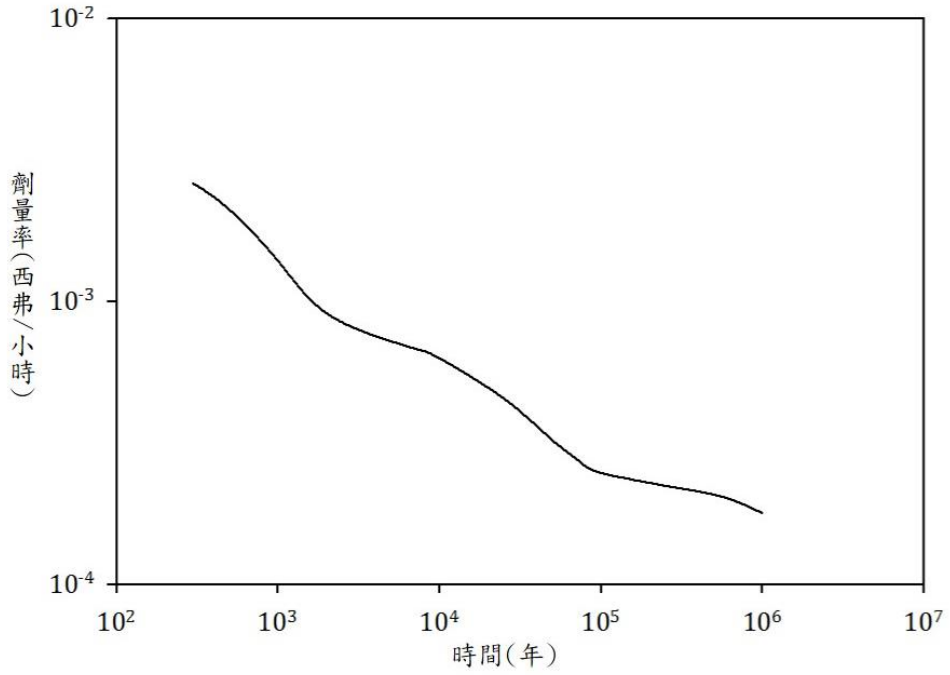


圖 11-7：處置場封閉300年後發生鑽探情節造成工作人員劑量率分析

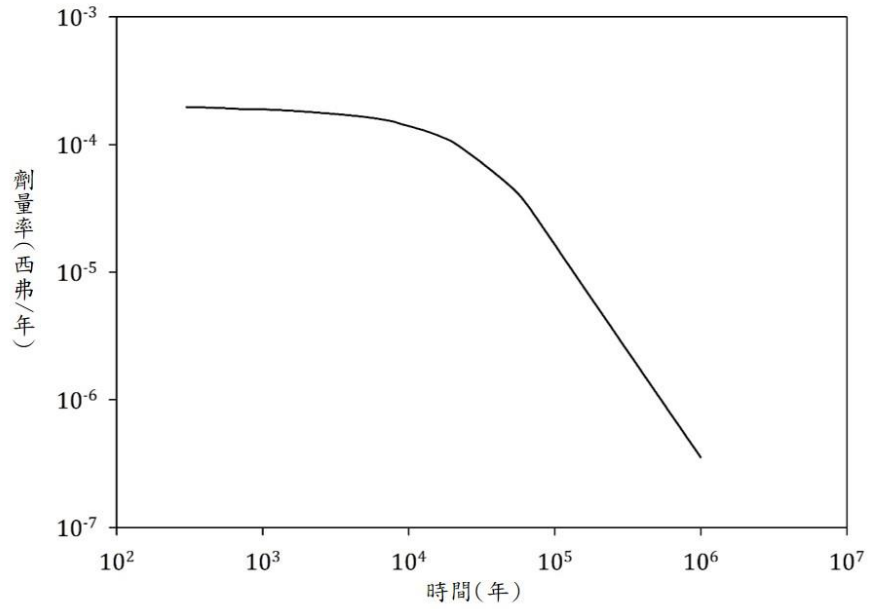


圖 11-8：鑽探井中受污染的水灌溉與飲用所造成居住人員年有效劑量

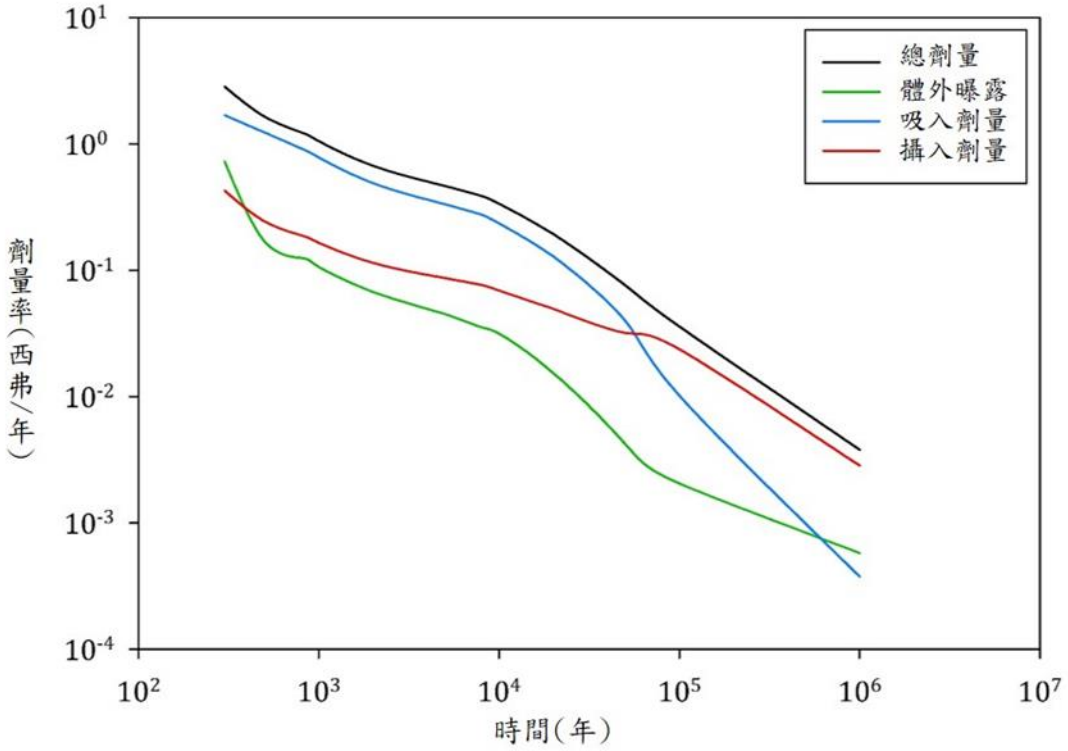


圖 11-9：曝露於受污染地表土壤所造成居住人員年有效劑量

12. 計算案例之整合分析

依據法規要求，最終處置設施安全評估須評估隨時間變化之風險。因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，故本章根據第8章參考演化與第9章情節選定之腐蝕情節與剪力情節，針對各情節之案例評估結果，採用ICRP-60體系所提出(考量癌症致死率與遺傳效應)之劑量風險轉換係數，其值為0.073 Sv^{-1} (ICRP, 1990, p22)，進行整體風險之影響整合與分析。

12.1. 腐蝕情節之風險評估與整合

依據第10.1節之腐蝕情節基本案例分析結果，依現階段所得之地質調查數據，計算出的廢棄物罐使用年限，將遠超過100萬年的安全評估時間尺度，此意謂廢棄物罐的工程設計，在腐蝕作用影響下，仍可在100萬年安全評估時程內，確保廢棄物罐符合圍阻安全功能。

影響腐蝕情節之重要因子，為地下水流場及地下水組成等特性。透過對裂隙岩體水文地質模型的參數條件影響之不確定分析，來探討水文地質概念模型對處置設施安全評估之衝擊；經分析，整體因腐蝕失效之廢棄物罐累積分布函數，如圖 12-1所示。其中Case A1、Case A2、Case A3、Case A4與Case A5涵蓋了133個裂隙連通處置孔的分布值。Case A1採用離島結晶岩測試區之最高HS^-濃度與水流模型數據；Case A2假設-700 m以下岩層之水力傳導係數下降1個數量級；Case A3假設岩脈具備更低之水力傳導係數；Case A4結合了Case A2與Case A3之條件；Case A5考量區域梯度影響。另外，Case A6-1與Case A6-2，分別僅考量不同DFN實現值下的影響。因為Case A2至Case A5採用同一組實現值的裂隙分布資訊，僅改變水力特性。

由圖 12-1之整體結果而言，因腐蝕造成廢棄物罐失效的時間點差異不大，Case A1基本案例約在2,900萬年發生第1組因腐蝕廢棄物罐失效，若改變水力特性加速腐蝕(如Case A2)，則使因腐蝕失效時間提早至2,100萬年左右(約較基本案例提早800萬年左右)。而Case A6-1與Case A6-2因為採用不同實現值之裂隙數據，使得連結裂隙數

量不同，整體水力特性與基本案例(Case A1)有較大差異，其中較早因腐蝕造成廢棄物罐失效的時間點約在8,000萬餘年(Case A6-2)，而Case A6-1需要再多700萬年左右(總共約9,000萬年)，才會使得廢棄物罐因為腐蝕而失效。

綜上所述，經由基本案例與變異案例分析可得，廢棄物罐使用年限(考量腐蝕)仍在可超過100萬年的安全評估尺度內，維持圍阻安全功能正常作用；所以，在安全評估時間尺度外，因為發生廢棄物罐因腐蝕失效之時間太過久遠，其不確定性大幅度增加，故其造成之風險無討論之意義。

而地下水組成成分探討中，顯示HS^-濃度值對腐蝕情節影響顯著，是未來下階段發展潛在區域可行性評估需掌握的重要一環，若以瑞典Forsmark場址的HS^-濃度範圍(較高)進行廢棄物罐失效評估，則至少約需149萬年才會得廢棄物罐因腐蝕喪失圍阻安全功能，故亦無需探討其風險。

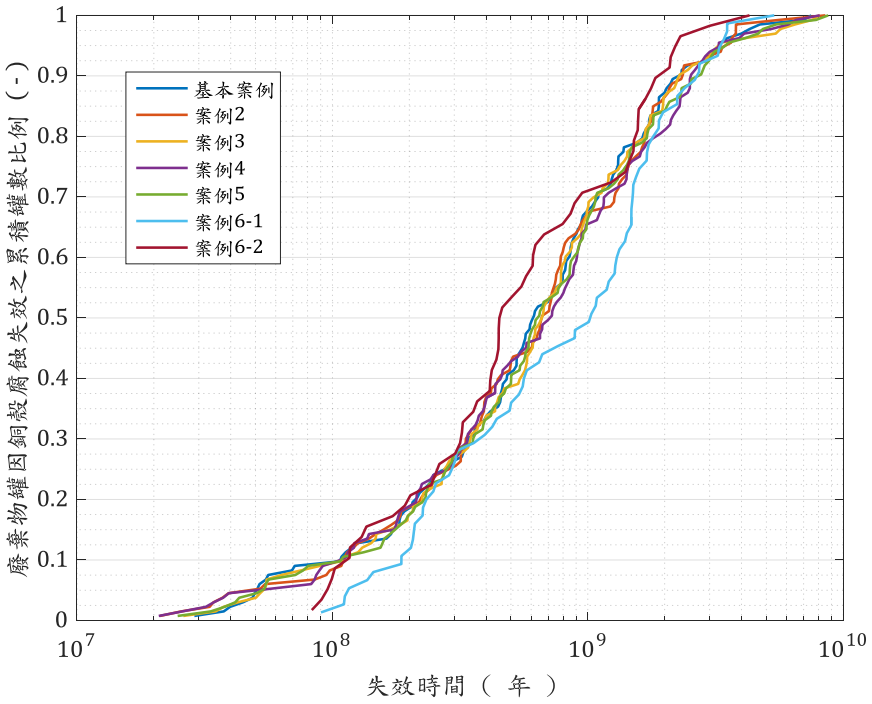


圖 12-1：處置設施整體效能分析之廢棄物罐因腐蝕失效累積分布函數

12.2. 剪力情節之風險評估與整合

臺灣位於環太平洋地震帶，地震頻率較高，預期處置設施因剪力效應使廢棄物罐失效，進而對關鍵群體造成劑量影響之可能性較腐蝕情節高。根據第9章之情節選擇，如表 9-9所示，基本案例包含早、中、晚期失效等案例；變異案例內包含緩衝材料區域初始平流案例與遠場地下水流率提升10倍案例。各個案例分別考量地震發生頻率分3個失效時間區段，進行早期失效(封閉後第1年)、中期失效(封閉後第1,001年)及晚期失效(封閉後第100,001年)之放射性核種傳輸與關鍵群體劑量分析，進一步推得風險評估結果。

基本案例風險評估結果如圖 12-2所示，在早期失效方面所得到風險相當低，從圖 12-2得知在1萬年時風險率仍不及10^{-12}，整體上較高的風險率主要由中期失效與晚期失效貢獻風險；變異案例之緩衝材料區域初始平流案例風險評估結果，如圖 12-3所示，初始極短暫時間以早期失效貢獻風險為主，緊接著如基本案例，由中期失效貢獻主要風險，10萬年後由晚期失效貢獻風險值，整體風險值較基本案例大；變異案例之遠場地下水流率提升10倍案例，其風險評估結果如圖12-4所示，因遠場流率增加，使釋出核種較快的遷移至生物圈，劑量曲線整體趨勢皆較基本案例高；因基本案例與變異案例不會同時發生，這意謂著在同時間點只有1種情節會發生，因此，將取此3曲線最大值作為保守涵蓋式分析。故綜合考量基本案例與變異案例之風險評估結果，如圖 12-5所示，為遠場地下水流率提升10倍案例之風險值貢獻主要風險；整體而言，最高年風險值約為1.53×10^{-7}。

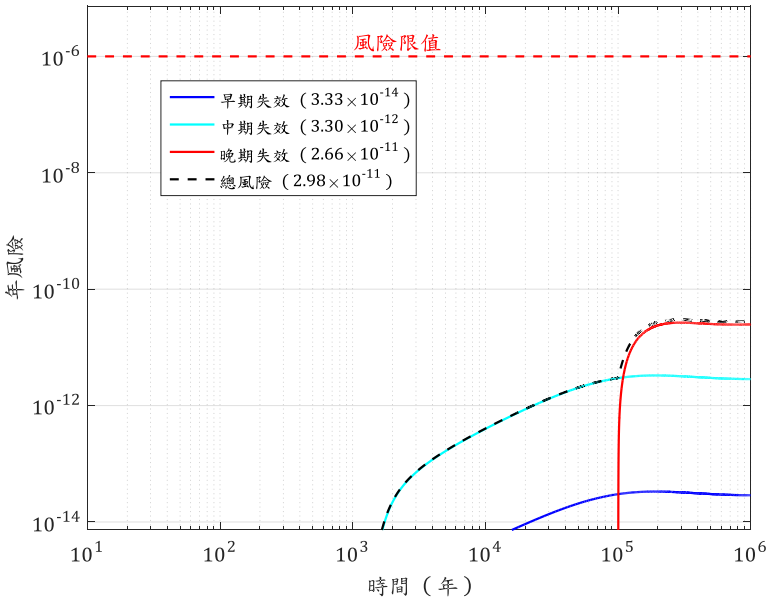


圖 12-2：剪力情節基本案例風險評估結果彙整(Case B1)

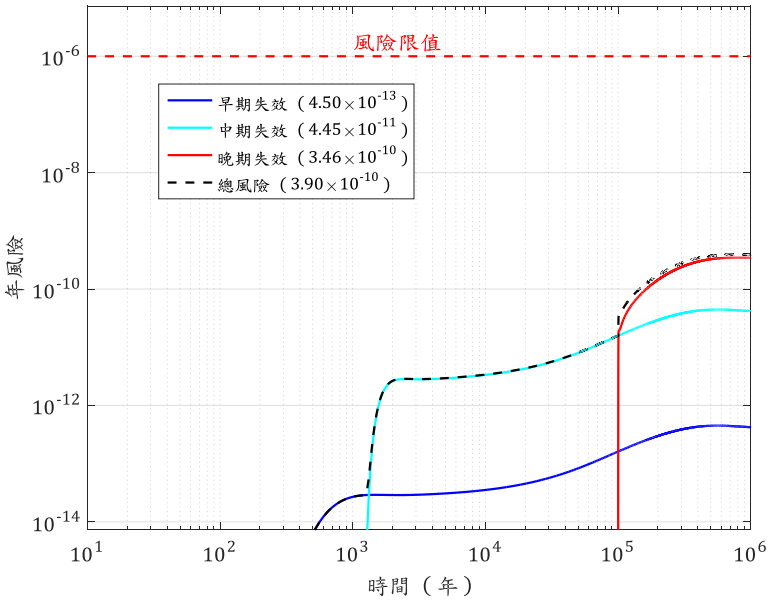


圖 12-3：剪力情節變異案例緩衝材料區域初始平流之風險評估結果彙整(Case B2)

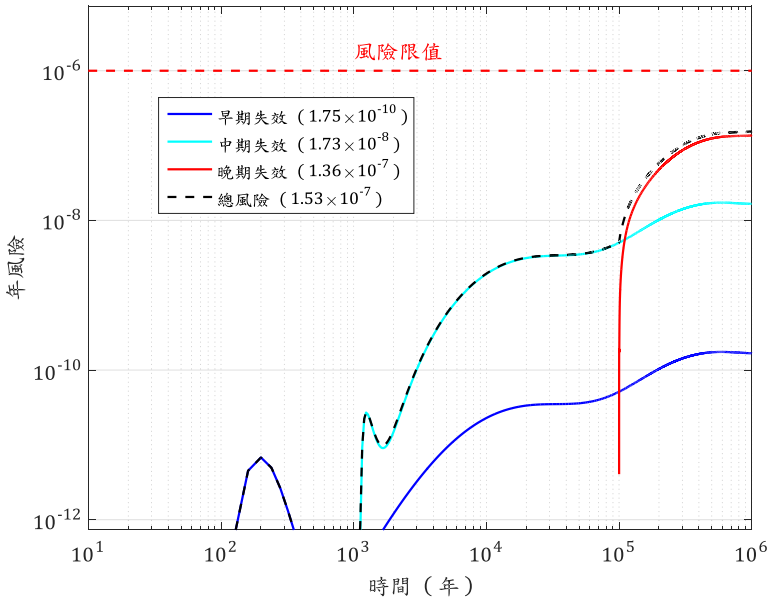


圖 12-4：剪力情節變異案例處置孔流率增加之風險評估結果彙整(Case B3)

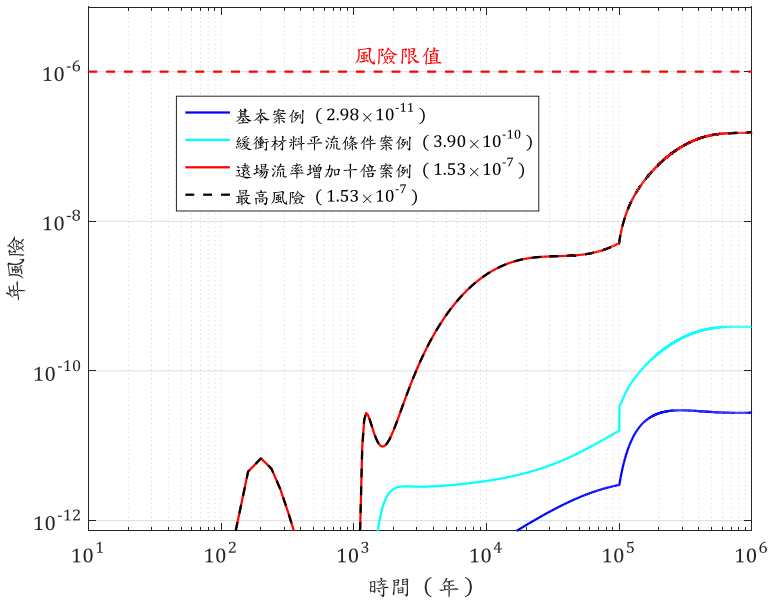


圖 12-5：剪力情節基本案例與變異案例風險評估結果彙整

12.3. 計算案例結果分析

以SNFD2017參考案例為例，最終處置設施對設施外人類輻射影響的風險，主要來自腐蝕與剪力情節，其中因腐蝕使廢棄物罐失效而造成關鍵群體風險之時間點，遠超過風險評估之時間軸距，使得相關參數不確定性大幅度增加，造成分析結果會有極大變異，並且難以提升安全評估可信度。因此，計算結果不與剪力情節進行加總，故對處置設施整體安全評估影響將由剪力情節主導，即如第12.2節所述剪力情節之風險評估與整合。考量地震基本案例與變異案例，100萬年間年風險最大值為1.53×10^{-7}，小於我國法規所訂的1×10^{-6}。

另，IAEA SSG-23導則說明安全評估之計算時間要足夠長，以確定涵蓋最大劑量峰值或風險，同時亦說明評估的時間越長，評估的不確定性將顯著增加，並限制評估的實質意義。研究用過核子燃料直接處置的放射毒性指出，1 tonne核子燃料約需由8 tonnes天然鈾礦濃縮而成，當1 tonne用過核子燃料自反應爐退出後，將活度與攝入途徑之劑量轉換係數進行乘積計算，約在100萬年後可與8 tonnes天然鈾及其子核之放射毒性相當。故現階段也順應國際趨勢，將安全評估時間尺度設定為100萬年，據以發展安全評估技術。若再延長安全評估時間尺度至1億年，剪力情節基本案例於晚期失效之遠場年有效劑量，如圖 10-16所示，可知Ra-226因屬U-238的衰變系列之子核，長期會與自然界呈穩定水平；分裂核種I-129在100萬年間可達峰值；Pu-242會在100萬年後持續成長，峰值約出現100多萬年。

基於我國對於用過核子燃料最終處置之規劃，目前為潛在處置母岩特性調查與評估階段，主要為安全評估技術建立與技術可行性評估，故離島結晶岩測試區所能提供之現地量測資料有限，需要補充相當的可信度資料，輔助說明其數據可靠度，方能提升評估結果與法規限值比較之意義。但經由實際執行完成整體風險評估，可具體了解到安全評估之執行面所需(包含地質條件與工程設計)，可進一步於第14章進行未來研究規劃，強化安全評估之能力。

13. 安全評估的可信度

所謂安全評估，就是在建立一套系統性的分析方法，它可以用來量化分析處置設施可能造成的危害，一般是以劑量或風險來作為一個衡量的指標。所謂可信度(confidence)，即為強調和安全評估有關、具不確定性的一些參數，其假設應該要清楚、明瞭且可被追溯，另外也應該要進行相關參數的敏感度分析和討論。因此，安全評估在有了可信度的支持後，就可以建立或達到所謂的安全論證。

本章節參考IAEA SSG-14導則附錄II封閉後安全評估之架構，並透過本階段建立安全評估技術與評估SNFD2017參考案例之經驗回饋，安全評估可信度可從以下7個方面來進行強化論述，摘述如下：

(1) 數據的不確定性：

可落實增進調查、工程、實驗相關數據分析管理能力，確保數據品質，回饋提升技術能力水平，建立安全評估的可信度。

(2) 模式的驗證、校驗與確認：

安全評估所採用的模式，應進行校驗(calibration)、驗證(verification)與確認(validation)，建立對計算工具的信心。

(3) 情節與案例發展：

透過一系列地情節案例選定，可推演處置設施在未來演化時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。

(4) 參數敏感度：

參數敏感度可確認特定條件或是參數，及其對處置系統或子系統的影響程度，增進對障壁系統安全功能的信心。

(5) 天然類比：

天然類比是證明系統健全性的方法之一，藉由對長期自然現象的瞭解，有助於提升公眾對處置設施安全的信心。

(6) 管理系統：

管理系統的特徵，例如工作規劃與管控、科學與工程實務的應用、文件紀錄的保存及品質管理。

(7) 同儕審查：

國際經驗顯示，國際合作與專業同儕審查(peer review)已成為各國推動處置計畫的必要措施。國際合作的效益除了技術交流以外，最主要的目的在於藉由國際群體力量，來提升本國公眾對於處置設施安全的信心。

本章節將按上述7個方面，依序說明潛在處置母岩特性調查與評估階段已完成執行及規劃的工作。

13.1. 數據的不確定性

安全評估係涵蓋大量龐雜繁複的作用與現象，經由適度的簡化，建立安全評估之概念模型；此時，由於對於評估系統及時間尺度範圍資訊掌握度不足，故須將不確定性給納入討論。根據OECD/NEA之分類(OECD/NEA, 2012 , p59)，不確定性包含：情節不確定性(肇因於有限知識與科學原理之不足)；另一方面，情節確定後，亦有評估不確定性，包含模式不確定性(指因公式或模式推導選用之不確定性)與數據不確定性(指用來輸入評估模式中之參數不確定性，包含量測數據之量測誤差等)；最後，為非隨機的系統不確定性(資料呈現有系統性偏差，且無法重現或量化統計資料)，以及隨機的統計不確定性(自然發生可重複測得並量化之分析)。上述有關情節的不確定性，將於第13.3節以情節與案例發展來說明。另模式的不確定性，擬於第13.2節模式的驗證、校驗與確認進行一說明。而本節則著重於說明數據的不確性。

基於量測工具設備與時程等限制，難以完整掌握離島結晶岩測試區之現地資料，故會利用內、外插與經驗判斷等方式來取得數據，以致會造成數據之不確定性。造成量測數據不確定性的原因，包含：從地底下還原環境取出的樣品後，難以在同樣的還原環境下進行量測(也就是重建現場環境)。除了已知參數範圍可應用於參數敏感度分析(參第13.4節)外，其餘藉由採用其他研究成果資訊(例如SR-Site計畫)，以擴增參數範圍作為變異案例來討論。

不確定性之概念須涵蓋2個面向，首先要確認資料、使用的模型及其代表的實質意義等有多完整，再來進行取得、闡釋及強化這些數據不確定性之概念。通常模型中的數據代表著理想的數據(idealized reality)，與實際的數據有些微差距；所以，這些現象也需要於不確定性概念內一併討論。故數據提供者，須具體敘述資料的概念不確定性，亦即討論模式所使用的數據(如第7章之數據討論)並說明假設過程。當資料用於不同用途時，亦需要進行不同的論述說明；若已完成完整的資料論述說明報告，則可在使用時僅節錄重點說明之。如果參數之不確定性顯然與處置設施安全沒有相關性，則可以忽略其不確定性。

在數據取得、闡釋與強化時，常引入不確定性之概念，例如從實驗模型反推取得數據，此時不確定性即需引入討論。當數據間有交互關係時，其不確定性亦會相互牽連。有些不確定性相對容易取得，但有些則須由數據提供者，經由討論再加上判斷取得。進行不確定性論述時，數據供應者須特別注意區分系統不確定性與量測誤差不確定性等。

針對本計畫之不確定性研究，已於第7章數據分析中將有限可取得的參數進行範圍的說明，並納入變異案例進行評估，將水力傳導係數、處置孔的地下水流速與處置設施環境的[HS^-]濃度等，依據設定之情節案例，進行參數敏感度分析，進而掌握廢棄物罐失效的時間點，此部分評估計算已於第10.3節核種傳輸與劑量分析中進行說明與討論。

但由於涉及安全評估之參數眾多，變異案例內所討論的參數有限，故於第13.4節加入參數敏感度分析，以利取得影響結果之重要參數，以便於未來針對重要參數投入人力與資源，確保有限的研究能量可以匯集在關鍵點，以提升安全評估可信度並有助於本計畫之推動。

當在處理繁複大量的數據時，通常會採用統計方式進行量化，以取得不確定性之範圍；惟在數據之因果關係不夠明確時，則採用專家

之專業判斷，或是以概念性的定性方式進行敘述，以協助評估不確定性。

實際評估時，當數據資料極其有限時，常採用保守數值以取得保守評估結果。由於涉及安全評估之參數眾多，但並非所有參數皆會對劑量或風險產生影響，故常藉由數據不確定性分析，取得參數範圍後再納入參數敏感度分析；在取得影響結果之關鍵因子後，將強化關鍵數據之數據取得與彙整能力，具體降低其不確定性，可同步減少安全評估之不確定性；其正向品質回饋機制，是安全評估未來發展之重點與方向。

13.2. 模式的驗證、校驗與確認

由於安全評估時間尺度長達100萬年，無法藉由實驗方式來得到結果，所以必定得用建立模式之方式來得到分析結果。因此，整個模式的整合、串聯與一致性在高放安全評估的可信度中就顯得格外重要。

不論使用商業化的軟體或發展特定目的的計算軟體，均應符合適當的品質保證標準。計算軟體應進行校驗(calibration)、驗證(verification)與確認(validation)。

提升評估模式可信度的作法，可包含(i)以系統性的作法來建構整合模式；(ii)持續反覆精進模式發展、定量評估與資料蒐集之過程；(iii)建立資料提供者、模式分析者與評估結果應用者間之良好溝通；(iv)模式發展過程中持續進行同儕審查；(v)所有模式分析活動與資料處理，均應落實嚴格的品質保證。

依據第10.1.1節安全評估模式鏈，可彙整腐蝕情節AMF中模式使用之軟體清單如表 13-1，剪力情節AMF中模式使用之軟體清單如表13-2。在腐蝕與剪力模式中與處置設施配置有關之衰變熱、緩衝材料與母岩溫度部分，分別是使用ORIGEN-S和FLAC3D軟體；在腐蝕模式中與圍阻有關之緩衝材料侵蝕計算、銅腐蝕計算，目前均是參考瑞典SKB的經驗公式；在剪力模式中與圍阻有關之剪力位移抗性、膨潤土不均勻回脹壓力部分，均是使用ANSYS軟體；在剪力模式中與圍阻有

關之廢棄物罐損壞所需地質圈離散裂隙網、裂隙/廢棄物罐相交部分，均是使用3DEC軟體；在腐蝕與剪力模式中與近、遠場之水文地質與核種傳輸有關部分，均是使用DarcyTools與GoldSim軟體；而與生物圈BDCFs有關部分，則是使用AMBER軟體。

為提升對計算工具的信心，以下將就潛在處置母岩特性調查與評估階段之安全評估成果，彙整安全評估模式鏈所使用之商業化軟體，說明軟體應用性、分析計算之適用性及模式驗證或可信度說明，並於下一階段持續精進與執行模式的驗證、校驗與確認。

(1) ORIGEN-S程式：

(a) 模式功能說明：

ORIGNE-S是SCALE程式系統內耗乏與衰變的程式模組(ORNL, 2004, F7.2.1-F.7.5.11)。可以藉由控制模組(如：SAS2H)進行呼叫使用，或是單獨運跑。設計ORIGEN-S的主要目標是讓在進行耗乏計算時，可使用自任何標準ENDF/B格式核種資料庫處理過之多能群截面資料。這些程式對於任何給定之反應器燃料組件計算出具代表性之問題相關中子能譜權重截面資料，並將資料轉換成ORIGEN-S可用之節面資料庫格式。隨時間變化之截面資料庫，反映出照射期間燃料組成變化的程度。ORIGEN-S用矩陣指數法解核種產生、耗乏與衰變過程之反應率方程式，最後可評估出核種濃度隨時間之變化。

(b) 應用範圍說明：

ORIGNE-S計算大量同位素隨時間變化之濃度與輻射源項，其射源項是經由中子變遷、分裂與放射性衰變隨即產生或耗乏得之。此計算與核反應器內燃料照射或貯存、管理、運送及接續化學處理用過核子燃料元素相關。ORIGEN-S廣泛地使用在核子反應器與電廠設計研究、用過核子燃料傳輸與貯存設計研究、燃耗效應驗證、衰變熱與輻射安全分析及環境影響評估。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

用過核子燃料特性評估需要相當高成本與專精技術之背景與能力，才能進行實驗驗證；故程式開發者ORNL在程式開發時特別關注程式模式的驗證，針對SCALE程式集內的各項模組與功能進行驗證分析，並據以提出報告公開於網頁上供查詢，如用過核子燃料特性相關驗證報告(http://scale.ornl.gov/validation_spent.shtml)，羅列了各個版本與各種燃料組件類型之驗證分析結果。

針對國內案例適用之BWR與PWR類型用過核子燃料組件之驗證報告如參考文獻(ORNL, 1998, p40-p42；ORNL, 1996, p41)指出，其評估結果皆為相對合理可信之分析結果。

(2) FLAC3D程式：

(a) 模式功能說明：

FLAC3D (Fast Largangian Analysis of Continua in 3 Dimensions) 3.00版是由美國Itasca Consulting Group Inc.所研發之有限差分軟體。

FLAC3D中共有5種計算模式：靜力模式、動力模式、潛變模式、滲流模式與溫度模式，並可模擬多種結構形式。其網格中可以有介面，這種介面將計算網格分割為若干部分，介面2邊的網格可分離也可發生滑動；因此，介面可以模擬節理、斷層或虛擬的物理邊界。

FLAC3D具有強大內嵌語言FISH，讓使用者可以定義新的變數或函數，以符合使用者的需求。FISH語言具體功能如下：

(i) 自訂材料的空間分布規律，如非線性分布等。

(ii) 定義變數，追蹤其變化規律並繪圖表示或列印輸出。

(iii) 自行設計FLAC3D內部沒有的單元形態。

(iv) 在數值試驗中可進行伺服控制。

(v) 指定特殊的邊界條件。

(vi) 自動進行參數分析。

(vii) 利用FLAC3D內部定義的Fish變數或函數，使用者可獲得計算過程中節點、單元參數，如座標、位移、速度、材料參數、應力、應變與不平衡力等。

(b) 應用範圍說明：

FLAC3D是以外顯有限差分程式，來模擬土壤、岩體或其他結構物，在達到降伏強度後呈塑性時之三維力學行為。在隧道工程的熱應力分析上，可藉由FLAC3D來了解隧道內部或坑道，在隨著時間進行時與周圍岩體間之溫度變化、分布與影響，再以非耦合之方法進一步了解應力與變形行為。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

一厚度L=1 m的平面片(plane sheet)，其初始溫度為0 ℃，其中一側曝露於100 ℃的恆溫，另一側維持在0 ℃。該平面在熱通量(heat flux)及溫度分布皆不改變之情況下，最終達到平衡態(equilibrium state)。此狀態下，暫態(transient state)之溫度分布解析解如下：

$$T(z,t) = T_1 + \frac{z}{L}(T_2 - T_1) + \frac{2}{\pi}\sum_{n=1}^{\infty} e^{-\kappa n^2 \pi^2 t / L^2} \left(\frac{T_2 \cos(n\pi) - T_1}{n}\right) \sin\frac{n\pi z}{L} \qquad (13\text{-}1)$$

其中T_1為平面一側之溫度，

T_2為平面另一側之溫度，

L為平面寬度，

t為時間，

z為橫跨平面之距離，

κ為$k/\rho C_p$，

其中k為熱傳導係數，ρ為密度，C_p為比熱。

在T_2為0時，可寫成：

$$\frac{T(z,t)}{T_1} = 1 - \frac{z}{L} - \frac{2}{\pi}\sum_{n=1}^{\infty} e^{-\kappa n^2 \pi^2 t / L^2} \left(\frac{\sin\frac{n\pi z}{L}}{n}\right) \quad (13\text{-}2)$$

此平面片熱傳導係數為1.6 W/m℃，比熱為0.2 J/kg℃，材料的密度為1,000 kg/m^3，溫度T為100 ℃。

將解析解寫成FISH語言，與數值解分析結果比較。在FLAC3D模型裡，平面片被分割為25個柱體區域，z=0處為100 ℃之定溫邊界，z=1處為0 ℃之定溫邊界，三維模型如圖 13-1。在3個熱歷時(thermal time)中，利用顯式(explicit)與隱式(implicit)求解得到的解析解與數值解之溫度分布比較圖，分別如圖 13-2與圖 13-3。

圖 13-2與圖 13-3中，縱軸為標準化(normalized)溫度T/T_1，橫軸為標準化距離z/L，其中table2、4、6包含溫度的解析解，table 1、3、5則包含FLAC3D之數值解。顯式解的3個熱歷時，分別為1.455 sec、7.273 sec與72.73 sec；隱式解的3個熱歷時，則分別為1.455 sec、11.45 sec與71.45 sec，2種情況均在最後一個時間達到熱平衡狀態。由圖可知，無論顯式或隱式計算，解析解與數值解的誤差均小於0.1%。

(3) 3DEC程式：

(a) 模式功能說明：

3DEC為分離元素法(distinct element method)自從1971年首次發表以來，已發展40餘年，三維分離元素法(3 dimensional distinct element code，以下簡稱3DEC)則是於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DFN功能。本研究使用之版本為5.00.206(64bit)-double precision。

(b) 應用範圍說明：

3DEC普遍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；

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

目前3DEC已應用於瑞典最終處置設施，用於分析地震所引發的不連續面位移，以及工程障壁的熱-力學分析。瑞典輻射安全主管機關2005年進行審閱瑞典SKB分析所採用的軟體，並發表正式報告(Hicks, 2005, pii)，報告總結認可3DEC是國際上經常應用之軟體，且具高度信心。

(4) ANSYS程式：

(a) 模式功能說明：

ANSYS的結構分析型式包含了靜態(static)分析與暫態動力學(transient dynamic)分析、挫屈(buckling)分析及破壞力學(fracture mechanics)分析等，且ANSYS軟體本身具有前後處理的功能，可以用來建立分析所需的有限元素模型及相關結果的處理，將應力與應變量以圖形顯示。所以，利用ANSYS分析時，可以獨立完成建立有限元素模型解析計算、結果顯示及處理等完整的分析工作。

ANSYS結構分析架構為：

(i) 幾何模型建立，

(ii) 定義材料參數，

(iii) 進行網格切割，

(iv) 邊界條件及負載設定，

(v) 執行分析，

(vi) 進行結果後處理。

(b) 應用範圍說明：

ANSYS軟體可廣泛應用於核工業、鐵道、石油化工、航空、機械制造、材料成形、能源、汽車交通、國防軍工、電子、土木工程、造船、生物醫學等領域。

針對ANSYS 結構靜態分析，可廣泛的應用於各種非線性模型非線性材料及高度非線性的接觸面模擬，可準確將廢棄物罐中的線性跟非線性範圍進行模擬，並且針對銅殼跟鑄鐵構件之間的交互作用進行實際上的連接，以及定義廢棄物罐於處置過程中的變界條件；並進行耐壓分析與剪切分析，將廢棄物罐分析結果應力與應變，利用圖形化方式呈現，即可判定廢棄物罐的最大受力影響位置及安全餘裕空間。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

ANSYS公司致力於工程數值模擬技術的研發，其主要產品ANSYS在全球眾多行業中被工程師與設計師廣泛採用，並且ANSYS還是世界上第1個通過ISO 9001認證的分析設計類軟體。

圖 13-4為ANSYS程式分析的可信度之評估驗證結果，定義1個簡單的有限元素桁架模型，利用ANSYS提供之輸入檔分析求解位移量之總和。

(5) DarcyTools程式：

(a) 模式功能說明：

DarcyTools是由瑞典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, 2010e, p7)。

(b) 應用範圍說明：

利用計算流體動力學(Computational fluid Dynamics)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, 2010e, 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)質點追蹤：模擬污染物移動情形。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

DarcyTools為一非商業化軟體，由瑞典SKB進行處置設施地下水流模擬及分析使用，相關文獻包括說明DarcyTools第3.4版之概念、方法及方程式(SKB, 2010d, p1-p144)、第3.4版之檢驗、驗證及說明(SKB, 2010f, p1-p183)、實驗室尺度之地下水流及鹽度對地下實驗室之影響(SKB, 1999a, p1-p66)、地下水流、水壓及鹽度於地下實驗室之模擬(SKB, 2001, p1-p66)等。

(6) GoldSim程式：

(a) 模式功能說明：

GoldSim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。基本上，污染物傳輸模組可於輸出系統中特定位置，進行物質通量預測值及環境中(地下水、土壤及空氣)之濃度

預測值；如果需要，濃度也可以利用轉換因子(conversion facotrs)轉換為接受者的劑量(doses)或健康風險(health risks)。

(b) 應用範圍說明：

GoldSim污染物傳輸模組具有多個次模組(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存量、廢棄物罐數量、廢棄物罐損壞模式、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，修正系統單元之設計。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

GoldSim目前已被使用於多國放射性廢棄物處置計畫，如日本H12報告、美國的雅卡山(Yucca mountain)放射性廢棄物處置計畫以及芬蘭POSIVA公司用於模擬用過核子燃料之近場核種傳輸等。

(7) AMBER程式：

(a) 模式功能說明：

AMBER是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。

(b) 應用範圍說明：

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。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

經由參與NEA PSAG Level 1B生物圈模擬比對活動，已針對AMBER之確定性與機率性運算功能完成驗證，其餘程式功能驗證結果，可參閱Quintessa公司所提供程式驗證報告(Quintessa, 2011, p1-p192)。程式應用可信度方面，AMBER早期已被瑞典核能管制機關SSI與瑞典SKB所採用，用於比對其處置設施安全評估運算結果；此外，AMBER於國際研究計畫中亦有廣泛應用經驗，例如於IAEA's ISAM計畫Vault Test案例中，模擬近地表處置設施之核種遷移，以及IAEA's BIOMASS計畫之ERB 2A生物圈案例模擬等。目前國際上已有超過30個國家，使用AMBER進行各方面研究。

(8) RESRAD程式：

(a) 模式功能說明：

RESRAD(RESidual RADioactivity)係由美國阿崗國家實驗室(Argonne National Laboratory)所開發的模擬程式，主要功能在於評估土壤中殘餘放射性物質，經由水、空氣與生物介質傳輸，致使人類受到輻射曝露影響之程度。

(b) 應用範圍說明：

RESRAD係應用於未來人類活動之鑽探案例評估，用於模擬運算污染場址之放射性物質對工作人員或一般民眾造成劑量與風險影響。程式預設情節假設為農場居民情節(residential farmer scenario)，屬於最保守情節假設，使用者可依據場址特性，開啟或關閉程式預設曝露途徑，以評估不同情節下(例如郊區居民、工作人員或休閒活動者)人員所受輻射劑量。

(c) 模式驗證或應用可信度說明：

RESRAD程式於1989年正式發布之前，ANL已透過手算與試算表完成早期程式版本驗證，之後亦陸續與其他程式進行功能比對，包含DECOM version 2.2, GENII, PRESTO-EPA-CPG, PATHRAE-EPA, MEPAS, MMSOILS與DandD等。目前已超過60個國家下載使用RESRAD進行相關研究。

(9) 緩衝材料侵蝕計算

(a) 模式功能與應用說明：

緩衝材料因地下水侵蝕，導致平流發生時間(t_{adv})之計算，係採用瑞典SKB之經驗公式(SKB, 2010n, p20)，如下式：

$$t_{adv} = \frac{m_{buffer}}{R_{Erosion} f_{tdilute}} \quad (13\text{-}1)$$

其中，

m_{buffer}=當緩衝材料流失此質量時，將導致平流發生，[kg]。

$R_{Erosion}$=蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

$f_{tdilute}$=緩衝材料受到地下水侵蝕的時間比例。

膠體釋出導致的侵蝕可表示為：

$$R_{Erosion} = A_{ero} \cdot \delta \cdot v^{0.41} \quad (13\text{-}2)$$

其中，

$R_{Erosion}$ =蒙脫石釋出率，[kg/yr]。

A_{ero}=假設侵蝕裂隙寬度0.001 m條件下，裂隙中的水流速(m/yr)對應蒙脫石釋出量(kg/yr)所得之蒙脫石釋出常數(27.2)。

δ=裂隙寬度，[m]。

v=水流流速，[m/yr]。

(b) 模式驗證或應用可信度說明：

瑞典SKB於建立緩衝材料因地下水侵蝕而導致平流發生時間(t_{adv})之計算公式時，在瑞典SKB應用於Forsmark場址案例分析中，m_{buffer}數值設定為1,200 kg，係假設處置孔在安裝過程有兩環緩衝材料忘記裝填，此情況可以代表膨潤土流失的極端情形。計算蒙脫石釋出率$R_{Erosion}$需要代入在地球化學條件計算得到水流參數，例如裂隙內寬與處置孔流速值。而$f_{tdilute}$在在瑞典案例分析中設定為0.25，其係因經過評估，Forsmark於100萬年內僅有四分之一的時間，會受到低鹽度的地下水侵蝕。

表 13-1：SNFD2017參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈之模式使用表

模式	SNFD2017報告使用之軟體
衰變熱	ORIGEN-S
緩衝材料與母岩溫度	FLAC3D
緩衝材料侵蝕計算	經驗公式 (與瑞典SKB相同，包含現地數據)
銅腐蝕計算	經驗公式 (與瑞典SKB相同，包含現地數據)
水文地質模式	DarcyTools
近場核種傳輸	GoldSim
遠場核種傳輸	GoldSim
生物圈	AMBER

表 13-2：SNFD2017參考案例剪力情節安全評估模式鏈之模式使用表

模式	SNFD2017報告使用之軟體
衰變熱	ORIGEN-S
緩衝材料及母岩溫度	FLAC3D
剪力位移之阻抗	ANSYS
裂隙/廢棄物罐相交	3DEC
膨潤土不均勻回脹壓力	ANSYS
水文地質模式	DarcyTools
近場核種傳輸	GoldSim
遠場核種傳輸	GoldSim
生物圈	AMBER

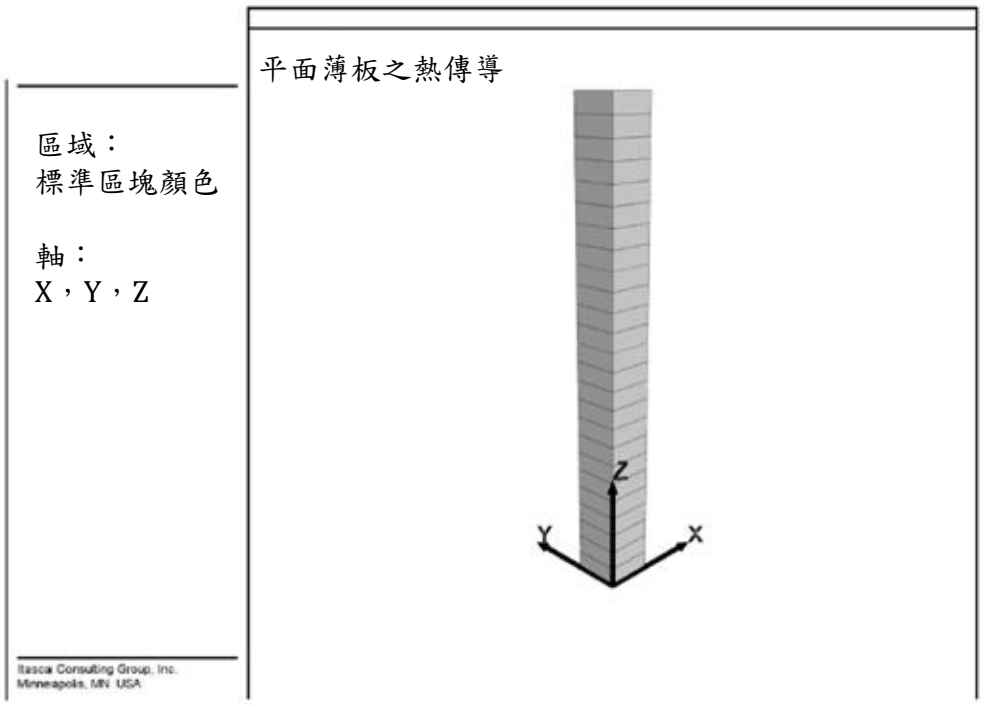


圖 13-1：FLAC3D的平面薄片熱傳導網格

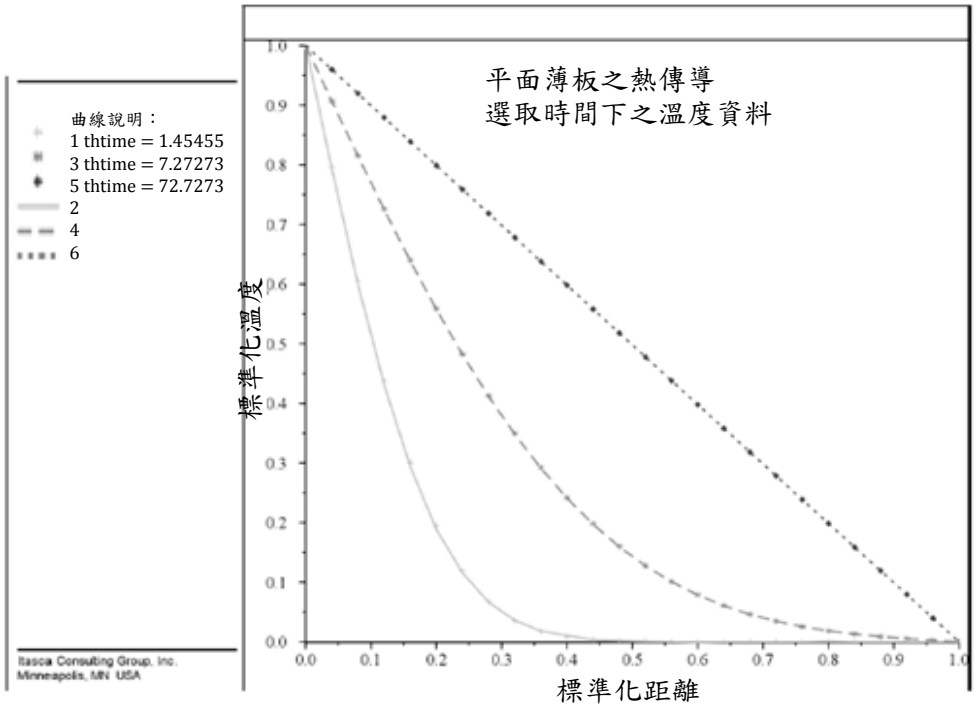


圖 13-2：顯式解的溫度比較(解析解=點，數值解=線)

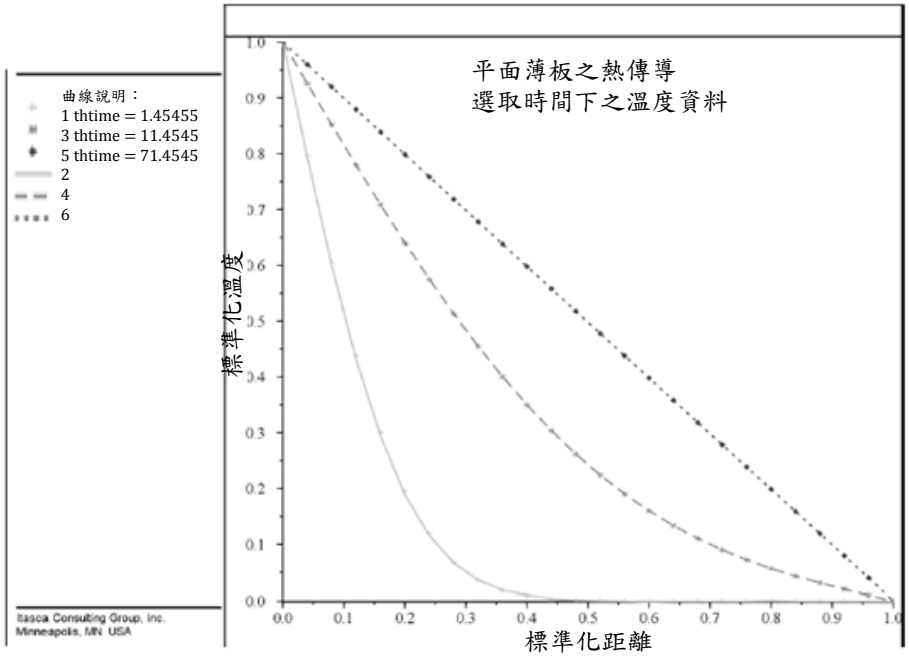


圖 13-3：隱式解的溫度比較(解析解=點，數值解=線)

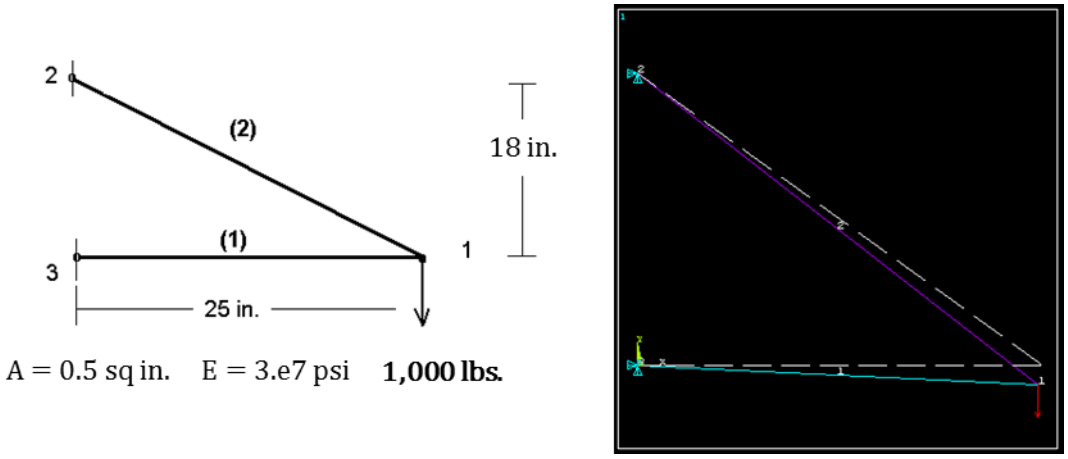


圖 13-4：ANSYS軟體分析的可信度驗證

註：圖左為簡單的有限元素桁架模型，圖右為ANSYSY求解位移量之結果

13.3. 情節與案例發展

情節與案例發展的基本目的，是要確保處置設施未來可能的相關演化都已經過適當地考量，並協助確認影響處置設施功能的關鍵議題，以強化SNFD2017報告中安全評估結果的可信度。情節發展最主要是提供下列2個主要功用：

(1) 將可能會影響處置設施功能的因子列表顯示：作法是評估者依據現有的知識及對所構想場址與處置設施的瞭解，確認所有具潛在影響的因子，並且以列表方式顯示。

(2) 將影響因子的重要性以邏輯結構方式列出，以利於評估：作法就是將影響因子組合形成各種情節，並確認這些情節對處置設施安全性的潛在衝擊。

依據第2章所建立的安全評估方法11步驟，以SNFD2017參考案例作為展示案例，透過篩選、建置FEPs資料庫，探討外部條件與內在環境之交互作用影響，分析參數與建立量化模式，訂定處置設施個別系統之安全功能與其指標/指標標準。為符合長期安全評估與安全論證，第8章分析處置設施之未來演化影響，於第9章發展情節推演流程，選定一系列具代表性的情節，包括主要情節與干擾情節，並於主要情節中選定基本案例與變異案例，探討演化過程與參數條件的不確定性，相關案例選定的成果可參閱第9章，並於第10章與第11章分別進行各案例劑量影響之量化分析，第12章完成各情節案例分析結果整合分析，整體呈現對處置設施安全論證的可信度。

13.4. 參數敏感度

在參數敏感度分析上主要為探討安全評估相關的重要參數，本報告根據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有關參數的涵蓋式範圍之影響分析。參數敏感度分析首先設定腐蝕情節與剪力情節之基本案例，每個輸入變數皆相同於基本案例之數值，隨後逐一取個別變數之最大值及最小值進行分析，以探討個別變數「高」於或「低」於基本案例數值時，對於整體評估結果的影響趨

勢是正相關或負相關，以及其影響程度。參數敏感度分析結果將以龍捲風圖(tornado chart)呈現，圖示中之「高」及「低」，意即表示選取高於或低於基本案例數值時，對於結果影響之範圍。以下將針對腐蝕情節及剪力情節之核種傳輸進行參數敏感度分析的結果說明。

13.4.1. 腐蝕情節核種傳輸相關參數之參數敏感度分析

本節針對與腐蝕情節相關之參數，進行參數敏感度分析，作為未來技術發展之參考依據。相關參數及相關參考數據的來源包括：燃料溶解度限值、瞬釋分率、核種溶解度、核種分配係數、等效初始通量、平流走時及傳輸長度等，上述參數敏感度對安全評估影響分析結果，將說明於第10.2.1.3節中。

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，則採用極端全球暖化案例之失效時間(約96萬年)，評估各參數範圍對總劑量之影響。圖 13-5係以100萬年有效劑量影響為基準，顯示較敏感的參數包括燃料基質溶解速率、核種瞬釋分率、核種溶解度、母岩分配係數值及等效初始通量、平流走時等水流相關參數。由圖中結果顯示，燃料基質溶解速率為影響處置後100萬年有效劑量最劇之參數，因為此參數控制每年核種由用過核子燃料基質釋出之量，參數分布範圍由$10^{-6}\ yr^{-1}$至$10^{-8}\ yr^{-1}$；考量100萬年之評估時間，可能造成核種釋出量有極大的差異，核種釋出後，除本身核種存在放射性外，可能進一步衰變為其他子核並造成劑量。敏感度排名第2及第5之參數分別為U與Ra之K_d值，因SNFD2017參考案例包含之重要核種包含U-233、U-234、U-235、U-236，這些核種是許多衰變核種之母核，且接受到U的母岩K_d值影響，而Ra-226為100萬年時對總年有效劑量貢獻最高之核種之一；分配係數為影響核種遲滯之重要參數，當分配係數高時，將有更多Ra-226及U核種被母岩吸附，而所釋出劑量也隨之降低。平流走時與等效初始通量為敏感度第3及第4高之參數，此2參數於現階段核種傳輸模式為控制處置孔周圍水流率及遠場地下水流率之參數，目前採用數據之範圍值取自水流模型基本案例，此敏感

度分析結果與瑞典SKB TR-11-01報告之評估結果相近(SKB, 2011, p690)。其報告顯示傳輸阻抗為靈敏參數，而傳輸阻抗即為描述核種於導水裂隙中傳輸遲滯行為之參數，與遠場地下水流率之倒數存在一線性關係。

13.4.2. 剪力情節核種傳輸相關參數之參數敏感度分析

本小節針對剪力情節相關參數進行參數敏感度分析，可作為未來技術發展之參考依據。相關的參數及相關參考數據來源包括：燃料基質溶解速率、核種瞬時釋出率、緩衝材料密度、緩衝材料孔隙率、緩衝材料分配係數、母岩分配係數及放射性核種溶解度限值；並以剪力情節之晚期失效Case B1-3，評估上述參數對100萬年時之總劑量影響，完成剪力情節相關之參數敏感度分析結果，如圖 13-6；由結果可見，輸入參數燃料基質溶解速率、鐳與母岩基質的分配係數、鈰與母岩基質的分配係數及鈰與緩衝材料的分配係數，為主要影響剪力情節結果之參數，其中燃料基質溶解速率改變，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分配係數值影響，因此，鐳與母岩基質的分配係數、鈰與母岩基質的分配係數及鈰與緩衝材料的分配係數3項參數，也將嚴重影響釋出劑量。

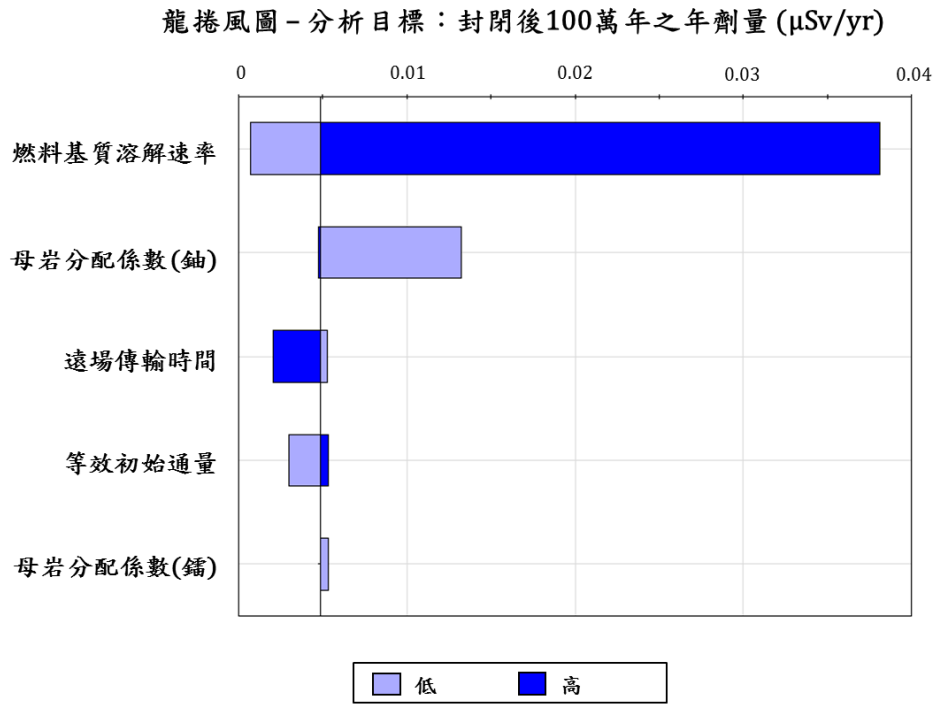


圖 13-5：不同參數對腐蝕情節於100萬年劑量結果之敏感度分析

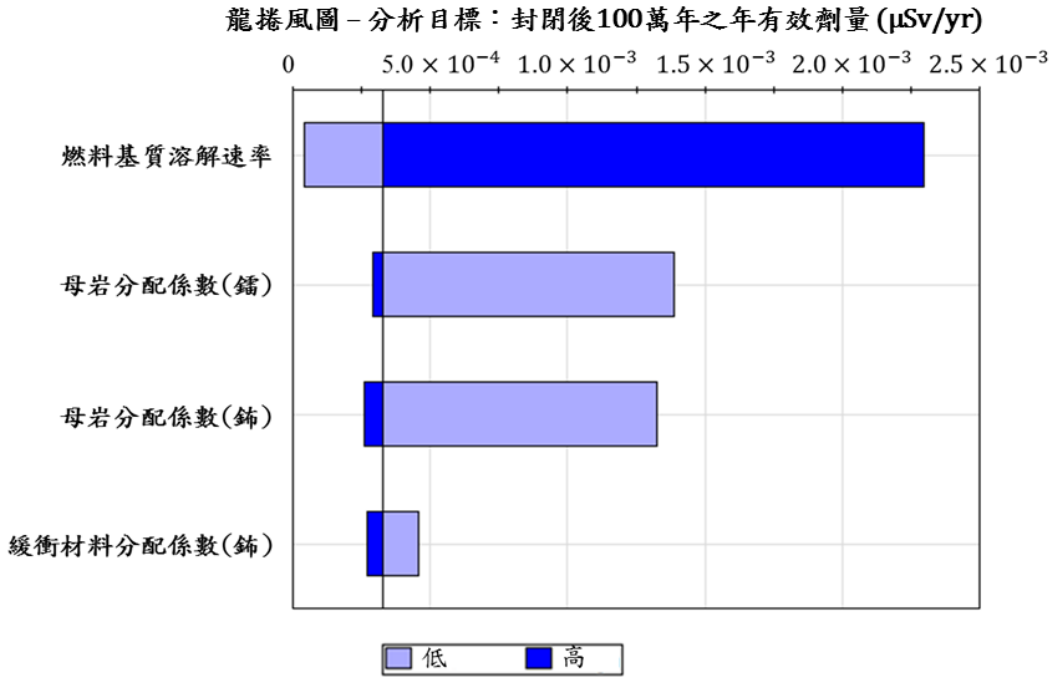


圖 13-6：不同參數對剪力情節於100萬年有效劑量結果之敏感度分析

13.5. 天然類比研究

天然類比研究目的在於彌補實驗室試驗及現地試驗在時間與空間尺度上的不足，相關之研究成果可作為深層地質處置設施安全評估之參考依據，以提高深層地質處置概念技術評估之可信度。高放會採用深層地質處置的概念是因為深層地質為還原的狀態條件，物質在此環境比較不會被氧化；倘若天然存在的東西能夠在地底下保存長達數百萬年之久，則可與未來發展的處置設施狀態進行類比。近年來，彙整天然類比之案例如下：

13.5.1. 深層地質處置的天然類比

放射性廢棄物深層地質處置的天然類比，其主要的目的為(1)藉由研究可以類比深層地質處置設施的自然現象，來增進對在地質時間尺度下是否符合預期結果的了解(包括放射性核種的遷移與遲滯)；(2)增進利用短期實驗室驗證數據評估處置設施的可靠度。

(1) 天然鈾系核種的遷移與遲滯：

(a) 東濃鈾礦床

東濃鈾礦床形成於大概1,000萬年前，為日本目前最大的鈾礦床(Ochiai et al., 1989, p126-p138; Eiji et al., 2006, p5)。該礦區的基岩主要由70 Ma前的花崗岩所組成(Suzuki and Adachi, 1998, p23-p37)。

距今5 Ma至15 Ma間，東濃一帶的區域因為月吉(tsukiyoshi)斷層的錯動抬升，而造成瑞浪群地層的出露。一般認為這條斷層是在礦化作用之後所形成，而瑞浪群最少垂直位移了30 m。雖然鈾礦被這條斷層截切，但並沒有因而造成鈾元素的遷移(圖 13-7)(Shinjo et al., 1997, p94-p95)。因此，即使在斷層錯動、地殼抬升、地表沉陷、剝蝕作用、沉積作用及氣候與海水面的變化之下，東濃鈾礦床在1,000萬年前形成之後，仍得以被保留。

依據來自至少1萬5千年前降雨所形成的地下水化學研究，含有鈾礦床的瑞浪群地層仍屬於還原狀態(Iwatsuki and Yoshida, 1999, p19-p32)。在該礦床不同區域的岩石樣本中，所收集到的鈾衰變系列天然核種(U-238、U-234與Th-230)，被發現時幾乎都已達到放射性平衡，代表核種已經在封閉的系統當中，保存了相當長的時間(Yoshida et al., 1994a, p505-p511)。相關研究顯示鈾礦大多富集在黑雲母或其他的造岩礦物中，以及裂隙中石英顆粒與礦物顆粒的交界處(Yoshida, 1994, p479-p490)。而鈾含量較高的岩石，大多也具有較高的透水性與吸附容量(Yoshida et al., 1994b, p803-p812)，因此，在深層地質環境中，這類型的岩石被認為具有長期控制鈾元素或其他氧化還原敏感核種的潛力。

日本東濃(Tono)鈾礦與捷克(Ruprechtov)鈾礦比較：如前述所言，日本岐阜縣東濃鈾礦場之鈾礦埋藏超過1,000萬年，與捷克鈾礦之條件類似。根據研究觀察顯示(Ulrich and Václava, 2014, p113-p116)，在過去100萬年間，2個鈾礦場的鈾已從母岩裂隙進行遷移，其中最遠之遷移距離為1 m。東濃礦場地下水pH=8至10，Eh= -250 mV至-410 mV，捷克礦場地下水pH=8，Eh= -250 mV至-280 mV，鈾元素在此條件下以非晶型型態存在，因此，是以UO_2的形式進行遷移。

(b) 奧克羅(oklo)鈾礦床

非洲加彭共合國的奧克羅鈾礦床在過去的200年間，以其天然的條件進行了核分裂的連鎖反應。

其中有幾個核種在奧克羅天然反應爐地質環境下的行為被發現，而值得參考(Hidaka and Holliger, 1998, p89-p108)：

(i) U與Pu大多殘留在核分裂發生的地方。

(ii) 向外遷移的成分當中，Pu會與Sr、Cs一起殘留在周圍的黏土層中。

(iii) 稀土元素並不會自核分裂的地方向外遷移。

(iv) 即使在近地表的氧化環境下，也只有少數元素像是Sr與Cs會從核分裂的地方遷移出來而被發現。

根據以上的結果顯示，放射性核種可在深層地質的環境中長期保持穩定，而黏土層中的遲滯行為，就如同深層地質處置設施當中，以黏土礦物作為工程障壁所扮演的角色。

另外，Oversby(1998, p781)研究指出，由於用過核子燃料內仍可能有可分裂物質殘留，因此，針對奧克羅鈾礦床之條件建立相關之模式，可用來作為評估用過核子燃料處置設施達到臨界的可能性之方法之一，Oversby等人也將相關之模式應用於瑞典處置計畫中進行評估，評估結果顯示處置設施不會達臨界狀態。

(c) 昆嘎拉(koongarra)鈾礦床

澳洲的昆嘎拉鈾礦床約距今16億年至15億年前形成，由於昆嘎拉礦床並未進行開採，且它的礦體同時包含了受風化區域及未受風化區域，因此，可以針對不同風化程度的岩石進行相關之鈾傳輸研究，昆嘎拉鈾礦床研究計畫Alligator Rivers Analogue Project (ARAP)於1987年成立，研究目標為提供合理可信的核種傳輸模型作為最終處置設施安全評估之用，研究項目包括場址地質調查、地下水化學組成調查、鈾元素吸附行為研究、鈾元素傳輸模型建立等項目。研究分析結果顯示，天然鈾元素在富集(enrichment)過程當中，含鐵礦物扮演相當重要的角色(Ohnuki et al., 1995, p1227-p1234; Yanase et al., 1991, p387-p393)，含鐵礦物能吸附鈾元素(Payne and Airey, 2006, p581)，限制鈾元素之傳輸。在傳輸行為模擬方面(Golian and Lever, 1992, p59)，則藉由全面調查場址，蒐集獲得大量的水文地質資訊與數據，針對岩石風化區域中鈾的遷移行為進行模擬，共採用13種不同的數學質量遷移模式(例如開放系統模式、多相模式、地下水與開放系統及多相模式的交互作用等)，所建立之模型可符合現地

所觀測到U-238與其子核的分布狀況，並應用於安全評估當中。

(d) 沃川褶皺帶(Okchon fold belt)鈾礦床

沃川(Okchon)鈾礦床位於南韓中部的沃川褶皺帶上，該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，形成年代至今仍尚未有定論，有一說認為該區域岩層分為2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)。

在韓國，用過核子燃料最終處置相關技術研發工作主要是由韓國原子力研究所(the Korea Atomic Energy Research Institute, KAERI)來進行，研究工作包含了地質調查、工程設計及安全評估等項目，韓國的天然類比研究自1996年才開始進行，1996年至1999年期間，KAERI參加了澳洲的天然類比研究計畫ARAP，在參與計畫期間，KAERI發展了一套鈾於土壤之熱力學吸附模式，並應用於昆嘎拉礦床的研究上。除此之外，也建立了反應及傳輸模型應用於昆嘎拉鈾礦化學反應及相轉換研究，而韓國國內的鈾礦研究方面，早期為了評估開採價值，曾進行過相關的現地調查工作，但這時期所獲得的現地資料，對最終處置功能的安全評估而言仍然是不足的。因此，KAERI於2003年決定建造地下研究隧道KURT(the KAERI Underground Research Tunnel)(如圖 13-8) (Baik et al., 2015, p141)，並於2006年11月完工。與天然類比相關之研究項目包括：鈾之分布情況、氣候對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，研究顯示岩石中的結晶型鐵氧化物(如：Fe_2O_3、α-FeOOH等)中含有鈾元素，而非結晶型鐵氧化物則無鈾元素存在，此結果代表鈾元素會

吸附在結晶型鐵氧化物上，因此可使鈾元素之傳輸行為受到限制(Lee and Baik, 2009, p419)。

(e) 雪茄湖(Cigar Lake)鈾礦床

雪茄湖鈾礦床位於加拿大薩斯喀徹溫省(Saskatchewan)北部，形成於距今13億年前，該鈾礦區的基盤岩為變質泥岩，基盤岩上層之岩層為砂岩，鈾礦位於基盤岩及砂岩之交界處，且被黏土層所覆蓋，距地表約為450 m深，鈾礦周圍的黏土層約為5 m至30 m，黏土層的成分主要是伊利石與高嶺土，根據現地分析結果顯示黏土層的水力傳導係數為10^{-9} m/s (SKB, 1994, p112)，較砂岩母岩低，因此，地下水流不易通過該黏土層，能有效地避免地下水與鈾礦接觸，藉由這樣的黏土特性影響之下，使鈾礦經過長期的天然作用下而沒有大量遷移的情況發生。

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。雪茄湖鈾礦床之案例中可以證實，廢棄物罐外層若用紮實的黏土包覆，不僅可以有效阻絕氧化反應，進而減緩內部材料的損耗，具有良好圍阻與遲滯功能。

13.5.2. 金屬的天然類比

目前最常見的鋼與鐵器的天然類比腐蝕研究，主要仍是由歷史考古器物為主。人類發展歷史由石器逐步邁向金屬器的使用，因此，史前時期的各式金屬文物富藏於全球各種環境中，提供許多機會來瞭解鐵在不同環境下產生的劣化作用與腐蝕率，相關之研究分析結果將有助於驗證安全評估模擬結果之正確性。Johnson and Francis(1980, p3.1-p3.4)為鐵或鐵合金器物迄今最為完整的研究，分析結果顯示鐵的腐蝕率趨於一致，範圍介於0.1 μm/yr至10 μm/yr之間，此結論也獲得Yusa et al.(1991, p215-p232)的印證，該研究探討供水與供氣管線的腐蝕率，這些鋼質管線埋藏於不同環境的黏土中，研究結果顯示最高腐蝕率為10 μm/yr，腐蝕產物則以$FeCO_3$與鐵的氫氧化合物為

主。丹麥Nydam Mose地區有一考古遺址，發現於西元200年至500年間所埋藏之軍事設備的鐵物件。其中，隕鐵為確認的主要腐蝕產物之一，代表該環境為無氧富含碳酸鹽(10^{-2} mol/L)的腐蝕環境(Matthiesen et al., 2003, p183-p194)，鐵器的腐蝕速率範圍介於0.03 μm/yr至5 μm/yr之間。分析151 件長矛所獲平均腐蝕速率大約為0.2 μm/yr。

考古鑄鐵工藝品的腐蝕亦被研究(Neff et al., 2005, p515-p535)，主要分析了西元第2世紀至第16世紀之工藝品上的腐蝕產物，除此之外，也分析了長期被掩埋的低碳鐵物件(Neff et al., 2006, p2947-p2970)，以決定其平均腐蝕速率。腐蝕產物的型態指出腐蝕作用中具有氧氣的存在。研究計算結果顯示，這些鐵器之腐蝕速率變化範圍相當大，但是平均腐蝕速率不超過4 μm/yr。

銅器時代以來人類就廣為應用銅與青銅(銅、錫與鉛的合金)，因此，有關考古銅器的資訊亦相當豐富。Tylecote (1977, p269-p283)曾研究多種古銅器及銅合金(鉛、錫與錫-青銅)器物的持久性，並依不同種類的銅礦源與冶煉方法，探討這些因子對銅器持久性的差異，研究結果顯示銅與銅合金具極佳抗腐蝕性，為製作金屬廢棄物罐的合適材質。Tylecote (1977, p269-p283)亦曾分析不同地點出土的古銅器，並針對環境與腐蝕率的關聯性進行探討，其中環境因子包括設施酸鹼值(pH值)、有機成份、二氧化碳、硫氧化物、磷氧化物等，並詳細分析銅器的成份，以及評估腐蝕狀況。結果顯示其中尤以錫青銅合金具抗腐蝕性，並且在典型微鹼性土壤中，各種不同的銅器平均腐蝕速率約為0.225 μm/yr。Johnson and Francis(1980, p3.1-p3.4)，亦進行廣泛性的古銅器腐蝕研究；其採用保存較為良好並可定年之的銅器進行分析，並嘗試由銅器的年代估算腐蝕速率，結果顯示銅的長期腐蝕率介於0.025 μm/yr至1.27 μm/yr之間，平均腐蝕率約0.3 μm/yr (圖 13-9)，其研究與Tylecote (1977, p269-p283)具有類似的結果。以上這些銅器通常都埋藏於洞穴、陵墓等具有少量溼氣的環境，雖然這些埋藏環境與深地層處置環境並不相同，但可預期的是最終處置設

施所處的深地層環境氧氣含量較少，金屬若處於這樣的條件下，腐蝕速率推測會比這些古物之腐蝕速率小，以此觀點來看，上述古物分析結果仍具有相當之參考價值。另外，針對中國湖北、江西、廣西、陝西與北京所收集到的青銅古文物(距今3,000多年前)進行分析(Chen et al., 2004, p163-p169)；對於銅腐蝕率的探討結論如下：(1)乾旱地區之古物腐蝕厚度為50 μm至260 μm，潮濕地區之古物腐蝕厚度為300 μm至8,000 μm。(2)青銅腐蝕產物中之孔雀石($Cu_2(OH)_2CO_3$)與錫石(SnO_2)是穩定的礦物，可以保護金屬於地下中不會持續被腐蝕。孔雀石雖然是屬於氧化環境下才會產生的腐蝕產物，但考慮整個處置設施的運轉期間，在初期的開挖及運轉過程中，會有大量的氧氣進入處置設施，而使處置設施處於氧化狀態，因此這項研究也許可以作為類比於這段時期金屬腐蝕行為之參考資料。

13.5.3. 膨潤土的天然類比

工程障壁系統中常以膨潤土做為緩衝材料，其成分主要為蒙脫石(75%)、石英(15%)、長石(5%至8%)，其餘成分包括雲母、碳酸鹽、高嶺石、黃鐵礦與有機碳，作為緩衝材料的原因，在於膨潤土可以吸收水或是有機溶液於結構層中。蒙脫石組成一般為$(Na,Ca)_{0.33}(Al,Mg)_2[Si_4O_{10}](OH)_2 \cdot nH_2O$,中間爲鋁氧八面體上下爲矽氧四面體所組成的3層片狀結構的黏土礦物，在晶體構造層間含水及一些交換陽離子；當膨潤土中具有75%的蒙脫石時，其陽離子交換容量(cation-exchange capacity, CEC)約為1 Eq/kg，因此，具有緩衝之效果(Itälä, 2009, p16)。夯實之鈉型膨潤土濕潤後具有回脹能力，處置設施之設計可利用此回脹特性，使其可填充廢棄物罐與緩衝材料塊間、緩衝材料塊間及緩衝材料塊與處置孔之母岩的間隙。

克羅南古砲為黏土效用之類比中著名的案例，其砲身使用的是銅含量極高的材質，與瑞典用過核子燃料的廢棄物罐材料類似，研究指出其砲身被包覆在飽和的海洋黏土中(圖 13-10) (Hallberg, 1988, p273-p280; Neretnieks, 1986, p191-p197)，海底飽和且實密的黏土也含有與膨潤土類似的蒙脫石成份，圖 13-10顯示克羅南古砲腐蝕過

程中，Cu在氧化環境中轉變為Cu_2O，而砲身上殘餘熔渣中CuO則轉變為銅碳酸鹽水合物(hydrated copper carbonat, $CuCO_3(OH)_2$) (圖13-11)，由於海水侵入導致不同深度氧化還原潛能的變化，並未明顯造成腐蝕產物的差異，因而認為氧不是主要的氧化媒介(Hallberg et al., 1987, p135-p139)。自船沉沒後，銅腐蝕速率即維持在0.15 μm/yr(Miller et al., 1994, p75-p168)，雖然古砲埋藏環境與未來處置環境並不相同，古砲埋藏環境屬於較氧化的狀態，但這些研究成果仍可以提供做為廢棄物罐包覆於緩衝材料之類比參考資料，在如此極端環境下被包覆的銅材，亦能有如此保存性，顯示膨潤土材料對處置設施的重要性。

中國馬王堆漢墓也是一著名案例(工研院，2003，p2-33)，1972年至1974年，在湖南長沙馬王堆發掘了距今2,100年前的中國馬王堆3座古漢墓，馬王堆的3座漢墓幾乎是在同時期埋葬(前後相差僅20年左右)，位置亦十分相近，但它們的保存情況卻有很大的差別，特別是1號墓的女屍，能在炎熱潮濕的南中國地下保存超過2,000年而完好無損，其原因在於該古墓的棺材外部塗上了覆土，使得棺材呈現密封狀態而能與外部空氣隔絕，將覆土進行成分分析後，結果發現所覆蓋之材料為黏土礦物，故其保存之成效可供多重障壁緩衝材料成效之類比參考。

13.5.4. 國內可能的天然類比與進行中的評估研發技術

臺灣距今約西元2000年前到400年前為金屬器時代，其中著名的有十三行文化、番仔園文化、蔦松文化與靜浦文化等，皆有許多遺址被發掘。而除了上述遺址之古物外，近年來漢本遺址文物也被挖掘出土，漢本遺址是臺灣宜蘭縣南澳鄉的史前遺址，於2012年3月進行蘇花公路改善工程時意外挖掘出土(如圖 13-12所示)，其地理位置位於宜蘭縣南澳鄉澳花村漢本車站南側與和平溪北岸之間的海岸沖積平原。西側是高聳的中央山脈，東側是瀕臨深邃的太平洋之斷崖，海拔高度在15 m至30 m之間，南邊是水勢湍急的和平溪，地質年代為古生代晚期-中生代(Late Paleozoic-Mesozoic)。地質圖上歸類為大南澳

變質雜岩區，是由變質石灰岩(大理岩)、片麻岩與綠色變岩構成。至2015年8月為止，挖掘出土的文物包括：玉器、陶器、石器、金箔、瑪瑙、骨角器與玻璃珠、鐵器、青銅器等物品，其中出土的鐵渣證實當時臺灣已經擁有冶鐵技術，進入鐵器時代，目前依照同一地層所出土的碳粒，由進行碳14定年，出土鐵器及青銅器屬於距今900年至1,600年前之古物(如圖 13-13所示)，漢本遺址古物初步分析結果顯示，鐵器分析方面，腐蝕產物為Fe_3O_4、Fe_2O_3及少量的α-FeOOH所組成，腐蝕速率介於為1 μm/yr至2.7 μm/yr之間，依據日本H17報告之研究結果顯示鐵器腐蝕速率小於10 μm/yr，瑞士國家放射性廢棄物處置專責機構(National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, Nagra)於1994年的研究結果為10 μm/yr (Russell et al., 2015, p88)，對比之後可發現漢本遺址鐵器之腐蝕速率也在小於10 μm/yr之範圍內；漢本遺址青銅文物分析方面，青銅飾品及青銅鈴鐺之腐蝕速率分別為0.075 μm/yr至0.883 μm/yr及0.198 μm/yr至0.671 μm/yr，Johnson and Francis (1980, p3.1-p3.14)曾進行不同地區之古銅器腐蝕研究，其採用保存較為良好且可定年之的銅器進行分析，並嘗試由銅器的年代估算腐蝕速率，結果顯示銅的平均腐蝕率約0.3 μm/yr，而漢本遺址青銅器之分析結果也落於此範圍內。

目前國內天然類比資訊蒐集及案例探討分析方面，主要著重於持續蒐集臺灣本土相關天然類比之調查研究成果，綜整國際間之相關研究成果報告，並參考考古學之科技方法理論，利用各種非破壞性或破壞性的檢測技術，針對出土古器具之腐蝕產物，進行形態、組織、結構進行分析，並探討埋藏環境地質及風化產物之成分等環境變因與腐蝕產物間之關係。同時，參考並蒐集國外相關天然類比的研究資料，進行嘗試建立1套適用於國內本土環境之天然類比檢測技術，例如以微電腦斷層掃描(Micro-CT)，進行樣品的斷層掃描與X-ray影像分析，推測樣品鐵器或青銅器的鏽蝕程度，藉由影像的灰階程度分析其可能代表樣品材料的密度變化或孔隙分布，進而推算遺址出土文物的鐵器或青銅器樣品之鏽蝕速率，而相關之分析結果可類比的銅廢棄物罐

(含鑄鐵內襯材質)在自然環境條件下，於類同地質環境條件中之演化歷程。由於每一件古物都具有其獨特性與唯一性，所以，非破壞性的檢測技術將是發展檢測技術的重要考量。

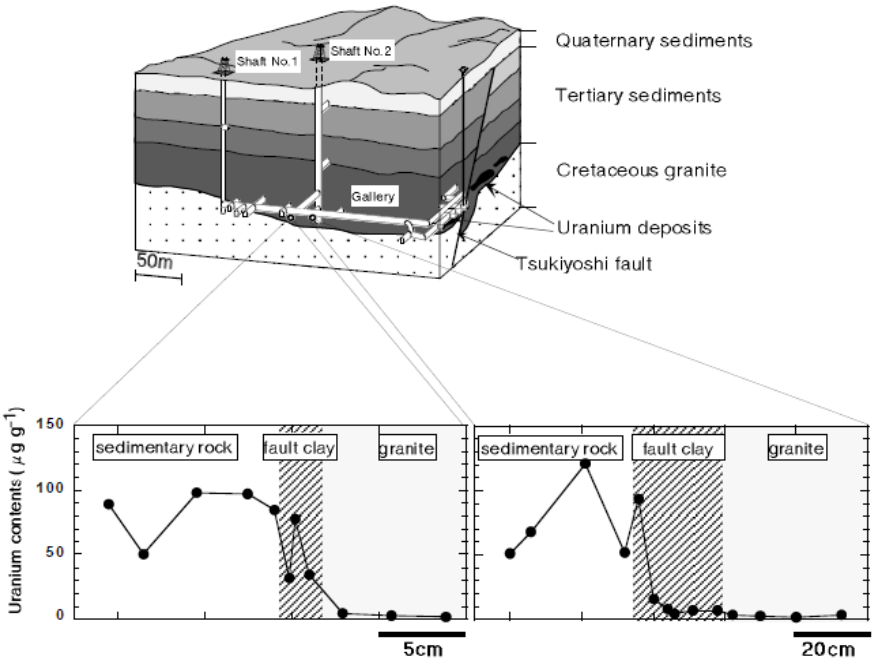


圖 13-7：鈾在東濃鈾礦床月吉斷層中的濃度分布

資料來源：摘自Shinjo et al.(1997, p94-p95)



圖 13-8：位於南韓沃川褶皺帶天然鈾礦區之地下研究設施KURT

資料來源：摘自Baik et al.(2015, p141)

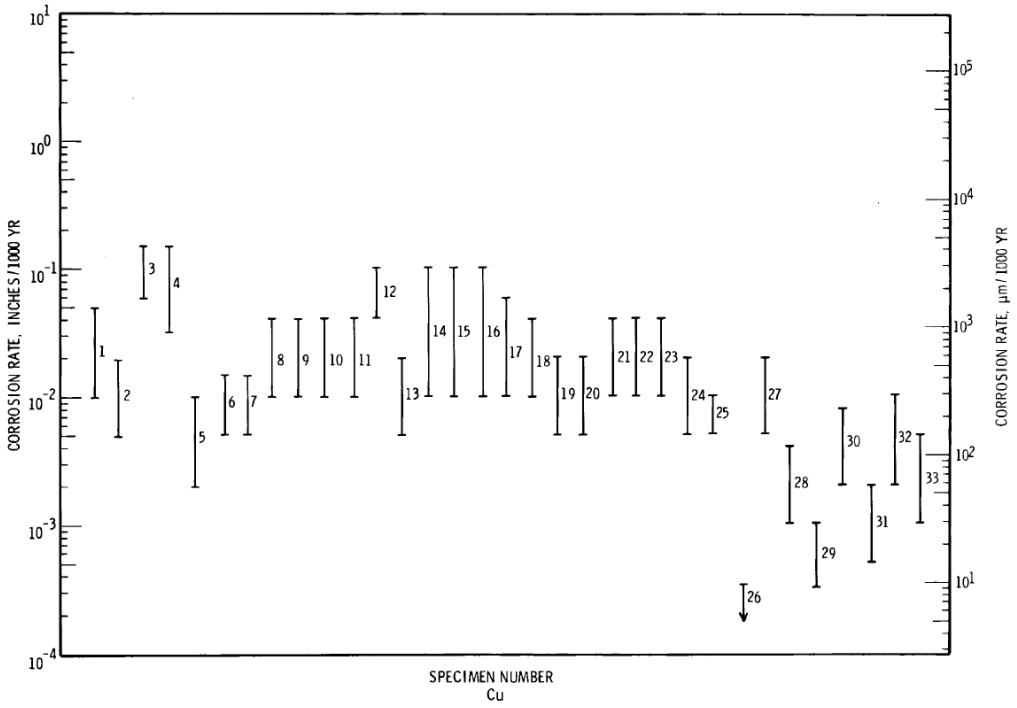


圖 13-9：銅及銅合金考古器物腐蝕率

資料來源：摘自Johnson and Francis (1980, p3.5)

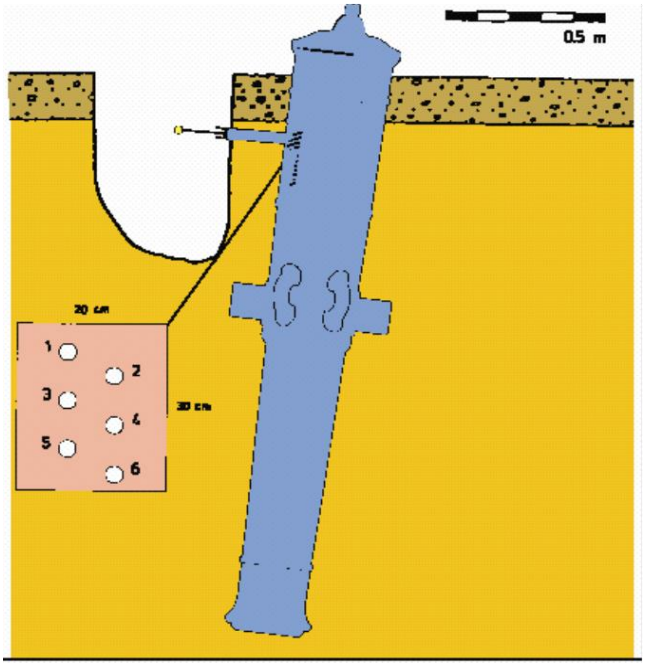


圖 13-10：埋於海底黏土的古銅砲

資料來源：摘自Hallberg (1988, p273-p280)

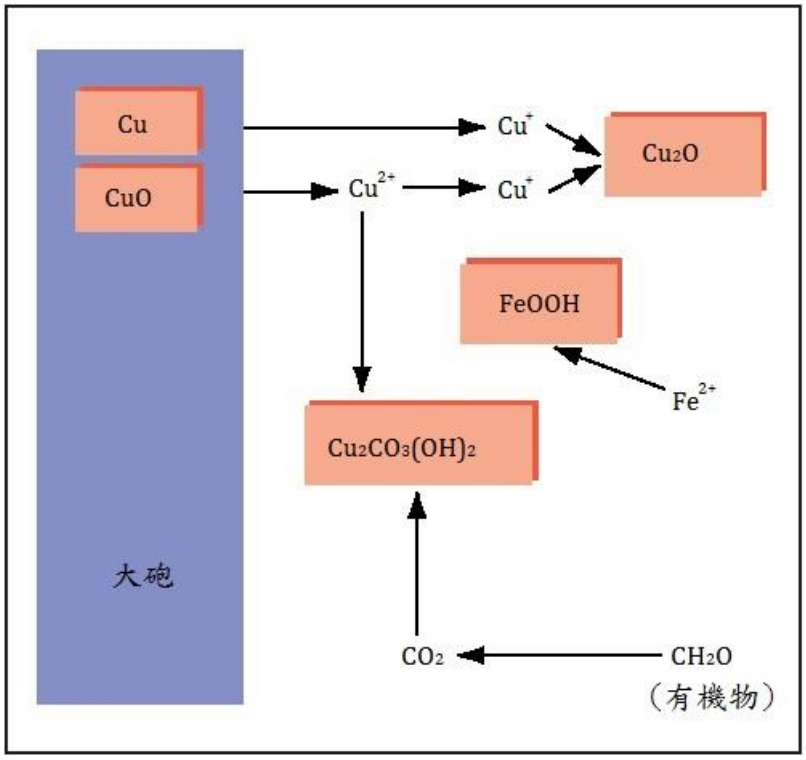


圖 13-11：古銅砲的腐蝕過程

資料來源：摘自 Hallberg et al.(1987, p135-p139)



圖 13-12：漢本遺址挖掘現場



圖 13-13：漢本遺址出土鐵器及青銅器

13.6. 管理系統

國內用過核子燃料處置計畫始於1986年，早期稱為「我國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(台電公司，2010，p1-3-p1-4)：

(1) 處置概念初步研發階段(1986年05月~1988年06月)；

(2) 初期工作規劃階段(1988年11月~1991年06月)；

(3) 區域調查技術準備階段(1993年08月~1998年10月)；

(4) 調查實施與技術發展階段(1999年05月~2003年09月)；

(5) 潛在處置母岩特性調查與評估階段(2005年~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年至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，本計畫是長期性且需要多元化技術的整合性計畫，所以，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。

有關管理系統的工作項目架構圖如圖 13-14所示，俾落實計畫追蹤、紀錄文件保存與品保作業功能，隨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。系統以網站之形式來進行實作，使用者擁有各自授權的使用範圍。

13.6.1. 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2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，後續可依使用者的權限，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。

13.6.2. 知識管理

綜觀全球於1970到1980年代所展開的各國家型計畫，少數在早期即建立知識庫及資訊流之系統架構，取而代之，大多採取由下而上產生支援性資訊，這些資訊係由技術專家參與規範定義。當計畫成熟發展至較敏感的場址評選、處置設施興建及運轉的核發執照等階段時，知識庫。有鑑於長期特性，大多數計畫將採階段式規劃予以執行，其中也包含與利害關係者進行溝通。

當放射性廢棄物處置面臨決策複雜性及與利害關係者的溝通愈顯挑戰之際，其所運用知識的品質及範疇也隨之快速發展。有些計畫已於20世紀末認定此問題，並集中力量因應挑戰讓知識管理更有效率。然而，知識庫的快速擴展也導致與傳統做法的抗衡；因此，推動知識管理亦需要適當典範移轉，以避免遭遇進退兩難的情形。

放射性廢棄物處置所面臨的知識管理相關課題，可予以結構化說明如圖 13-15。基本知識元素的產生主要是透過研究與發展工作產生最基礎的項目，然後形成目標導向的中位層知識表現，包含場址描述

模型(Site Descriptive Model, SDM)、處置設施設計及評估模型與數據，整合為全系統評估之架構。分析輸出的結果依序送至上位層在安全策略的基礎下建構安全論證。

國內用過核子燃料最終處置工作自1986年起開始積極推動，迄2016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時距、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。本計畫初步規劃知識管理平台，將以建置知識庫及發展整合運用平台等2個方向進行。

(1) 知識庫：

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。

(2) 整合運用：

當前述知識庫建置達到一定的規模後，配合整合技術及計畫之進展，針對某項整合技術，透過資訊技術連結並擷取個別相關知識庫的數據，進行整合性分析，同時應用視覺化技術來具體展現整體成果，亦便於與社會公眾溝通。

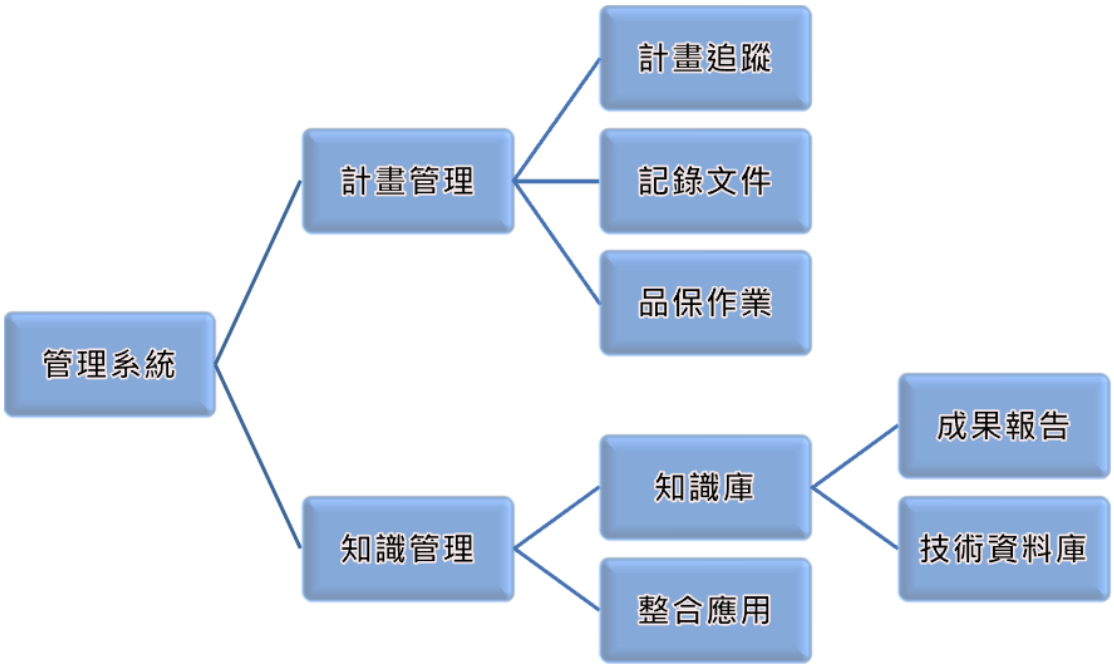


圖 13-14：管理系統工作項目架構

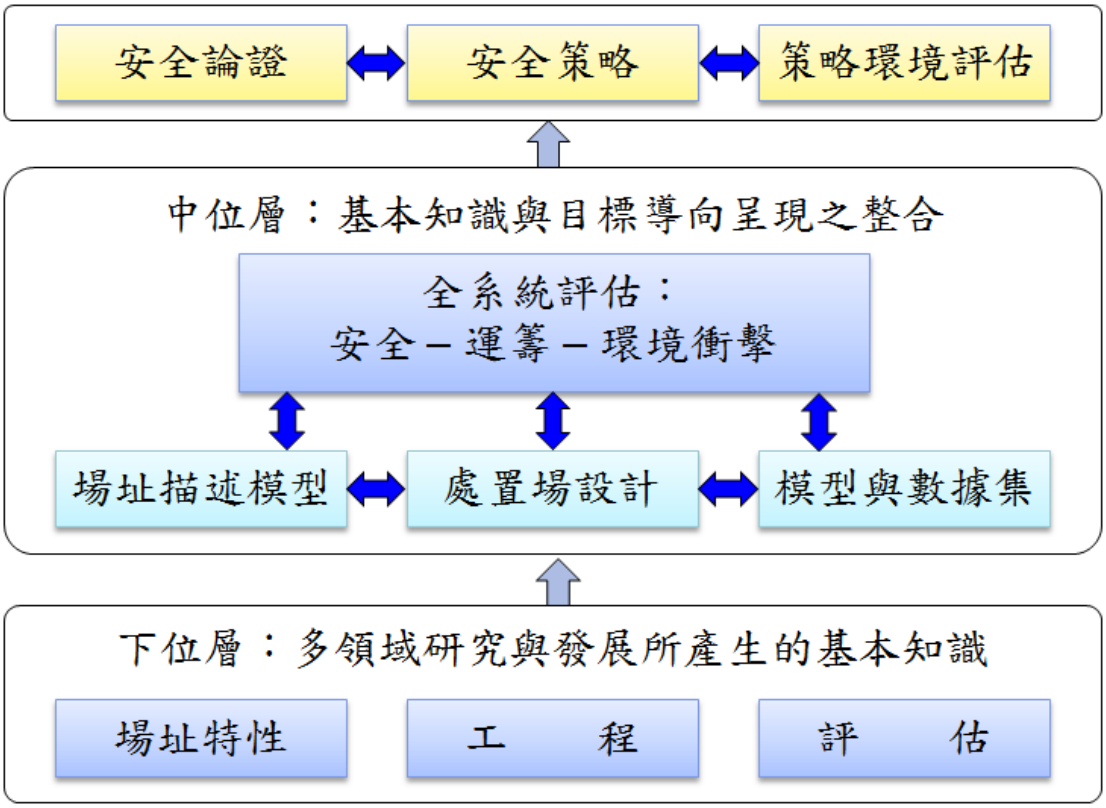


圖 13-15：放射性廢棄物處置專案知識產生、整合與應用之架構

14. 總結與未來發展

14.1. 總結

本技術支援報告為「潛在處置母岩特性調查與評估階段」SNFD2017報告之附屬技術報告。對於我國執行最終處置「安全評估技術」進行技術可行性評估。此階段之安全評估技術發展，係以引進瑞典已實驗驗證之安全評估方法論(SKB, 2011, p59-p93)為基礎，針對SNFD2017主報告附錄A之「處置設計與工程技術」所提出之用過核子燃料處置系統，以及其SNFD2017參考案例的地質概念模式及特性數據，具體展現我國已具備深層地質處置設施長期安全性的評估能力。並完成技術發展成果彙整，可達到下述結論：

(1) 建立安全評估與情節建構方法論，說明風險評估方法及評估模式工具之間的整合與所需參數連結；
(2) 運用國內地質環境特徵與處置設施概念設計，以SNFD2017參考案例展示建立可信賴的安全評估技術；
(3) 依據現階段安全評估技術優先加強項目，完成研究發展重點規劃，提供推動下一階「段候選場址評選與核定階段」(2018年至2028年)的技術支援。

在安全評估方法論技術發展方面，已於第2章詳述安全評估方法，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，篩選重要FEPs列入先期重點技術發展，透過實驗模擬提出熱-水文-力學-化學(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SNFD2017參考案例展示建立可信賴的安全評估技術方面，依據本技術支援報告建構的SNFD2017參考案例，運用離島結晶岩測試區之本土地質調查資料，採用深層地質處置概念設計，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，得到以下之結論：

(1) 於第5章FEPs與內部作用交互分析之技術應用成果中，已建立臺灣FEPs資料庫，並持續精進與專家審查，達到國際信賴水準，且搭配離島結晶岩測試區的母岩初始條件及深層地質處置概念設計之初始條件，交互回饋分析完成清單篩選。在第1階段技術發展成果上，也同步汲取國際經驗，以有限資源探討重要影響因子與相關內部THMC耦合效應，強化模擬與實驗技術發展，奠定科研論證基礎；

(2) 於第8章參考演化技術應用成果中，依本土數據資料，探討重要FEPs與相關內部THMC耦合效應，建立外部條件演化分析概念、

生物圈概念模型與演化推論、近場熱分布模擬技術、離散岩體水文地質概念模型建立、岩石力學分析與地震危害度分析、地下水化學特性研究與應用、緩衝材料與回填材料特性研究與應用，以及廢棄物罐於腐蝕作用與剪力效應分析技術。同時彙整上述技術成果，完成建立離島結晶岩測試區處置設施參考演化；

(3) 於第9章情節選定技術應用成果中，解析離島結晶岩測試區處置設施參考演化之結果，建立主要情節發展論述，並考量數據不確定、模式不確定及情況發展不確定，選定主要情節之基本案例與變異案例，強化掌握處置設施長期安全的變動範圍。同時也於干擾情節考量中建構多個獨立案例，包括氣候相關議題、地震議題及未來人類活動；

(4) 於第10.1節安全評估模式鏈技術應用成果中，已開發並整合重要數值分析模式。其中，圍阻安全分析包括：探討廢棄物罐腐蝕作用所建立的水文地質概念模型、工程障壁侵蝕作用、廢棄物罐腐蝕作用。探討廢棄物罐剪力效應所建立的廢棄物罐剪切危害度分析模式。而核種遲滯安全分析包括：建立核種釋出分析模式、近場傳輸與遲滯分析模式、遠場傳輸與遲滯分析模式，以及生物圈概念模式。

(5) 於第10.2節與第10.3節量化分析技術應用成果中，建立模式整合之數據傳遞流程與正確性，示範完成廢棄物罐腐蝕作用、剪力效應的風險量化分析技術與結果。

(6) 於第11章建構干擾情節案例選定、論述與量化分析技術，尤以第11.2節的極端地震頻率案例，已初步說明須建立的技術需求，並初步完成對多次地震分析技術的示範雛形。於第11.3節探討未來人類活動，也建立1套分析方法論，另亦嘗試採用不同生物圈劑量評估模式，以RESRAD進行評估農夫居住於殘餘放射性物質污染土地上的劑量影響。

(7) 符合安全論證要求，以離島結晶岩測試區的安全評估結果，於第13章分就參數敏感度、數據不確定性、情節案例發展、模式驗證

校驗、天然類比、管理系統及同儕審查，並整合地質、工程與安全評估技術，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。

由上述成果經驗回饋，台電公司團隊已具備對深層地質處置設施長期安全所需之評估技術，由本技術支援報告證明整體安全評估已建立可行之技術，表明在安全評估技術方面建立成熟的進展。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，SNFD2017參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，進行建立地震相關安全評估所需的技術的基本能力，並確定了未來發展的關鍵領域。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。

14.2. 未來發展

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SNFD2017參考案例為核心，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。

未來研究發展工作，將以下列方向進行規劃：

(1) 地質調查數據回溯分析、調查技術標準程序與數據驗證研究：

地質調查數據是影響安全評估的重要關鍵，然數據呈現的方式往往因不同目的而有不同需求，在本階段仍可發現在數據需求與提供整合方面，仍存在整合的問題。考量地質調查數據寶貴，下一階段除回溯既有調查數據分析外，亦將建立數據需求/供給標準化程序，調查技術標準化，以及數據驗證品保標準程序研究。

(2) 現地參數應用平台：

地質調查、工程設計與安全評估方的交互回饋應用，考量3方的專業領域與分工可行性，工程設計可擔任銜接前端的現地調查數據使用，以及後端的安全評估參數提供；參考國際上對於現地參數信賴度提升的作法，可建立現地參數應用平台，由安全評估提出數據需求，由工程設計建立數據接收與查驗的方法，由地質調查發展適宜調查技術。由於本期已經建立工程設計與安全評估流程，未來在參數敏感度的評估上，可根據此一流程，反覆進行檢核與驗證。

(3) 強化論證安全評估方法論的應用性：

本階段雖以離島結晶岩測試區完成方法論應用示範，也證明可符合安全論證之要求，然因數據之侷限性，仍輔以大量假設及採用

國際案例所建構數據與論證，故下一階段仍應積極尋找可適用的數據案例，包括國際合作、建議的候選場址區域，抑或是適宜的研究區域。因唯有透過如此不斷的應用與回饋檢討，方可發展出安全評估方法論的最佳化流程。

(4) 處置設施參考演化技術發展：

經由瑞典SKB的協助，已列舉35項重要的內部作用進行探討，並引入本土數據建立簡易的參考演化。然影響處置設施的內部作用將遠多於此，且涉及THMC耦合效應，也許影響程度不及重要的機制，但仍需提出科學論證證明之。故後續計畫應大力投入長期演化研究，除持續本期所列舉的重要內部作用研究外，亦應加強國際合作(如DECOVALEX)，依候選場址區域的特性，盤點出相關的內部作用，並廣納綜研國際已具體可信之研究成果(如廢棄物罐腐蝕作用機制研究)，達到快速累進技術的目標。同時，亦需配合本土數據，進行重要成果的適用性與差異性分析。但對於廢棄物罐受地震剪力效應，此部分因與北歐國家特性迥異，應建立自主分析技術，例如現地應力演化、地震長期效應對水文地質環境影響，以及地震對於地形變化影響等議題。並宜多與同處環太平洋地震帶的國家(如日本)，進行技術交流合作。

(5) 安全評估模式鏈技術發展：

處置設施安全議題涉及多項專業領域，安全評估模式鏈的整合與應用就備受挑戰，本階段已分就廢棄物罐腐蝕作用及剪力效應等情節，完成安全評估模式鏈的初步建構與整合，並證明技術可行性，然對於達到符合安全評估可信度的量化程度，仍需投入大量長期研究資源。在下一階段，將基於本期技術成果回饋，與上述第(4)點所述之處置設施參考演化技術發展同步，依據本土需求特性，盤點模式鏈開發需求，廣納國內既有研究資源以建立模式多樣性，並加強國際技術交流與合作，執行模式驗證及平行比對。如此才可以整合探討模式鏈的合適性，提升對安全論證的信賴度。

(6) 核種遷移試驗技術發展：

核種遷移試驗的目的，在於模擬深層地質環境，探討重要及難測(如Tc-99, I-129, TRU)核種於近場工程障壁及遠場岩體裂隙之吸附反應與擴散行為，以建立相關之核種遷移參數(如：分配係數與擴散係數)，並提供國內最終處置設施之安全評估及工程障壁設計所需本土化參數依據。在實驗規劃上，現階段主要以中低吸附性重要核種(Tc, I, Cs, Sr…)為對象，探討近場及遠場之相關吸附與擴散行為，而未來長程規劃上，則以高吸附性重要核種(Np, Am, Cm, U, Th…)為對象，進行相關之吸附與擴散實驗；在模式驗證及分析部分，將針對核種遷移實驗模式、分析驗證技術、實驗參數不確定性評估建立、核種於近場吸附機制與遠場傳輸行為之地球化學、熱力學反應平衡模式等議題進行研究，以提升實驗數據之可靠性。此外，膠體對核種遷移的影響亦是研究重點，主要項目包含：探討膠體的形成及在地下水中的特性、粒徑分布、種類(如腐植酸有機物、無機化合物)，並針對膠體在緩衝/回填材料及母岩的傳輸行為、膠體中有機物/微生物對核種的吸脫附與遷移效應、核種與膠體如何作用(物理或化學機制)、搭載核種的膠體如何傳輸、膠體促進核種遷移的現象與機制等議題進行研究。進度規劃上，現階段已蒐集文獻資料為主，了解膠體對核種遷移影響之機制，未來再針對本土結晶岩測試區的地下水環境進行相關實驗，建立符合安全評估需求之實驗參數。因此，在整體規劃上，核種遷移實驗將逐步以核種對地質介質的不同吸附特性為對象，探討在近場工程障壁及遠場母岩中之吸附及擴散行為，與膠體對核種遷移之影響，以嚴謹科學方法分析、篩選，妥適建立本土化參數，作為處置設施工程設計及安全評估上之依據參考依據。

(7) 天然類比案例研究發展：

天然類比研究在深層地質處置設施安全評估中，為一重要的驗證方法。主要在於觀察自然界所發生之現象，用以類比工程障壁於

長時間下之功能評估。可彌補實驗室試驗及現地試驗在時間與空間尺度上的不足，並提高深層地質處置概念技術評估之信賴度。另對於臺灣本土天然類比研究案例探討，亦為未來研究規劃之一；將針對本土考古金屬文物埋藏的地質環境、歷史演化，以及其受風化、腐蝕等繁衍之歷程，對出土文物腐蝕深度的影響。並與國外相關天然類比案例分析結果，進行比較與差異分析。目前進行研究中之本土考古文物包括：約2,000年前的漢本遺址、約1,800年前蔦松文化的道爺遺址、300多年前荷據時期的社內遺址，以及100多年前日治時期的大龍峒遺址，未來將持續針對臺灣之出土文物進行科技檢測鑑定，以建立國內天然類比案例資料庫。

(8) 熱-水文-力學-化學(THMC)耦合實驗技術發展：

緩衝及回填材料為處置設施中之重要的安全因子，其設計之安全性及長期的耐久性為研究之重點。為達成緩衝材料與回填材料安全與功能評估技術之目標，未來研究規劃將在本階段研究基礎下，考量實際處置設施條件發展耦合試驗研究，取得材料特性試驗數據及數值分析所需之參數，並建立我國處置環境條件之熱-水文-力學-化學(THMC)耦合數值分析模型，以評估處置設施配置與緩衝/回填材料設計。另為保證研究工作的質與量及加快研究工作的進度，並有效地吸取國際已有的成果與經驗，台電公司也已參加DECOVALEX計畫，本計畫團隊將配合參與每年舉辦2次的研討會，與各國研究團隊合作，選定共同議題進行平行、交叉與面對面的研究與比較。相關之未來規劃如下：

(a) 瞭解溫度場、圍壓對氣體遷移之影響，並發展具溫度邊界之氣體遷移試驗；

(b) 探討溫度場對硫化物生成率之影響，並評估可能造成廢棄物罐腐蝕之程度及速率；

(c) 持續前期之縮尺耦合試驗研究，以擷取長期的耦合試驗參數，並加入人工調配之地下水，探討地下水組成對緩衝材料傳輸行為與膨潤土礦物變質之影響；

(d) 發展大尺度耦合試驗，建立塊體製作技術及感測器佈設測試，測試組裝完成後，長期監測溫度場、水力、壓力、變形等數據，以提供數值分析驗證之比對；

(e) 延續前期之研究成果，持續發展數值分析技術，建立熱-水文-力學耦合模型，發展緩衝材料與回填材料功能評估模型，考量處置設施之作用，分析緩衝材料與回填材料之回脹行為、飽和時間等；

(f) 將臺灣自主研發的模型與軟體及方法與DECOVALEX計畫之各國研究團隊，進行水平驗證以發現差距；

(g) 研究國際大型地下試驗以吸取先進的地下試驗技術；

(h) 研究各參與國高放射性廢棄物處理計畫，以促進臺灣用過核子燃料處置設施的工程設計與功能安全評估軟體系統的開發。

15. 參考文獻

工研院(2003)，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段—潛在母岩特性調查計畫(91年計畫)，深層地質處置概念之天然類比資訊建立報告(2/3) -SNFD-ERL-90-206，p2-33。

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。

中國國家海洋局(2015)，2014年中國海平面公報，2016年10月取自 http://www.soa.gov.cn/zwgk/hygb/zghpmgb/201503/t20150318_36408.html

尤崇極、鄧仁杰、施清芳、張福麟、張坤城、劉建麟、宋國良(1991)，我國用過核燃料長程處置計畫第二階段工作計畫-結晶岩區地質驗證調查(金門地區)報告書，原子能委員會核能研究所，SNFD-INER-90-008。

王鑫、楊建夫、郭彥超(2000)，太魯閣國家公園南湖大山圈谷群古冰河遺跡研究初步調查, 研究調查報告，中華民國太魯閣國家公園管理處，花蓮，第6頁。

台電公司(2008)，核一廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，台電公司核能後端營運處。

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)，台電公司，共758頁。

台電公司(2012)，K區調查成果(1999-2010)彙編，SNFD-GEL-90-290。

台電公司(2015)，核二廠用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告，台電公司核能後端營運處。

台電公司(2016)，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)，參考案例表二：地質概念模式及特性數據。

行政院原子能委員會(2005)，游離輻射防護安全標準附表三。

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，會物字第1020001007號令；2016/05/24取自http://gazette.nat.gov.tw/EG_FileManager/eguploadpub/eg019013/ch07/type1/gov61/num19/Eg.htm

行政院原子能委員會(2015)，高放射性廢棄物最終處置設施場址規範，會物字第1040013356號令；2016/05/24取自http://gazette.nat.gov.tw/EG_FileManager/eguploadpub/eg021073/ch07/type2/gov61/num23/Eg.htm

吳禮浩（2005)，情節發展分析技術建立，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－發展初步功能/安全評估技術(93年度計畫)，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-INER-90-55，核能研究所。

林蔚、李寄嵎、楊小青、陳正宏(2011)，台灣地質圖說明書-金門地區，五萬分之一地質圖幅，第77號，經濟部中央地質調查所。

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)-- K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、蔣立為、田能全、張育德、謝佩珊、陳文山、劉智超、李奕亨、錢正明、廖啟雯、洪偉嘉、謝德勇、蘇毓秀、邱欣瑜、黃淞洋、劉致育、劉台生、王竹方、陳志南、楊燦堯、郭明錦、蔡祁欽(2013)，用過核子燃料最終處置計畫潛在母岩特性調查與評估階段(101~103年度計畫)－執行成果第一次期中報告，工研院能資所執行/台電公司委託，SNFD-ITRI-90-320。

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。

楊明宗、柳志錫、沈振南、林棋財、楊敏順、呂金玉(2003)，我國用過核燃料長程處置潛在母岩特性調查與評估階段--潛在母岩特性調查計畫(91年計畫)--K區(BH1及BH2)岩石力學報告，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-ERL-90-199，工業技術研究院。

楊建夫、崔之久、王鑫、宋國城(1998)，雪山地區末次冰期的冰河遺跡，台灣之第四紀第七次研討會論文集，第8-12頁。

蔣立為、余錦昌(2009)，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(97~99年度計畫) --區域性地下水量估算技術資料蒐集成果報告，台灣電力公司委辦計畫，SNFD-EEL-90-270，工業技術研究院。

Åkesson, M., Kristensson, O., Börgeson, L., Dueck, A., and Hernelind, J. (2010), THM modelling of buffer, backfill and other system components. Critical processes and scenarios, SKB TR-10-11, Svensk Kärnbränslehantering AB.

Arcos, D., Grandia, H., and Domènech, C. (2006), Geochemical evolution of the near field of a KBS-3 repository. SKB TR-06-16, Svensk Kärnbränslehantering AB.

AREVA (2000), Kuosheng ATRIUMTM-10 Mechanical Design Evaluation Report and Kuosheng Unit 1 Reload KS1-F13 ATRIUMTM-10 Mechanical, Thermal-Hydraulic, and Neutronic Design Report.

Bard, E., Hamelin, B., Fairbanks, R. G. (1990), U-Th ages obtained by mass spectrometry in corals from Barbados: sea-level during the past 130,000 years. Nature, 346, pp 456–458.

Berger, A. and Loutre, M.F. (1991), Insolation values for the climate of the last 10 million years. Quaternary Science Reviews, 10, pp. 297-317.

BIOMOVS II (1996), Development of a Reference Biospheres Methodology for Radioactive Waste Disposal, BIOMOVS II Technical Report No. 6, Swedish Radiation Protection Institute, Stockholm, Sweden.

BMUB (2010), Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste.

Börgesson, L., Fredrikson, A., and Johannesson, L. (1994), Heat Conductivity of Buffer Materials, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-94-29.

Börgesson, L., Johannesson, L.E., and Hernelind, J. (2003), Earthquake Induced Rock Shear through a Deposition Hole-Effect on the Canister and the Buffer, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB TR-04-02.

Börgesson, L., Johannesson, L.E., and Raiko, H. (2009), Uneven swelling pressure on the canister simplified load cases derived from uneven wetting, rock contours and buffer density distribution, SKB doc1206894.

Bulgaria Government (2004), Regulation for Save Management of Radioactive Waste, Adopted by the Council of Ministers Decree No. 198.

Chappell, J. (2002), Sea-level changes forced ice breakouts in the last glacial cycle: New results from coral terraces. Quat. Sci. Rev., 21, pp. 1229-1240.

Chen, Z.R., Liu, Y.M., Fan, G., Wen, Z.J., Sun, S.Y., and Li, Y.X. (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.

Clark, P. U., Alley, R. B., Keigwin, L.D., Licciardi, J.M., Johnsen, S.J., Wang, H.X., (1996), Origin of the first global meltwater pulse following the Last Glacial Maximum. Paleoceanography, 11, pp 563–577.

Clark, P.U. and Mix, A.C. (2002), Ice sheets and sea level of the Last Glacial Maximum. Quaternary Science Reviews 21, pp 1–7.

CNSC (2006), Assessing the Long Term Safety of Radioactive Waste Management, Canadian Nuclear Safety Commission, Regulatory Guide G-320.

Cutler, K.B. et al. (2003), Rapid sea-level fall and deep-ocean temperature change since the last interglacial period. Earth Planet. Sci. Lett. 206, pp. 253-271.

Czech Republic (2002), Regulation No. 307/2002 Coll. of the State Office for Nuclear Safety of 13 June 2002 on Radiation Protection.

Eckerman, K.F. and Ryman, J.C. (1993), External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, Exposure to-Dose Coefficients for General Application, Based on the 1987 Federal Radiation Protection Guidance, Federal Guidance Report No 12, United States Environmental Protection Agency EPA402-R-93-081.

Eiji, S., Kunio, O., Teruki, I., Tadafumi, N., Randolph, C.A., Michael, J. S., Wei, Z., Richard, M., Hiroyasu, T., and Angus, B.M. (2006), An overview of a natural analogue study of the Tono Uranium Deposit, central Japan, Geochemistry: Exploration, Environment, Analysis, Vol. 6, pp. 5–12.

ENSI (2009), Specific design principles for deep geological repositories and requirements for the safety case, Guideline for Swiss nuclear installations G03/e.

EPA (1993), External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil, FGR 12.

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.

Evans, M., Hastings, N., and Peacock, B. (1993), Statistical distributions. 2nd ed. 1993, New York: John Wiley & Sons, Inc. ISBN 0-471-55951-2.

Fairbanks, R.G. (1989), A 17,000-year glacio-eustatic sea level record: influence of glacial melting rates on the Younger Dryas event and deep-ocean circulation. Nature, 342, pp 637–642.

Fleming, K., Johnston, P., Zwartz, D., Yokoyama, Y., Lambeck, K., Chappell, J. (1998), Refining the eustatic sea-level curve since the Last Glacial Maximum using far- and intermediate-field sites.Earth and Planetary Science Letters, 163, pp 327–342.

Follin, S., Hartley, L., Rhén, I., Jackson, P., Joyce, S., Roberts, D., and Swift, B. (2014), A methodology to constrain the parameters of a hydrogeological discrete fracture network model for sparsely fractured crystalline rock, exemplified by data from the proposed high-level nuclear waste repository site at Forsmark, Sweden, Hydrogeology Journal, Vol. 22, pp. 313–331.

Follin, S. (2008), Bedrock hydrogeology Forsmark. Site descriptive modelling, SDM-Site Forsmark. SKB R-08-95, Svensk Kärnbränslehantering AB.

Golian, C. and Lever, D.A. (1992), Radionuclide Transport. Alligator Rivers Analogue Project. Final report. Vol. 14. An OECD/NEA International Project Managed by ANSTO. SKI Report 92:20-14, Statens kärnkraftinspektion (Swedish Nuclear Power Inspectorate), p 59.

Gregory, J.M. and Huybrechts, P. (2006), Ice-sheet contributions to future sea-level change. Philosophical Transactions of the Royal Society A, 364, pp 1709–1731.

Gutenberg, R. and Richter, C.F. (1944), Frequency of earthquakes in California, Bulletin of the Seismological Society of America, 34, p185-p188.

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.

Hallberg, R.O., Ostlund, P., and Wadsten, T. (1987), A 17th Century Brozen Cannon as Analogue for Radioactive Waste Disposal, in: Come B. and Chapman NA (editors) Natural Analogues in Radioactive Waste Disposal, CEC Radioactive Waste Management Series, EUR 11037, pp. 135-139.

Hebenstreit, R., Ivy-Ochs, S., Kubik, P.W., Schluechter, C., and Boese, M. (2011), Lateglacial and early Holocene surface exposure ages of glacial boulders in the Taiwanese high mountain range, Quaternary Science Reviews, Vol. 30, p298-p311.

Hicks, T.W. (2005), "Review of SKB's code documentation and testing," SKI Report 2005:05.

Hidaka, H. and Holliger, P. (1998), Geochemical and Neutronic Characteristics of the Natural Fossil Fission Reactors at Oklo and Bangombe, Gabon, Geochim. Cosmochim. Acta, Vol. 62, pp. 89-108.

Hungary Government (2003), Decree 47/2003 (VIII. 8.) ESZCSM 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), "Reference Biosphere" for Solid Radioactive Waste Disposal: Report of BIOMASS Theme 1 of the BIOsphere Modelling and ASSessment Programme, IAEA-BIOMASS-6, International Atomic Energy Agency, Vienna.

IAEA (2011), 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.

ICRP (1975), Report of the Task Group on Reference Man, Publication 23.

ICRP (1990), 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60.

ICRP (1999), Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste, ICRP Publication 81.

ICRP (2013), Radio1ogical Protection in Geological Disposal of Long-Lived Solid Radioactive Waste, International Commission on Radiological Protection, Publication 122.

Imbrie, J., Boyle, E.A., Clemens, S.C., Duffy, A., Howard, W.R., Kukla, G., Kutzbach, J., Martinson, D.G., McIntyre, A., Mix, A.C., Molfino, B., Morley, J.J., Peterson, L.C., Pisias, N.G., Imbrie, J., Hays, J.D., Martinson, D.G., McIntyre, A., Mix, A.C., Morley, J.J., Pisias, N.G., Prell, W.L., Shackleton, N.J., (1984), The orbital theory of Pleistocene climate: support from a revised chronology of the marine δ18O record. In: Berger A L, Imbrie J, Hays J D, Kukla G, Saltzman B (eds). Milankovitch and climate: understanding the response to astronomical forcing. Dordrecht: Reidel, pp 269–305.

IPCC (2007), Climate change 2007: the physical science basis. Contribution of Working Group Ito the fourth assessment report of the Intergovernmental Panel on Climate Change. Cambridge:Cambridge University Press.

IPCC (2013), Climate Change 2013:The Physical Science Basis. Contribution of Working Group I to the Fifth Assessment Report of the intergovernmental Panel on Climate Change[Stocker, T.F., D. Qin, G.-K. Plattner, M. Tignor, S. K. Allen, J. Boscgung, A. Nauels, Y. Xia, V. Bex and P.M. Midgley (eds.)]. Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, NY, USA.

Itälä, Aku (2009), Chemical Evolution of Bentonite Buffer in a Final Repository of Spent Nuclear Fuel During the Thermal Phase, VTT PUBLICATIONS 721, pp. 16.

Iwatsuki, T. and Yoshida, H. (1999), Groundwater chemistry and fracture mineralogy in the basement granitic rock in the Tono uranium mine area, Gifu Prefecture, Japan–Groundwater composition, Eh evolution analysis by fracture filling minerals–, Geochemical Journal, Vol. 33, pp. 19-32.

James E. Hansen and Makiko Sato (2011), Paleoclimate Implications for Human-Made Climate Change, NASA Goddard Institute.

JNC (2000a), H12:Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan, Project overview report, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-TN1410-2000-001.

JNC (2000b), H12:Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan – Supporting report 3, Japan Nuclear Cycle Development Institute, JNC-TN1410-2000-004.

Johnson, A.B. and Francis, B. (1980), Durability of Metals from Archaeological Objects, Metal Meteorites, and Native Metals, Battelle Pacific Northwest Laboratory, PNL-3198.

Jouzel, J. and 31 others (2007), Orbital and millennial Antarctic climate variability over the past 800,000 years. Science 317, pp793-796.

Karnland, O., Olsson, S., and Nilsson, U. (2006), Mineralogy and sealing properties of various bentonites and smectite-rich clay material, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co., SKB TR-06-30.

Kawamura, K. and 17 others (2007), Northern Hemisphere forcing of climatic cycles in Antarctica over the past 360,000 years. Nature, 448, pp. 912-916.

Lambeck, K., Chappell, J. (2001), Sea level change through the last glacial cycle. Science, 292, pp 679–686.

Lambeck, K., Yokoyama, Y., Purcell, T. (2002), Into and out of the Last Glacial Maximum: sea-level change during Oxygen Isotope Stages 3 and 2. Quaternary Science Reviews, 21, pp 343–360.

Leonard, M. (2014) Self-Consistent Earthquake Fault-Scaling Relations: Update and Extension to Stable Continental Strike-Slip Faults, Bulletin of the Seismological Society of America. Volume 104, No. 6, doi:10.1785/0120140087.

Matthiesen, H., Hilbert, L.R., Gregory, D.J. (2003), Siderite as a corrosion product on archaeological iron from a waterlogged environment. Studies in Conservation, 48, pp. 183-194.

Milan, A. Dimkic, Heinz-jurgen Brauch and Michel Kavanaugh (2008), Groundwater Management in Large River Basins.

Miller, W., Alexander, R., Chapman, N., McKinley, I., and Smellie, J. (1994), Natural Analogue Studies in the Geological Disposal of Radioactive Wastes, Studies in Environmental Science 57, Elsevier, Amsterdam, pp. 75-168.

Milne, G.A., Mitrovica, J.X., Schrag, D.P. (2002), Estimating past continental ice volume from sea-level data. Quaternary Science Reviews, 21, pp 361–376.

Min Hoon Baik, Tae-Jin Park, In Young Kim, Jongtae Jeong and Kyung Woo Choi (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.

Mitrovica, J.X., (2003), Recent controversies in predicting post-glacial sea-level change. Quaternary Science Reviews, 22, pp 127–133.

Munier, R. (2010), Full perimeter intersection criteria, definitions and implementations in SR-Site, TR-10-21, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden.

NEA (1995), Future human actions at disposal sites: a report of the NEA Working Group on Assessment of Future Human Actions at Radioactive Waste Disposal Sites.

Neff, D., Dillmann, P., Bellot-Gurlet, L., Beranger, G. (2005), Corrosion of iron archaeological artefacts in soil: characterisation of the corrosion system. Corrosion Science, 47, pp 515-535.

Neff, D., Dillmann, P., Descostes, M., Beranger, G. (2006), Corrosion of iron archaeological artefacts in soil: estimation of the average corrosion rates involving analytical techniques and thermodynamic calculations. Corrosion Science, 48, pp 2947-2970.

Neretnieks, I. (1986), Investigations of old bronze cannons. In Come B. and Chapman N. A. (editors) Natural analogue working group, second meeting, Interlaken, June 1986, CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 10671, pp. 191-197.

NOAA (2008), Glacial-Interglacial cycles; Retrieved 2016/08/23 from https://www.ncdc.noaa.gov/paleo/abrupt/data2.html

NRC (2008), Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geological Repository at Yucca Mountain, Nevada. 10 CFR 63.

Ochiai, Y., Yamakawa, M., Takeda, S., and Harashima, F. (1989), A Natural Analogue Study on the Tono Uranium Deposit in Japan, CEC Natural Analogue Working Group 3rd Meeting, CEC Nuclear Science and Technology Series, EUR11725, CEC, pp. 126-138.

OECD (2003), Geological Disposal: Building Confidence Using Multiple Lines of Evidence, First AMIGO Workshop Proceedings Yverdon-les-Bains, Switzerland 3-5 June 2003, NEA No. 4309, p189.

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.

OECD/NEA (2012), Methods for Safety Assessment of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste: Outcomes of the NEA MeSA Initiative, No. 6923.

Ohnuki, T., Murakami, T., Isobe, H., Sato, T., and Yanase, N. (1995), Modelling Study on Uranium Migration in Rocks under

Weathering Condition, Sci. Bas. Nucl. Was. Manag., XVIII, pp. 1227-1234.

ORNL (1996), M. D. DeHart and O. W. Hermann, An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel, ORNL/TM-13317.

ORNL (1998), O. W. Hermann and M. D. DeHart, Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for BWR Spent Fuel, ORNL/TM-13315.

ORNL (2004), I. C. Gauld, O.W. Hermann and R.M. Westfall, ORIGEN-S: SCALE SYSTEM MODULE TO CALCULATE FUEL DEPLETION, ACTINIDE TRANSMUTATION, FISSION PRODUCT BUILDUP AND DECAY, AND ASSOCIATED RADIATION SOURCE TERMS, NURE/CR-0200, Revsion 7.

Oversby, V.M. (1998), Criticality in a repository for spent fuel: lessons from Oklo. In: McKinley I G, McCombie C (eds). Scientific basis for nuclear waste management XXI: symposium held inDavos, Switzerland, 23 September – 3 October, 1997. Warrendale, PA: Materials Research Society. (Materials Research Society Symposium Proceedings 506), p 781.

Payne, T. E. and Airey, P. L. (2006), Radionuclide migration at the Koongarra uranium deposit, Northern Australia – Lessons from the Alligator Rivers analogue project, Physics and Chemistry of the Earth, 31, pp572–586.

Peltier, W.R., (2002), On eustatic sea level history: Last Glacial Maximum to Holocene. Quaternary Science Reviews, 21, pp 377–396.

Peltier, W.R., (2005), On the hemispheric origins of meltwater pulse 1a. Quaternary Science Reviews, 24, pp 1655–1671.

Petit, J.R. et al. (1999), Climate and atmospheric history of the past 420,000 years from the Vostok ice core, Antarctica. Nature 399, pp429-436.

Quintessa (2011), AMBER 5.4 Reference Guide, Quintessa Limited, Henley-on-Thames, UK.

Quintessa Limited (2013), AMBER 5.7 Reference Guide, QE-AMBER-1, Version 5.7.

Romero, L., Thompson, A., Moreno, L., Neretnieks, I., Widen, H., and Boghammar, A. (1999), COMP23/NUCTRAN User's Guide, SKB R-99-64, Svensk Kärnbränslehantering AB, pp. 1-70.

Sandén, T. and Börgesson, L. (2010), Early effect of water inflow into a deposition hole. Laboratory test results, SKB R-10-70, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SEPA and NIEA (2009), Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation.

Seung Lee and Min Hoon Baik (2009), Uranium and other trace elements' distribution in Korean granite: implications for the influence of iron oxides on uranium migration, Environ Geochem Health, 31, pp. 413-420.

Shinjo, N., Yoshida, H., and Ota, K. (1997), An Analogue Study on Nuclide Migration in Tsukiyoshi Fault, Tono Uranium Deposit, Proc. Migration 97, pp. 94-95.

Siddall, M., Rohling, E.J., Almogi-Labin, A., Hemleben, C., Meischner, D., Schmelzer, I., Smeed, D.A. (2003), Sea-level fluctuations during the last glacial cycle. Nature, 423, pp 853–858.

Siegenthaler, U., Stocker, T.F., Monnin, E., Lüthi, D., Schwander, J., Stauffer, B., Raynaud, D., Barnola, J-M., Fischer, H., Masson-Delmotte, V., and Jouzel, J. (2005), Stable carbon cycle-climate relationship during the late Pleistocene. Science 310, pp. 1313-1317.

SKB (1994), Final report of the AECL/SKB Cigar Lake Analog Study, TR-94-04.

SKB (1999a), A laboratory scale analysis of groundwater flow and salinity distribution in the Aspo area, TR-99-24, pp. 1-66.

SKB (1999b), Waste, Repository Design and Sites, Background Report to SR 97, TR-99-08.

SKB (2001), Äspö Hard Rock Laboratory. Prototype Repository, Groundwater flow, pressure and salinity distributions around the Prototype Repository. Continuum model No 1, IPR-01-40, pp. 1-66.

SKB (2006), Geological characteristics of deformation zones and a strategy for their detection in a repository, SKB Report R-06-39, Swedish Nuclear Fuel And Waste Management Company, Sweden.

SKB (2008), Excavation damage and disturbance in crystalline rock – results from experiments and analyses, SKB TR-08-08,SvenskKärnbränslehantering AB.

SKB (2009a), Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel, R-09-04.

SKB (2009b), Underground design Forsmark. Layout D2. SKB R-08-116, SvenskKärnbränsle-hantering AB.

SKB (2010a), 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 (2010b), Climate and climate-related issues for the safety assessment SR-Site, TR-10-49, Svensk Kärnbränslehantering AB.

SKB (2010c), Corrosion calculations report for the safety assessment SR-Site, TR-10-66.

SKB (2010d), DarcyTools, Version 3.4 - Concepts, methods andequations, R-07-38, pp. 1-144.

SKB (2010e), DarcyTools, Version 3.4. User's guide, R-10-72, pp. 1-166.

SKB (2010f), DarcyTools, Version 3.4. Verification, validation and demonstration, R-10-71, pp. 1-183.

SKB (2010g), Data report for the safety assessment SR-Site, TR-10-52.

SKB (2010h), Design analysis report for the canister, TR-10-28, p73.

SKB (2010i), Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels, SKB TR-10-16, SvenskKärnbränslehantering AB.

SKB (2010j), Design, production and initial state of the buffer, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB TR-10-15.

SKB (2010k), Design, production and initial state of the canister, SKB TR-10-14, SvenskKärnbränslehantering AB.

SKB (2010l), 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 (2010m), Fuel and canister process report for the safety assessment SR-Site, TR-10-46.

SKB (2010n), Handling of future human actions in the safety assessment SR-Site, TR-10-53.

SKB (2010o), Radionuclide transport report for the safety assessment SR-Site, TR-10-50.

SKB (2010p), Spent nuclear fuel for disposal in the KBS-3 repository. TR-10-13, SvenskKärnbränslehantering AB.

SKB (2011), 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.

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 (2008a), The Swedish Radiation Safety Authority’s Regulations concerning Safety in connection with the Disposal of Nuclear Material and Nuclear Waste, SSMFS 2008:21.

SSM (2008b), The Swedish Radiation Safety Authority’s Regulations concerning the Protection of Human Health and the

Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste, SSMFS 2008:37.

STUK (2013), Disposal of nuclear waste, Guide YVL D.5.

Suzuki, K. and Adachi, M. (1998), Denudation History of the High T/P Ryoke Metamorphic Belt, Southwest Japan: Constraints from CHIME Monazite Ages of Gneisses and Granitoids, Jour. Metamorphic Geol., Vol. 16, pp. 23-37.

Svensson, U., Ferry, M., and Kuylenstierna, H.-O. (2010), DarcyTools, Version 3.4 - Concepts, methods andequations. SKB R-07-38, Svensk Karnbranslehantering AB, pp.1-144.

Tylecote, R.F. (1977), Durable Materials for Seawater: the Archaeological Evidence, The International Journal of Nautical Archaeology and Underwater Exploration, Vol.6, pp.269-283.

Ulrich Noseck(GRS) and Václava Havlová (ÚJV) (2014), Natural Analogue Study Ruprechtov (CZ), GRS – 349, pp. 113-116.

Umeki, H. and Takase, H. (2010), Application of Knowledge Management Systems for Safe Geological Disposal of Radioactive Waste, Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste, Woodhead Pub., pp. 610-638.

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.

Westinghouse (2013), The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Maanshan Unit 1 Nuclear Power Plant Cycle 22.

Yanase, N., Nightingale, T., Payne, T., and Duerden, P. (1991), Uranium Distribution in Mineral Phases of Rock by Sequential Extraction Procedure, Radiochim. Acta, Vol. 52/53, pp. 387-393.

Yokoyama, Y., Lambeck, K., De Deckker, P., Johnston, P., Fifield, L.K., (2000), Timing of the last glacial maximum from observed sea level minima. Nature, 406, pp 713–716.

Yoshida, H. (1994), Relation between U-series Nuclide Migration and Microstructural Properties of Sedimentary Rocks, Appl. Geochem., Vol. 9, pp. 479-490.

Yoshida, H., Kodama, K., and Ota, K. (1994a), Role of Microscopic Flow-paths on Nuclide Migration in Sedimentary rocks, A Case Study from the Tono Uranium Deposit, Central Japan, Radiochim. Acta, Vol. 66/67, pp. 505-511.

Yoshida, H., Yui, M., and Shibutani, T. (1994b), Flow-path Structure in Relation to Nuclide Migration in Sedimentary Rocks, An Approach with field Investigations and experiments for Uranium Migration at Tono Uranium Deposit, Central Japan, Jour. Nucl. Sci. Tech., Vol. 31, pp. 803-812.

Yusa, Y., Kamei, G., and Arai, T. (1991), Some aspects of natural analogue studies for assessment of long-term durability of engineered barrier materials recent activities at PNC Tokai japan. In: Come B and Chapman NA (editors) Natural analogue working group fourth meeting and Pocos de caldas project final meeting, Pitlochry, june 1990. CEC Nuclear Science and Technology Report, EUR 13014, 215-232.

附錄A. 臺灣特徵/事件/作用(FEPs)資料庫清單

Initial State FEPs (18項)

項次	編號	名稱
1	TWISGen01	主要災害/意外事故/惡意破壞
2	TWISGen02	分期運轉的影響
3	TWISGen03	不完全封閉
4	TWISGen04	監測活動
5	TWISC01	災害-廢棄物罐
6	TWISC02	設計偏差-廢棄物罐
7	TWISBu01	災害-緩衝材料
8	TWISBu02	設計偏差-緩衝材料
9	TWISBfT01	災害-隧道內回填材料
10	TWISBfT02	設計偏差-隧道內回填材料
11	TWISBP01	災害-處置孔內底板
12	TWISBP02	設計偏差-處置孔內底板
13	TWISPg01	災害-封塞
14	TWISPg02	設計偏差-封塞
15	TWISCA01	災害-中央區
16	TWISCA02	設計偏差-中央區
17	TWISTS01	災害/設計偏差-頂部密封
18	TWISBhS01	災害/設計偏差-鑽孔密封

Internal Processes FEPs (189項)

項次	編號	名稱
1	TWF01	放射性衰變
2	TWF02	輻射衰減/熱產生
3	TWF03	誘發核分裂(臨界)
4	TWF04	熱傳輸
5	TWF05	水與氣體在廢棄物罐空腔內的傳輸
6	TWF06	機械性護套失效
7	TWF07	燃料基質的結構演變
8	TWF08	平流與擴散
9	TWF09	殘留氣體輻射分解/酸化形成
10	TWF10	水的輻射分解
11	TWF11	金屬腐蝕
12	TWF12	燃料溶解
13	TWF13	間隙核種存量溶解

14	TWF14	放射性核種的物種形成，膠體形成
15	TWF15	氦生成
16	TWF16	燃料基質的化性改變
17	TWF17	放射性核種傳輸
18	TWC01	輻射衰減之熱產生
19	TWC02	熱傳輸
20	TWC03	內襯鑄鐵的形變
21	TWC04	因外部壓力引起銅廢棄罐的形變
22	TWC05	熱膨脹(內襯鑄鐵與銅廢棄物罐2者)
23	TWC06	內部腐蝕產物引起的銅形變
24	TWC07	輻射效應
25	TWC08	內襯鑄鐵腐蝕
26	TWC09	伽凡尼腐蝕
27	TWC10	內襯鑄鐵的應力腐蝕裂化
28	TWC11	銅廢棄物罐腐蝕
29	TWC12	銅廢棄物罐的應力腐蝕裂化
30	TWC13	地電流-雜散電流腐蝕
31	TWC14	廢棄物罐表面鹽類的沉積
32	TWC15	放射性核種傳輸
33	TWBu01	輻射衰減的熱產生
34	TWBu02	熱傳輸
35	TWBu04	在未飽和條件時的水汲取與傳輸
36	TWBu05	在飽和條件時的水傳輸
37	TWBu06	氣體傳輸/溶解
38	TWBu07	管流/侵蝕
39	TWBu08	膨脹/質量再分布
40	TWBu09	液化
41	TWBu10	物種的平流傳輸
42	TWBu11	物種的擴散傳輸
43	TWBu12	吸附 (包含主要離子交換)
44	TWBu13	雜質變化
45	TWBu14	水溶液的種化與反應
46	TWBu15	滲透作用
47	TWBu16	蒙脫石變質
48	TWBu17	鐵-膨潤土交互作用
49	TWBu18	蒙脫石膠體釋出
50	TWBu19	輻射誘發的轉化
51	TWBu20	孔隙水的輻射分解

52	TWBu21	微生物作用
53	TWBu22	膠結
54	TWBu23	膠體傳輸
55	TWBu24	放射性核種的種化
56	TWBu25	放射性核種於水相的傳輸
57	TWBu26	放射性核種藉由氣體的傳輸
58	TWBfT01	熱傳輸
59	TWBfT03	在未飽和條件時的水汲取與傳輸
60	TWBfT04	在飽和條件時的水傳輸
61	TWBfT05	氣體傳輸/溶解
62	TWBfT06	管流/侵蝕
63	TWBfT07	膨脹/質量再分布
64	TWBfT08	液化
65	TWBfT09	物種的平流傳輸
66	TWBfT10	物種的擴散傳輸
67	TWBfT11	吸附 (包含主要離子的交換)
68	TWBfT12	回填材料雜質的變化
69	TWBfT13	水溶液的種化與反應
70	TWBfT14	滲透作用
71	TWBfT15	蒙脫石變質
72	TWBfT16	回填材料膠體釋出
73	TWBfT17	輻射引發的轉化
74	TWBfT18	微生物作用
75	TWBfT19	膠體的形成與傳輸
76	TWBfT20	放射性種化
77	TWBfT21	放射性核種於水相的傳輸
78	TWBfT22	放射性核種藉由氣相的傳輸
79	TWGe01	熱傳輸
80	TWGe03	地下水流
81	TWGe04	氣體流動/溶解
82	TWGe05	岩石的位移
83	TWGe06	再活動-沿著現有不連續面的位移
84	TWGe07	破裂
85	TWGe08	潛變
86	TWGe09	表面風化與侵蝕
87	TWGe10	裂隙的侵蝕與沉降
88	TWGe11	溶解物種的平流傳輸與混合
89	TWGe12	裂隙與岩石基質溶解物種的擴散傳輸

90	TWGe13	種化與吸附
91	TWGe14	地下水/岩石基質的反應
92	TWGe15	裂隙填充礦物的溶解/沉澱
93	TWGe16	微生物作用
94	TWGe17	水泥漿劣化
95	TWGe18	膠體作用
96	TWGe19	氣態物種的形成/溶解/反應
97	TWGe20	甲烷水合物的形成
98	TWGe22	輻射效應(岩石與水泥漿)
99	TWGe23	地電流
100	TWGe24	水相中的放射性核種傳輸
101	TWGe25	氣相中的放射性核種傳輸
102	TWBP01	熱傳輸
103	TWBP03	未飽和條件下的水汲取與傳輸
104	TWBP04	飽和條件下的水傳輸
105	TWBP05	氣體傳輸/溶解
106	TWBP06	管流/侵蝕
107	TWBP07	膨脹/質量再分布
108	TWBP08	物種平流傳輸
109	TWBP09	物種擴散傳輸
110	TWBP10	吸附(包括主要離子交換)
111	TWBP11	混凝土的蝕變
112	TWBP12	水溶液的種化與反應
113	TWBP13	銅腐蝕
114	TWBP14	微生物作用
115	TWBP15	放射性核種的種化
116	TWBP16	放射性核種在水相下的傳輸
117	TWPg01	熱傳輸
118	TWPg03	未飽和條件時，水汲取與傳輸
119	TWPg04	飽和條件時，水的傳輸
120	TWPg05	氣體傳輸/溶解
121	TWPg06	管流/侵蝕
122	TWPg07	膨脹/質量再分布
123	TWPg08	液化
124	TWPg09	物種平流傳輸
125	TWPg10	物種擴散傳輸
126	TWPg11	吸附(包含主要離子的交換)
127	TWPg12	混凝土的蝕變

128	TWPg13	水溶液的種化與反應
129	TWPg14	滲透作用
130	TWPg15	蒙脫石變質
131	TWPg16	蒙脫石膠體釋出
132	TWPg17	微生物作用
133	TWPg18	放射性核種的種化
134	TWPg19	在水相下放射性核種的傳輸
135	TWCA01	熱傳輸
136	TWCA03	未飽和條件下的水汲取與傳輸
137	TWCA04	飽和條件下的水傳輸
138	TWCA05	氣體傳輸/溶解
139	TWCA06	管流/侵蝕
140	TWCA07	膨脹/質量再分布
141	TWCA08	液化
142	TWCA09	物種平流傳輸
143	TWCA10	物種擴散傳輸
144	TWCA11	吸附
145	TWCA12	中央區回填材料的變化
146	TWCA13	水溶液的種化與反應
147	TWCA14	滲透作用
148	TWCA15	混凝土組件的蝕變
149	TWCA16	鋼組件的腐蝕
150	TWCA17	微生物作用
151	TWCA18	放射性核種的種化
152	TWCA19	放射性核種於水相中的傳輸
153	TWTS01	熱傳輸
154	TWTS03	在未飽和條件下的水汲取與傳輸
155	TWTS04	在飽和條件下的水傳輸
156	TWTS05	氣體傳輸/溶解
157	TWTS06	管流/侵蝕
158	TWTS07	膨脹/質量再分布
159	TWTS08	液化
160	TWTS09	物種平流傳輸
161	TWTS10	物種擴散傳輸
162	TWTS11	吸收(包含主要離子的交換)
163	TWTS12	混凝土的蝕變
164	TWTS13	水溶液的種化與反應
165	TWTS14	膠體釋出

166	TWTS15	鋼的腐蝕
167	TWTS16	微生物作用
168	TWTS17	放射性核種的種化
169	TWTS18	水相中放射性核種的傳輸
170	TWBhS01	熱傳輸
171	TWBhS03	在未飽和條件下的水汲取與傳輸
172	TWBhS04	在飽和條件下的水傳輸
173	TWBhS05	氣體傳輸/溶解
174	TWBhS06	管流/侵蝕
175	TWBhS07	膨脹/質量再分布
176	TWBhS08	液化
177	TWBhS09	物種平流傳輸
178	TWBhS10	物種擴散傳輸
179	TWBhS11	吸附(包含主要離子的交換)
180	TWBhS12	混凝土的蝕變
181	TWBhS13	水溶液的種化與反應
182	TWBhS14	銅金屬的腐蝕
183	TWBhS15	膨潤土內雜質的變化
184	TWBhS16	滲透作用
185	TWBhS17	蒙脫石變質
186	TWBhS18	蒙脫石膠體釋出
187	TWBhS19	微生物作用
188	TWBhS20	放射性核種的種化
189	TWBhS21	放射性核種於水相中的傳輸

Internal Variable FEPs (99項)

項次	編號	名稱
1	TWVarF01	輻射強度
2	TWVarF02	溫度
3	TWVarF03	水力變數(壓力與水流)
4	TWVarF04	燃料幾何
5	TWVarF05	機械應力
6	TWVarF06	放射性核種存量
7	TWVarF07	材料組成
8	TWVarF08	水的組成
9	TWVarF09	氣體的組成
10	TWVarC01	輻射強度
11	TWVarC02	溫度

12	TWVarC03	廢棄物罐幾何形狀
13	TWVarC04	材料組成
14	TWVarC05	機械應力
15	TWVarBu01	輻射強度
16	TWVarBu02	溫度
17	TWVarBu03	含水量
18	TWVarBu04	氣體含量
19	TWVarBu05	水力變量（壓力與流量）
20	TWVarBu06	緩衝材料幾何
21	TWVarBu07	孔隙幾何
22	TWVarBu08	應力狀態
23	TWVarBu09	膨潤土組成
24	TWVarBu10	蒙脫石組成
25	TWVarBu11	孔隙水組成
26	TWVarBu12	結構與雜散材料
27	TWVarBfT01	溫度
28	TWVarBfT02	含水量
29	TWVarBfT03	氣體含量
30	TWVarBfT04	水力變量（壓力與流量）
31	TWVarBfT05	回填材料的幾何
32	TWVarBfT06	回填材料孔隙形狀
33	TWVarBfT07	應力狀態
34	TWVarBfT08	回填材料-組成與含量
35	TWVarBfT09	回填材料孔隙水組成
36	TWVarBfT10	結構與雜散材料
37	TWVarGe01	溫度
38	TWVarGe02	地下水流
39	TWVarGe03	地下水壓力
40	TWVarGe04	氣相流
41	TWVarGe05	處置設施幾何形狀
42	TWVarGe06	裂隙形狀
43	TWVarGe07	岩石應力
44	TWVarGe08	基質礦物
45	TWVarGe09	裂隙礦物
46	TWVarGe10	地下水組成
47	TWVarGe11	氣體的組成
48	TWVarGe12	結構與雜散材料
49	TWVarGe13	飽和

50	TWVarBP01	溫度
51	TWVarBP02	底板含水量
52	TWVarBP03	底板氣體含量
53	TWVarBP04	水力變量(壓力與流量)
54	TWVarBP05	底板幾何形狀
55	TWVarBP06	底板孔隙幾何形狀
56	TWVarBP07	應力狀態
57	TWVarBP08	底板材料-組成與內容物
58	TWVarBP09	底板孔隙水組成
59	TWVarBP10	結構與雜散材料
60	TWVarPg01	溫度
61	TWVarPg02	含水量
62	TWVarPg03	氣體含量
63	TWVarPg04	水力變量(壓力與流量)
64	TWVarPg05	封塞形狀
65	TWVarPg06	封塞孔隙的幾何形狀
66	TWVarPg07	應力狀態
67	TWVarPg08	封塞物質-組成與內容物
68	TWVarPg09	封塞孔隙水組成
69	TWVarPg10	結構與雜散材料
70	TWVarCA01	溫度
71	TWVarCA02	含水量
72	TWVarCA03	氣體含量
73	TWVarCA04	水力變量(壓力與流量)
74	TWVarCA05	中央區形狀
75	TWVarCA06	中央區孔隙形狀
76	TWVarCA07	應力狀態
77	TWVarCA08	中央區材料-組成與內容物
78	TWVarCA09	中央區孔隙水組成
79	TWVarCA10	結構與雜散材料
80	TWVarTS01	溫度
81	TWVarTS02	含水量
82	TWVarTS03	氣體含量
83	TWVarTS04	水力變量(壓力與流量)
84	TWVarTS05	頂部密封的幾何形狀
85	TWVarTS06	頂部密封孔隙形狀
86	TWVarTS07	應力狀態
87	TWVarTS08	頂部密封材料- 組成與內容物

88	TWVarTS09	頂部密封孔隙水組成
89	TWVarTS10	結構與雜散材料
90	TWVarBhS01	溫度
91	TWVarBhS02	含水量
92	TWVarBhS03	氣體含量
93	TWVarBhS04	水力變量（壓力與流量）
94	TWVarBhS05	鑽孔形狀
95	TWVarBhS06	孔隙的幾何形狀
96	TWVarBhS07	應力狀態
97	TWVarBhS08	密封材料- 組成與內容物
98	TWVarBhS09	孔隙水組成
99	TWVarBhS10	結構與雜散材料

Biosphere FEPs (78項)

項次	編號	名稱
1	TWBioTH01	貯熱
2	TWBioHY01	地下水釋出
3	TWBioHY02	地下水流
4	TWBioHY03	地表逕流
5	TWBioHY04	河流流動
6	TWBioHY05	潮汐流
7	TWBioHY06	洋流
8	TWBioHY07	海洋飛沫
9	TWBioHY08	河流泛濫
10	TWBioHY09	暴風雨
11	TWBioHY10	海嘯
12	TWBioHY11	地下水補注
13	TWBioHY12	降雨
14	TWBioHY13	降雪
15	TWBioHY14	蒸發
16	TWBioHY15	蒸散
17	TWBioPH01	侵蝕(風、水、洪水)
18	TWBioPH02	土壤轉化
19	TWBioPH03	溶解/沉澱
20	TWBioPH04	吸附/脫附
21	TWBioCH01	化學狀態改變
22	TWBioCH02	鹼化
23	TWBioCH03	微生物引起化學反應

24	TWBioCH04	植物引起化學反應
25	TWBioRA01	源項
26	TWBioRA02	體外曝露作用
27	TWBioRA03	吸入曝露作用
28	TWBioRA04	嚥入曝露作用
29	TWBioRA05	皮膚吸收
30	TWBioRA06	資源使用
31	TWBioRA07	產品貯存
32	TWBioRA08	過濾水
33	TWBioRA09	過濾空氣
34	TWBioRA10	通氣
35	TWBioRA11	食物處理
36	TWBioRA12	位置/遮蔽因子
37	TWBioRA13	飲食
38	TWBioRA14	耕地
39	TWBioRA15	土壤施肥
40	TWBioMI01	表面水與孔隙介質間傳輸
41	TWBioMI02	表面水液相傳輸作用
42	TWBioMI03	地下水傳輸
43	TWBioMI04	滲漏
44	TWBioMI05	毛細上升
45	TWBioMI06	擴散/延散
46	TWBioMI07	入滲
47	TWBioMI08	懸浮沉積物傳輸
48	TWBioMI09	膠體傳輸
49	TWBioMI10	土石流
50	TWBioMI11	岩崩
51	TWBioMI12	再懸浮/沉降
52	TWBioMI13	沉澱物再懸浮
53	TWBioMI14	沉澱
54	TWBioMI15	沖失/濕式沉降
55	TWBioMI16	底質傳輸
56	TWBioMI17	生物擾動
57	TWBioMI18	氣體傳輸
58	TWBioMI19	氣膠傳輸
59	TWBioMI20	燃燒
60	TWBioMI21	根部吸收
61	TWBioMI22	轉置

62	TWBioMI23	雨水飛濺
63	TWBioMI24	風化
64	TWBioMI25	動物攝食
65	TWBioMI26	動物內傳輸
66	TWBioMI27	灌溉
67	TWBioMI28	抽水
68	TWBioMI29	供水井
69	TWBioMI30	固態物質再利用
70	TWBioMI31	人類抽水補注
71	TWBioMI32	人工方式混合湖泊
72	TWBioMI33	挖掘沉積物
73	TWBioMI34	土木工程
74	TWBioPE01	岩石表面位置改變
75	TWBioPE02	海平面變化
76	TWBioPE03	化學污染
77	TWBioPE04	建築水壩
78	TWBioPE05	土地開墾

External FEPs (34項)

項次	編號	名稱
1	TWCli01	氣候系統-氣候系統組成
2	TWCli02	氣候系統-氣候強迫
3	TWCli03	氣候系統 - 氣候動力學
4	TWCli08	氣候相關的議題 -冰河均衡調整
5	TWCli09	氣候相關的議題- 海岸線遷移
6	TWCli11	氣候相關議題 - 剝蝕
7	TWCli12	海平面的改變
8	TWCli13	溫暖氣候的影響(熱帶與沙漠)
9	TWCli14	水文/水文地質對氣候變化的反應
10	TWCli15	氣候系統-臺灣的氣候
11	TWLSGe01	地盾力學演進
12	TWLSGe02	地震
13	TWLSGe03	地震/活動斷層
14	TWLSGe04	火山/岩漿活動
15	TWLSGe05	抬升/沉降
16	TWLSGe06	擠入作用
17	TWLSGe07	熱液(溫泉)活動
18	TWLSGe08	板塊力學演進

19	TWFHA01	未來人類活動整體考量
20	TWFHA02	深思的社會議題分析
21	TWFHA03	全面性技術分析
22	TWFHA04	與熱衝擊及目的相關之技術分析與活動
23	TWFHA05	與水力衝擊及目的相關之技術分析與活動
24	TWFHA06	與機械衝擊及目的相關之技術分析與活動
25	TWFHA07	與化學衝擊及目的相關之技術分析與活動
26	TWOth01	隕石撞擊
27	TWOth02	特殊事件 - 山崩
28	TWOth03	特殊事件 - 土石流
29	TWOth04	特殊事件 - 海嘯
30	TWOth05	特殊事件 - 洪水
31	TWOth06	特殊事件 - 海岸和河流的侵蝕
32	TWOth07	災害事件 - 颱風
33	TWOth08	災害事件 - 大雨及豪雨
34	TWOth09	災害事件 - 雹暴