

行政院原子能委員會  
放射性物料管理局  
委託研究計畫研究報告

107 年用過核子燃料處置安全審驗及  
平行驗證技術建立  
期末總報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局  
執行單位：國立中央大學  
計畫主持人：黃偉慶  
子項主持人：黃偉慶、張瑞宏、鐘志忠、王韡蓓  
計畫編號：107FCMA003  
報告日期：中華民國 107 年 12 月 25 日

(此頁空白)

# 107 年用過核子燃料處置安全審驗及 平行驗證技術建立

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：黃偉慶、張瑞宏、鐘志忠、王韡蓓

研究期程：中華民國 107 年 02 月至 107 年 12 月

研究經費：新臺幣肆佰萬元整

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)



# 目錄

一、 摘要(中、英文) .....	1
二、 計畫目標.....	2
三、 重要成果.....	2
四、 展望.....	6
五、 附件.....	7
子計畫 1:「國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析」 期末報告.....	I
子計畫 2:「深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖擾動帶效應分析及 階段成果報告平行驗證技術建立」期末報告.....	II
子計畫 3:「高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗 審驗技術研析」期末報告.....	III
子計畫 4:「高放處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術及其與周邊環境 作用機制資訊研析」期末報告.....	IV

(此頁空白)

## 計畫名稱：107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證技術建立

### 一、摘要（中英文對照）

「107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證技術建立」之研究內容中，以日本原子力發電環境整備機構（Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO）於 2013 年所發表的「地質處置計畫安全性 2010」摘要報告為主要研析標的，輔以 2016 年 Nuclear Energy Agency（NEA）對日本高放射性廢棄物地質處置新增選址程序的國際審查報告。

日本原子能委員會（Japan Atomic Energy Commission, JAEC）所屬政策評估委員會於 2008 年提出，NUMO 應針對能安全實施高放地質處置發表報告證明其技術可行性，同時也應反映最新的相關知識進行定期更新。「地質處置計畫安全性 2010」報告即在此背景下發表，內容可分為計畫實施（project implementation）與技術（technologies）兩個主要部分，其中計畫實施章節係提出確保地質處置計畫安全實施的政策，而技術章節則提出科學知識發展的進展及支持地質處置安全概念的技術，以及實施處置計畫的準備狀態。本研究即針對日本高放射性廢棄物地質處置計畫安全性報告，掌握其計畫實施與技術章節內容進行研析，最後列舉國內關鍵議題與審查要項。同時，應用 104 年至今對國際高放處置安全評估資訊研析的成果，針對國內台電公司 2017 年底所提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」（SNFD 2017），進行關鍵議題研析與長期安全評估驗證工作，並提出評析結果與建議。

另一方面，針對用過核子燃料處置安全分析所需的重要管制資訊及技術，選擇國際間普遍重視且已進行國際合作計畫的課題為目標，進行資訊蒐集與成果平行驗證，包括處置設施溫度參數、間隙及開挖擾動帶效應分析及平行驗證技術建立、工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗技術驗證、以及處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術及其與周邊環境作用機制資訊研析等。

This project aims at referencing the international reviewing experiences on the safety report of geological repository for spent nuclear fuel in nuclear-advanced countries. The focus of this year's review was on the "Safety of the Geological Disposal Project 2010" published by Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO) in 2013. In addition, the review report prepared by NEA on Japan's siting process for the geological disposal of high-level radioactive wastes was studied.

The NUMO 2010 Technical Report is comprised of 2 main parts. The project implementation chapters present the policies for ensuring the safe implementation of the geological disposal project; while the technologies

chapters present the progress made through development of scientific knowledge and the technologies that support the safety concepts for the geological disposal. As Taiwan Power Company (Taipower) has submitted its report on “Technical Feasibility Evaluation on the Final Disposal of Spent Nuclear Fuel” (SNFD 2017) at the end of 2017, the findings from this and past studies are used to evaluate the preparation of the siting process and technical feasibility of the geological disposal in Taiwan.

In addition to the build-up of reviewing capacities on Taiwan’s geological disposal project for spent nuclear fuel, some verifications on the technical features of the geological disposal are of great importance to support the strength of reviewing. Hence, three more technical sub-studies, namely, a) near-field temperature field, gap and disturbance effects and their confirmation, b) creep behavior of buffer material and near-field scenario simulation and verification, and c) properties of low pH cement concrete and its interactions with the surroundings in a repository, are included in this research project.

## 二、計畫目標（計畫總體描述、計畫目標）

參酌高放射性廢棄物地質處置先進國家之計畫實施及技術發展經驗與相關安全報告國際審查案例，對於推動我國用過核子燃料最終處置計畫甚為重要，本計畫以日本「地質處置計畫安全性 2010」報告及 NEA 對日本高放射性廢棄物地質處置新增選址程序的國際審查報告為研析標的，一方面掌握日本地質處置計畫實施的方法與技術研發進展，以及為推動潛在場址出現所提出的新增選址程序，另一方面參考其經驗列舉國內處置計畫推展之關鍵議題與審查要項。

同時，選擇國際間普遍重視的國際合作計畫的技術課題，進行資訊蒐集與審查能力發展，包括處置設施工程配置考量及開挖擾動帶效應分析、工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗技術、以及處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術等，建立國內安全報告審查技術及研發成果平行驗證能力。

## 三、重要成果

### 子項計畫一：國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析

子計畫一「國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析」內容包括日本 NUMO 之「地質處置計畫安全性 2010」摘要報告，及「日本高放廢棄物地質處置選址程序」之 NEA 國際同儕審查報告進行國際資訊研析；以及國內台電公司「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」（SNFD 2017）之技術審查工作。



研究成果第一部分說明日本高放地質處置計畫自 2000 年 H12 報告以來研發工作的進展，以科學為基礎的安全分析，配合所提出的階段性計畫實施方針，綜整日本高放地質處置之安全論證。同時針對 NUMO 所設的國際技術顧問委員會 (International Technical Advisory Committee, ITAC)，在技術諮詢與支援方面的背景、成果與展望提出研析報告，期供國內借鏡。

第二部分為日本 2015 提出新的地質處置場選址程序，送交 OECD 所屬核能署 (NEA) 進行國際同儕審查所提出之報告。研析方式採報告中文化的方式呈現，且另行提出可供國內參考之審查關鍵要項及建議。

第三部分係針對台電公司「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(SNFD 2017) 此一階段性安全報告之審查，為本計畫之重要工作項目，研究成果就場址特性、處置設施設計、安全分析及輻安與法規等專業內容，分別提出審查意見，期能有助於我國用過核子燃料最終處置計畫工作之推動，俾供原能會審查台電 SNFD 2017 報告之參考。

### 子項計畫二：深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖擾動帶效應分析及階段成果報告平行驗證技術建立

針對地質處置場以數值分析法建立處置設施溫度參數熱傳分析對照參考圖，並與瑞典 SKB 報告之結果進行驗證比對；其次，建構處置孔周圍間隙效應模擬分析之驗證技術；同時，就擾動帶問題進行數值驗證技術模型的建構與分析。此外，綜整分析國際合作研究有關資訊，對國際或國內階段成果報告之熱-力耦合數值分析議題進行驗證及技術評析。

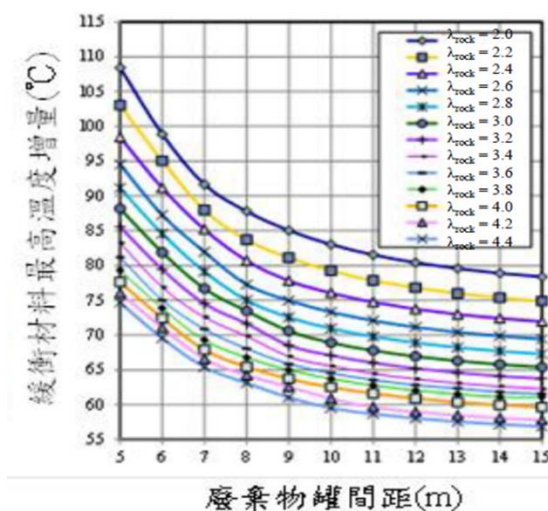


圖 1 處置孔熱傳溫度設計參考圖

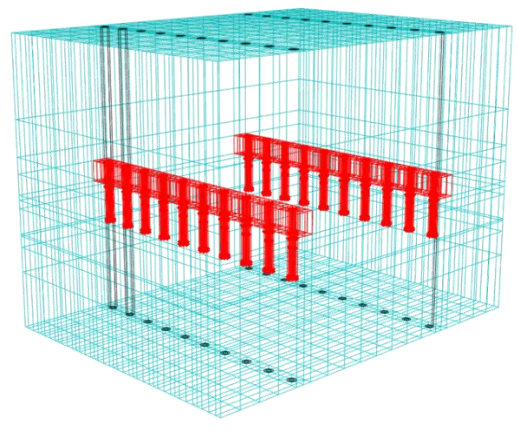


圖 2 多孔幾何配置模型示意圖

1. 瑞典 SKB 報告有關溫度參數之平行驗證計算結果如圖 1。瑞典 SKB 之設計參考圖使用解析解建立，其假設並非完整；而由於與台電 SNFD 2017 報告整體模型尺寸不同且報告中邊界條件沒有完整說

明，造成分析結果有最大約 3°C 之差異。

2. 間隙效應之完全耦合分析結果（三維數值模型如圖 2）

處置孔間隙效應之熱傳分析結果，間隙明顯的影響處置場內部之溫度變化，將熱能集中在廢棄物罐周圍；而間隙效應之飽和度分析顯示進入間隙中的水會直接被吸入緩衝材料，使緩衝材料處置初期之飽和度上升，且使緩衝材料飽和再分配現象消失，以及飽和歷時之飽和度上升。間隙效應之應力分析結果，位在廢棄物罐與緩衝材料之間的間隙，有應力集中之現象；且緩衝材料因為間隙飽和水的吸入，孔隙壓力上升，使緩衝材料吸力降低。

3. 開挖擾動帶完全耦合分析

擾動帶熱傳分析顯示擾動帶參數對於處置場內部溫度，不論是 1cm 或是 10cm 之擾動帶，對溫度分析之結果影響不大；而擾動帶水-力分析之飽和度結果，擾動帶的產生會減少處置孔達到飽和的時間，但因擾動帶範圍很小，影響的範圍有限，且沒有顯著的影響；擾動帶水-力分析之應力結果方面，擾動帶力學性質上有如彈簧，吸收部份之應力，使應力集中發生在擾動帶與母岩交界，有效降低緩衝材料受到之應力。

### 子項計畫三：高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗 審驗技術研析

各工程障壁元件皆緊密圍束於處置坑及連通隧道內，其力學行為亦受環境溫度及水分所影響，故對熱-水-力（T-H-M）耦合作用相關課題進行研究。首先發展 T-H-M 小型耦合試驗，透過試驗觀察緩衝材料之 T-H-M 耦合情形及利用現有參數建立數值模型，進行相互驗證；另外，透過建立潛變參數量測試驗（單向度壓密試驗及直接剪力試驗）技術，量測緩衝材料之潛變參數，以及參考 SKB 報告建立處置孔潛變行為之數值模型及長期潛變演算，研究結果有助於我國最終處置計畫之工程障壁相關審查工作。

1. 在 T-H-M 小型耦合試驗時域反射儀量測方面，延續去年度計畫緩衝材料 成果，建立乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup>、1.6 g/cm<sup>3</sup> 之含水量-視介電常數-溫度三相圖，以進行較高乾密度之 T-H-M 小型耦合試驗，並於進行較高溫度試驗時，模擬實際之緩衝材料先受到衰變熱影響再受到地下水入侵之情況，能即時量測緩衝材料的含水量，為國際相關研究所首見。

經由每次 T-H-M 小型耦合試驗後拆卸後，烘乾量測之重量含水量，搭配 ABAQUS 模擬之試體乾密度變化，並與數值模擬含水量進行比較，結果非常接近。

2. 不同飽和狀態之膨潤土，孔隙比及回脹壓力下緩衝材料的長期潛變行

為，參考 SKB 報告中潛變行為相關文獻，建立剪力控制之直接剪力試驗及單向度壓密試驗儀器規劃及實驗流程，且透過實驗取得潛變行為之參數，相關技術及實驗儀器的發展，為首次導入國內之研究。主要發現有：(1) 在一般應變控制之直接剪力試驗中，剪力強度隨著含水量的提高而降低，且隨著含水量的增加，對於膨潤土之峰值強度逐漸向右位移，而在不同乾密度下，隨著乾密度的提高有著較大的剪應力。(2) 在單向度壓密試驗(見圖 3)及剪力控制之直接剪力試驗中，SKB 報告(TR-87.29 及 TR-88-30)對於潛變開始時間  $t_0$  定義的不同，使潛變參數計算結果也會不同。(3) 參考 SKB 報告已建立潛變數值模擬模型，利用報告中之邊界條件及實驗參數進行模擬，其潛變行為數值模擬建立成果與 SKB 報告中結果相當符合，潛變行為經模擬皆發生在處置罐的上方，如圖 4 所示。



圖 3 單向度壓密試驗配置圖及儀器

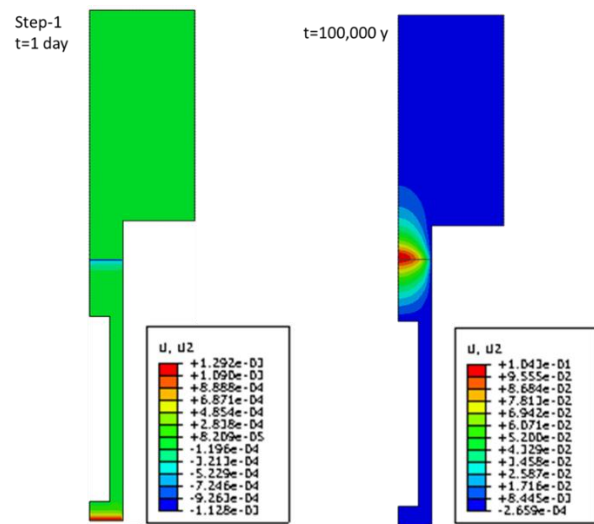


圖 4 處置孔垂直位移(m)初始狀態(左)、模擬 10 萬年後(右)

#### 子項計畫四：高放處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術及其與周邊環境作用機制資訊研析

本子計畫在國際資訊研析方面，蒐集及整合處置場混凝土及環境作用機制，內容重點包括：(1) 封塞用水泥-矽灰-飛灰的三系統低鹼性混凝土配比設計、新拌性質、力學性質及耐久性質等研究及應用現況。(2) 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制，如圖 5。(3) 低鹼性混凝土受壓力作用下的水密特性，見圖 6。

以矽灰及飛灰取代 40—65 % 水泥製作低鹼性自充填混凝土，進行膠結材料配比 B200 系列及 B300 系列共 15 組配比混凝土的新拌及硬固、耐久及水密特性等性質試驗的工程性質探討，完成國內處置場封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點及注意事項，並獲得以下成果。

矽灰取代量越高，所需強塑劑用量相對增加，可藉加入飛灰改善工作

性，最適添加量為 10—20 % 之間。單以矽灰取代水泥量越高，凝結時間越長。若再加入飛灰，凝結時間又再增加。單以矽灰取代部分水泥 40% 的強度表現最佳，若再加入飛灰，則混凝土抗壓強度隨飛灰比例增加而降低，但仍高於對照組，並符合低鹼性 SCC 抗壓強度要求（大於 10 MPa）。若單以矽灰為摻料，40 % 取代水泥量可達到低鹼性要求。但若再加入飛灰，對混凝土孔隙溶液 pH 值的降低幅度有限。膠結材料除水泥及矽灰外再加入飛灰，要注意提高總膠結量能達到 50%，而飛灰用量要控制低於矽灰。單以矽灰取代水泥之配比具有與普通混凝土相當的體積穩定性，配合飛灰進行取代後，則將會使混凝土收縮量會增加。三系統膠結材料的 RCPT 電滲量最低、雙系統其次，均遠低於普通混凝土。

單以矽灰取代部分水泥，混凝土的水密性隨矽灰取代量增加而增加；再加入飛灰作第二礦物摻料時，當取代量為 10 % 時，混凝土具有更高之水密性，取代量達 20 % 時，水密性較單純矽灰取代低，顯示飛灰增加混凝土水密性有最適量。

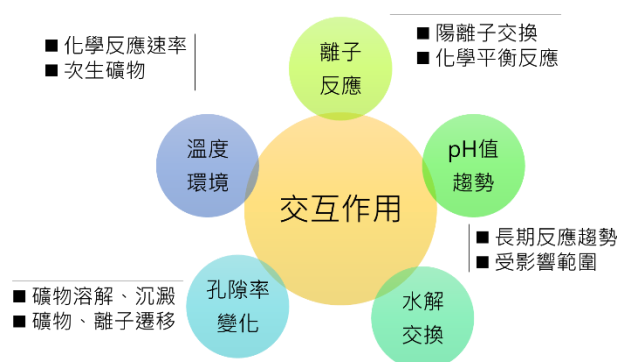


圖 5 混凝土與周邊環境交互作用之影響層面

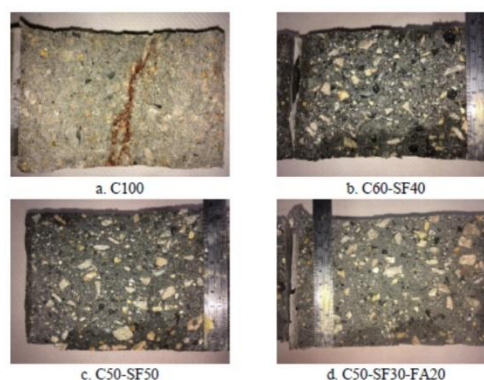


圖 6 B200 系列 28 天水壓貫入剖面

#### 四、展望

日本高放地質處置計畫階段性技術報告的進展，以及各階段技術報告之範疇、發展經過、審查結果等資訊，提供國內主管機關對於地質處置計畫選址工作的階段性安全報告範疇、內容、發展主題等資訊，具有指引方向的功能，未來仍可繼續關注日本在推動相關工作上的努力，使我國的處置技術發展能與國際接軌。

在國內處置計畫技術可行性報告審查方面，參考國際最終處置計畫安全分析報告審查經驗，同時選擇受重視的國際合作研究課題，發展國內驗證技術能力，精進國內用過核子燃料最終處置領域專業審查之技術能力，並有效協助對於台電公司提出 SNFD 2017 之審查工作，凸顯出本計畫的重要價值，未來仍需緊隨國際趨勢，持續推動國內用過核子燃料最終處置計畫所需之研究能力與審驗技術。

## 五、附件

子計畫 1 「國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析」期末報告

子計畫 2 「深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖擾動帶效應分析及階段成果報告平行驗證技術建立」期末報告

子計畫 3 「高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗審驗技術研析」期末報告

子計畫 4 「高放處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術及其與周邊環境作用機制資訊研析」期末報告

(此頁空白)

行政院原子能委員會放射性物料管理局

**107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證  
技術建立**

**子項計畫一：國際高放最終處置計畫安全審驗  
及技術規劃建置資訊研析**

**期末報告**

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：107FCMA003

中 華 民 國 一 〇 七 年 十 二 月

(此頁空白)



107 年用過核子燃料處置安全審驗及  
平行驗證技術建立

子項計畫一：國際高放最終處置計畫安全審驗  
及技術規劃建置資訊研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：石瑞銓、周冬寶、林文勝、林善文

研究期程：中華民國 107 年 2 月至 107 年 12 月

研究經費：新台幣貳佰零貳萬陸仟參佰肆拾壹元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)



## 摘要

子計畫一『國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析』內容包括日本NUMO之『地質處置計畫安全性2010』摘要報告，及『日本高放廢棄物地質處置選址程序』之NEA國際同儕審查報告進行國際資訊研析；以及國內台電公司『我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告』（簡稱SNFD 2017報告）之技術審查工作。

由於三份報告性質皆為獨立，因此本期末報告亦分為三個部份，分別針對上述報告提出研析結果之報告，分別為：

- 第一部分：日本核廢料管理組織『地質處置安全性報告』（NUMO-TR-13-05）之研析；
- 第二部分：NEA對『日本高放廢棄物地質處置選址程序』國際同儕審查報告(NEA No. 7331)之研析；
- 第三部分：台電公司 SNFD 2017 報告之審查。

期末報告第一部分說明日本高放地質處置計畫自2000年H12報告以來研發工作的進展，以科學為基礎的安全分析，配合所提出的階段性計畫實施方針，綜整日本高放地質處置之安全論證。本計畫同時針對NUMO所設的國際技術顧問委員會(International Technical Advisory Committee, ITAC)，在技術諮詢與支援方面的背景、成果與展望提出報告，期供國內借鏡。

第二部分為日本2015提出新的地質處置場選址程序，送交OECD所屬核能署(NEA)進行國際同儕審查，於2016年所提出之報告。由於國際同儕審查報告篇幅少，故以整本報告中文化的方式呈現，並提出可供國內參考之審查關鍵要項及建議。

第三部分針對台電公司『我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告』此一階段性安全報告之審查，為本年度計畫之重要工作項目，期末報告就場址特性、處置設施設計、安全分析及輻安與法規等專業分組，分別提出審查意見，期能有助於我國用過核子燃料最終處置計畫工作之推動，同時供原能會審查台電報告之參考。



# 第一部分

日本地質處置安全性報告 2010

(NUMO-TR-13-05) 報告內容研析

(此頁空白)

# 目錄

目錄.....	i
圖目錄.....	vi
表目錄.....	viii
第一章、前言.....	1
1.1 本報告內容說明.....	1
1.2 NUMO TR-13-05 報告背景與內容.....	1
1.3 日本地質處置計畫的國際參與.....	3
第二章、地質處置計畫背景.....	4
2.1 放射性廢棄物特定的地質處置.....	4
2.1.1 高放射性廢棄物(HLW).....	4
2.1.2 使用地質處置之低放射性廢棄物(TRU waste).....	4
2.2 日本地質處置計畫的具體特點.....	5
2.2.1 三階段選址過程和自願選址方法.....	6
2.2.2 處置窖容積和工程障壁.....	7
2.3 其他國家的處置活動.....	9
第三章、安全保證策略.....	11
3.1 安全目標.....	11
3.1.1 安全目標內涵.....	11
3.1.2 封閉後長期安全.....	11
3.1.3 計畫推動階段之安全.....	11
3.2 NUMO 確保安全之方針.....	12
3.2.1 建立安全方針.....	12
3.2.2 方針 1：滾動式確認安全之階段性與彈性的計畫推動.....	13
3.2.3 方針 2：計畫推動採用可信賴技術.....	14
3.2.4 方針 3：透過技術發展以建立對 NUMO 的安全信心.....	15
3.3 NUMO 對地質處置計畫特定議題所採用策略.....	16
3.3.1 計畫過程的風險管理.....	16

3.3.2 監測.....	16
3.3.3 可逆性與可回收性.....	16
3.3.4 處置設施的封閉.....	18
第四章、階段性的計畫實施.....	19
4.1 基本方法.....	19
4.1.1 階段性計畫實施與主要里程碑.....	19
4.1.2 地質處置計畫的實施與不同技術領域的協調.....	20
4.2 方針之實施(路徑圖).....	20
4.2.1 實施方針 1 的方法 (安全路徑圖) .....	20
4.2.2 實施方針 2 的方法 (研發路徑圖) .....	21
4.2.3 實施方針 3 的方法 (信心建立路徑圖) .....	21
4.3 計畫每個階段的活動.....	26
4.3.1 選址及安全審查階段.....	26
4.3.2 自建造階段至計畫終止階段.....	30
第五章、地質環境調查評估技術.....	33
5.1 日本地質環境進行調查/評估的方法 .....	33
5.1.1 預測未來的自然現象.....	33
5.1.2 考慮日本廣泛的地質環境.....	36
5.2 文獻調查和初步調查的方法.....	36
5.2.1 逐步調查和評估.....	36
5.2.2 調查和評估中的不確定性.....	38
5.2.3 調查和評估技術的適用性.....	38
5.3 文獻調查和初步調查.....	39
5.3.1 文獻調查.....	39
5.3.2 初步調查.....	41
5.4 開發支援調查/評估活動技術之進展 .....	42
5.4.1 有關自然現象影響的調查和評估技術.....	42
5.4.2 與地質環境特徵相關的調查/評估技術 .....	44
5.5 第五章結論.....	45
第六章、處置設施設計、興建、運轉與封閉技術.....	46



6.1	地質處置計畫之設計基本方針.....	46
6.1.1	依場址特徵化成果進行分階段設計.....	46
6.1.2	設計不確定性的處理方式.....	46
6.2	處置設施安全功能與技術要求.....	46
6.3	處置設施設計.....	49
6.3.1	處置設施設計流程.....	49
6.3.2	工程障壁系統設計.....	50
6.3.3	地下設施設計.....	50
6.3.4	地表設施設計.....	52
6.4	處置場的建造、運轉、封閉.....	53
6.4.1	處置場的建造.....	53
6.4.2	處置場的運轉.....	53
6.4.3	處置場封閉.....	54
6.4.4	安全運轉方式.....	56
6.4.5	封閉前與封閉後長期安全性之一致性分析.....	56
6.5	考慮地質環境變異性之設計與運轉技術.....	57
6.5.1	海岸地區特殊之設計考慮.....	57
6.5.2	考慮地質環境變異性之處置場概念與技術.....	57
6.6	支持工程措施之技術開發.....	59
6.6.1	評估工程障壁基本性質與長期行為之技術.....	60
6.6.2	地質處置設施之耐震能力.....	60
6.6.3	建造與運轉技術.....	61
6.7	第六章結論.....	63
	第七章、長期安全評估技術.....	64
7.1	安全評估的基本策略.....	64
7.1.1	安全評估程序.....	64
7.1.2	處理不確定性的方法.....	65
7.2	制定安全評估.....	66
7.2.1	情節的構建.....	66
7.2.2	模型選擇.....	67

7.2.3 數據集選擇.....	68
7.2.4 安全分析.....	68
7.2.5 評估安全評估的可靠性和結果的整合.....	68
7.3 支持安全評估的技術開發.....	70
7.3.1 情節發展技術.....	70
7.3.2 建模技術的發展.....	72
7.3.3 數據集的開發.....	72
7.4 第七章結論.....	74
第八章、在文獻調查與初步調查階段的技術活動.....	75
8.1 自公開徵詢與開始 LS 至選定 DIAs 的選址過程.....	76
8.2 文獻調查階段.....	78
8.2.1 文獻調查階段的活動.....	78
8.2.2 選定 PIAs 的選址因素.....	80
8.3 初步調查階段.....	81
8.3.1 初步調查階段的活動.....	81
8.3.2 選定 DIAs 的選址因素.....	84
8.4 第八章結論.....	85
第九章、關鍵議題與關鍵技術建置之評析及建議.....	86
9.1 地質處置計畫背景.....	86
9.2 安全保證策略.....	87
9.3 階段性的計畫實施.....	87
9.4 地質環境調查評估技術.....	89
9.5 處置設施設計、興建、運轉與封閉技術.....	90
9.6 長期安全評估技術.....	92
9.7 文獻調查與初步調查階段的技術活動.....	92
第十章、國際技術諮詢委員會(ITAC)的成果.....	94
10.1 背景說明.....	94
10.1.1 ITAC 的成立.....	94
10.1.2 組織工作.....	96
10.1.3 主題概述的考慮.....	97

10.1.4 當前狀態.....	99
10.1.5 本報告的目標和結構.....	100
10.2 ITAC 成果與未來 .....	100
10.2.1 ITAC 第一階段任務摘要 .....	100
10.2.2 NUMO 的當前狀態 .....	101
10.2.3 NUMO 的未來挑戰 .....	101
10.2.4 如何加強未來諮詢或審查委員會的價值? .....	104
第十一章、總結.....	109
參考文獻.....	110
附錄.....	A-1

## 圖目錄

圖 2-1 高放射性廢棄物和超鈾廢棄物形式 .....	5
圖 2-2 超鈾廢棄物組及其特徵 .....	5
圖 2-3 三階段選址過程 (NUMO, 2009b) .....	6
圖 2-4 共同處置高放射性廢棄物和超鈾廢棄物的地下設施例子 .....	8
圖 2-5 處置高放射性廢棄物的基本工程障壁系統 .....	8
圖 2-6 處置超鈾廢棄物的基本工程障壁系統 .....	9
圖 3-1 NUMO 為確保安全方針之構成要素 .....	13
圖 3-2 NUMO 安全論證組成部分與其各自任務 .....	14
圖 3-3 處置計畫、研發里程碑與基礎研發的關係 .....	15
圖 3-4 NUMO 之階段式封閉概念 .....	17
圖 3-5 NUMO 可回收/可逆與監測概念 .....	17
圖 4-1 地質處置計畫的階段性實施 (NUMO, 2009a).....	19
圖 4-2 三個安全措施의 整合 .....	20
圖 4-3 安全路徑圖 .....	23
圖 4-4 研發路徑圖 .....	24
圖 4-5 信心建立路徑圖 .....	25
圖 5-1 文獻調查和初步調查的流程图：協調和分享調查和資訊的例子。 .....	37
圖 5-2 文獻調查流程(基於自願者徵集的例子).....	40
圖 5-3 初步調查期間的分階段方法 .....	42
圖 6-1 不同階段之確保安全概念與安全措施關聯示意圖 .....	47
圖 6-2 處置設施設計流程示意圖 .....	49
圖 6-3 採用短階方法開挖豎井 .....	53
圖 6-4 以遠端控制廢棄物封裝程序示意 .....	54
圖 6-5 預製工程障壁之系統模組(PEM)示意 .....	55
圖 6-6 提送封閉計畫前之處置場模樣 .....	55
圖 6-7 考慮假設地下狀況之處置選項(垂直處置/置放塊體) .....	58
圖 6-8 考慮假設地下狀況之處置選項(水平處置/現地建造) .....	59

圖 6-9 考慮假設地下狀況之處置選項(水平處置/PEM 型式) .....	59
圖 6-10 隧道周圍之最大剪應變(NUMO, 2011d) .....	61
圖 6-11 外包裝的 TIG 焊接(鎢極氬弧焊) .....	62
圖 6-12 PEM 型工程障壁系統試驗 .....	62
圖 6-13 廢棄物再取出技術之參考例 .....	63
圖 7-1 安全評估的基本程序 .....	65
圖 7-2 安全評估中不確定性的處理 .....	66
圖 7-3 功能評估模式和作用模式補充使用 .....	68
圖 7-4 吸附資料庫 (SDB) 用於設定 Kd 值的應用 .....	73
圖 8-1 本報告的章節架構 .....	75
圖 8-2 在文獻調查(LS)與初步調查(PI)階段的活動序列(針對正式自願案).....	77
圖 8-3 在 LS 階段(對於自願申請案)的活動序列 .....	79
圖 8-4 PIAs 與補充調查地區的原理圖(針對自願申請案)(NUMO, 2004b).....	80
圖 8-5 在 PI 階段的活動序列 .....	83
圖 10-1 ITAC 會議的時程安排總覽, 主要文件和討論主題 .....	98

## 表目錄

表 1-1 NUMO 2010 年技術報告之架構.....	2
表 2-1 各國地質處置計畫現狀(adapted from METI, 2011).....	10
表 5-1 日本考慮的自然現象、對處置系統潛在影響及其在選址過程中的處理 .	34
表 5-2 從場址調查/評估的角度預測自然現象的各時期定義 .....	35
表 6-1 確保封閉後長期安全之基本概念與安全功能考量 .....	47
表 6-2 確保基本障壁功能之技術需求 .....	48
表 6-3 輻射防護之基本概念與安全措施考量 .....	48
表 6-4 確定地下設施位置的評估標準 .....	51
表 7-1 構建安全論證的主要討論要點 .....	69
表 7-2 當新斷層橫切處置場形成後之安全評估潛在變化示例 .....	71
表 10-1 ITAC 成員詳表 .....	95

# 第一章、前言

## 1.1 本報告內容說明

日本原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO) 於 2011 年發表了 TR-11-01 報告，為日本地質處置計畫 2010 年版的階段性安全技術報告(日文版)，用以證明地質處置計畫的技術可行性。隨後，NUMO 於 2013 年將此報告的英文版摘述報告(English Summary)發表，即為 NUMO TR-13-05 報告。該報告內容分為計畫實施(project implementation)與技術(technologies)兩個部分，其中計畫實施章節係提出確保地質處置計畫安全實施的政策，而技術章節則提出科學知識發展的進展及支持地質處置安全概念的技術，以及實施處置計畫的準備狀態。

本研究即針對日本高放射性廢棄物地質處置計畫安全性報告，掌握其計畫實施與技術章節內容進行研析，結果敘述於本報告第 1 至第 8 章；第 9 章則根據研析結果，提出我國用過核子燃料最終處置相關之關鍵議題與建議審查要項。

## 1.2 NUMO TR-13-05 報告背景與內容

以 1998 年日本原子能委員會(Atomic Energy Commission, AEC)所發表的「高放射性廢棄物處置基本方針」，以及 2000 年 JNC(現改為 JAEA)發表的「高放射性廢棄物地質處置研究發展第二次進度報告」(H12 報告)為基礎，日本於 2000 年六月頒布了特定放射性廢棄物最終處置法案(以下簡稱最終處置法)。根據此法案，成立了日本原子力發電環境整備機構(NUMO)，作為日本高放射性廢棄物地質處置的執行機構。日本高放射性廢棄物的處置規劃，是針對用過核子燃料經過再處理程序所產生的高放射性廢棄物。2007 年法案修正，將若干長半衰期與低衰變熱廢棄物亦指定採地質處置，因此這些超鈾廢棄物(Transuranic waste, TRU)也納入 NUMO 最終處置的範圍。

最終處置法規定之處置場選址程序，包括初始文獻調查(Literature Survey, LS)階段與後續的三個階段：選擇初步調查區(Preliminary Investigation Areas, PIAs)、選擇詳細調查區(Detailed Investigation Areas, DIAs)、與選擇處置場址。據此，NUMO 於 2002 年底發布了徵求自願地方市政府的全國性通報，以便展開最終處

置場的選址程序。

自 2000 年成立以來，NUMO 致力於發展安全實施處置計畫所需的技術，以及為提升社會大眾對處置計畫的認識所執行的廣泛活動，但目前仍未出現自願的地方市政府，亦未啟動特定地區的文獻調查工作。有鑒於此，日本原子能委員會 (AEC) 所屬策略評估委員會於 2008 年提出，NUMO 應針對安全實施地質處置計畫發表報告，以證明其技術可行性，且此報告將經由外部的獨立學術機構審查，以便進行修正，同時此報告也應定期更新，以反映最新的相關知識。

在此要求下，NUMO 於 2011 年發表「地質處置計畫安全性 2010-基於可靠技術的安全地質處置」報告，內容分為計畫實施與技術兩個主要部分，其中計畫實施章節提出了確保地質處置計畫安全實施的方針，而技術章節則提出科學知識發展的進展及支持地質處置安全概念的技術，以及實施處置計畫的準備狀態。該技術報告的概要內容，整理於表 1-1。

表1-1 NUMO 2010年技術報告之架構

章節	標題	內容
1	前言	報告之背景、目的及整體架構
計畫實施	2 地質處置計畫的背景	確保安全的目標及達成目標之方針/策略 方針 1：基於對安全反覆確認的階段性與彈性計畫實施 方針 2：基於可靠技術的計畫實施 方針 3：NUMO 安全概念中建立信心的技術活動
	3 確保安全的策略	
	4 階段性的計畫實施	
技術	5 地質環境的調查與評估技術	地質環境的調查/評估技術發展之進展
	6 處置場的設計、建造、運轉及封閉之技術	建立工程措施技術發展之進展
	7 長期安全評估之技術	長期安全評估技術發展之進展
	8 文獻調查和初步調查階段的技術活動	於文獻調查與初步調查階段進行之技術活動
9	結論	總結



此技術報告對於最終處置研究發展進展的討論，係以高放射性廢棄物為核心，關於超鈾廢棄物的細節則在另一本報告中論述。報告中同時將日本於 H12 技術報告以後，在最終處置研究發展工作的進展，概要整理於報告之附錄中。

### 1.3 日本地質處置計畫的國際參與

NUMO 於 2000 年成立以後，即成立了國際技術諮詢委員會(International Technical Advisory Committee, ITAC)，參與日本 H12 報告以後階段地質處置計畫的發展，在 ITAC 運作的近 8 年期間，所發揮的功能及參與的角色包括：

- 從國際上已建立的國家型廢棄物管理計畫中轉移過去的經驗；
- 提供對技術文檔的直接投入，特別是 NUMO 對場址自願社區徵求過程的相關支持文件；
- 技術策略、工作計劃和個別項目的審查；
- 設置優先事項及引進新活動的指導；
- 對特定領域的 NUMO 技術人員提供技術支援。

ITAC 委員會成員共計 10 人，分別來自歐洲、美洲等 8 個國家(成員名冊詳見表 10-1)，且由上述 ITAC 角色的描述，可知 ITAC 成員已經透過經驗轉移、技術顧問、計畫審查、事項指導與直接支持等各種方式，深入參與了日本此一階段的地質處置計畫。

NUMO 於 2009 年認為 ITAC 的初始功能已基本完成，發表 NUMO TR-09-01 報告「The NUMO International Technical Advisory Committee (ITAC): Background, accomplishment and perspectives on the role of technical support group」，詳述技術支援編組背景經過、達成的成果與展望。本報告針對 NUMO TR-09-01 報告的主要內容，加以整理介紹於第 10 章，可供國內推動用過核子燃料最終處置計畫國際參與之借鏡。

## 第二章、地質處置計畫背景

本章主要針對放射性廢棄物之地質處置進行簡要的說明，於NUMO地質處置計畫中，提高有關地質處置需求和理解。內容包含廢棄物將如何處置、日本地質處置計畫的獨特性以及其他國家正在發展的相關處置活動。

### 2.1 放射性廢棄物特定的地質處置

地質處置透過足夠遠離人類環境的穩定地質環境(天然障壁)中建造多重工程障壁系統(engineering barrier system, EBS)以確保長期安全。根據AEC報告「高放射性廢棄物處置基本方針」(AEC, 1998)和JAEA的H12報告，最終處置法於2000年6月生效，並規定高放射性廢棄物地質處置的系統性措施。最終處置法案於2007年進行了修訂，將超鈾廢棄物納入其中。以下提供「最終處置法」中有關放射性廢棄物的地質處置之簡要說明。

#### 2.1.1 高放射性廢棄物(HLW)

用過核燃料的再處理包括用硝酸溶解燃料並使用有機溶劑(磷酸三丁酯，TBP)提取鈾和鈾，留下主要含有核裂變產物和超鈾核種的高放射性殘留物(稱為高放射性液體廢棄物)。高放射性廢棄物與玻璃混合，在高溫下熔化，倒入不銹鋼罐中並冷卻形成玻璃化的高放射性廢棄物(圖2-1(左))。

#### 2.1.2 使用地質處置之低放射性廢棄物(TRU waste)

超鈾廢棄物是由再處理和混合氧化物燃料(Mixed oxide fuel, MOX)製造廠的營運和除役產生的低放射性廢棄物，含有高於特定濃度的長壽命核種。

NUMO負責超鈾廢棄物的地質處置。典型的超鈾廢棄物包裝如圖2-1(右)；超鈾廢棄物組成及其特徵如圖2-2所示。

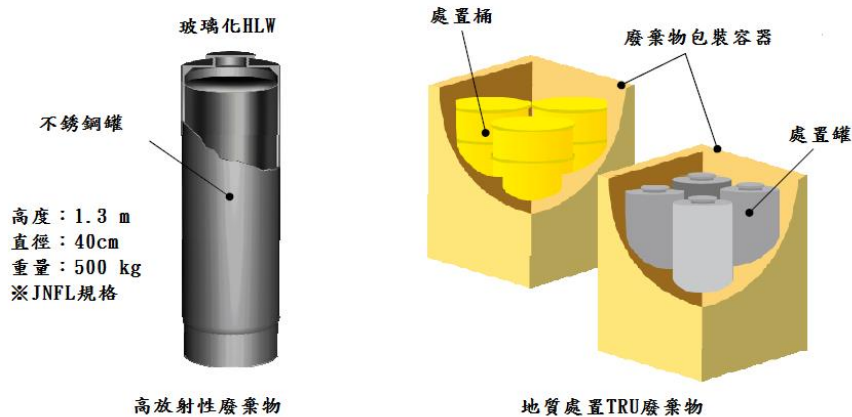


圖2-1 高放射性廢棄物和超鈾廢棄物形式

描述	碘吸附劑	外殼&尾部	濃縮液等	有機廢棄物
廢棄物包件圖示				
特徵	<ul style="list-style-type: none"> <li>包含放射性碘 (I-129)</li> <li>膠結廢料體</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>相對較高的熱功率</li> <li>包含放射性碳 (C-14)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>含有硝酸鹽</li> <li>固化廢物，例如母核種或瀝青</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>焚燒灰或不可燃物</li> <li>用水泥等固化廢棄物</li> </ul>
群組	1	2	3	4

圖2-2 超鈾廢棄物組及其特徵

(根據自然資源和能源諮詢委員會的報告)

## 2.2 日本地質處置計畫的具體特點

自2000年NUMO成立以來，地質處置計畫作了許多改變，包括對「最終處置法」和「核原料、核燃料和反應器管理法」的修訂。根據這些改變，本節將討論日本地質處置計畫的具體特點。

## 2.2.1 三階段選址過程和自願選址方法

選址過程包括三個階段：初步調查區(PIAs)的選擇，詳細調查區(DIAs)的選擇以及「最終處置法」(如圖2-3)中定義的處置場址的選擇。

開始選擇初步調查區的文獻調查(LS)之前，自2002年以來，NUMO持續徵求全國自願城市，作為最終處置場進行調查的潛在區域，並參與了一系列的活動，其宗旨在鼓勵自願城市申請。

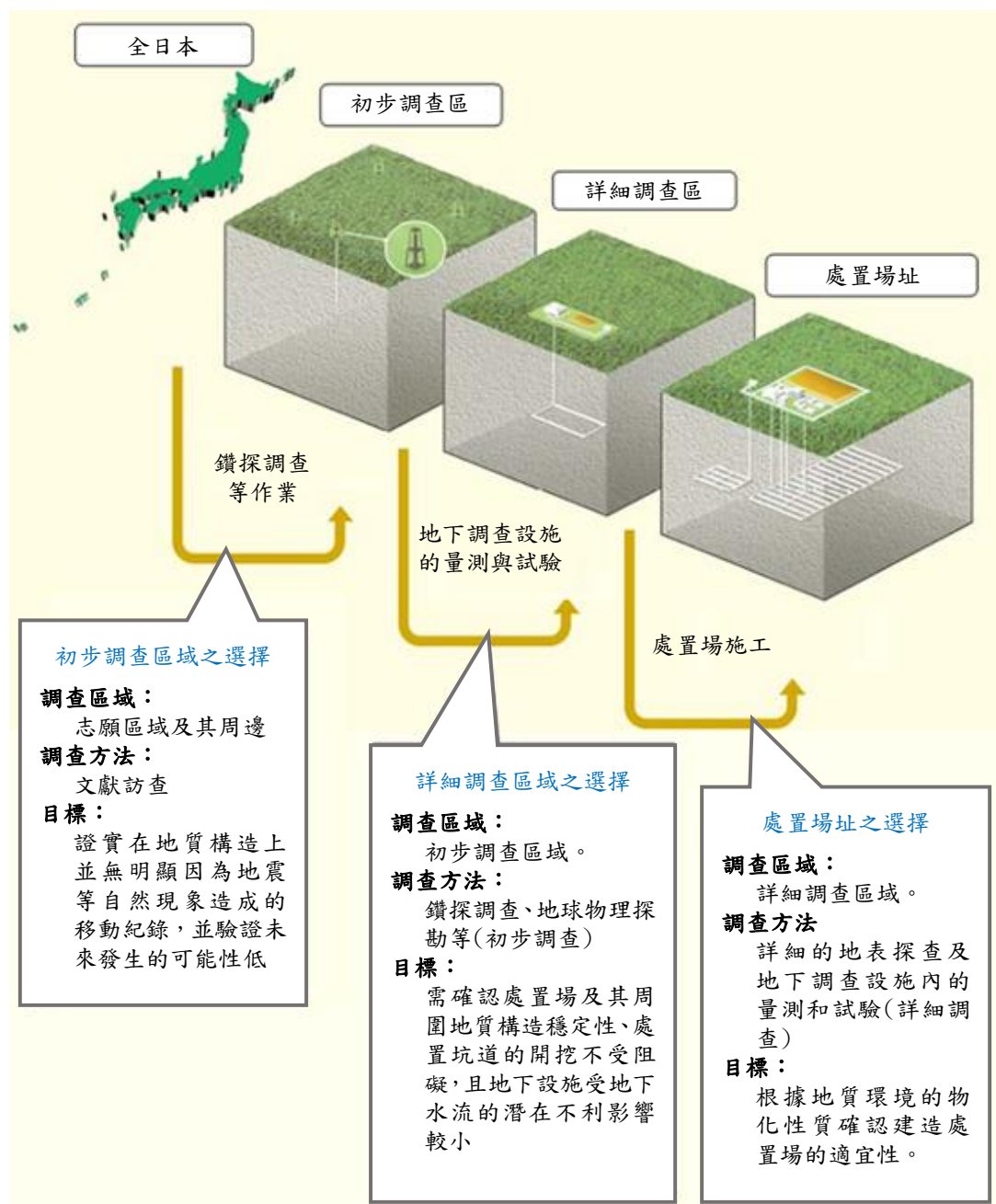


圖2-3 三階段選址過程 (NUMO, 2009b)

NUMO修改了招標流程，以包括2008年的高放射性廢棄物和超鈾廢棄物(同一地點處置高放射性廢棄物和超鈾廢棄物被稱為「共同處置」)(NUMO，2009a-d)。申照者可以選擇申請處置其中的一種或兩種廢棄物類型作為潛在處置場所。

根據2007年11月發布的放射性廢棄物處置安全小組委員會期中報告(能源諮詢委員會，2007年)提出的建議，允許國家政府合法的要求市政當局出面執行文獻調查。

### 2.2.2 處置窖容積和工程障壁

根據最終處置計畫(METI，2008)，處置場的大小已經設定，假設處置玻璃化高放射性廢棄物箱的數量為40,000箱，相當於到2020年左右核能發電累計產生的高放射性廢棄物。高放射性廢棄物箱將以足夠的間距安置，以避免產生任何重大影響。處置系統處置廢棄物來源為高發熱廢棄物，特別是放置後不久的時期，儘管廢棄物產生的熱量會隨著時間而衰減。處置場的面積預計為5-6平方公里，但可能會更大，具體取決於所選場址的地質條件。

對於超鈾廢棄物，考慮到用過核燃料再處理廠和其他相關設施的營運和除役計畫，假設廢棄物包件的總量為19,000立方米，則確定了處置窖的大小。由於超鈾廢棄物包件包含各種廢棄物形式和特性，大部分廢棄物產生的熱量很少，因此將被處置在大型橫截面處置窖中，導致較小的處置區面積約為0.25平方公里。

圖2-4顯示了沿海和內陸地區建造高放射性廢棄物和超鈾廢棄物共同處置的地下設施圖。

用於地質處置的工程障壁的基本配置分別如圖2-5和圖2-6所示，分別用於高放射性廢棄物和超鈾廢棄物。為了處理高放射性廢棄物，將玻璃化廢棄物密封在外包裝(金屬容器)中，並用主要由天然膨潤土組成的緩衝材料包圍。對於超鈾廢棄物，根據廢棄物的特性，對四組中的每一組設計不同的工程障壁。基本配置包括第1組和第2組的廢棄物形式、緩衝和回填材料，以及第3組和第4組的廢棄物形式和回填材料(有關廢棄物組的說明，如圖2-2)。

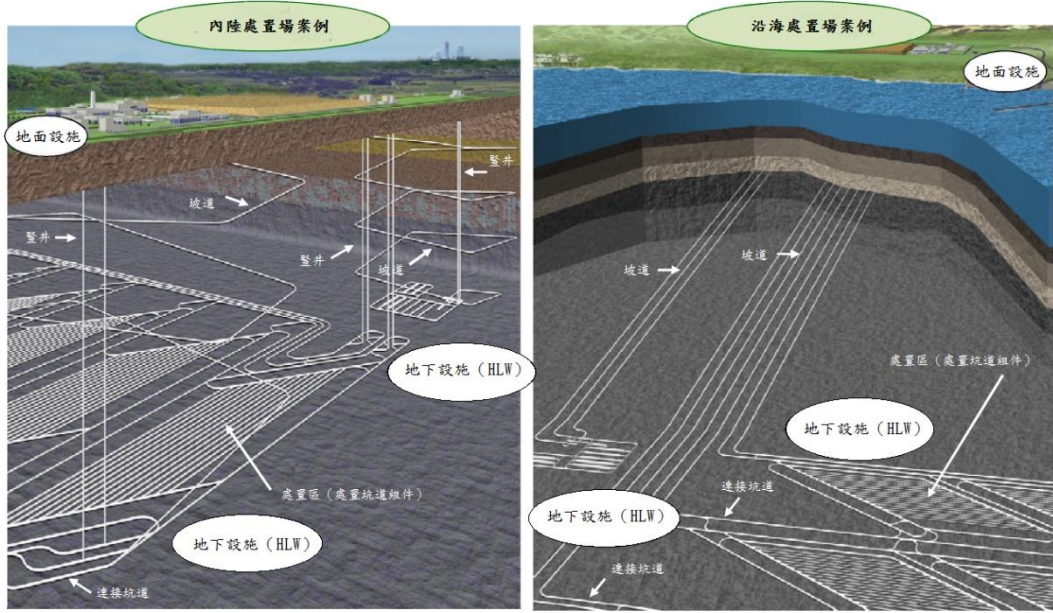


圖2-4 共同處置高放射性廢棄物和超鈾廢棄物的地下設施例子  
(NUMO, 2009a)

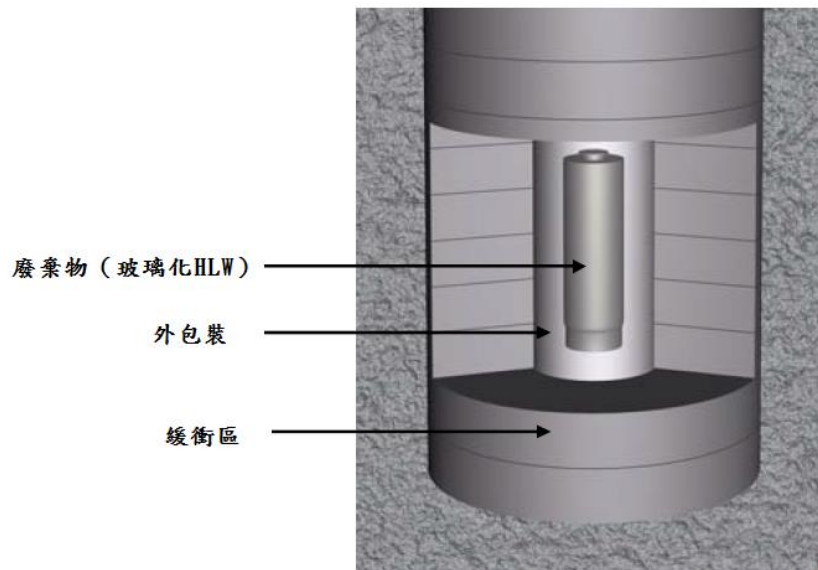


圖2-5 處置高放射性廢棄物的基本工程障壁系統

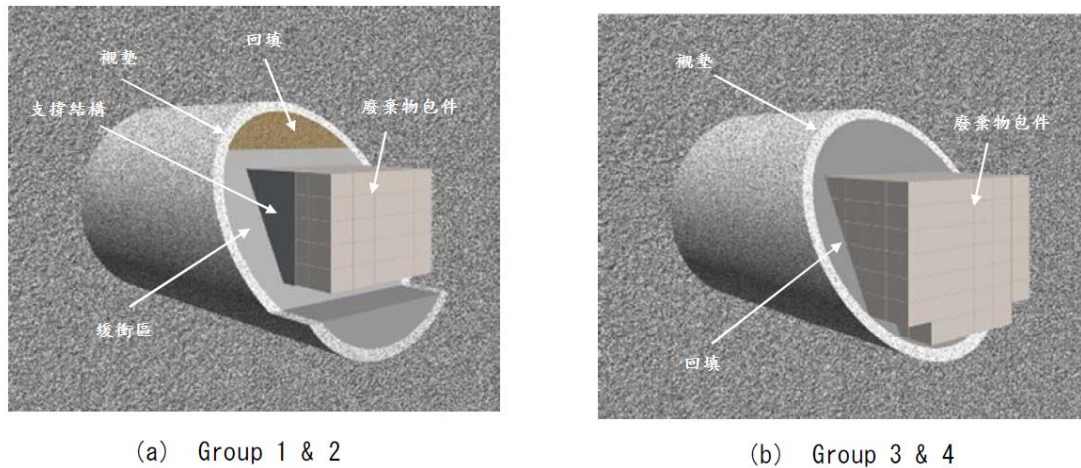


圖2-6 處置超鈾廢棄物的基本工程障壁系統

## 2.3 其他國家的處置活動

有核能的國家，地質處置被認為是管理高放射性廢棄物的最佳選擇，不同國家針對此計畫也處於不同的階段。截至2013年7月，芬蘭和瑞典已分別選擇了各自的處置場場址。芬蘭選取歐基盧歐托(Olkiluoto)為處置場址，並於2012年12月提交了施工許可申請。瑞典的處置場址於2009年6月選定了福斯馬克(Forsmark)為潛在處置場址，並於2011年3月提交了處置場址選址和建造申請。法國的地下岩石實驗室(URL)所在的布爾(Bure)附近地區選取了一個潛在的處置場址。除了這些外，瑞士、英國和加拿大亦正在進行初步選址程序。表2.1顯示了各國地質處置計畫的狀況。

表2-1 各國地質處置計畫現狀(adapted from METI, 2011)

國家	狀態
芬蘭	2000年Olkiluoto被選為最終處置場。2004年6月開始建造地下調查設施(UIF)，正在評估地下地質環境。處置場建造許可證申請已於2012年12月提交。
瑞典	自1995年以來，SKB持續於六個城市進行可行性研究，並在2000年選擇其中三個作為進一步的調查候選場址。Oskarshamn和Östhammar接受此計畫後，在這些場址進行了場址調查和環境影響評估。根據調查結果，SKB於2009年6月選擇Östhammar的Forsmark作為處置場。2011年3月提交處置場建造許可證申請。
美國	內華達州的Yucca Mountain Site之前被選為處置場址，並且從2008年開始進行安全評估，目的是獲得建造許可證。然而，2009年1月上台的歐巴馬政府決定放棄Yucca Mountain Site的處置計畫，並於2010年3月申請撤銷。隨後，藍帶委員會(Blue Ribbon Commission)根據美國聯邦諮詢委員會法(US Federal Advisory Committee Act)成立，討論如何處理用過核燃料問題。超鈾廢棄物的廢棄物隔離試驗廠(WIPP)於1999年3月開始運作。
法國	自2000年以來，ANDRA在Bure建立了一個URL，並一直在進行各種地下測試。自2006年以來，根據2006年「放射性物質和廢物可持續管理規劃法」，已在250平方公里(包括Bure)的區域內發展補充調查計畫，用於建立「可逆」處置場；為了在2025年開始營運，將申請許可證。根據調查結果，ANDRA在2009年底將面積縮小到30平方公里。如果選址計畫是通過公開討論批准的，申請廢棄物處置許可證將於2014年左右提交。
瑞士	根據2008年建立的深部地質處置場部門計畫，Nagra於2008年10月為高放射性廢棄物處置場提出了三個潛在的候選區域。在部門計畫中確定的三階段選擇過程之後，最終場地將在2018年決定。
英國	英國政府於2008年6月發布了一份關於管理放射性廢棄物的白皮書，以徵求有興趣做為處置場的縣市。2009年1月，兩個城市和一個縣表達了興趣；這些目前正在篩選最初的選址標準。
加拿大	聯邦政府決定採用「自適應階段管理(Adaptive Phased Management)」策略，從場址和集中式廢棄物處置開始，然後進行地質處置。NWMO為處置場制定了九步選址流程，並啟動了「興趣表達」階段和選址計畫作為第一步。截至2010年9月有四個地區表示有興趣。
德國	自2000年以來，Gorleben的場址特徵描述計畫已停止。然而，第二個Merkel政府同意在2009年10月取消暫停並恢復調查。
西班牙	選址過程於1998年中斷，尚未決定如何處理廢棄物。但是，地質處置被認為是一種可行的選擇。
比利時	關於地質處置安全性和可行性的臨時報告已經發布，研究計畫已進入最後階段。處置場建設的許可證申請將在2020年左右提交。



## 第三章、安全保證策略

本章主要論述NUMO針對達成地質處置安全所採取的策略與方針如圖3-1所呈現之整體架構。

### 3.1 安全目標

#### 3.1.1 安全目標內涵

地質處置的最終目標是處置設施封閉後的任何未來，避免放射性廢棄物對人類與環境造成危害，這也包含封閉前任何階段的居民與工作人員。NUMO 對地質處置安全所採用的方針包含：

- 確保封閉後之長期安全
- 確保計畫推動階段之安全

#### 3.1.2 封閉後長期安全

為確保封閉後長期安全，處置系統的設計原則包含深層地下的圍阻與隔離人類環境。也就是廢棄物將透過包含自然與工程的多重障壁系統被放置在穩定的地下岩體結構以達到圍阻與隔離功能。H12 提出封閉後長期安全可以透過以下三種安全措施達成：

篩選與確認合適場址：挑選的地質環境適合供處置並確認其安全特徵符合選址、建造與運轉階段

合適的工程處置設計與建造：合適的處置設施設計與建造，採用工程障壁適合所挑選的地質環境

長期安全評估：封閉後地質處置系統功能的安全評估

#### 3.1.3 計畫推動階段之安全

NUMO 從選址到計畫結束，將採用合適的安全措施以確保一般大眾與工作人員的輻射與傳統工業安全。為確保這些安全措施可以合適施行，NUMO 將分析計畫推動過程假設不同的風險，並回饋到調查規劃與建造計畫以及安全規範的建立。對鄰近環境的衝擊，包含與地質處置計畫有關的大規模土木工程，例如隧道開挖與開挖土方的暫存等，都會加以避免與減緩。

## 3.2 NUMO 確保安全之方針

### 3.2.1 建立安全方針

對地質處置封閉後之長期安全而言，不確定性主要來自長時間尺度與非均質的深地質構造。透過詳細調查與評估以盡可能降低這些不確定因素，使處置安全的確認更具可信賴度。由於這樣長時間尺度的設施安全並不可能直接展示，因此透過安全論證會是有效的做法，重點在不確定性管理以建立社會的理解與認可。安全論證為結構性的論證，根據與安全相關的各種事實、理解與經驗，將與安全及可信賴度有關的所有資訊與知識整合在一起論證。安全論證對驗證地質處置的安全扮演重要角色。由於從選址到處置設施封閉為較長之計畫尺度（一般大約100年），社會條件也將可能改變。

要達成這樣複雜計畫的目標，在每一個獨立的工作階段採用階梯式與彈性的推動是重要的。依照社會環境的改變去調整在各階段提出必要的信心以前，進到下一個階段來強化計畫的可信賴度。特別是對於安全的展示，根據每一階段獲得的資訊進行滾動式的安全評估，並將結果提供給區域社區與大眾，這將有助於獲取對此計畫更多的認可。

NUMO 確認安全的的第一個方針為：

#### 方針 1：滾動式確認安全之階段性與彈性的計畫推動

設施封閉後數萬年間的安全並無法用傳統方法確保。模擬是根據對最先進科學與技術的理解，也包含根據觀測資料建立的演化預測模型。為提高對演化預測的可信賴度，場址特徵化與相關的工程策略必須採用高信賴度方法。因此安全評估與科學及工程措施必須採用現在先進的可用技術。採用現在先進可用技術是我們這個世代的責任，來確保未來環境與人類安全。

因此，NUMO 確認安全的的第二個方針為：

#### 方針 2：計畫推動採用可信賴技術

地質處置計畫的成功推動有賴受影響的社區/都市與一般大眾，對透過技術研究所展示的處置安全可以理解與接受。安全信心的建立在地質處置計畫是很根本的重要議題。為達成此目的，必須要確保更廣泛的利害關係人可以全面的理解，這有賴充分的科學證據支撐。

因此 NUMO 提出第三個安全方針：

### 方針 3：透過技術發展以建立對 NUMO 的安全信心

圖 3-1 為 NUMO 的安全目標、安全方針與方針構成要素。後續章節進一步說明。

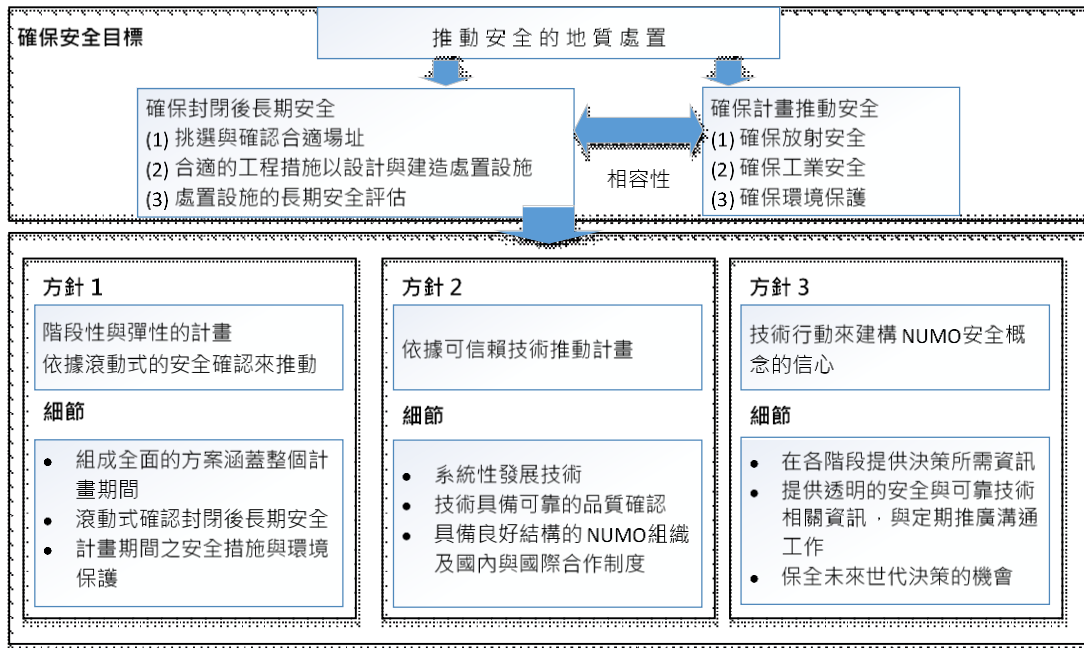


圖3-1 NUMO為確保安全方針之構成要素

### 3.2.2 方針 1：滾動式確認安全之階段性與彈性的計畫推動

方針 1 可以再細分成下列三項：

- (1) 規劃可涵蓋整個計畫期間之完整方案
- (2) 滾動式確認封閉後長期安全
- (3) 計畫期間之安全措施與環境保育

圖 3-2 表示 NUMO 安全論證的組成部分及其各自的任務角色。安全論證將在整個三階段選址過程、許可、建造、運轉和關閉中逐步更新和精進。

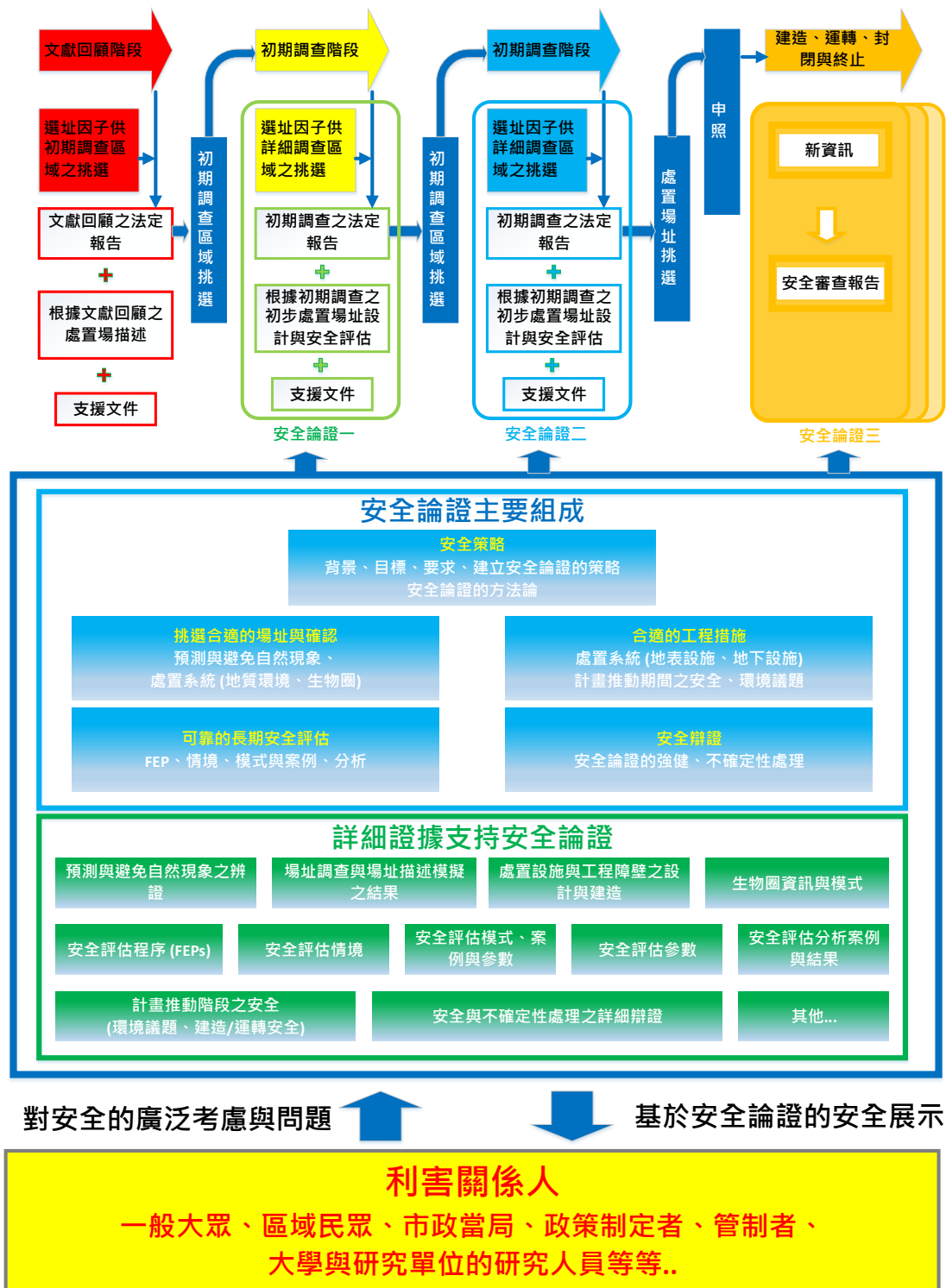


圖3-2 NUMO安全論證組成部分與其各自任務

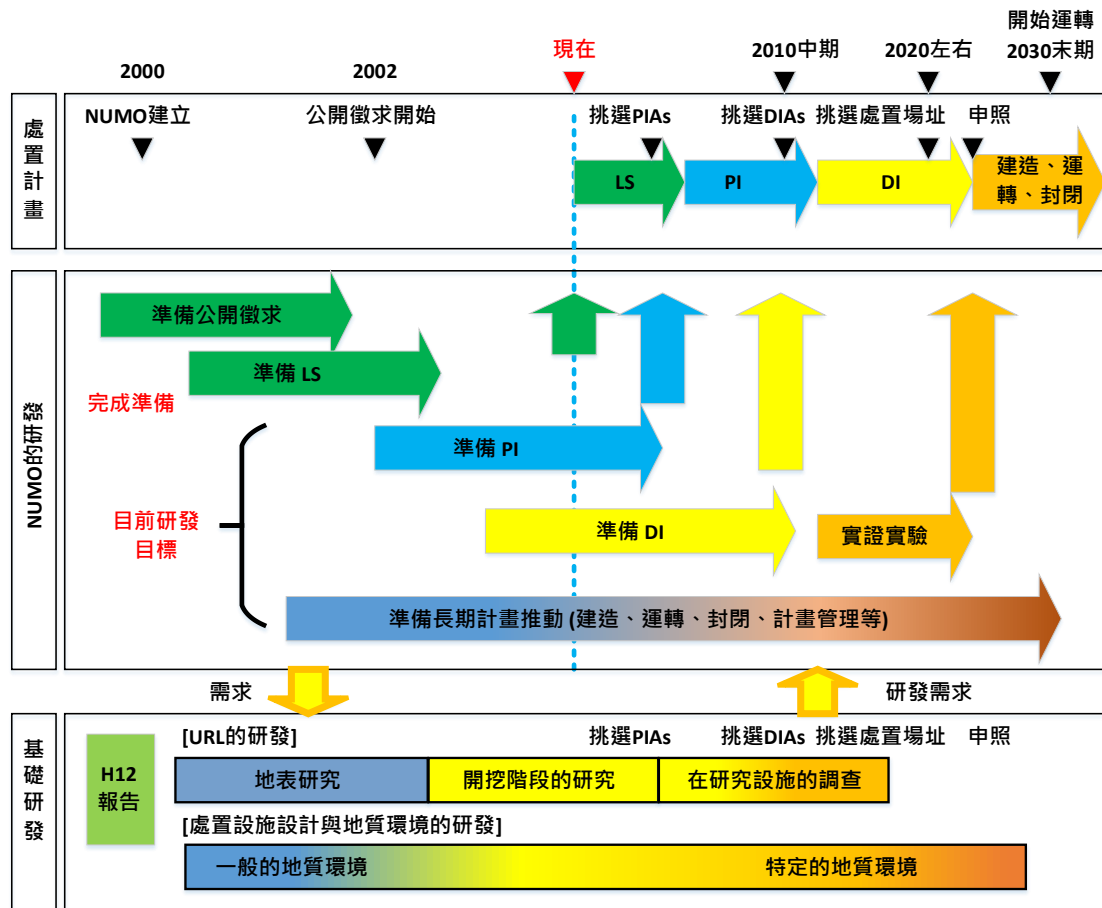
### 3.2.3 方針 2：計畫推動採用可信賴技術

方針 2 可細分成下列三項：

- (1) 系統性發展技術

- (2) 品質可確認信賴之技術
- (3) 極佳結構化之 NUMO 組織、國內與國際合作之系統

圖 3-3 說明地質處置計畫的關鍵里程碑，以及地質處置與技術發展和基礎研發對這些里程碑的貢獻的關係。



註解：LS: 文獻回顧；PI: 初期調查；PIA: 初期調查區域；DI: 詳細調查；DIA: 詳細調查區域；URL: 地下岩石實驗室

圖3-3 處置計畫、研發里程碑與基礎研發的關係

### 3.2.4 方針 3：透過技術發展以建立對 NUMO 的安全信心

方針 3 可以再細分成以下三項：

- (1) 提供各階段決策所需資訊
- (2) 提供與安全及技術信賴度有關之透明資訊，定期持續推廣溝通
- (3) 確保未來世代決策選項

### 3.3 NUMO 對地質處置計畫特定議題所採用策略

NUMO 未來將依照 ISO 31000 發展風險管理系統。

#### 3.3.1 計畫過程的風險管理

風險管理包含風險鑑別、風險分析、風險評估、與採取措施降低或避免風險。  
未來 NUMO 將依照 ISO 31000 發展風險管理系統。

#### 3.3.2 監測

NUMO 將監測分類成下列四項：

- (1) 確認封閉後長期安全之監測
- (2) 確認放射安全之監測
- (3) 確認工業安全之監測
- (4) 確認環境保育之監測

#### 3.3.3 可逆性與可回收性

在處置場授權封閉前，NUMO 會維持廢棄物包件可回收性。封閉作業包含所有地下空間之回填，例如聯絡隧道、豎井、斜坡道以及安裝封塞。所採用之階段式封閉概念如圖 3-4 所示。圖 3-5 為 NUMO 可回收/可逆與監測之基本策略示意圖。監測是提供完整運轉後處置場封閉使否可持續進行之依據。當授權封閉(也就是被動安全完成建立)，監測與可回收便不需要去維持，這是基於對長期封閉後安全之確認。

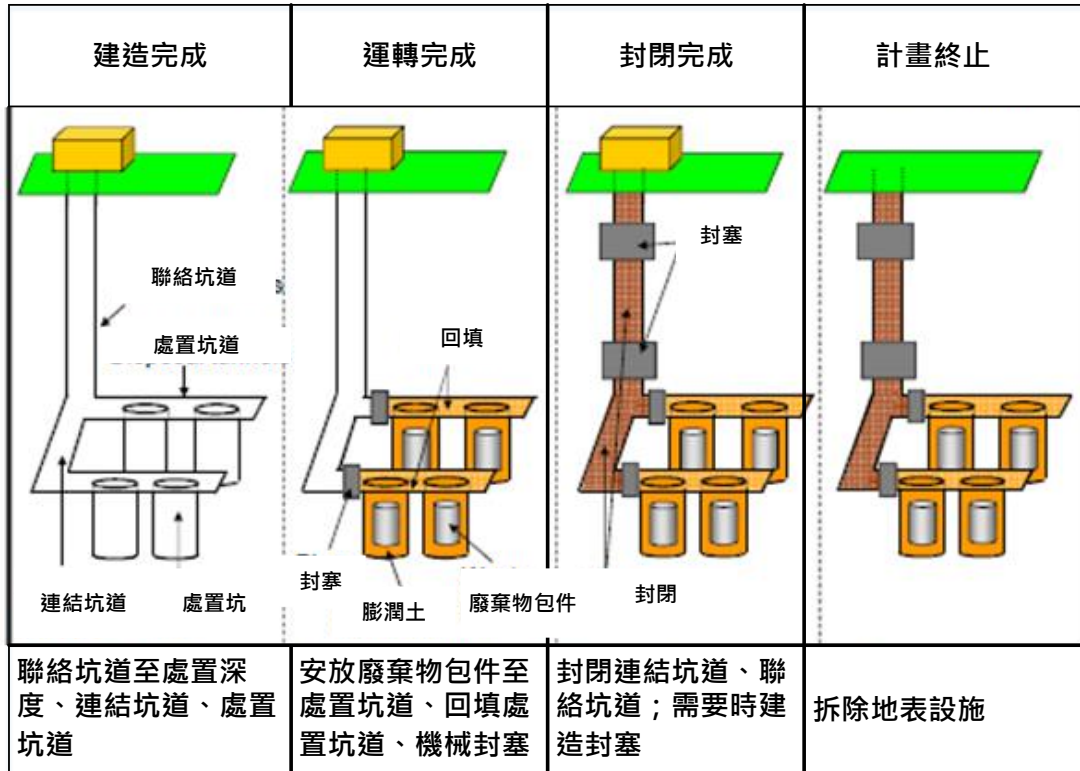


圖3-4 NUMO之階段式封閉概念

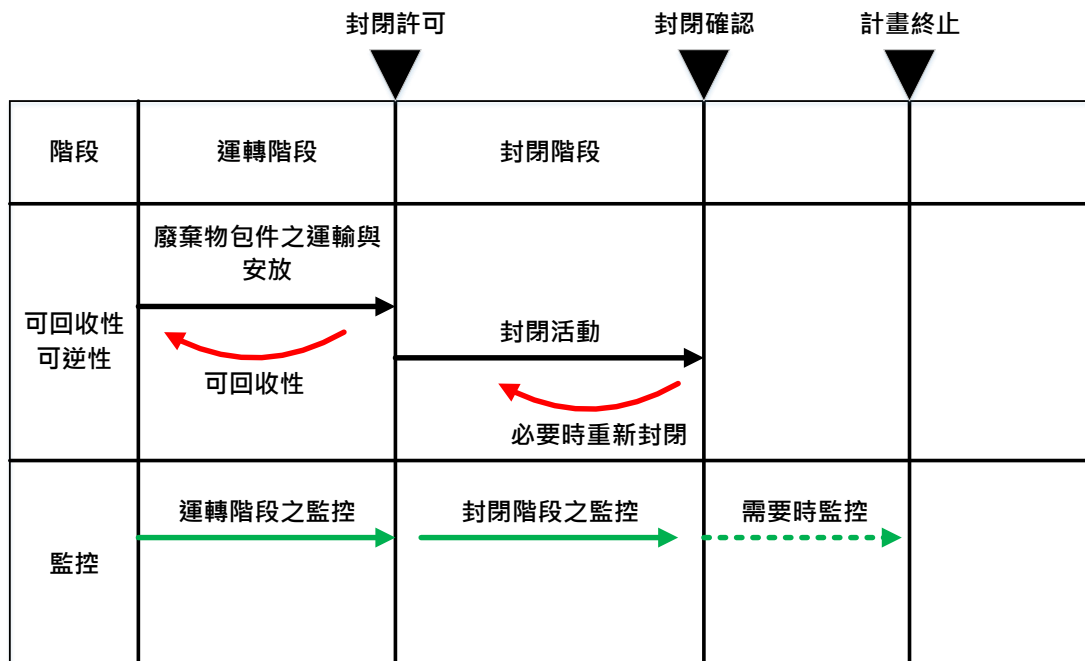


圖3-5 NUMO可回收/可逆與監測概念

### 3.3.4 處置設施的封閉

IAEA (2006)對處置設施的封閉指的是由主動監管以確認安全的階段變成不進行管制控制的長期被動安全階段。日本 2007 年修改的核能反應器法案指出，封閉計畫需由處置計畫推動機構準備與提出供國家政府授權。政府必須依據 NUMO 的最終安全評估以確認封閉後長期安全。體認對確保地質處置安全的獨特性，NUMO 認為封閉是整個計畫的一個重要里程碑，也將在現階段計畫開始準備採取合適的行動。



## 第四章、階段性的計畫實施

本章以路徑圖的方式，敘述第3章所討論的方針於執行時之實施方式。

方針一：基於反覆確認安全的階段性與彈性計畫實施

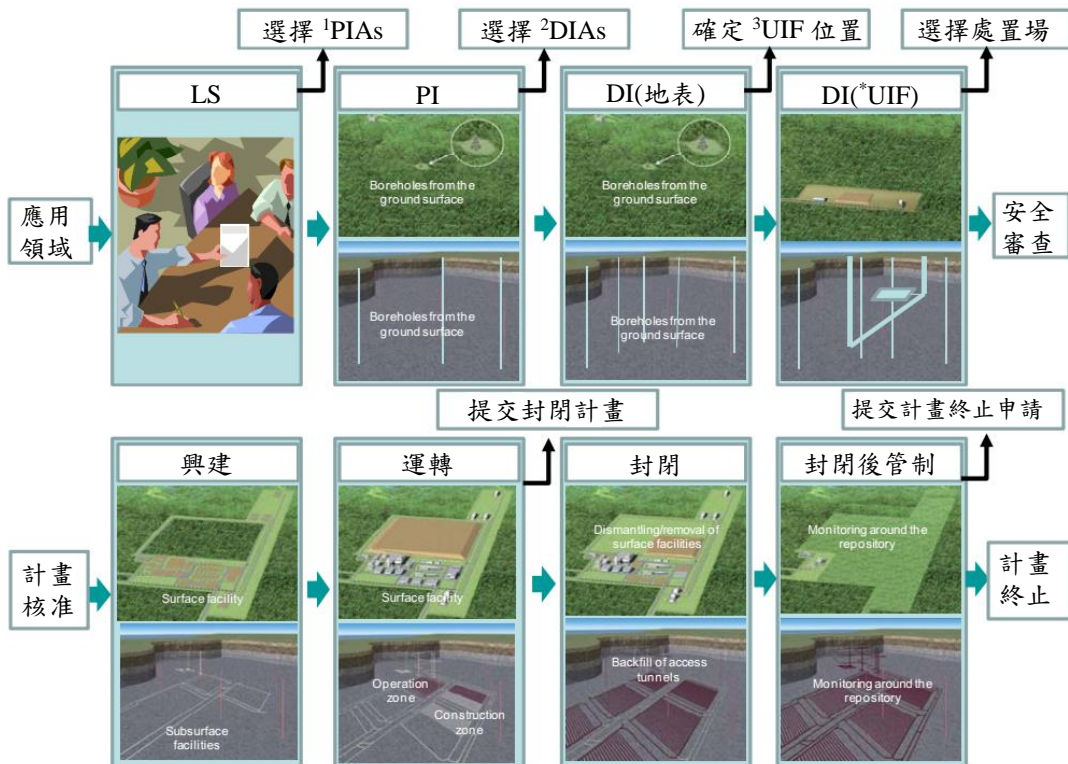
方針二：基於可靠技術的計畫實施

方針三：對 NUMO 安全概念建立信心的技術活動

### 4.1 基本方法

#### 4.1.1 階段性計畫實施與主要里程碑

NUMO 所擬定的階段性計畫實施計畫，涵蓋了從初步文獻調查直到計畫終止，如圖 4-1 所示(NUMO，2009a)。為確保被動安全的目標，NUMO 將在選址到封閉後階段的計畫期間，以反覆確認安全的方式，採行必要的措施。



<sup>1</sup>PIAs (Preliminary Investigation Areas)：初步調查區

<sup>2</sup>DIAs (Detailed Investigation Areas)：詳細調查區

<sup>3</sup>UIF (Underground Investigation Facility)：地下調查設施

圖4-1 地質處置計畫的階段性實施 (NUMO，2009a)

### 4.1.2 地質處置計畫的實施與不同技術領域的協調

於地質處置計畫中，將以逐步方式執行下列三個安全措施：合適場址的選擇及確認、適當的工程設計與施工、長期安全的評估。而與這些措施相關的三個技術領域(場址調查/評估、工程、安全評估)應加以協調及整合，以支持各階段的決策(圖 4-2)。此外，支持封閉後安全的活動應與封閉前各階段確保安全的活動互相整合。

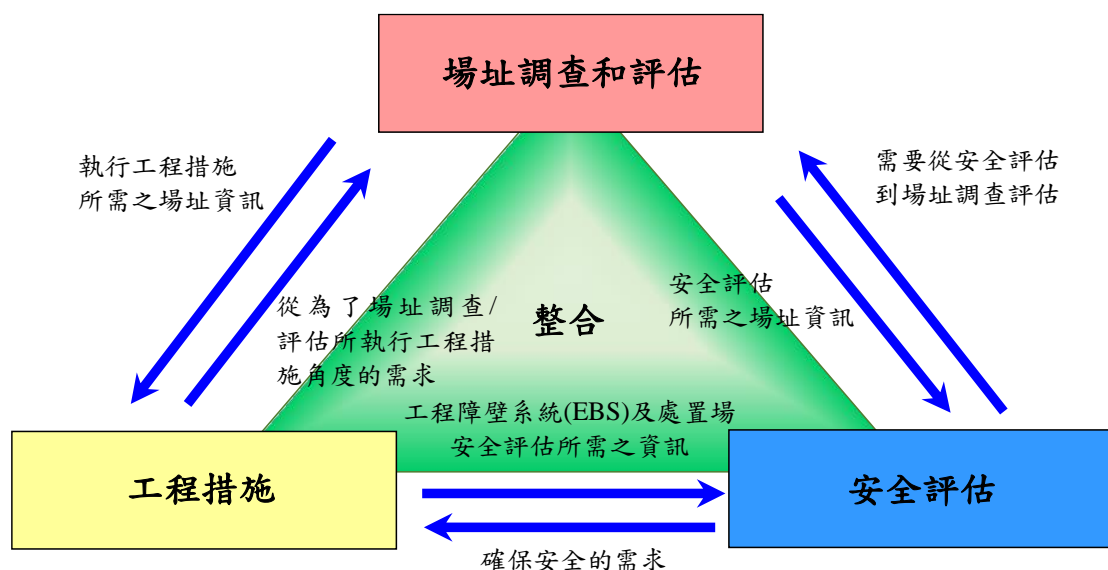


圖 4-2 三個安全措施的整合

在確定選址階段調查場址時，必須進行場址選擇的正當化(justification)。在開始每個階段的調查之前，NUMO 計畫建立並公開選擇調查地區的選址因子，PIA 的選址因子已經公佈。NUMO 依據與政府機關討論結果，DIA 的選址因子將在開始 DIA 選址階段之前(初步調查階段)公布。細節將在第 8 章中討論。

## 4.2 方針之實施(路徑圖)

### 4.2.1 實施方針 1 的方法：基於反覆確認安全的階段性與彈性計畫的實施 (安全路徑圖)

考慮到整個計畫的持續時間，安全路徑圖分為以下幾個階段。對於每個階段都會顯示里程碑、要求、活動及主要產出文件。通過達到每個階段確定的里程碑，

可以實現安全地質處置的最終目標（詳圖 4-3）。

- 文獻調查階段
- 初步調查階段
- 詳細調查階段—基於地表的調查
- 詳細調查階段—在 UIF 進行調查
- 安全審查階段
- 建造階段
- 運轉階段—運轉期間
- 運轉階段—運轉結束/封閉計畫
- 封閉階段
- 封閉後至計畫終止階段

一般而言，場址調查早期階段的重點是避免具有顯著影響的自然現象，例如火山/火成活動及地震/斷層活動；然後轉移到地質環境的特性描述，處置場設計及安全確認，最後是申照的安全審查。取得執照後，重點將轉移到工程活動，如處置場的建造、運轉及封閉。

#### **4.2.2 實施方針 2 的方法：基於可靠科技的計畫實施（研發路徑圖）**

本節總結如何根據研發路徑圖預先規劃所需的研發，這些路徑圖將當前技術及理解與達到每個計畫實施階段所設定里程碑的所需水平進行比較（圖 4-4）。路徑中顯示的技術是實現安全路徑圖中所規定目標所需的技術，但仍需在分析其當前技術水平的基礎上進一步開發及驗證。

本路徑圖中所涉及的研發，包括調查數據、設計及安全評估綜合分析所需的製造技術、方法或科學/工程知識、相關數據庫及研究結果。研發路徑圖提出了如何整合各組織的研究成果，並將知識及技術整合到每個計畫階段所需的品質標準。NUMO 將使用此方法進行研發管理。

#### **4.2.3 實施方針 3 的方法：對 NUMO 安全概念建立信心的技術活動（信心建立路徑圖）**

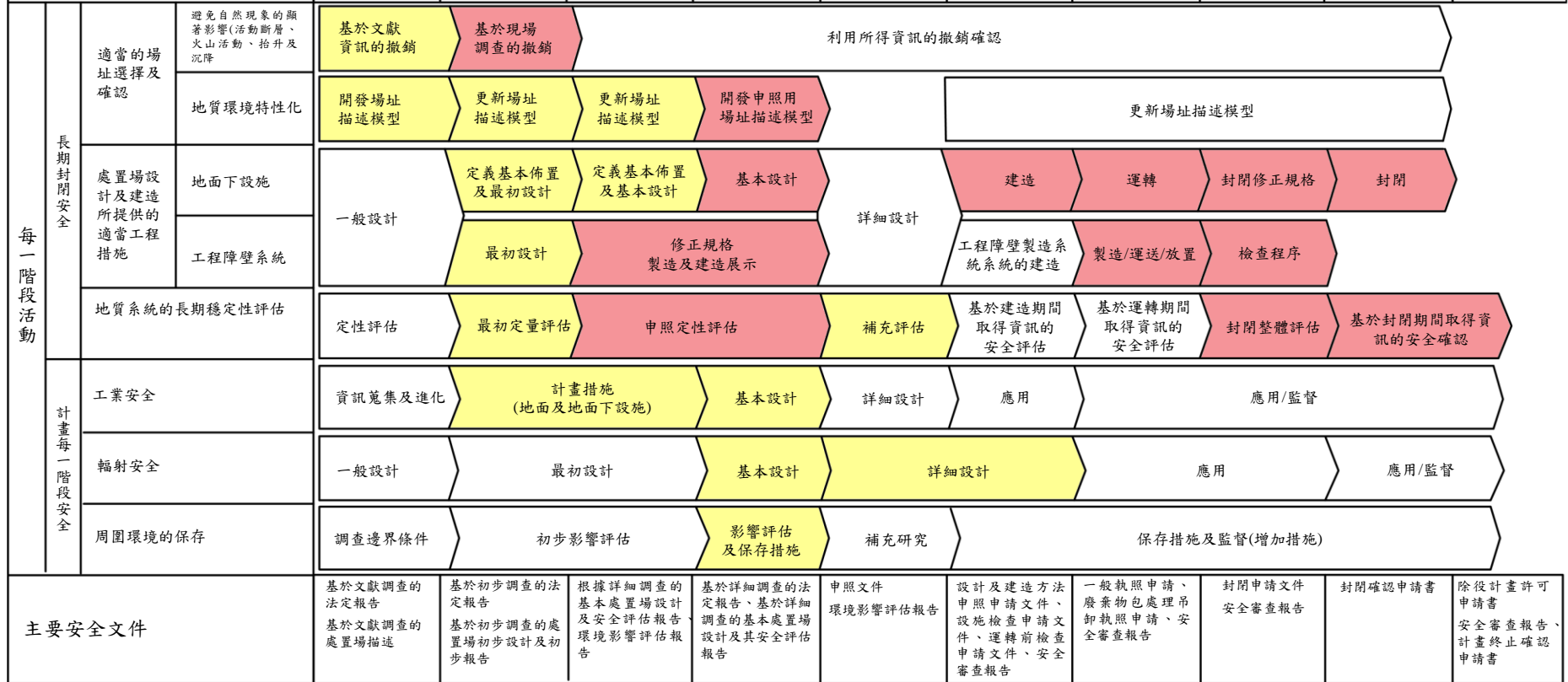
由於地質處置涉及許多利害關係人(stakeholders)可能難以理解的問題，例如

深地質環境相關議題、極長時間尺度及輻射效應，因此需要廣泛及持續的溝通工作，以建立非核工程領域專家利害關係人的安全信心。本報告提出了信心建立路徑圖的形式建立安全技術信心的所需活動（圖 4-5）。

建立信心路徑圖的準備工作，符合第三章所述 3 項方針的各項細項：

- (1) 提供每個階段決策所需資訊；
- (2) 透明地提供與安全及技術可靠性的相關資訊，並定期促進溝通；
- (3) 為子孫後代確保決策機會。

階段	文獻調查階段	初步調查階段	詳細調查階段		安全審查階段	建造階段	運轉階段		封閉階段	封閉後至計畫終止階段
			基於地面的調查	UIF的調查			運轉中	運轉結束/封閉計畫		
20年										
10年										
50年										
10年										
階段目標	PIA的選擇	DIA的選擇	處置場基本佈置的決定	處置場的選擇	發給計畫執照	處置場建造	處置場運轉	封閉計畫許可	封閉的實施	計畫終止
階段安全目標	避免自然現象的顯著影響(避免明確不合格區域)	• 避免自然現象的顯著影響 • 確保長期安全 • 確保實施過程中的安全	• 確認已避免避免自然現象顯著影響 • 確保長期安全 • 確保實施過程中的安全	• 確認已避免避免自然現象顯著影響 • 確認長期安全 • 確認實施過程中的安全	• 保證長期安全 • 保證實施過程中的安全	• 基於更新資訊的長期安全反覆確認 • 確保建造安全	• 基於更新資訊的長期安全確認 • 運轉期間安全保證	• 通過整合所有資訊展示長期安全	• 確認封閉階段的安全	• 根據最新資訊確認長期安全 • 封閉後確認安全保證
目標要求	• 符合法律要求、 • 符合環境要求、 • 符合NUMO工作標準	• 符合法律要求 • 符合DIA選擇的環境因子 • 符合申照基本準則 • 符合NUMO工作標準	• 符合法律要求 • 符合處置場場址選擇環境因子 • 符合申照基本準則 • 符合NUMO工作標準	• 符合法律要求 • 符合處置場場址的環境要求、 • 符合申照準則、 • 符合NUMO工作標準；	符合安全審查準則	• 符合技術標準 • 符合NUMO工作標準	• 符合技術標準 • 符合NUMO工作標準	符合封閉計畫的許可標準	• 符合許可的封閉計畫、 • 符合NUMO工作標準	• 符合除役許可標準 • 符合計畫終止標準



圖例 ■ 對確保安全上非常重要的活動 ■ 對確保安全上的重要活動

圖4-3 安全路徑圖

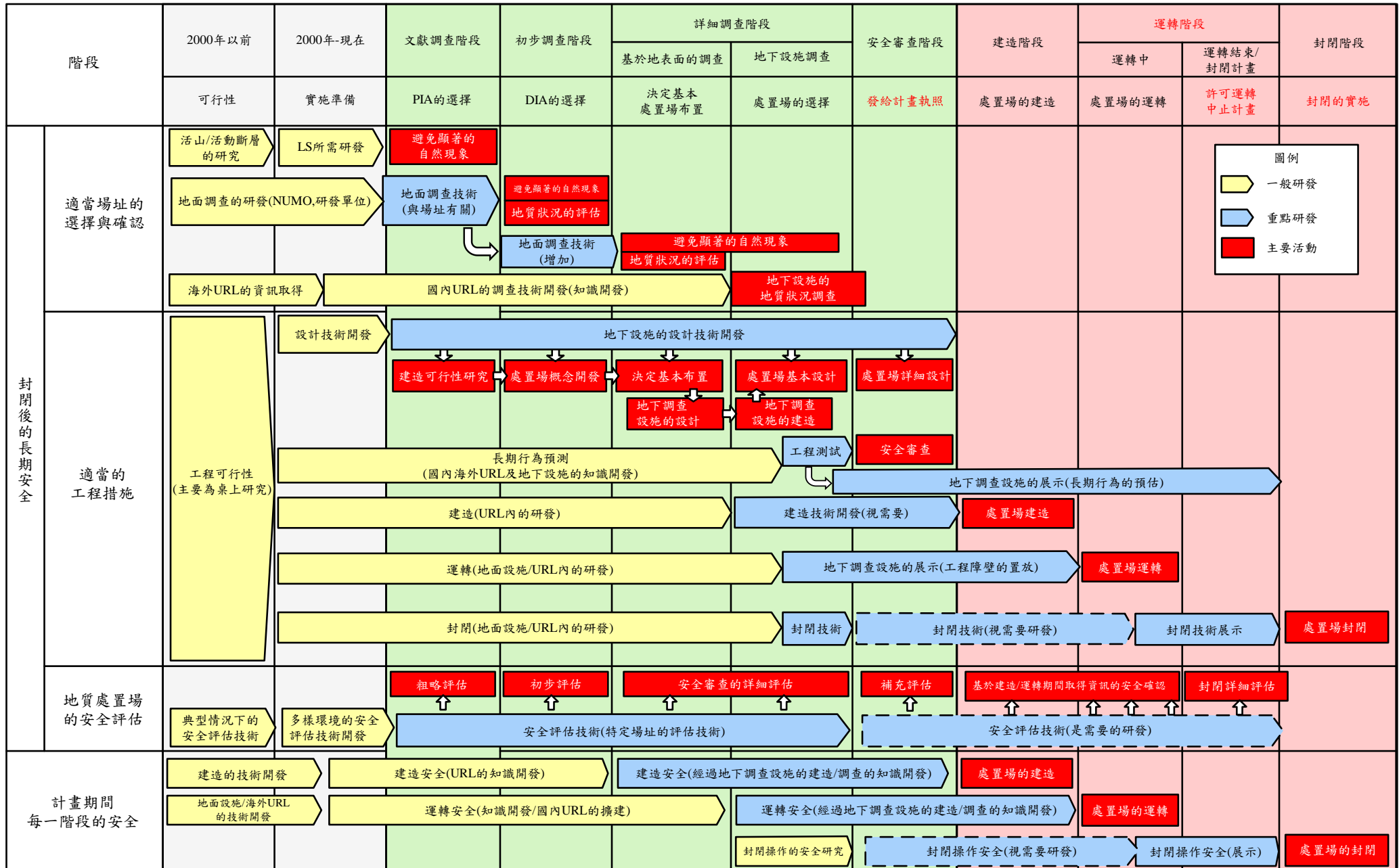


圖4-4 研發路徑圖

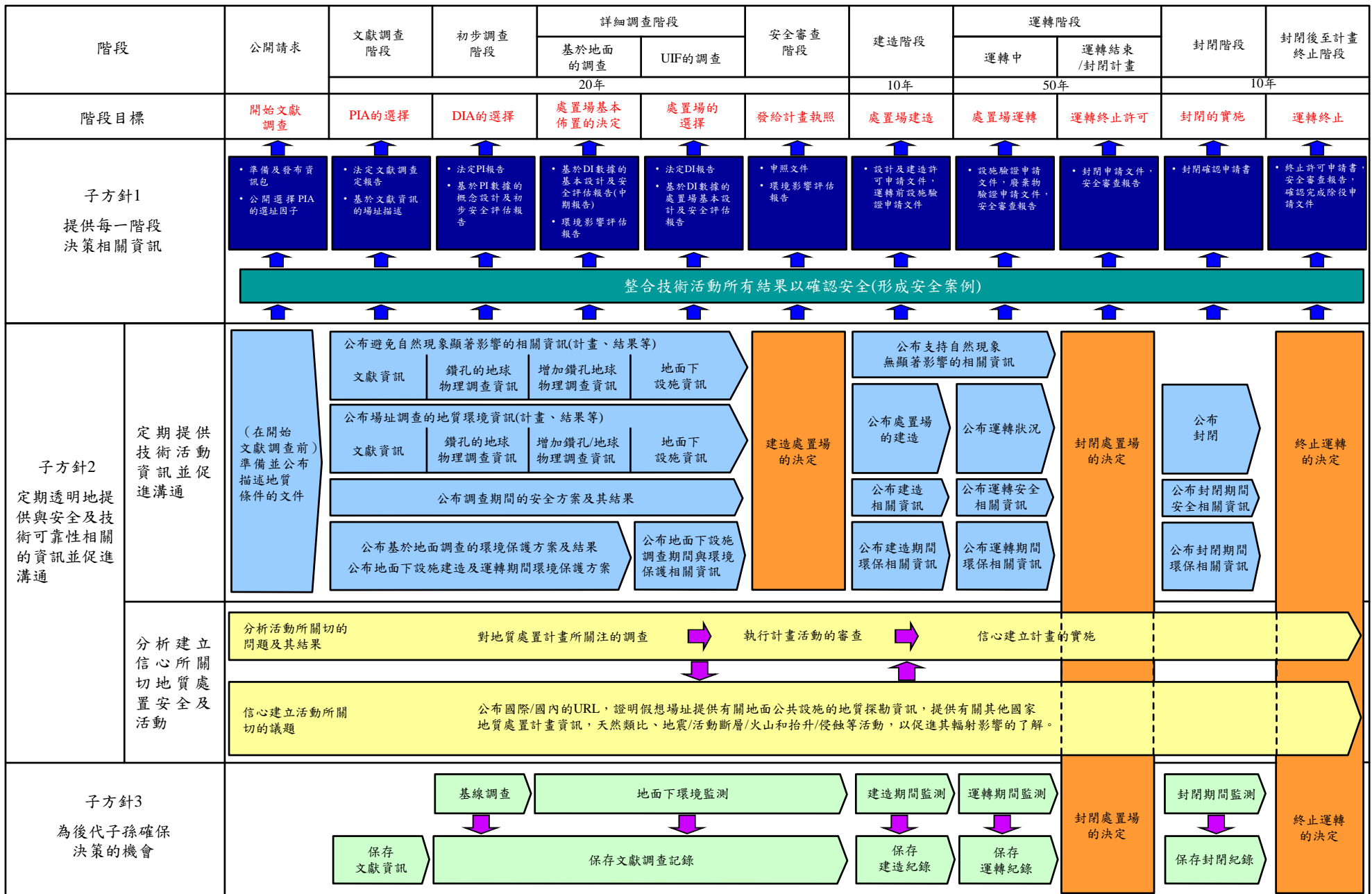


圖4-5 信心建立路徑圖

## 4.3 計畫每個階段的活動

### 4.3.1 選址及安全審查階段

#### 1. 文獻調查階段

- 此階段目標：PIAs 的選擇；
- 安全目標：避免自然現象的顯著影響（避免明顯喪失資格的區域）；
- 要求：符合法律要求、符合環境要求、符合 NUMO 的工作標準；
- 主文件：基於文獻調查的法定報告；
- 基於文獻調查的處置場描述。

此階段的目標是跟據自願地區(volunteer areas)的文獻調查選擇 PIAs。為了確保安全，將避免自然現象產生任何顯著影響的區域。實現目標的要求包括「符合法律要求」、「符合 PIA 選擇的環境要求」及「符合 NUMO 的工作標準」(包括 PIA 選址因子 (NUMO, 2009b))。

將視需要使用包括在 PIA 的選址因子中有利因子進行總體評估及相對比較。最初將進行地質條件的事先確認，以確定自願場址地點是否適合作為文獻調查區。NUMO 根據日本各地地震和火山活動評估，公布地質條件的事先確認評估報告。(NUMO, 2009b) 只有在自願場址者符合選址因子後才開始文獻調查。

最初將從數據庫、相關機構及其他可用來源收集資訊。涉及目標區域的自然現象及地質條件將製作成文件，收集資訊將使用地理環境數據管理系統進行結構化及管理。

根據資格評估因子(evaluation factor for qualification, EFQ, 即自然現象的影響，如地震/斷層活動、火山/火成活動、抬升及侵蝕)，將排除自然現象顯著影響的區域。最後，根據對未固結的(unconsolidated)第四紀沉積物和礦物資源的評估，根據文獻調查製作 PIA 的法定報告。

同時，將建立地區場址描述模式 (site descriptive model, SDM)，並根據該區域地質條件，開發處置場的概要設計。在此基礎上，將對處置場封閉後的長期安全進行初步評估。從這些初步安全評估中，將開發一個地表及地下設施的總體佈置，並在場址概要報告中敘述。這將反映在後續階段的規劃中。

同時，將根據工業（運轉）安全、輻射安全措施及周圍環境保護來檢視其安全性。工業安全方面，將對建造及運轉階段進行風險評估，研究自然現象潛在風



險及地下結構的抗震功能。在廢棄物包件運輸至地表設施及地表設施處理期間，將評估工作人員及一般公眾的輻射安全措施。處置場周圍環境的保存及保護將進行調查。安全結果將記錄在「處置場文獻調查報告」的報告中。

## 2. 初步調查階段

- 此階段目標：DIA 的選擇；
- 安全目標：避免自然現象的顯著影響、確保長期安全、確保實施過程中的安全；
- 要求：符合法律要求、符合 DIA 選擇的環境因子、符合申照基本準則、符合 NUMO 的工作標準；
- 主要文件：基於 PI 的法定報告、基於 PI 的處置場初步設計及初步報告。

此階段目標是選擇進行詳細調查的地區。安全目標包括避免自然現象的顯著影響、確保長期安全及確保實施期間的安全。達到總體目標的要求是符合資格評估因子、DIA 環境要求、安全審查導則及 NUMO 的工作標準。考量這些安全目標及要求，NUMO 將開展以下活動，以實現此階段目標。

將進行地表探勘、地球物理調查及鑽孔調查，以獲得區域規模的地質數據，作為初步調查的一部分。由此可以看出，可以避免由活動斷層、火山活動、抬升及侵蝕產生顯著影響的區域。地質數據也將用於更新前一階段所產生的場址描述模式，並準備更詳細的模型，以用於 DIA 的規模尺度。此外，將從更新場址描述模式、長期安全的初步評估及工程障壁系統(EBS)的建造可行性，來開發地表及地下設施的基本佈置。同時考慮特定場址的地質環境條件、安全及社會經濟等方面，進行參考處置場(reference repository)的設計開發。

與前一階段相同，將對工業安全、輻射安全措施及周圍環境保護各方面的安全性進行檢視。此階段可使用地表探測、地球物理調查、槽溝調查(trench survey)與鑽孔調查獲得的現場資訊以進行更詳細的評估。在進行調查時，將注意周圍環境及工作人員的安全。

將根據上述活動將選定 DIA，並依據「最終處置法」提出一份詳細調查區的調查報告。此外，根據初步調查及初步安全評估，將提出處置場設計及長期安全的評估報告。

### 3. 詳細調查階段

預期的詳細調查階段將於實務中分為兩個階段：(1)基於地表的調查及(2)地下調查設施的調查。

#### (1) 基於地表的調查：

- 此階段目標：確定處置場的基本佈置；
- 安全目標：確認自然現象的顯著影響已被避免、確保長期安全、確保施工期間的安全；
- 要求：符合法律要求、符合處置場場址選擇環境因子、符合申照基本準則、符合 NUMO 的工作標準；
- 主要文件：基於 DI 的基本處置場設計及安全評估報告、環境影響評估報告。

此階段目標是確定基本處置場佈置。處置場佈置方向及配置將取決於在地質環境中獲得的資訊。此階段展示安全的目標包括確認避免自然現象的顯著影響、確保長期安全及確保施工期間安全。為實現這些目標的要求，為符合資格評估因子、處置場選址環境因子、安全審查導則以及 NUMO 的工作標準。為了在計畫里程碑達成以上目標及要求，將開展以下活動。

基於地表的調查將涉及確認先前初步調查階段所獲得的地質資訊，特別注重候選處置場附近地下環境資訊的取得。將使用地質環境新數據更新場址描述模式，基於修訂後的場址描述模式修改工程障壁系統設計及處置場佈置。接下來將同時考量廢棄物包件的運輸、放置(emplacment)及工程障壁系統材料的長期安全性，決定處置場基本佈置。這些結果將記錄在基於詳細調查數據及初步安全評估的處置場設計的暫行報告中。

此外，將進行地下設施建造的初期環境影響評估，並採取適當措施保護環境。這些結果將納入環境影響報告（EIS）報告中。

#### (2) 地下調查設施的調查

- 此階段目標：選定處置場；
- 安全目標：確認可避免自然現象的顯著影響、確認長期安全、確認實施期間安全；
- 要求：符合法律要求、符合處置場選址的環境要求、符合申照導則、符

合 NUMO 工作標準；

- 主要文件：基於詳細調查的法定報告、基於詳細調查的處置場基本設計及其安全評估報告(暫行報告)。

此階段目標是選定處置場地點。在此階段，確保的安全目標包括確認可避免自然現象的顯著影響、確認長期安全並確保實施過程中的安全。為達成這些目標的要求，是符合資格評估因子、選擇處置場場址的環境要求、申照導則及 NUMO 的工作標準。

在此階段，將通過隧道的挖掘及處置場深度的目標岩層研究來評估母岩之適用性，包括進行現場試驗(in-situ experiment)。此外，將在 UIF 中進行展示實驗，以開發處置場建造及運轉的所需技術。

#### 4. 安全審查階段

- 此階段的目標：取得計畫執照；
- 安全目標：確保長期安全、確保實施過程中的安全；
- 要求：符合安全審查導則；
- 主要文件：申照文件、環境影響評估報告

此階段申照文件將提交給政府並研擬環境影響評估報告，描述環境保護措施以及因處置場的建造及運轉對周圍環境影響的初步評估結果。同時，將根據需要進行補充調查及評估，以準備取得設計及施工方法許可的申請文件。

## 4.3.2 自建造階段至計畫終止階段

### 1. 建造階段

- 此階段目標：處置場建造；
- 安全目標：基於更新資訊的長期安全反覆確認、保證(ensuring)建造施工安全；
- 要求：符合技術標準、符合 NUMO 的工作標準；
- 主要文件：設計及建造方法申照申請文件、設施檢查申請文件、運轉前檢查申請文件、安全審查報告。

在政府發給執照後，將開始處置場建造的準備工作。提出建造執照申請並在經許可後開始地表設施的建造，其中廢棄物包件接收及貯存設施將與地下設施同時開始建造。地表設施的建造將依據建造執照申請文件及所許可的處置場設計及施工方法，並依據適當的品質管制程序。建造結束後，政府將進行運轉前檢查，以確認該設施是依照設計來建造的。

施工期間為驗證處置場的安全性，將通過使用更新地質資訊及一系列監測數據進行進一步的安全評估，其結果將公布在安全審查報告中。如有必要，將在「最終處置法」的框架內，修改廢棄物包件的處置坑道位置及放置位置，依據處置場建造期間的實際地質調查結果來提高安全性。

### 2. 運轉階段(運轉中)

- 此階段目標：處置場的運轉；
- 安全目標：根據最新資訊確認長期安全、運轉期間的安全保證；
- 要求：符合技術標準、符合 NUMO 的工作標準；
- 主要文件：一般執照申請文件、廢棄物包件吊卸執照申請文件、安全審查報告。

此階段將涉及將玻璃化廢棄物包封(encapsulation)到廢棄物接收設施之外包裝(overpack)中，以及接著廢棄物包件在地下設施中運送及安放活動。除了確認符合不同的標準及導則外，政府將對廢物接收設施進行檢查，以確保其嚴謹的遵循所有安全及輻射防護的規定。將通過監測及定期公布安全審查報告所取得的額外數據及科學知識，再確認處置場的安全性。

在 DI 階段後將公布工程障壁系統長期實驗結果以及證明處置場封閉技術可

行性的測試結果。

當下一階段的臨近時，將依據展示實驗的結果、每一階段進行的反覆安全確認及處置場封閉計畫，來評估處置場的整體安全性。

### 3. 運轉階段(運轉結束/封閉計畫)

- 此階段目標：封閉計畫的許可；
- 安全目標：整合所有資訊展示長期安全；
- 要求：符合封閉計畫的許可標準；
- 主要文件：封閉申請文件、安全審查報告。

此階段將完成處置場的運轉，並通過依據自場址選擇階段至運轉結束期間所獲得的所有資訊來執行安全評估，並修訂安全論證。基此，為使處置場的封閉可被接受，將確認安全並公布安全報告。處置場的封閉將依據「核原料物質核燃料物質及核反應器管制法」(以下簡稱「核反應器管制法」)及相關規定，NUMO 應提出封閉計畫，向日本經濟產業省(Ministry of Economy, Trade and Industry, METI)正式提出封閉申請，並獲得其許可。在封閉計畫許可前，NUMO 將保留回收廢棄物包件的選項。

### 4. 封閉階段

- 此階段目標：封閉的實施；
- 安全目標：確認封閉階段的安全；
- 要求：符合許可的封閉計畫、符合 NUMO 的工作標準；
- 主要文件：封閉確認申請書。

此階段為了符合「核反應器管制法」的品質保證標準，將對聯絡隧道及入口坑道進行回填等措施，以封閉處置場。當處置場封閉完成後，將檢附封閉前後的地形、地質及地下水條件的詳細資訊，向 METI 提出封閉確認申請。一旦處置場封閉後並由 METI 發給封閉確認許可，說明處置場條件符合「最終處置法」所規定的標準。NUMO 應將所有處置場的記錄提交 METI，以利其永久存檔。

### 5. 封閉後至計畫終止階段

- 此階段目標：計畫終止；
- 安全目標：根據最新資訊確認長期安全、封閉後安全保證的確認；

- 要求：符合除役許可標準、符合計畫終止標準；
- 主要文件：除役計畫許可申請書、安全審查報告、計畫終止確認申請書。

此階段隨著計畫的終止，將對長期安全進行全面評估，並修正安全論證。在此基礎上，將公布安全審查報告並提出除役計畫許可申請書。依據許可的除役計畫，將遵循必要的品質管制措施進行地表設施的除役。除役完成後，將向政府提出計畫終止的確認申請。一旦經政府確認並正式許可計畫終止之後，處置計畫將不再受核能法規的管制。處置場封閉後，NUMO 將負責管理處置場足跡所涵蓋的區域，直到 NUMO 解散為止。（在「最終處置法」的框架內，將訂定新的法律）此外，依據「最終處置法」，如果 NUMO 認為有必要保護前述處置場足跡及其周圍地區，政府將在收到 NUMO 申請後，得指定這些區域為保護區域。在保護區域內，未經 METI 的許可，禁止任何類型的挖掘。目前，規劃訂定特別法來管理 NUMO 解散後的處置場，屆時將由國家級政府承擔處置場管理及確保處置場安全的責任。

## 第五章、地質環境調查評估技術

本章介紹選擇和確認合適場址所需的技術，重點放在文獻調查和初步調查階段。此外，NUMO概述了地質環境調查/評估的方法，並描述了所需技術在過去十年的進展情況。

### 5.1 日本地質環境進行調查/評估的方法

由於日本各島位於構造活動活躍區域，因此需要評估破壞性的自然現象(如火山/火成活動、地震/斷層活動以及抬升/侵蝕)造成的潛在影響(如表5-1)。第一步將選擇可避免未來自然現象產生重大影響的場址，然後預測潛在處置場址的地質環境的長期演變，從處置場設計和建造的角度選擇處置場建設場址，並確保其封閉後的長期安全。

#### 5.1.1 預測未來的自然現象

在日本有一個共識，根據過去數百年或數千年之穩定的地質記錄，可以合理的預測未來大約十萬年的自然現象。基於此，NUMO制定了一個預測未來自然現象的基本概念，內容如下。

未來的自然現象預測將通過外插法進行，考慮到資訊的數量和準確性，以及因地區或自然現象而異的地質構造歷史，並明確說明所做的假設。根據與預測相關的不確定性，從場址調查/評估的角度預測自然現象的時期定義如下：

**A時期：**透過外插法預測的時期，利用過去夠長時間尺度且可靠的地貌/地質數據預測未來；

**B時期：**利用某些較大不確定性假設預測未來的時期；

**C時期：**透過外插法或任何其他方法預測都難以證明的時期(如表5-2)。

在安全評估中，這幾個時期之合理了解的不確定程度情境會予開發。

表5-1 日本考慮的自然現象、對處置系統潛在影響及其在選址過程中的處理

自然現象	對地質處置系統和地表設施的潛在影響	可能的後果	選址過程中的處理
火山/ 火成活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>因岩漿的侵入/噴發直接破壞處置場</li> <li>由於熱對流或周圍岩石的變化導致岩石溫度升高。</li> <li>熱水的對流和相關的核素遷移增強。</li> <li>由於熱水/火山氣體引入地下水，地下水流量和地下水化學發生變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性核種釋放到地表</li> <li>可能的影響，例如地質處置系統性能顯著下降。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>根據文獻或現地調查，避免出現具有第四紀火山作用證據的區域，以及根據過去火山活動趨勢在相關時間段內預測此類活動的區域。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>由於大規模岩漿或火山碎屑流的噴發，地形和相關的地下水流動條件發生變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>地下水流量條件可能因火山活動造成的地形變化規模而改變。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基於文獻和場址量測，假設地形變化的尺度和位置，被認為是長期演化的因素之一。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>由於火山灰降落、火山泥流或火山碎屑流而破壞或喪失地表設施的安全功能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>在營運期間可能危及地表設施的安全功能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>根據文獻和場址量測及根據自己的水平制定避免方法或對策，評估火山事件、尺度、到達場址的時間以及對地表設施的影響。(尚未制定反應器設施設計的指導規範或標準。)</li> </ul>
地震/ 斷層活動	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震的地動造成的地下設施破壞。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>相關深度僅會觀察到小的地振動，不太可能發生明顯的地振動。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用文獻和場址量測評估並確認抗震設計能夠可靠的承受地振動。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>由於地震前後地殼應變的變化，造成地下水位和地下水壓的變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>已經測量了幾周到幾個月的採樣。不太可能對地下水流產生永久性影響。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>根據文獻和場址量測評估此類事件和後果。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>由於岩石的位移/破裂而直接破壞處置場和/或廢棄物包件。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>新形成的破裂帶可能成為放射性核種從地下設施向地表遷移的優先途徑。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>根據文獻和場址量測，避免出現明顯活動斷層的區域。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>由於破裂和/或岩石位移引起的力學擾動。</li> <li>由於小斷層和節理的產生，周圍岩石的水力特性發生變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>影響程度不會太大，以至於對處置設施產生重大影響，但會因裂縫開裂，導致岩石條件發生變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>評估在斷層周圍形成應變、小斷層或節理的程度，並根據文獻和場址量測特徵化，作為地質環境特徵化的一部分。</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震活動造成的地下設施安全功能的破壞或喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>在營運期間可能危及地表設施的安全功能。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用文獻和場址量測評估並確認抗震設計能夠可靠的承受地振動。</li> </ul>
抬升/ 侵蝕	<ul style="list-style-type: none"> <li>處置場到地表的地下水流動和化學方法和相關的變化。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>與處置深度相比，如果抬升/侵蝕的程度顯著，則可能有顯著影響，例如地下設施轉變到氧化環境以及增加地下水流速和流通量。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>假設具有顯著抬升區域(高度侵蝕)，應該避免。</li> </ul>



表5-2 從場址調查/評估的角度預測自然現象的各時期定義

預測未來地質演變的時期		A時期	B時期	C時期
		透過過去的充分資訊證明外插法預測是合理的。	透過外插法進行預測的結果是合理的，但具有較大的不確定性。	透過外插法預測的結果是不合理的。
未來地質演化預測方法		<ul style="list-style-type: none"> <li>可以利用過去足夠長的時間段內之可靠數據進行預測，而不是預測的時序表。</li> <li>可能有幾種理論解釋構造演化趨勢，但差異不大。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基於比預測時間尺度更短的過去時間段數據預測(例如，演變趨勢、機制和驅動力)。</li> <li>需要假設構造演化趨勢的理論，由於數據和知識不足或其變異性。這將增加不確定性。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>預測的不確定性很大，因為不能排除構造演化趨勢的變化，也不能確定過去的趨勢。</li> <li>需要假設演變後可能出現的現象。</li> </ul>
預測中的不確定性	相對程度	小	中	大
	類型	與數據相關的不確定性	與概念化和數據相關的不確定性	與概念化相關的不確定性
	參數設置注意事項	<ul style="list-style-type: none"> <li>在調查期間考慮自然現象固有的變異性和觀察誤差。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>透過假設幾個解釋構造演化趨勢的理論和自然現象固有的變異性以及調查期間的觀察誤差來考慮兩種不確定性。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>對構造演化趨勢的解釋涉及很大的不確定性。</li> <li>應根據類似條件下其他區域的信息假設演變後可能出現的現象，然後應設置適當的參數。</li> </ul>
需考慮不確定性的例子	火山/火成活動	例如：火山的分布和火山前緣(volcanic front) 的位置演化和變動		例如：生成新的岩漿道
	地震/斷層活動	例如：空間分布、活動、變形區範圍、斷層分支/延伸		例如：重新激活地質斷層，以及產生新的斷層
	抬升/侵蝕	例如：估計抬升/侵蝕率的誤差	例如：除了抬升/侵蝕率的誤差估計，以及運動模式的變化	例如 抬升/侵蝕的趨勢和運動模式的快速變化。

### 5.1.2 考慮日本廣泛的地質環境

地下水和溶質傳輸方面，日本的地質環境通常可以由結晶岩（硬裂隙介質）或沉積岩（軟質多孔介質）和淡水或含鹽地下水的組合來表示。淡水和鹹水接觸的沿海地區的調查/評估技術與內陸地區的調查/評估技術有所不同。這些調查/評估技術主要由基礎研發組織開發。NUMO將利用5.4.2節描述的評估結果來調查和評估適用於處置場址的地質環境。

## 5.2 文獻調查和初步調查的方法

### 5.2.1 逐步調查和評估

在潛在處置場址往外延伸數平方公里之地質環境會包含大範圍的特性，而處置場封閉後長達數萬年以上的長期安全評估也將不可避免地包含空間和時間不確定性。為了有效評估地質環境其固有的不確定性，以及其長期穩定性，因此，階段性地證明地質處置系統有確保安全的能力非常重要(圖5-1)。這是透過根據每個步驟中的安全目標之調查/評估結果來完成；各個階段具有較高不確定性和關鍵重要性的要素，會在後續的階段優先安排資料收集以識別。為此，來自特定場址特徵化的資訊將被整合到場址描述模式中，並確認其可靠性並確定不確定因素。此外，根據地質環境評估和調查的結果，將確定具有高度優先的不確定因素，並在下一步調查計畫中予以反映。逐步評估和調查有效地將新的科學/技術發現和專門知識納入每個步驟的調查和優化評估/調查計畫。

整體調查/評估流程圖

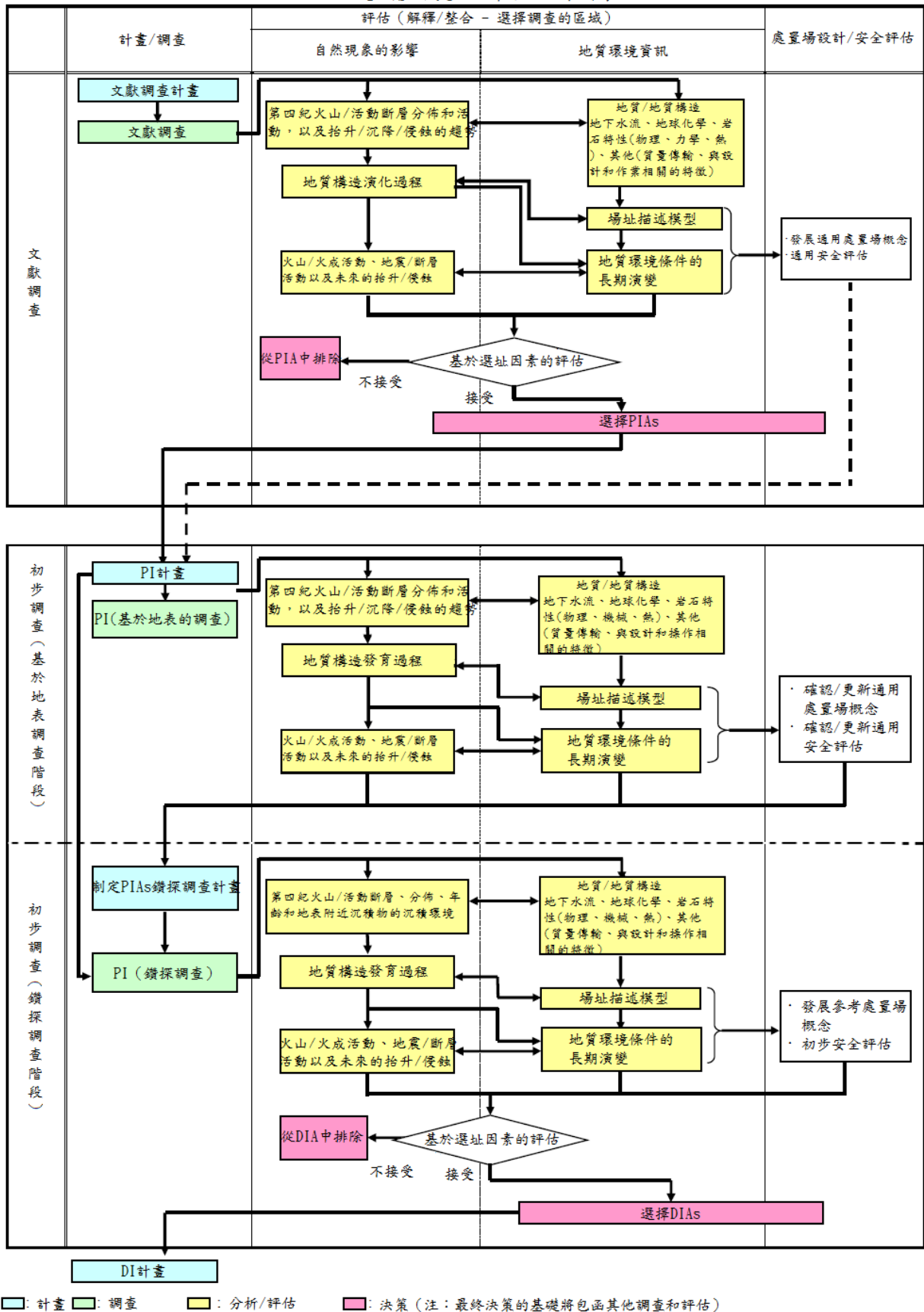


圖5-1 文獻調查和初步調查的流程圖：協調和分享調查和資訊的例子。

介紹日本高度變異的地質環境中，獲取共同資訊到選擇每個調查場址的步驟。為了有效地進行場址調查和評估，將對地質/地質構造調查進行最佳規畫，並共享資訊。

## 5.2.2 調查和評估中的不確定性

數據和概念化的不確定性與地質環境的調查和評估有關。數據中的不確定性包含透過各種測量獲得的數據、彙整多個來源的數據(例如場址描述模式的數據集)以及諸如測量誤差和測量準確度等不同因素的數據集。概念化的不確定性來自時間/空間數據的解釋，在預測未來自然事件和理解場址正在進行的過程時是不可避免的。

文獻調查階段獲得的數據與近地表環境有關，有關深層地下環境的資訊有限。這導致此階段存在很大的不確定因素。例如，斷層只有地表分布和傾角是已知的；形狀和地下深度分布必須透過在地表進行的測量來估算和推斷。此外，在初步調查階段，必須根據資料量不足的情況建設場址描述模式，以便對地質構造、地質環境和其他自然現象進行建模。在這種情況下，必須基於現有地質環境的理解向設施設計和安全評估小組報告，解釋和預測不確定性的類型和程度。此外，透過基於數據集的工程策略和安全評估，將確定可能影響處置設施可行性和封閉後安全保證的重要結構/環境特徵。結果將反映在下一步的調查計畫中，不確定性將會減少。

## 5.2.3 調查和評估技術的適用性

為了確保安全性和可靠性，NUMO將根據最新發現並採用最先進的技術實施該計畫。應用這些技術時，將考慮計畫的優化，包括經濟方面。為了對地質環境進行調查和評估，將使用在自然科學、資源勘探、土木工程和核設施建設等各個領域得到驗證的技術以及由NUMO和基礎研發組織開發的技術。

關於自然現象的調查和評估技術，NUMO正在編制現有的研究實例，並評估有關地質處置項目適用性的結果。例如，NUMO近年來一直在舉辦國際大地構造會議(ITM；Chapman等人，2009a)。作為該計畫的一部分，對火山/火成活動、地震和斷層，以及抬升/侵蝕等自然過程進行了評估，結論是現有的調查/評估技術基本上適用於日本的地質處置項目。此外，為了調查和評估地質環境的特徵，透過與CRIEPI的合作研究(Kondo等人，2011)，NUMO目前正在研究鑽探等不同技術的適用性以及系統的調查方法(整合多種方法)。確認上述調查和評估技術的過程是建立安全論證的關鍵要素之一，並將繼續進行。

## 5.3 文獻調查和初步調查

### 5.3.1 文獻調查

根據最終處置法，搜尋文獻以排除明顯不合適的地區，並透過進一步避免難以建造處置場的場址以及人為入侵(例如採礦活動)來選擇要進行初步調查的地區。將收集關於地形、地質、地體構造、地下水流量和化學、岩石特徵(力學和熱力學)和溶質傳輸的資訊。利用這些資訊，將針對地下設施和工程障壁系統進行初步評估，並進行初步安全評估(敏感性分析)。根據評估結果，將確定高度優先的資訊，減少未來安全評估的不確定性，並將在下一個調查步驟的規劃中加以反映。文獻調查將以下方式進行(圖5-2)。

#### 1. 文獻調查規畫

將確定文獻調查所涵蓋的區域，並製定文獻調查計畫，包括需要收集的文獻清單。編制的資訊將用於評估自願地區的適合性，即不僅是自願自治市，還有周圍地區。內容將被分類為法律要求的資訊和評估選擇初步調查區的選址因素所需的其他資訊。前者包括地震和斷層活動、火山/火成活動、抬升/侵蝕、未固結的第四紀沉積物和礦產資源的出現。後者包括岩層特性、地下水特性、調查/評估難度、自然災害、土地獲取和運輸路線。

#### 2. 文獻資訊的收集和管理

文獻的收集將透過三種方法進行：數據庫搜索、訪問相關組織/機構以及透過民眾收集資訊。所有收集的資訊將在NUMO開發的數據管理系統中進行管理，以確保初步調查區選擇過程的透明度和可追溯性。

#### 3. 文獻資訊的分析和評估(地質整合(geosynthetics))

在地質整合中，將彙編有關地形、地質、結構、火山/火成活動、地震/斷層活動和抬升/侵蝕、礦產資源、岩石和地下水的性質和特徵、氣象/地表水文和自然災害的資訊。如有必要，還將分析遙測、大地測量和地球物理調查的數據。然後將評估選擇初步調查區的選址因素。此外，還將建設地質/結構、地下水流動和化學以及岩石屬性的場址描述模式，並評估地質環境的特徵。

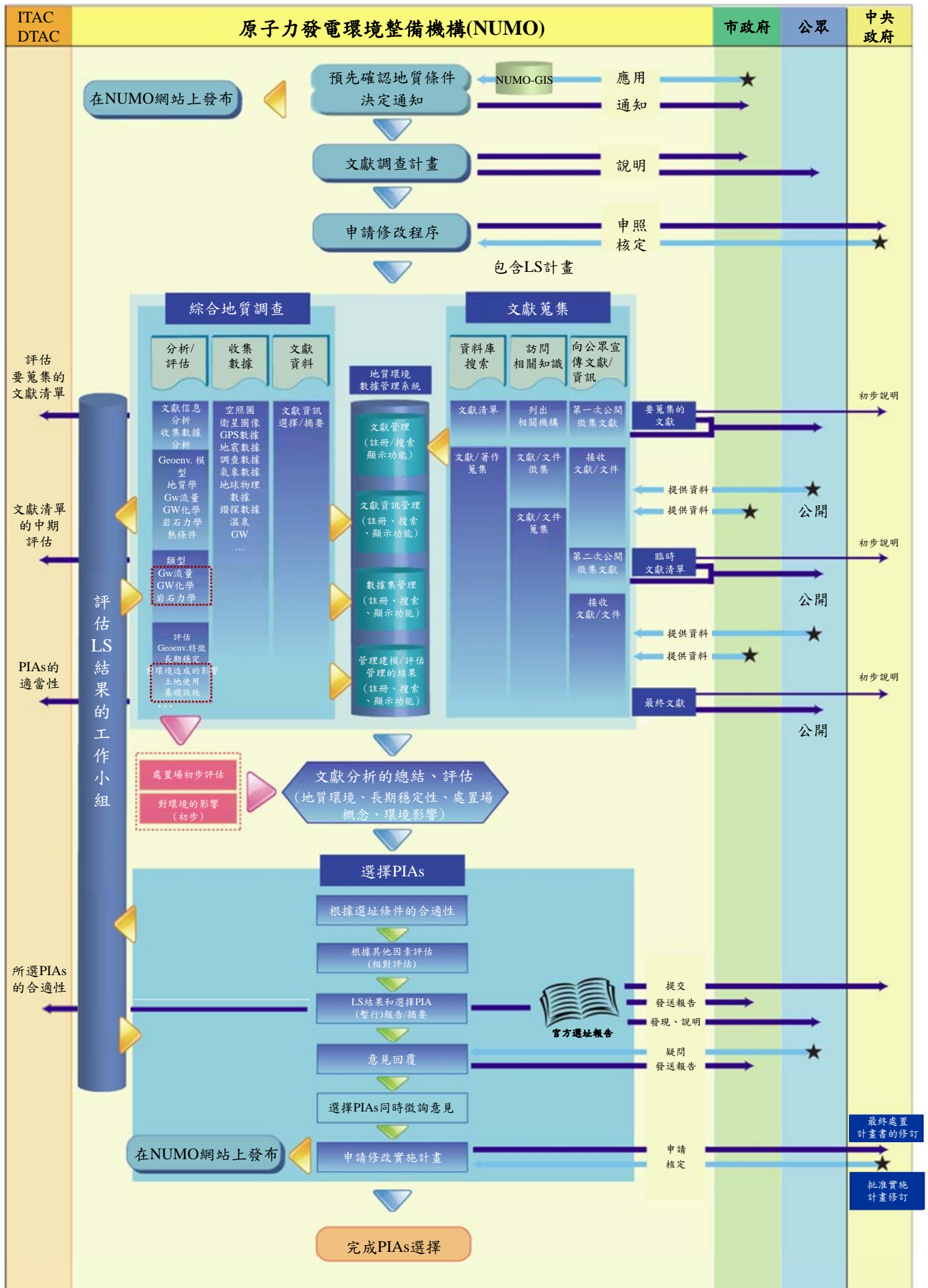


圖5-2 文獻調查流程(基於自願者徵集的例子)

### 5.3.2 初步調查

初步調查選擇詳細調查區，確保計畫期間的安全以及長期封閉後的安全。這是基於地表調查而完成，包括地球物理調查和鑽探調查。應用評估因素進行鑑定，選擇的依據是確認該地區可以避免重大的自然現象影響，挖掘坑道方面沒有困難，並且岩石溫度或地下水流量不會對處置場產生不利影響。為了實現這一點，將透過直接獲取場址資訊來確認文獻的評估結果。然後更新上一步驟的場址描述模式，並評估場址地質環境的長期演變。在此基礎上，將編制地下設施和工程障壁系統的初步設計並進行初步安全評估。初步設計中，基於場址描述模式和相關數據集，將檢查地下設施的位置和配置以及操作安全性。在初步安全評估中，將進行地下水建模、地球化學建模、力學建模、放射性核種輸送建模和熱-水-力學-化學耦合建模。還將考慮運營階段的安全保證、工作效率和經濟方面，並全面評估所有結果。最後，將選擇更合適的場址進行詳細調查。將在下一個詳細的調查規畫階段確定並反映在降低安全評估的不確定性方面具有高度優先的資訊。初步調查將如下進行：

#### 1. 規劃初步調查

準備初步調查計畫，包括目標、調查範圍、方法、目標結果、時間表和實施框架。需要調查的區域包括「初步調查區」和「補充調查的周邊地區」。初步調查區將包含自願場址的區域中選擇，該區域符合選擇初步調查區的選址因素。如有必要，將選擇補充調查地區，以進一步研究自然過程對初步調查區地質環境的影響，如火山/火成活動、地震/斷層活動和抬升/侵蝕。

#### 2. 執行初步調查

為了獲得評估初步調查區和周圍地區所需的資訊，初步調查基本上分兩個階段進行：地表勘探和鑽探調查(圖5-3)。地表調查階段，將進行地表測繪和地球物理調查(空中、地表、離岸)，並確認和改進文獻調查評估結果。根據這些結果，將解釋地質環境的概況，並製定隨後的鑽探調查階段的計畫。鑽探階段，重點將放在深鑽孔的調查。這些將包括岩芯紀錄(core logging)、鑽孔成像、地球物理測井、水力測試、使用岩心樣品的實驗室測試和地下水化學分析。透過這些調查以獲得深部的地下資訊，如地質/地質構造、地下水(包括非火山熱液水)流動和化學

特徵、岩體特性(力學、熱學)和溶質運移。

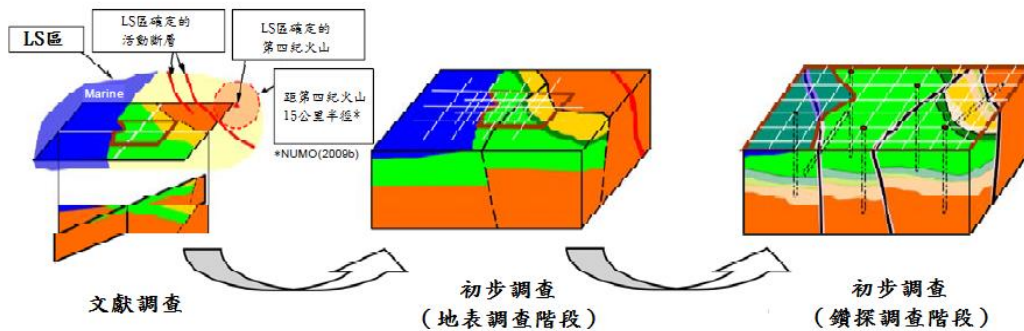


圖5-3 初步調查期間的分階段方法  
(地表和鑽探調查階段)

### 3. 評估初步調查

初步調查將根據選址因素評估初步調查區是否合適作為詳細調查區。關於自然事件，將評估第四紀火山/火成活動和活動斷層的潛在影響，這些影響在文獻調查確定的火山/斷層活動中未得到充分研究。將確認文獻調查中的抬升和侵蝕，並評估對地質處置系統安全性的影響。關於地質環境特徵，將獲得處置場設計和安全評估所需的資訊，例如裂縫分布、地下水化學、滲透性、物理/力學性質、熱性質和地下水壓力分布和化學性質。在每個調查階段，將根據文獻調查發展的地質環境概念將重新評估並反映在更新的場址描述模式中。還將根據對自然事件影響的調查來評估地質環境的長期演變。在此基礎上，將對地下設施和工程障壁系統進行初步設計，並進行初步安全評估。

## 5.4 開發支援調查/評估活動技術之進展

關於文獻調查和初步調查中評估自然現象和地質環境影響的技術，H12報告完成時的狀態和未決問題，以及彙整自那時以來的進展。H12報告所開發的技術彙整於附錄表A.5-1至表A.5-8。下面為NUMO認為特別重要的技術的評估和應用。

### 5.4.1 有關自然現象影響的調查和評估技術

#### 1. 火山/火成活動的調查和評估技術



完成H12報告之前，編制了日本全國第四紀火山分布(1999年日本第四紀火山目錄委員會)。結果表明，活動區內第四紀火山分布不均勻，過去10萬年火山活動的變化可歸因於活動區的擴張/收縮。此外，評估火山及其對地下水的影響的溫度梯度方法也是在地熱領域發展。例如，已經制定了日本境內的地熱梯度分布，並且已經研究了火山和岩漿庫周圍的熱影響和持續時間。

在H12報告中，建議進一步研究在日本西南部的弧後側邊和單成(monogenetic)的火山區域中形成新火山的可能性，並評估非火山區域的異常高溫。關於自H12報告以來的進展，隨著地震層析成像等深層地質分析技術的進步，評估方法(例如Kondo, 2009; Umeda, 2009, 附錄中的表A.5-3)的可靠性已經提高到可以評估新火山的產生和岩漿運動，以及評估深部熱源的程度。此外，發展一種基於地球化學方法評估深層地熱水的方法，從而識別源自岩漿以外的來源的熱水(例如Umeda等人, 2009)。這些替代方法，基於其他國家應用的機率方法發展估算新火山形成的初步方法。評估日本區域和單成的火山的適用性已得到證實(Chapman等人, 2009b; Martin等人, 2004)。基於上述發展，可以獲得有關第四紀火山分布和過去火山活動記錄的數據，並利用現有技術預測未來的活動。

## 2. 地震/斷層活動調查評估技術

在完成H12報告之前，透過結合航照圖的解釋、地球物理調查、地表測繪和海溝調查，制定了調查主要活動斷層分布和活動斷層周圍地下水特徵化的方法。因此，日本製作出1:2,000,000活動斷層圖(Nakata和Imaizumi, 2002)。還證明了大地震/斷層活動在過去的10萬年中有出現類似的復發週期，儘管在活動斷層類型中空間分布不均勻，並且活動因地區而異。

H12報告指出，內陸地區因地表未發現的活動斷層而造成破壞的地震事件進行調查，並提出問題，例如震源斷層(earthquake source faults)與活動斷層之間的關係、識別隱藏的活動斷層和未成熟的斷層，以及現有活動斷層圖的充分性。這些問題已採用一些方法來解決，例如，評估與地表明顯位移無關的活動斷層、結合使用衛星定位系統、地貌、結構地質、地球物理和地球化學(Aoyagi和Abe, 2009; Umeda等人, 2010, 附錄中表A.5-4)。為了評估受斷層影響的區域發展一種評估方法，此方法比較基於斷層相關的褶皺(褶皺與地下斷層運動)和沙箱實驗與現地觀測建模的數值分析結果(例如, Ueta, 2011)。上述方法的替代方案，基於衛星

定位系統、地震和地表變形等幾種測量方法獲得的應變率，發展一種對未來斷層活動進行機率評估的方法，並證實對日本區域的適用性(Chapman等人，2009b)。基於上述發展，可以獲得關於第四紀火山分布和過去火山活動記錄的數據，並利用現有技術預測未來的活動。

### 3. 抬升和侵蝕的調查/評估技術

完成H12報告之前，已根據河階堆積等製定了評估過去抬升和侵蝕的方法，編制了全國抬升/沉降率(Koike和Machida，2001)，並且在平面和線性侵蝕方面評估了每個區域的侵蝕率。關於平面侵蝕，基於平面侵蝕與地表地形密切的關聯性發展了一個全國範圍的地圖(Fujiwara等人，1999)。從主要河流調查線性侵蝕的速度和程度。

H12報告建議，應採用可靠的評估內陸抬升和侵蝕速率方法進行改進，並在評估地表地形的未來演變時考慮海平面變化。

由於H12報告，判定了特定場址抬升/沉降和侵蝕深度/侵蝕速率以及估算過去氣候/海平面變化的方法得到了改進(附錄中的表A.5-5)。隨著河階堆積相關和定年的技術改進，提高了估計過去十萬年來內陸地區抬升的可靠性(例如，Hataya等人，2009)。基於過去的侵蝕歷史和氣候/海平面變化，還發展了未來地貌變化的預測方法和模擬技術，允許為長期地下水流分析提供資訊(例如Sanga和Yasue，2008)。基於上述發展，可估算抬升/沉降，侵蝕深度/侵蝕速率和氣候/海平面變化，並使用現有技術預測未來的活動。

#### 5.4.2 與地質環境特徵相關的調查/評估技術

H12報告完成之前，已經發展調查地下水流量和溶質傳輸的工具和方法，以及地球物理調查等基本工具的驗證。

自H12報告以來，R&D的目標是在各種條件下累積關於深部地質環境的足夠知識，並將地質環境的調查/評估方法系統化。

基於上述，現有的針對特定目標的調查/評估方法，例如：地質/結構、地下水流和化學、溶質傳輸、與施工和安全以及監測有關的問題已得到改進/更新(附錄表A.5-5)。

從地質處置的角度來看，日本的地質環境可以大致分為結晶岩(硬裂隙介質)

和沈積岩(軟質多孔介質)，結合淡水和含鹽地下水環境。另外，在淡水和含鹽地下水交彙的海岸線附近，需要不同的技術和概念進行調查/評估。

JAEA的計畫中，結晶岩-淡水和沈積岩-含鹽地下水中的地質環境已經在兩個地下岩石實驗室中進行研究(Saegusa等人，2007；Ota等人，2007)。這些計畫是系統調查/評估的例子，其中從地表開始的第一個調查階段的數據採集到模型開發的一系列任務是反復進行的，目的是提高對地質環境的了解並減少不確定性。關於沿海地區，基於文獻數據特徵化活動斷層的技術、地表和海底的地球物理調查、含鹽地下水/淡水界面幾何形狀的識別、海底地下水的勘測以及使用受控鑽探技術的調查已被開發。這將允許跨越內陸和近海地區的持續調查/評估(例如，AIST，2010)。除了地質處置區域的發展外，在資源勘探、活動斷層調查和土木工程項目的一些測試方法等正在進行類似的地下勘探。這些發展的結果也將納入地質處置項目。

NUMO還在CRIEPI的Yokosuka場址進行了示範研究，作為NUMO-CRIEPI合作計畫的一部分，目的是確認基礎研發組織開發的調查/評估技術並製定調查管理規範(Kondo等人，2011)。透過文獻調查、地球物理調查和鑽探調查逐步獲取數據、解釋數據和更新場址描述模式，並已經制定了在初步調查階段使用的系統調查/評估技術。

## 5.5 第五章結論

H12報告指出，滿足安全地質處置要求的地質環境普遍地分佈在日本各地，這些地點是否滿足進行地質處置之標準可以透過當時可用的調查/評估技術來判斷。自H12報告完成以來，NUMO一直在開發研究/評估自然現象和地質環境特徵影響的技術，用於選擇初步調查區和詳細調查區。與此同時，NUMO和基礎研發組織收集了有關地質環境的數據，並改進和完備了場址特徵化所需的各種方法。由於上述努力，NUMO準備向市政府提出申請或接受政府提名時進行文獻調查和初步調查以及選址評估。此外，為了提高地質處置項目調查/評估技術的可靠性，將不斷納入調查/評估技術的新科學發現和進展。

## 第六章、處置設施設計、興建、運轉與封閉技術

### 6.1 地質處置計畫之設計基本方針

NUMO 將場址選擇分為 3 個階段進行，搭配不同選址階段目標，將設計基本方針略分為：

#### 6.1.1 依場址特徵化成果進行分階段設計

地質處置設計將會隨著場址選擇，以及進場後之相關調查作業推展，逐漸獲得更多的地質環境資訊，依不同階段的場址特徵化結果，更新與檢視設計成果是否可達成所需之確保安全目標。

#### 6.1.2 設計不確定性的處理方式

地質處置設施之設計不確定性主要來自於母岩的異質性，除了隨著調查精度提升可降低此不確定之外。亦可透過設定地質環境排除條件，用以避免於母岩中較差之區位設置處置設施。或者，搭配提高設計尺寸變動容許範圍，用以克服不確定性可能造成之影響。此部分需考量工程障壁功能可能隨時間劣化增加不確定性，另需搭配安全功能評估加以考量與確認。

### 6.2 處置設施安全功能與技術要求

根據確保安全的主要安全功能考量(即隔離和圍阻功能)，設計處置系統需為每個處置單元定義技術要求，用以實現安全功能。圖 6-1 顯示了不同階段確保安全概念與安全措施之關聯，在時間上略分為封閉前與封閉後兩階段，前期之確保安全著重於輻射防護與維持長期所需圍阻功能，後期則為確保隔離與圍阻功能。表 6-1 則列出了確保封閉後長期安全之基本概念與安全功能考量。

多重障壁系統需依賴工成障壁以確保隔離與圍阻功能，在處置設施封閉後實現降低對人類環境的放射性風險。天然障壁主要功能目標則是在於「避免受長期地質演化影響」與「限制人類無意闖入」。廢棄物包件與其外包裝之設計目標在於「限制核種溶出」，而緩衝層、回填與封塞之設計目標在於「遲滯核種遷移」，詳如表 6-2 所列。

基於處置設施輻射防護概念之安全措施，分別為：運轉階段之圍阻功能、輻射屏蔽、控制輻射曝露，如表 6-3 所列。運轉階段需考量可能發生於地表與地下處置設施之異常事件，如：廢棄物包件在運送過程中墜落或碰撞，而可能導致放射性物質外釋之事故。如果是由於地震、火災、海嘯、電力不足等事件引發之事故，則需考量整個事故發生之各事件組合。為防止放射性物質擴散，需要設置抑制核種擴散設備，如：高效率空氣過濾器。如果為事故組合，亦須評估事故處理作業，如：除污作業。

		階段安全措施要求	
		廢棄物接收至封閉	封閉後
安全措施	運轉 安全措施 (輻射防護)	<b>運轉階段之圍阻功能</b> (廢棄物包件、設施)  <b>輻射屏蔽</b> (輻射屏蔽設施)  <b>控制輻射曝露</b> (控制區、輻射控制、監測)	
	封閉後 長期安全		<b>隔離功能</b> (避免自然現象破壞、限制人類接近)  <b>封閉後之圍阻功能</b> (降低滲流、遲滯核種遷移、降低產生遷移路徑)

圖6-1 不同階段之確保安全概念與安全措施關聯示意圖

表6-1 確保封閉後長期安全之基本概念與安全功能考量

基本概念	安全功能	安全功能考量
隔離	避免受長期地質演化影響	為隔離於人類生活環境之外，將廢棄物包件置放於深地層中，避免受地貌變化影響，如：侵蝕。
	限制人類無意闖入	使接近廢棄物的行為須採用特殊器具，藉以避免發生人類無意入侵事件。
圍阻	限制核種溶出	利用限制廢棄物體的核種溶出率，用以降低核種自廢棄物體釋出至地下水之速率。
	遲滯核種遷移	利用遲滯功能來遲滯核種遷移速率。

表6-2 確保基本障壁功能之技術需求

障壁單元	安全功能		技術要求	技術考量	設計項目
外包裝	限制核種溶出	在廢棄物體仍具明顯放熱現象時，避免與地下水接觸	抗腐蝕性	在定義的時間內，安全功能不會因腐蝕而減損。	外包裝設計 (材料、構造與厚度)
			結構完整性	受到放置廢棄物後所增加之力學荷載，仍需維持結構完整。	外包裝設計 (材料、構造與厚度)
			焊接處之抗腐蝕性與結構完整性	利用焊接材料達到力學強度與抗腐蝕之要求。	外包裝設計 (材料、頂蓋結構、焊接方法與焊接條件)
緩衝層	遲滯核種遷移	限制平流傳輸	低滲透性	限制緩衝材料中的地下水流動，用以遲滯核種遷移。	緩衝層設計 (材料、構造與厚度)
		避免與限制膠體傳輸	過濾膠體	限制核種膠體傳輸。	緩衝層設計 (材料、構造與厚度)
		利用吸附功能遲滯核種遷移	吸附能力	利用吸附功能，遲滯自玻璃固化體溶出放射性物質之遷移。	緩衝層設計(材料)
回填與封塞	遲滯核種遷移	避免聯絡隧道與坑道圍岩成為核種遷移優先路徑	限制沿著坑道周圍形成遷移路徑	限制沿著坑道形成地下水流路徑。	回填設計(材料) 止水封塞設計 (材料、布置) 力學封塞設計 (材料、布置)

表6-3 輻射防護之基本概念與安全措施考量

概念	安全措施	安全措施考量
運轉階段之圍阻功能	避免放射性物質自廢棄物包件中釋出	運轉期間避免放射性物質自廢棄物包件中溶出。
	避免放射性物質自設施過度釋放至環境中	運轉期間防止處理設施放射性物質過量釋放(接收廢物包件)。
輻射屏蔽	屏蔽輻射	透過屏蔽降低來自廢棄物包件所產生之輻射劑量。
控制輻射曝露	設定管制區域	限制管制區域行為。
	監測與控制輻射曝露	控制工作人員輻射曝露，監測管制區域以及場界周圍輻射狀況。

## 6.3 處置設施設計

### 6.3.1 處置設施設計流程

為了確保地質處置各階段安全，其設計包含地表設施、地下處置設施與工程障壁系統，其設計流程如圖 6-2 所示。處置設施設計必須具備充分的安全性並滿足對應之技術要求。

首先需評估熱、力學、水力與地球化學之場址特徵，依據其特徵化成果，考量處置坑道力學穩定性、廢棄物放熱特性、環境熱傳特性、廢棄物數量與特性、核種遷移時間等因子，決定處置設施深度、處置設施尺寸與布置、工程障壁系統等設計項目。再依據不同評估因子分類，評估設計結果之評估指標是否可接受，並將檢討結果反饋至調整設計形式或設計參數，使處置設計更為妥適。

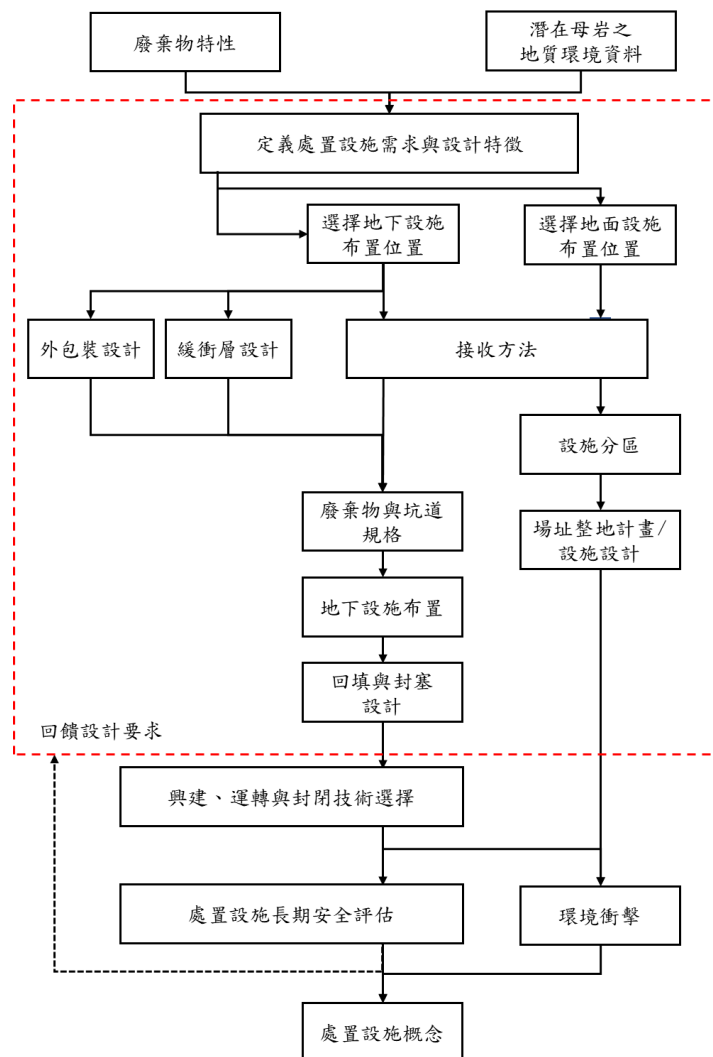


圖6-2 處置設施設計流程示意圖

### 6.3.2 工程障壁系統設計

高放處置設施工程障壁包括玻璃固化體、外包裝與緩衝材料，而超鈾廢棄物處置設施工程障壁則包含回填與緩衝材料。由於玻璃固化體為再處理過程所產生，並非設計而來，故不納入設計討論。

#### 1. 外包裝設計

外包裝之安全功能為避免核種溶出，且在廢棄物仍具高衰變熱時期，禁止接觸到地下水。考量到玻璃固化體與其熱傳特性，該時期約在廢棄物置放後的一千年間。外包裝的技術要求，主要在確保外包裝與焊接之基本性能、耐腐蝕性與結構強度符合需求，並據此決定材料、形狀與厚度。目前認為碳鋼是外包裝設計之最佳候選材料。

#### 2. 緩衝材料設計

緩衝材料的安全功能是避免核種遷移，特別是避免平流傳輸與膠體傳輸，並利用吸附來遲滯核種遷移。基於安全功能，確保緩衝材料性能之技術要求為低透水性、膠體過濾性與吸附能力。為了滿足對緩衝材料的障壁功能、維持長期穩定性、符合工程可行性，考量了一系列緩衝材料的規格。最後決策時，增加考量緩衝材料品質控制、成本、製程、運輸與安置方法等可行性。

### 6.3.3 地下設施設計

地下設施設計將依序執行：選擇地下設施位置、隧道型式與廢棄物處置配置、地下設施布置，以及回填與封塞設計

#### 1. 選擇地下設施位置

選擇地下設施位置時需要考量之評估因子與評估指標範例，舉例如下表所列。包含熱傳環境、力學領域、水力領域、化學環境、母岩範圍、期程與經濟性等。考量之因素包含：較低之處置設施封閉溫度、確保坑道力學穩定性、處置設施封閉後，設施與其周圍岩體可適當的確保工程障壁穩定性、處置設施與其周圍之低地下水流量與流速、處置設施與其周圍岩體可適當的維持低核種溶解度與提供障壁材料適當的穩定性、可合適布置處置設施之足夠岩體面積與體積、良好的期程規劃與經濟可行性等。



表6-4 確定地下設施位置的評估標準

評估因子	評估指標(範例)	評估所需資訊
[熱傳環境] 較低之處置設施封閉溫度。	廢棄物置放區域選擇，基於廢棄物包件放熱條件、母岩熱傳特性，以及處置設施隨時間之溫度評估。	廢棄物包件分布、廢棄物包件放熱條件、母岩熱傳特性、利用模式計算所得之溫度變化歷程。
[力學領域] 確保坑道力學穩定性 處置設施封閉後，設施與其周圍岩體可適當的確保工程障壁穩定性。	基於岩體特性訂定坑道間距與支撐型式。	岩性模型、初始荷載、側壓力、岩石力學特性等。
[水力領域] 處置設施與其周圍之低地下水流量與流速。	地下水遷移路徑長度與時間等。	水文地質模型、長期地質環境演化預測、水力梯度、地溫梯度、地下水化學環境、水力傳導係數、有效孔隙率、地下水流向等。
[化學環境] 處置設施與其周圍岩體可適當的維持低核種溶解度與提供障壁材料適當的穩定性。	基於地下水化學環境所設計之工程障壁長期特性。	地下水化學模型、氧化還原電位、酸鹼值、地下水水質、岩石礦物組成等。
[母岩範圍] 可合適布設處置設施之足夠岩體面積與體積。	處置設施規模、數量與配置。	場址特徵化模型、母岩空間分布範圍、地質構造分布等。
[期程、經濟性等] 良好的期程規劃與經濟可行性。	興建與運轉時程，成本估算。	坑道長度、處置概念、處置坑道橫斷面。

## 2. 隧道型式與廢棄物處置配置

決定隧道型式時，坑道的橫斷面形狀與面積與支撐型式為主要考量項目。而對於廢棄物處置配置而言，由熱傳觀點決定處置間距為主要考量項目。隧道斷面主要需考量廢棄物運輸與制定相關設施或設備之尺寸限制，且隧道橫斷面形狀必須確保其力學穩定性、施工與經濟可行性。

### 3. 地下設施布置

對於地下設施布置而言，首先須確定所需處置坑道尺寸、數量與隧道群方向。然後決定與地表設施連接之主要聯絡隧道採用豎井或斜坡型式。隧道群的方向與配置考量，除了確保施工與營運期間之安全外。另需依地質環境特徵，考量岩體主應力方向與地下水流場可能造成之影響。將隧道方向布置為與主應力方向平行，應為減少岩石變形與確保穩定性之最佳策略。透過將地下設施的短邊方向與地下水流向布置為垂直，讓滲透至設施之地下水量最小化，對於遲滯核種遷移而言是有利的。

將隧道定向在水平面內的最大主應力方向上是減少岩石變形和確保穩定性的最有效方法。通過將地下設施的短邊與地下水流垂直對齊，滲透到設施中的地下水量最小化。從放射性核種轉移的觀點來看，這是有效的。最長的隧道將根據可能影響力學和水力場的岩體中的破裂面(不連續面)條件來確定。

### 4. 回填與封塞設計

回填與封塞設計之目的是為了預防設施封閉後，因地下水流作用而導致核種遷移。力學封塞是為了降低緩衝材料因膨脹而降低其密度。特別是利用封塞設計將坑道回填與開挖擾動帶隔開。力學封塞設置於處置坑之末端，用以避免緩衝材料流失或發生侵蝕。

#### 6.3.4 地表設施設計

地表設施的設計主要包括：地表設施分區、從地表進入至地下設施之設計、輔助設施分區與興建計畫。地表設施分區設計主要區考量自願地區之環境條件，如山崩、海嘯等自然災害的風險，以及鄰近土地利用之社會經濟環境等。確定地下設施深度與位置，以及從地表進入至地下設施之設計，如垂直豎井或斜坡等。相關輔助設施布置，如廢棄物處理設施、營運管理、興建與封閉相關設施等，分區布置應使每個設施均能以最佳效率營運。地表設施興建計畫應防止土壤因風雨侵蝕而流失，並滿足相關專業之規範。

## 6.4 處置場的建造、運轉、封閉

### 6.4.1 處置場的建造

處置場的建造開始於土地準備、開闢道路、提供水電設施以及現場管理設施。接著在設立通風系統與排水處理廠之後，將開始建造地下設施。

在建設地表設施時，可使用傳統業界或核能設施之既有技術，但須特別留意對周遭環境的保護。地下設施的建造需隨時在確保安全性與安全工作環境下進行，包括緊急逃生路徑及通風豎井與隧道。建造方法將決定於岩體情況與其他因素。在開挖豎井、斜坡道與隧道時，考慮地質條件、安全性與施工效率以及減少隧道開挖損傷區，再根據類似地工案例經驗挑選最合適的施工方法。例如，見圖 6-3 在瑞浪(Mizunami)與幌延(Horonobe)地下實驗室之豎井開挖所採用的短階開挖方法(short-step method)。

NUMO 則已分析解決於施工過程(從開始建造至開始處置運轉大約 10 年)以及運轉過程(每年將處理 1000 筒玻璃化高放射性核廢料)等待解決議題。例如，處置窖之開挖與挖出岩石之棄置將嚴重影響計畫流程安排；因此，與此議題相關之有效率開挖技術已開發完成。

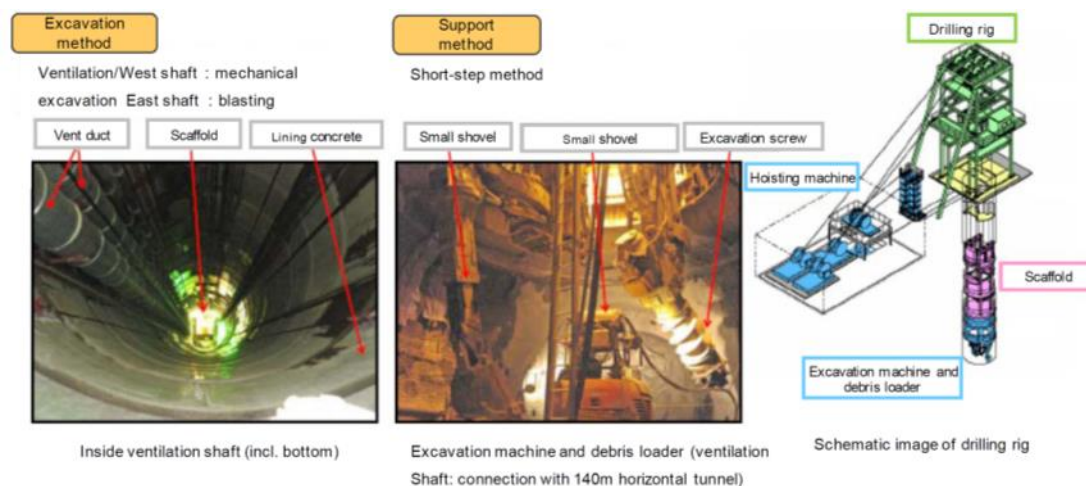


圖6-3 採用短階方法開挖豎井

### 6.4.2 處置場的運轉

處置場的運轉包含在地表設施之接收、封裝與檢測玻璃化放射性廢棄物，運送至地下設施與於處置隧道的置放。

在運送筒之玻璃化放射性廢棄物將以特別的車輛送至高放射性廢棄物接收站/封裝與檢測廠。在封裝前，於運送中任何對廢棄物容器與玻璃化放射性廢棄物之潛在損傷將被檢測。通過檢測玻璃化放射性廢棄物之(1)封裝入外包裝、(2)外包裝蓋之焊接、(3)焊接部位檢測後，可被送至地下設施。圖 6-4 為描述依據外包裝之焊接、與利用超音波損傷檢測焊接部位檢測之廢棄物產製程序。NUMO 已有探討改善工程障壁品質之可靠度以及減少地下工作量(運送與安置)的方法。

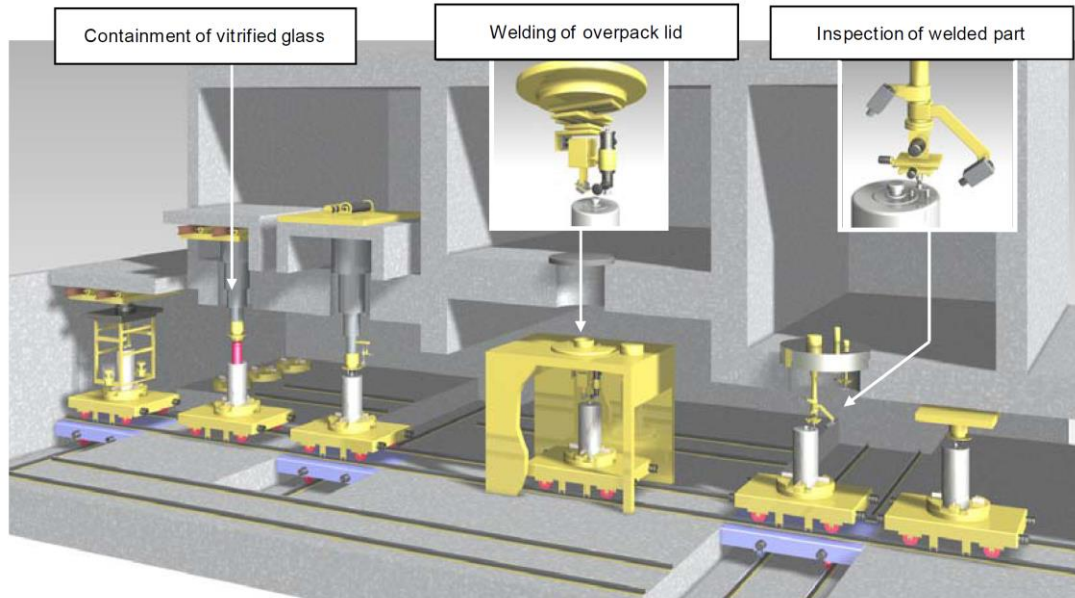


圖6-4 以遠端控制廢棄物封裝程序示意

其中，預製工程障壁系統模組(Prefabricated Engineering barrier system Module, PEM)被選為配合傳統現場建造與安置方法之一種大有可為的方法。在 PEM 中(如圖 6-5 所示)，工程障壁先被預製成一整合模組，再運送與安置於地下。PEM 最明顯的優點是可改善品質與有效率運送，因為模組係在地表組裝。另一方面，考慮其笨重的重量(廢棄包件、緩衝材、鋼殼共重約 35 噸)，研發單位已針對隧道內空間限制以及 PEM 筒與處置隧道間隙之回填等，進行水平運送安置技術之研究發展。

### 6.4.3 處置場封閉

在處置場封閉時，所有通道與聯絡隧道以及任何鑽探孔，將會被回填以隔離地下設施與地表設施。在運轉階段完成後，地表不需要的設施將盡快拆除並運走。

隧道之回填與入口之封阻將被定義為「封閉計畫」，封閉程序將待「封閉計畫」被 METI 認可後才會開始執行。圖 6-6 示意為「封閉計畫」提送前之處置場的樣子。圖中咖啡色部分表示在運轉期已經回填的，白色區塊表示是在封閉階段要回填的部分。研發工作將持續到封閉計畫被認可。

對水平隧道的封閉將採現地方法，例如堆置膨潤土塊、夯壓回填料或施噴噴凝土。對豎井而言，從底部反覆回填與夯壓將較有效率。對斜坡道之回填，夯壓方法需更具彈性。

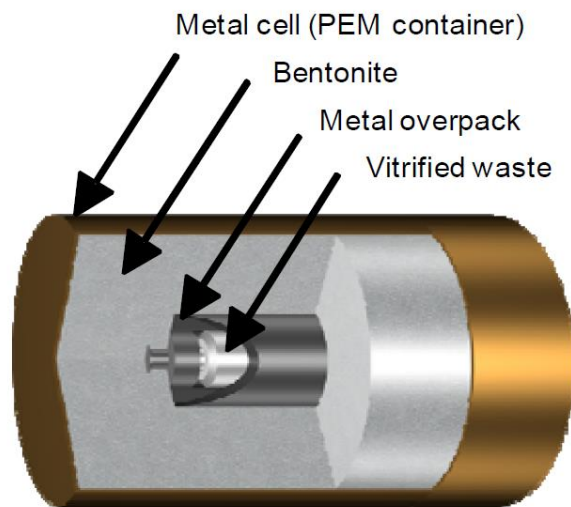


圖6-5 預製工程障壁之系統模組(PEM)示意

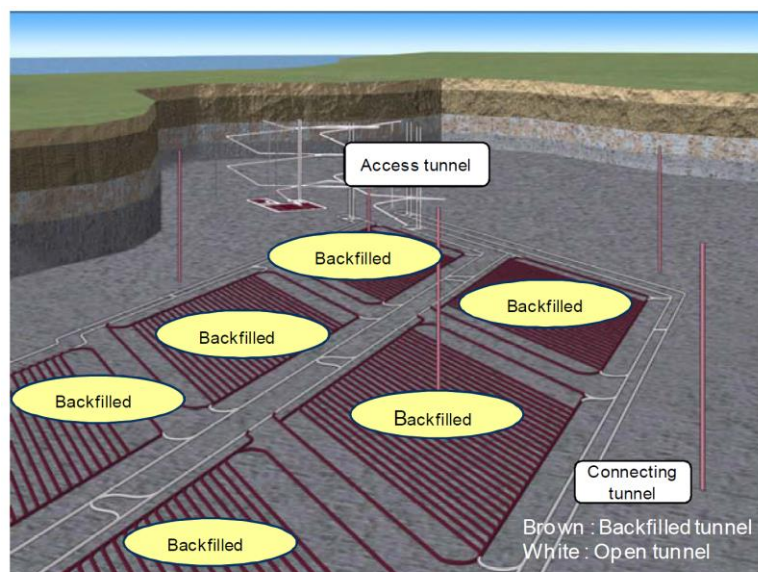


圖6-6 提送封閉計畫前之處置場模樣

#### 6.4.4 安全運轉方式

在運轉期，放射性廢棄物管制策略將被限制。這些策略與其他核能設施之採用者相同。在設計與建造可靠的設施、開發技術與確保放射性廢棄物地質處置獨特的安全考慮上，將以減低對公眾與工作人員之輻射劑量觀點進一步努力。

例如，作為輻射曝露量管控的一部分，處置場內將依核反應器法規(Nuclear Reactor Act)予設置輻射管控區域。進入口坑道及其他運輸路線則屬於輻射管控區域之外，高放射性廢棄物將被裝在一屏蔽容器並利用特殊車輛來運送，以達成於運轉時與輻射屏蔽之限制。此外，在地表設施之作業將被遙控進行，例如，封填玻璃固化廢棄物之包裝與屏蔽容器、從屏蔽容器移出廢棄物包件與安置於地下等等輻射管控區域。

NUMO 基於多重安全措施(measure)，已選定各類異常事件，並考慮它們的影響與發展之對策，包含以下步驟：(a)識別異常事件，(b)採取防止異常事件的措施，(c)鑑別即使採取防止措施後仍可能發生之異常事件，(d)預備在這類異常事件時之自動反應系統，(e)在這系統失效時可提供多線防護對策(以免異常事件擴大)，(f)採取減輕輻射物質外釋到設施外的方法(減災措施)。

#### 6.4.5 封閉前與封閉後長期安全性之一致性分析

運轉安全之措施將不會危害到封閉後的長期安全性，這已經過考慮各影響因素的研究。在建造、運轉、與封閉各階段之活動可能不同程度的改變地下環境條件。於工作過程中為安全目的，需要將工程障壁(主要是人造材料)以外的材料引入地下。特別是，為確保地下隧道力學穩定所需之支撐(鋼筋或水泥質材料)、以及隧道開挖時為限制滲流所需灌漿之水泥質材料。這些材料許多將被留在地下設施或圍岩內。

建造、運轉與封閉，預期對天然與工程障壁功能在封閉後之長期安全性有二種型態的可能影響：改變了深層地質環境條件與工程障壁以外之現有材料。這些對封閉後長期安全之影響，將以研究工程障壁以外之材料與地下水、岩石與工程障壁之互制結果來做決定。

如果認為材料對封閉後長期安全有重要影響性的衝擊，可能須被移出處置場。對障壁功能沒有重要衝擊的材料但可能因為留置量很大，因而不能忽略其衝擊性，

基本上包括水泥質及有機質材料。低酸鹼值水泥已經開發成另一種材料，建造中它的可應用性已經過試驗。其他可能有各類衝擊的材料，但不能被移除或取代者、或它的影響尚不清楚者，為避免封閉後的長期安全性會有所折扣，應先建立一運轉計畫以確保適當的安全措施可以被執行之前，分析它們的衝擊效應。

## 6.5 考慮地質環境變異性之設計與運轉技術

### 6.5.1 海岸地區特殊之設計考慮

NUMO 已考慮日本的地質環境，為處置場設計、建造、運轉與封閉開發了各類技術。考慮日本四面環海，在 H12 報告中設計特色與考量，除集中於內陸地區，也已列入海岸地區地下水流系統(flow regime)域與地下水化學觀點。特別，考慮海平面改變，已開發一方法以決定地下設施位置之地下水流型態。

海岸地區地質環境長期特徵，隨海平面週期性改變，將依鹽水/清水交界之升降。因此，對核種遷移，因週期性的地下水流率、排出點、地下水鹽度之改變對遷移的影響(輻射物質之溶解度與分散係數)，應予以評估。

回脹性質也受鹽度的影響，係是緩衝材料與回填材料關鍵要素之一。對海岸鹽水/清水交界之含鹽水地區，需要有考慮膨潤土受鹽水影響，以決定緩衝材料與回填材料之規格(材料、成分)。自從 H12 報告以來，已獲得鹽性對工程障壁系統材料之影響的新發現。基於這些發現，緩衝材料與回填材料之規格將被評估，並改變在地下水化學下之規格，例如，鹽度改變可能導致選用不同緩衝材料與回填材料規格。

海岸地區的其他重要議題是入口坑道的設計。特別，對地下設施是設在海床下，地表設施不能直接坐落在其上方，因此入口坑道將變長。因入口坑道長度變長，建造期將拉長，故也需要使用較高能量的通風與排水系統。當入口坑道長度超過 10 公里以上，需要增加隧道數目或增加隧道斷面。

### 6.5.2 考慮地質環境變異性之處置場概念與技術

依目前最先進技術，NUMO 已發展置放廢棄物包件概念之選項與可運用於一些假設操作環境的運轉技術。在這裡的置放概念與運轉技術是定義為一整合廢棄物包件置放、處置隧道尺寸與操作技術。置放概念可分成垂直置放與水平置放。

針對置放概念，考慮到地下條件(地下滲流、高潮濕、局部岩石強度較低)，被選為推薦為垂直或水平置放的技術，均已考慮其技術發展程度與預期改善工作效率：垂直置放/置放塊體、水平置放/噴漿、水平置放/PEM，三者之示意如圖 6-7 至圖 6-9 所示。

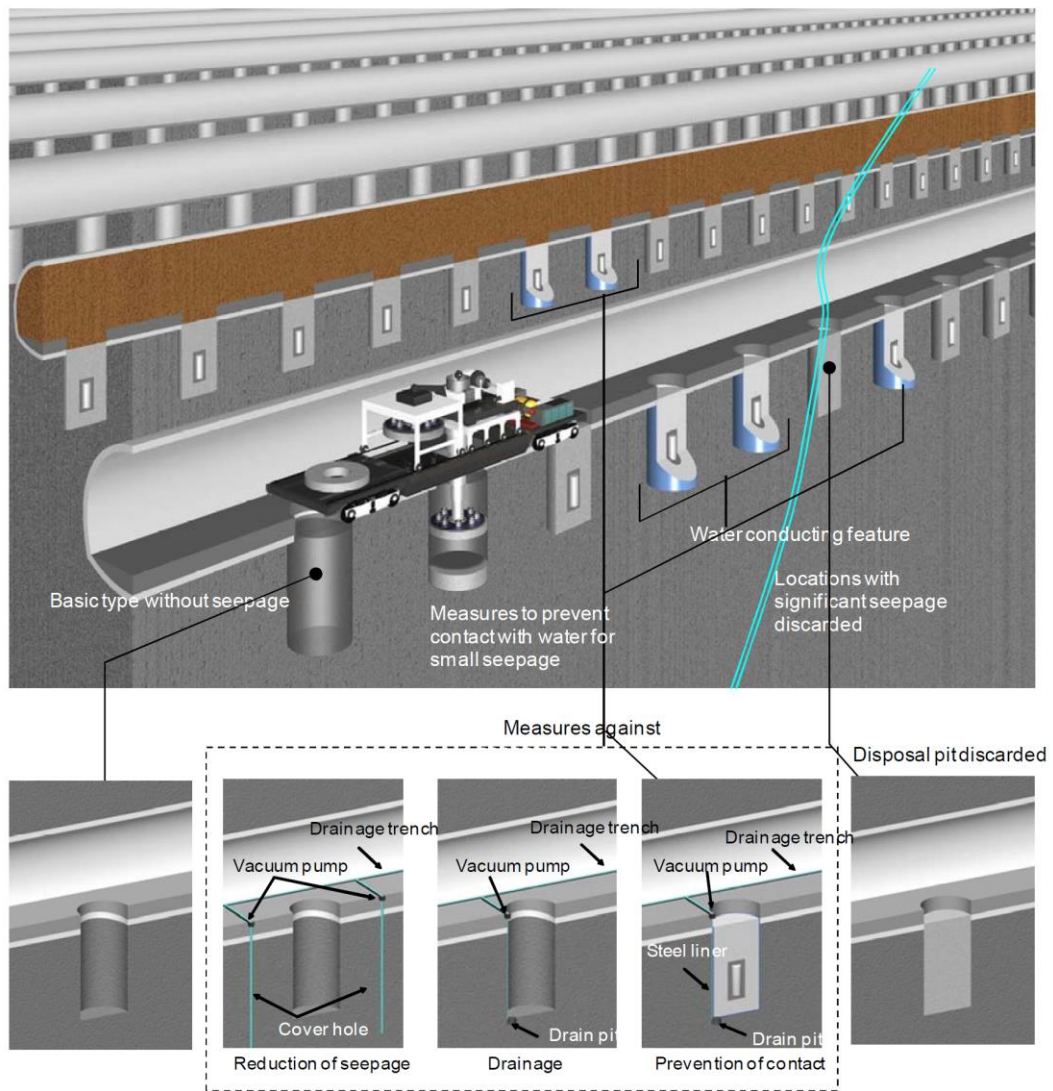


圖6-7 考慮假設地下狀況之處置選項(垂直處置/置放塊體)



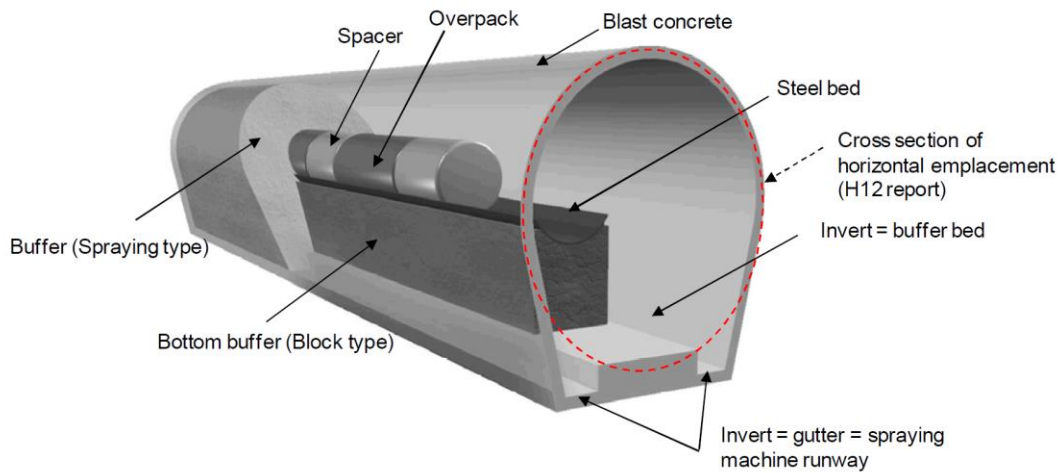


圖6-8 考慮假設地下狀況之處置選項(水平處置/現地建造)

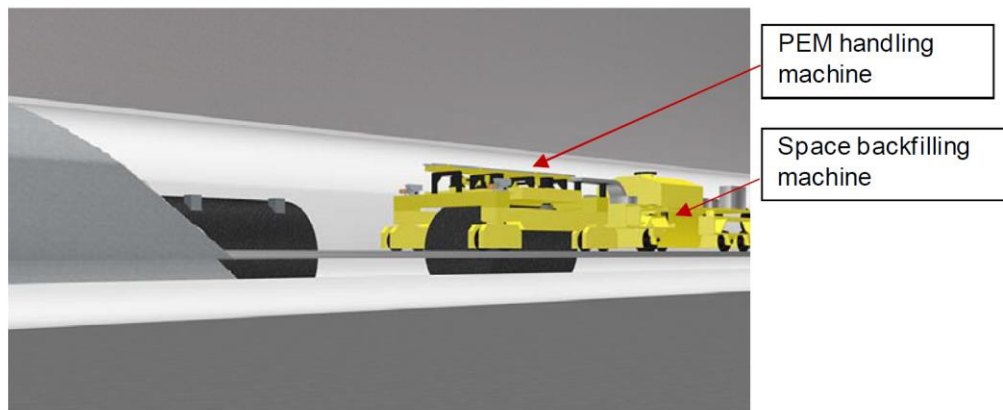


圖6-9 考慮假設地下狀況之處置選項(水平處置/PEM型式)

上述選項，基於設計特色被使用為處置場發展概念之評估因子，特別針對技術之可行性比較於下(NUMO, 2004a)。因場址尚未選定，雖然此一僅是定性比較，但三種建議的處置概念與技術選項的特色基於設計目的已經過分析。工程可行性是從地下工程環境之進度安排、工作性、效率與適用性等觀點去評估。其準則與評估指標之權重，是依據在那時刻的地質環境資料數量/品質及技術發展程度而定。隨著選址的進展，處置概念/技術選項將依綜合比較這些特色而予以縮小範圍。

## 6.6 支持工程措施之技術開發

自從 H12 報告以來，對瞭解工程障壁長期行為的相關現象已有進步，運輸

與置放工程障壁之技術也有顯著的發展。以下聚焦在研發成果上來描述技術現況。

- 評估工程障壁基本性質與長期行為之技術。
  - 玻璃化廢棄物的長期行為。
  - 外包裝的長期行為。
  - 緩衝材料性質與長期行為之相互作用。
- 評估地質處置設施之耐震能力。
- 建造與運轉技術。
  - 低酸鹼值水泥之可應用性。
  - 遙控外包裝之焊接與檢測。
  - 緩衝材生產、運輸與置放技術。
- 廢棄物之再取出。

### 6.6.1 評估工程障壁基本性質與長期行為之技術

工程障壁的設計要求，其基於對預期近場現象的瞭解，可維持一段長期間的完整性。在這方面，研發機構已研究外包裝的腐蝕及輻射作用、緩衝材料在鹽水狀況下之性質、緩衝材料與水泥或鐵質的相互作用。這些成果已反映在設計與安全評估之基本資料。

在 H12 報告，發現玻璃體的溶解率隨時間減低。然而，從保守數值評估的觀點，輻射物質從玻璃化廢棄物中溶解率是假設為定值。為進一步了解玻璃體溶解率與改善模式，玻璃隨 pH 值之溶解性正在探討(Inagaki 等人，2009、2010)。

於附錄中，表 A.6-1 總結了對外包裝底部金屬與焊接之腐蝕行為的科學上瞭解現狀態。緩衝材料的基本行為、長期行為與互制，包括在鹽水狀況下之行為、緩衝材料與水泥或鐵質的相互作用，則總結在表 A.6-2 及表 A.6-3。

### 6.6.2 地質處置設施之耐震能力

處置場獨特處是建造在深層的地下，有大斷面的隧道，並與大尺寸的聯絡隧道相連接；即使封閉後也須確保其安全性。在日本地震活動很頻繁，於地震事件中設施的安全極端重要。

因此，NUMO 用一類似 2010 年報告之岩體模型，評估運轉階段處置場隧道之耐震能力。比較特別的，隧道開挖完之應力場是採用二維有限元素法(FEM)分

析所得。假設正常情況處在這個應力場下，地震引致的應力增量計算是採用動態有限元素模擬(包括同時水平與垂直移位)，加總這在正常形況下與受地震引致二者應力之結果，可供分析耐震能力(安全性)。圖 6-10 所示為一個模擬結果例子，由圖中可確認在正常情況與地震情況下，二者之最大剪應變大約相同，也就是說，地震對處置場隧道之影響可能不明顯。

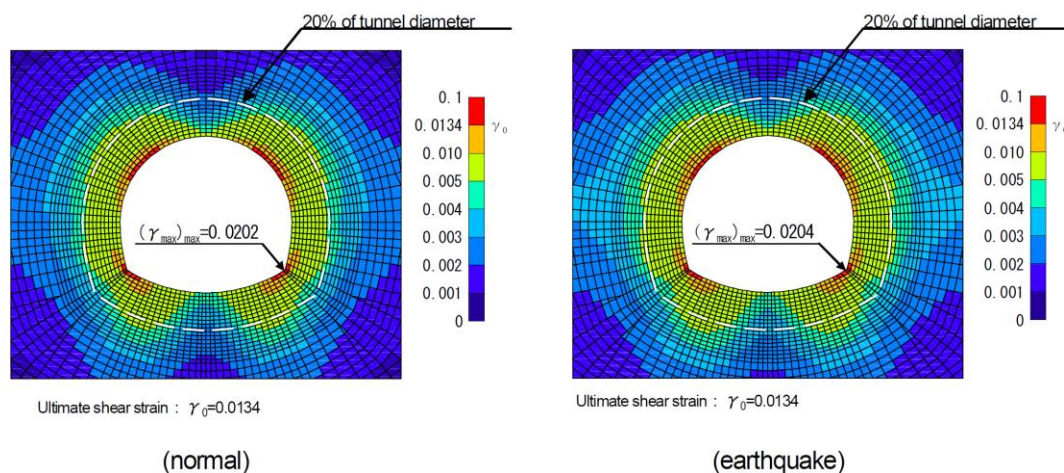


圖6-10 隧道周圍之最大剪應變(NUMO, 2011d)

### 6.6.3 建造與運轉技術

在處置場，水泥質材料將被廣泛使用以確保足夠的結構強度。然而，擔心水泥的溶解將引起產生高鹼性成分，導致緩衝材料膨脹能力降低或岩體(天然障壁)的改變。為避免或降低這些影響，低酸鹼值水泥被開發成一替代材料且其特點也正在探討(Iriya 和 Mihara, 2003)。為保證低酸鹼值水泥在實務情況之可使用性，已完成一些試驗包括噴凝土試驗，結果符合合理的工作度與強度(Nakayama 等人, 2009)。

外包裝的焊接試驗，已在全尺寸的蓋子實施電子束焊接(高速率的高能焊接技術具，見 H12)、鎢極氬弧焊(Tungsten Inert Gas Welding, TIG)焊接(見圖 6-11)、熔化極活性氣體保護(Metal Active Gas welding, MAG)焊接等技術(代表性弧焊技術)。焊接技術已經評估其技術面，諸如在外包裝的應用性(包含蓋子構造)及焊接情況(RWMC, 2009a)。

針對操作技術與緩衝材料之運輸/置放技術、塊體製作、現場夯實、粒料回填、噴凝土)與 PEM 都已經在開發中。這些技術每一項均已在 1:1 全尺寸驗證試

驗並確認有合理工作性以及足夠強度。

PEM 試驗包括製造一全尺寸的 PEM，判斷在隧道樓板層水平運送中，相較使用氣壓軸承可暢通無礙，以及與用氣壓舉重機抬起 PEM 試驗之差別(圖 6-12) (RWMC, 2009b)。

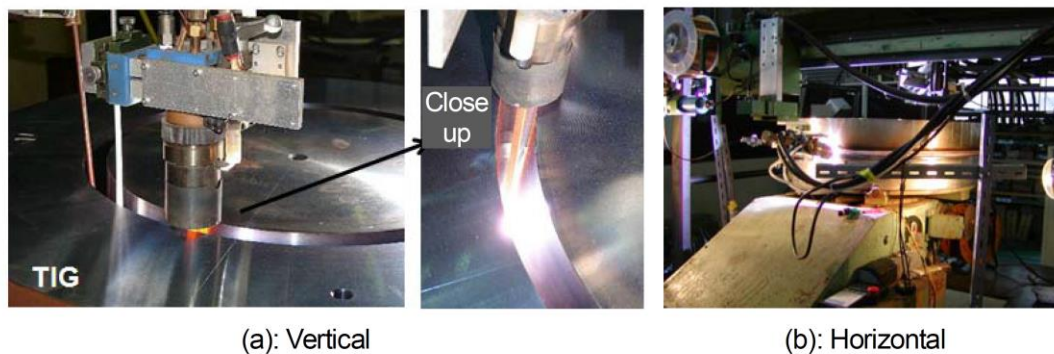


圖6-11 外包裝的TIG焊接(鎢極氬弧焊)

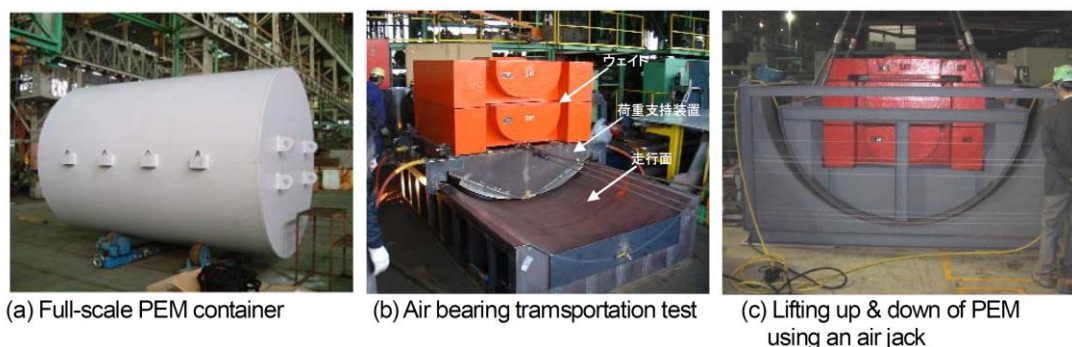


圖 6-12 PEM 型工程障壁系統試驗

作為基礎研發的一部分，用粒狀緩衝材填充間隙試驗也已於一水平處置隧道完成模擬。參數包括粒狀緩衝材之形狀與尺寸、混合不同粒徑之使用效果、間隙填充之密度、與粒料投入速率。依據定量的評估，已建立一利用氣壓加壓以填充粒狀緩衝材料進入間隙之可行性與應用性。

利用超音波噴嘴以噴灑膨潤土的方法，已證明即使只用膨潤土也可以達到適宜的乾密度。已確認以噴灑方式可實施噴灑出均質密度分布之緩衝材。

關於廢棄物之再取出性，以發展處置隧道回填前及回填後之再取出方法。圖 6-13 所示是一種可能的方法，這是依據使用於切割岩石與混凝土之套鑽技術。

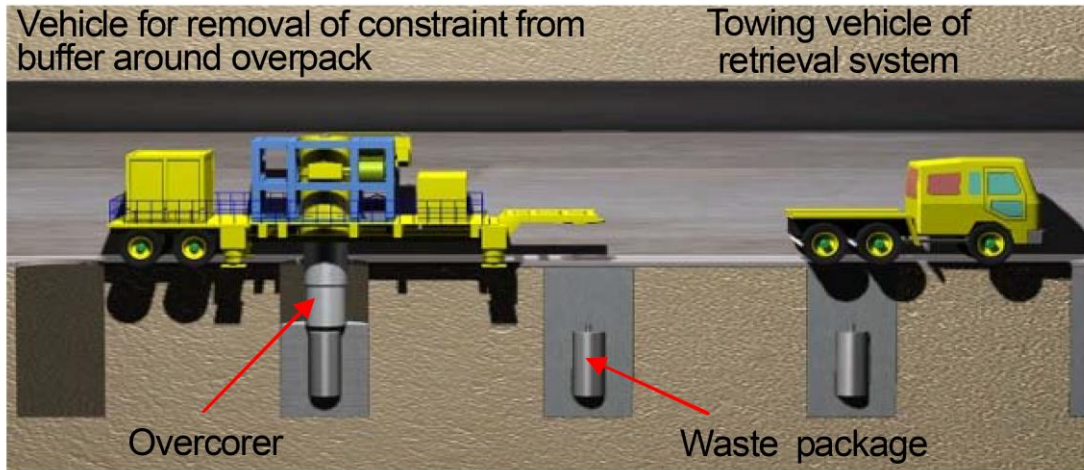


圖6-13 廢棄物再取出技術之參考例

## 6.7 第六章結論

如前述所說，針對各類地質環境變異之處置場設計、運轉技術之可應用性，考慮工程障壁長期安全行為，已經有重大的改善。從 H12 報告以來，已對處置場設計與工程技術之安全與可靠性有很重要的改善，例如建造、運輸與安置工程障壁材料。NUMO 將與研發機構密切合作，繼續朝確保封閉後長期之安全性與技術可以確實執行而努力，以保證在計畫每一階段之安全性。

## 第七章、長期安全評估技術

本章介紹長期安全評估所需的技術，係屬 NUMO 的三項確保安全準則的一部分。在 H12 報告和第二份 TRU 報告中，在一般的地質環境條件下地質處置長期安全性評估已提出基本方法論證。在 H12 報告出版至今，NUMO 已經制定了用於每個選址階段地質處置系統之分階段安全評估計畫。與此同時，NUMO 和基礎研發機構一直在精進各項技術，以能評估一系列的地質環境和更實用的設計方案之安全處置系統。本內容描述評估地質處置系統安全性的進展情況。包括：安全評估的基本策略、安全評估的發展、支持安全評估技術的發展。NUMO 長期安全評估技術有下列結論。

### 7.1 安全評估的基本策略

#### 7.1.1 安全評估程序

地質處置系統與常規工程系統的安全評估，與核反應器等其他原子能設施相比，其重要而獨特的區別是，前者涉及極長的時間段。還必須考慮一個異質和巨大的自然空間環境，即地質。這意味著不可能應用傳統工程使用的方法，即構建實際物體進行最佳化和論證，並檢驗其行為並將結果反饋給實際物體的過程設計。

在國際組織執行的計畫中，經由不同國家之研究和經驗共同討論，其參考的方法已達成共識，建立了令人滿意的水準。通用的方法包括：情節開發、模型選取、定義數據集、安全分析和將分析結果與相關安全標準進行比較。於 3.2 節所述，安全評估通常被納入安全論證的框架中，從多個觀點進行長期安全證明，包括地質環境調查和評估、處置場設計、不確定性及其替代安全指標的處理和使用。在此基礎上，建立了評估長期安全的基本程序（圖 7-1）。

雖然每個階段的基本程序都很常見，但重點將是根據執行的主要行動和可用性、不同階段有不同資訊資訊。在文獻蒐集階段，地理、地貌、地質構造的可用性和地球環境資訊通常是有限的。因此關於母岩作為天然障壁的功能評估有相對較大程度的不確定性，哪一種引致相當保守的工程障壁設計。因此，現階段安全評估的重點不是要按部就班地評估地質處置系統是否具有所需的安全性效能，而是要找出可能影響後期安全評估的重要因素，並有效減少不確定性。

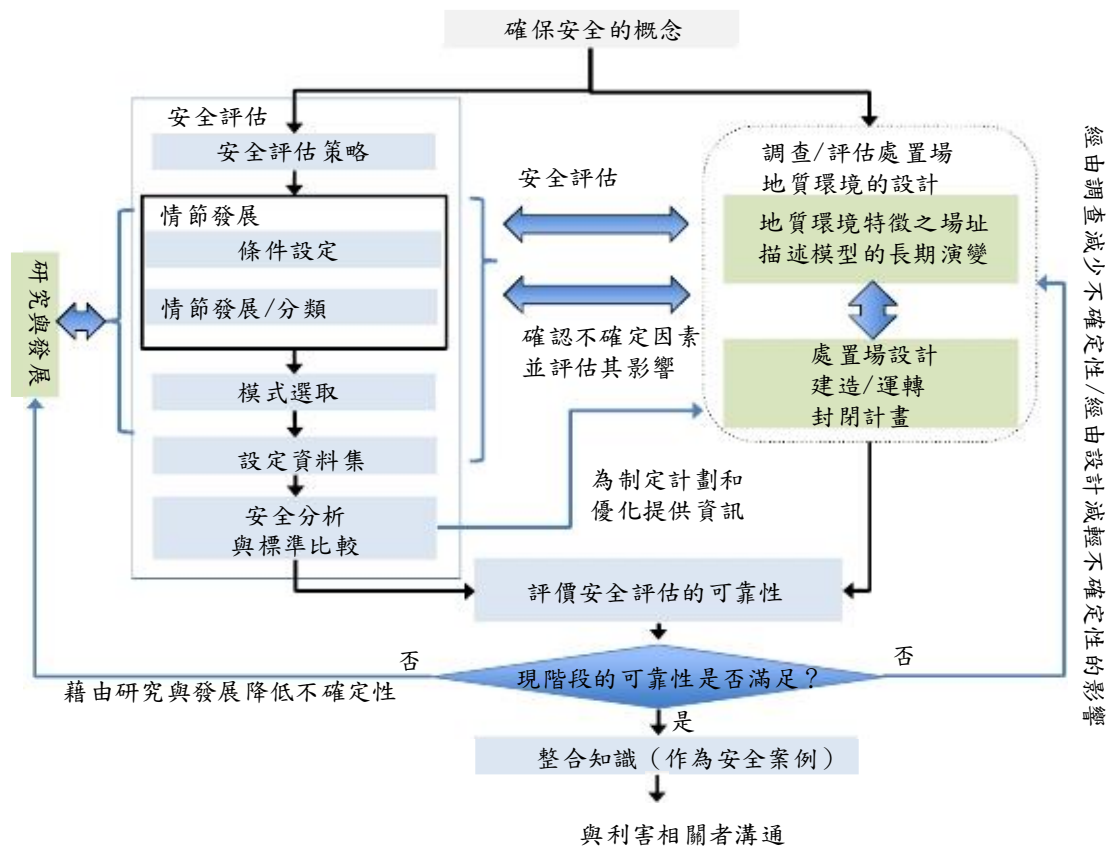


圖7-1 安全評估的基本程序

在初步調查階段，除了經由文獻調查所獲得的資訊，再由地表調查、地球物理調查和鑽孔調查，將可增強岩體地球環境特徵資訊以及岩體長期穩定性的發現。母岩的選擇、地下設施的初步設計和工程障壁將根據這些調查結果進行。因此，安全評估將主要側重於確認處置場設計的適當性，比較可能的選擇方案，發展安全論證和規劃詳細調查。

在詳細調查階段，將透過地下勘查設施之調查，獲得更多隧道規模的調查結果。基於前一階段處置場設計之發展，將確定地下設施和工程障壁的規格，並且準備處置場建造/運轉/封閉計畫。這一階段的安全評估將主要側重於一般性安全評估，並根據有關地質環境和處置場設計、確認處置場執照申請之安全性、申照準備和安全論證更新之先決條件重新考慮的基礎上進行。

### 7.1.2 處理不確定性的方法

雖然不確定因素無法消除完全，在安全評估中，他們將通過迭代過程來解決

不確定性識別，對其影響/重要性的分類，減少其影響和反思安全評估(圖 7-2)。在迭代過程中，並非考慮所有潛在的不確定性及其組合，但實際上只考慮那些在安全評估不可缺少的因素如下：

- 將不考慮對於調查和評估地質環境和處置場設計而言過於保守的不確定性組合。為了優化處置場設計並展示其功能，可能需要考慮不切實際的假設，例如失去某些安全功能。
- 對於基於專家判斷或敏感性分析可顯著影響安全性的不確定性，如果不能消除其影響，則將以對設計添加合理水平的保守性的方式處理。
- 將考慮綜合性（一個事件的影響包括/由另一個事件引起的影響）。

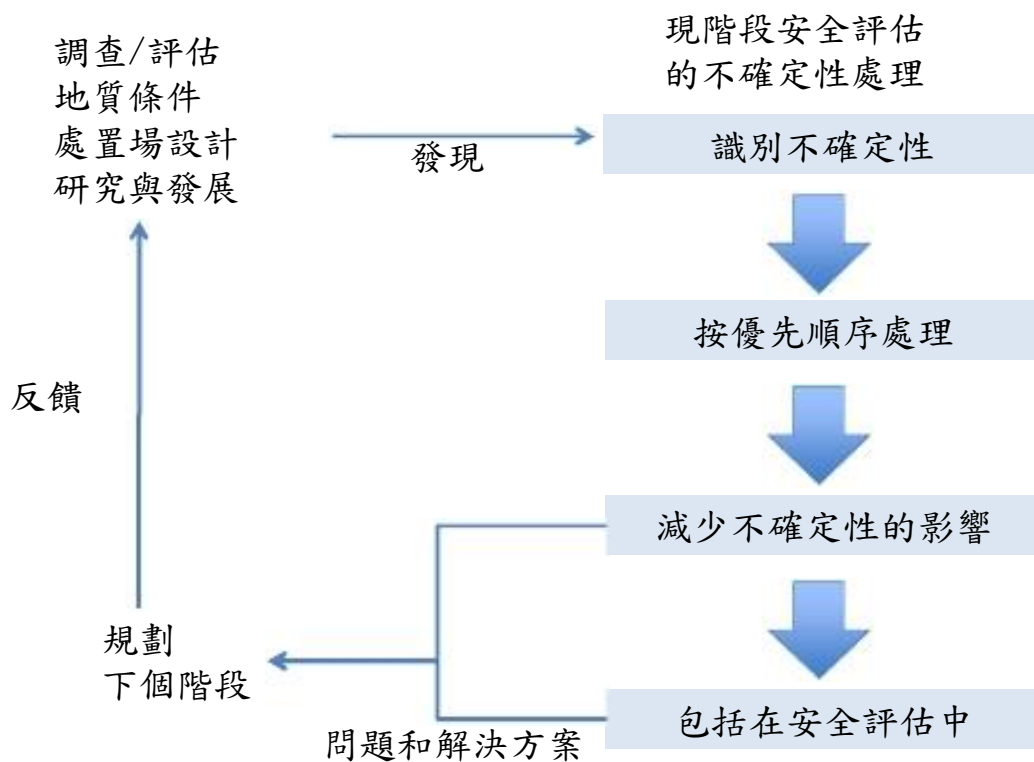


圖7-2 安全評估中不確定性的處理

## 7.2 制定安全評估

### 7.2.1 情節的構建

安全評估方案通過描述地質處置系統的未來發展，為處理系統的安全性提供系統評估，為模型開發和參數確定提供了框架。還需要根據與預測遙遠未來相關



的不確定性來開發情節。在開發情節時，地質處置系統的特徵，可能影響系統未來演變過程的特徵和作用之事件，統稱為 FEP (Feature, Events and Processes)，是主要關注點。最近的 FEP 發展趨勢是基於安全功能，而不是採用過去傳統的方式，採用 FEP 的情節發展。這種方法強調了地質處置系統的哪些特徵有助於安全功能以及安全功能如何受到系統未來發展的影響。它允許定義關鍵現象的範圍，從而預期可以更清晰地定義情節發展過程和情節的有效發展。因此，NUMO 將使用基於 FEP 和基於安全功能的方法開發方案。在預測地質處置系統的未來發展時，將以情節發展過程示意圖作為跨領域知識共享工具。因為系統的未來演變將涉及將以不同方式發展不同現象，所以難以清楚理解並準確地表達所有現象。因此，必須根據國際 FEP 清單和現有 FEP 清單以及安全評估中保守性選擇在情節中的現象。

### 7.2.2 模型選擇

將根據對地質處置系統特徵和安全評估目標的補充資訊及理解選擇用於安全評估的模型，這兩個模型隨著計畫階段的進展而發展。應該認識詳細建模由於相關現象的變異性、異質的地質環境和評估持續時間的長短、實際地質處置系統的複雜行為難以實現。因此，將使用兩種類型的模型進行互補，包括：系統功能評估模型簡化，和側重於安全功能和現象分析模型，用於對各個現象和障壁組件進行實際評估(如圖 7-3)。系統功能評估模型的簡化將盡可能使用現象模型進行測試，而關鍵的不確定性將以對系統能理解下之保守方式進行。

因此，需要顯示安全評估模型的選項，並且必須考慮到建模的過程理解程度以及保守性和簡化程度來理解模型選擇對安全評估的影響。

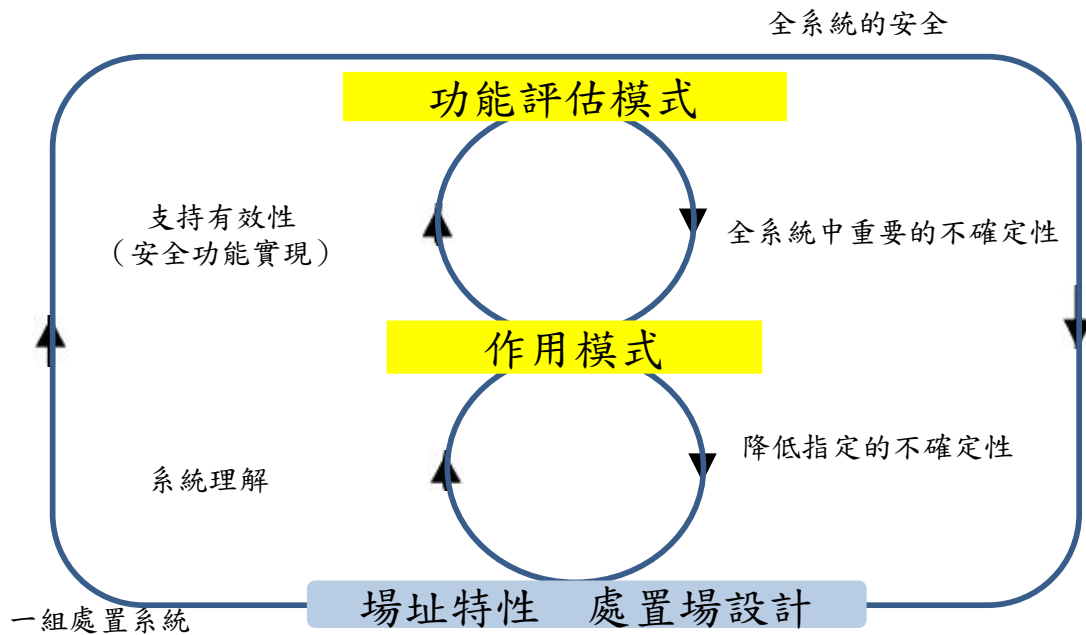


圖7-3 功能評估模式和作用模式補充使用

### 7.2.3 數據集選擇

在計畫的早期階段，特定場址的資訊將受到限制。因此，將通過選擇與潛在目標場址類似的數據來準備數據集。隨著地質環境調查與評估的進展，新獲得的特定場址數據（例如使用岩石樣本的吸附數據和在感興趣的地點採樣的地下水）將反映在數據集中。此外，與現有資料庫相比，數據集的可信度將提高。與數據集和數據解釋相關的各種不確定性將由適當的值或範圍值涵蓋，以確保適當的保守性。

### 7.2.4 安全分析

安全分析使用情節、模型和數據集。它主要是屬於定率式的，明確地指定參數值，並在適當時使用統計方法進行補充。安全指標係以放射劑量和其他功能或補充指標。關於不確定性，將考慮情節、模型和數據集的變化，以檢查不同分析案例的安全評估結果是否符合安全標準。將評估不確定性的影響，並將進行不同設計方案的比較，並反映在調查計畫的製定和後續階段處置場設計的最佳化中。

### 7.2.5 評估安全評估的可靠性和結果的整合

在完成安全性分析後，將評估長期可靠性，例如，根據 OECD/NEA 於 2002

年提出的劑量以外的替代指標(如表 7-1 所示)。當每個階段已經確認足夠的長期可靠性時，安全性分析的結果、下一步的未決問題和解決方案將被整合到安全論證中。另一方面，如果長期可靠性不足，則必須澄清需要進一步減少不確定性的問題，並通過對地質環境調查，處置場設計和研發計畫的資訊反饋來提高可靠性。

表7-1 構建安全論證的主要討論要點

類別	參數
對擬議處置系統的信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 多重障壁系統的內在穩健性</li> <li>• 「如果？」情節和計算</li> <li>• 與熟悉的例子和天然類比進行比較</li> </ul>
對處理系統的數據和知識充滿信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 研究計畫和現場調查的品質</li> <li>• 品質保證程序</li> <li>• 來自各種來源和獲取方法的數據</li> <li>• 使用正式的數據追蹤技術</li> </ul>
對評估方法的信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 邏輯、清晰、系統的評估方法</li> <li>• 在可稽核框架內進行評估</li> <li>• 通過迭代方法建立理解</li> <li>• 獨立的同儕評審方法</li> </ul>
對綜合功能評估模型的信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 解釋結果直觀的原因</li> <li>• 考慮替代概念模型和建模方法—簡單和複雜</li> <li>• 針對實驗和觀察的模型測試性質</li> <li>• 模型比較練習</li> <li>• 與天然類比的比較</li> <li>• 獨立證據，如古水文地質資訊</li> </ul>
對安全論證和綜合功能評估分析的信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 明確的陳述和假設的理由</li> <li>• 證明假設具有代表性或保守性</li> <li>• 敏感性研究</li> <li>• 明確管理和處理不確定性策略</li> <li>• 多個安全指標</li> <li>• 多行推理</li> </ul>
通過反饋到設計和場地特徵的信心	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 支持任何處置概念設計變更</li> <li>• 處理系統的整體品質和安全性</li> </ul>

## 7.3 支持安全評估的技術開發

自 2000 年以來，NUMO 和基礎研發組織一直領導實施該項目所需的研發計畫，並允許以下方面：

- (1) 處理地質環境的變化及其長期演變
- (2) 分析不同的設計方案
- (3) 將更新的知識納入安全評估
- (4) 評估自然現象的重大影響。

自 H12 報告以來，NUMO 和基礎研發組織在安全評估技術方面的研發進展情況見附錄表 A.7-1 至表 A.7-4。下面討論與上述四點相關的主要技術。

### 7.3.1 情節發展技術

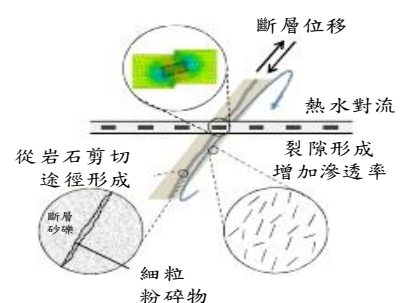
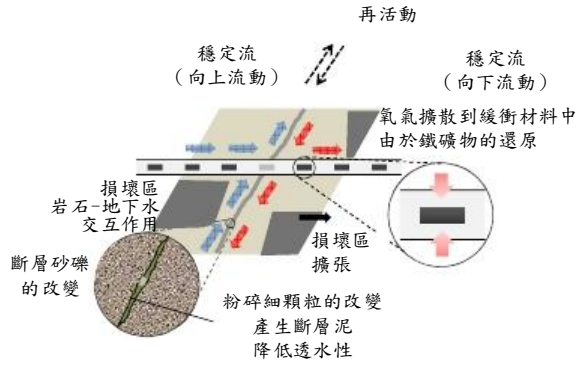
地質環境將長期受到隆起/侵蝕以及氣候和海平面變化的影響。在沿海地區，必須考慮鹽水的影響和鹽水/淡水界面的長期演變。NUMO 開發了一種方法，用於識別地質處置系統的條件，以便能實際處理鹽水和鹽水/淡水界面的長期演變。

與地質處置相關的知識將通過研發和其他研究逐步累積，對於 NUMO 將其納入安全評估以滿足規定目標是非常重要的。近場環境具有限制核種遷移的重要屏障功能。與天然障壁相比，近場的功能較少依賴於特定場址的地質環境。因此，現在可以在選擇特定場址之前進行與近場相關的技術的開發，以提供用於合併特定場址特徵的起點。因此，NUMO 基於對地質處置系統長期演變的了解，專注於其安全功能，開發了近場長期演變的情節發展方法。

將構成情節發展基礎的 FEP 資訊已由基礎研發組織改為 FEP 資料庫。對於超鈾廢棄物，第二本超鈾廢棄物報告中使用的 FEP 資訊已編制為綜合 FEP 清單 (FEPC/JNC, 2005a)。

原則上，應經由選擇合適的場址來避免自然現象的重大影響。但是，由於涉及極長的時間尺度，需要考慮與其發生的時間和頻率相關的不確定性。NUMO 和基礎研發組織正在制定地震和斷層影響的方案，以及評估其影響的方法(如表 7-2)。根據這些結果，改進了用於情節發展的基礎技術和資訊資料庫。

表7-2 當新斷層橫切處置場形成後之安全評估潛在變化示例

情境分類		新斷層形成後的即時效應	新斷層形成後逐漸過渡
圖示		<p>廢棄體的破壞/緩衝材料的剪切 溫度上升 溶解/釋出放射性核種</p>  <p>斷層位移 熱水對流 裂隙形成 增加滲透率 從岩石剪切途徑形成 斷層砂礫的改變 細粒粉碎物</p>	<p>再活動</p>  <p>穩定流 (向上流動) 穩定流 (向下流動) 再活動 氧氣擴散到緩衝材料中 由於鐵礦物的還原 損壞區擴張 岩石-地下水交互作用 斷層砂礫的改變 粉碎細顆粒的改變 產生斷層泥 降低透水性</p>
<b>情境 1</b>  還原性的 深層地下水上升	廢棄物被斷層橫切	T：溫度，升至>300°C。由於斷層摩擦引起的熱量(幾分鐘) H：熱水對流和由於熱引起的緩衝密封的劣化 M：廢棄物體破壞，緩衝材料剪切 C：放射性核種的溶解和從工程障壁釋出	T：再活動期間溫度上升。 H：由於熱產生引起熱水對流 M：在緩衝材料中重複剪切 C：放射性核種完全釋出
	其他廢棄物	T：稍微溫度上升 (短期) H：由於孔隙水壓力變化引起的過渡流動 M：地震運動 C：-	T：- H：由於變形區域的滲透性增加而導致流量增加 M：地震運動 C：還原條件下的放射性核素遷移
<b>情境 2</b>  氧化性的 地表水進入	廢棄物被斷層橫切	T：溫度，升至>300°C。由於斷層摩擦引起的熱量(幾分鐘) H：熱水對流和由於熱引起的緩衝密封的劣化 M：廢棄物體破壞，緩衝材料剪切 C：放射性核種的溶解和從工程障壁釋出	T：再活動期間溫度上升。 H：由於熱產生引起熱水對流 M：在緩衝材料中重複剪切 C：放射性核種完全釋出
	其他廢棄物	T：稍微溫度上升 (短期) H：由於孔隙水壓力變化引起的過渡流動 M：地震運動 C：-	T：- H：由於寬變形區域的滲透性增加而導致流量增加 M：地震運動 C：地下水的氧化，緩衝材料的鐵礦物質導致的還原

T：熱效應，H：水力效應，M：力學效應，C：化學效應

### 7.3.2 建模技術的發展

沿海地區的特徵包括地下水化學、流動方向和流速的變化，因為處置場周圍的鹽水/淡水界面的變化，以及地質圈-生物圈界面的變化（GBI，放射性物質可以達到地表的位置）和環境條件隨時間的變化。除了分析異質母岩中的優先流動路徑之外，考慮到沿海地區的具體特徵，這需要進行核種遷移分析。為了開發一種實際結合沿海地區特徵的方法，考慮到地下水流和地下水化學的演變，開發了一種建模方法來評估天然屏障和生物圈中的核種遷移。

在分階段地質處置計畫中，將開發多種設計選項（例如坑道佈置和廢棄物包件放置方法），以響應各種的不確定性和約束條件。縮小設計選項需要從不同的角度去評估選項之間的差異，例如安全性和經濟效率。在從安全評估的角度識別設計選項之間的差異時，當使用一維模型時難以進行定量區分，因為工程障壁地下設施的三維配置以及圍岩的異質性被保守地簡化。因此，開發了三維建模工具以允許更真實的分析。

### 7.3.3 數據集的開發

準備適當的數據集對於建立長期安全評估的信心非常重要。自 H12 報告以來，基礎研發組織發布了與核種遷移分析相關的參數資料庫和研究數據，具體如下：

- 熱力學資料庫（JAEA-TDB）：放射性元素和地球化學元素的改進熱力學資料庫，以可用於不同地球化學規範的格式編制（例如 PHREEQC）
- 吸附資料庫（JAEA-SDB）：從國內和國際文獻彙編的膨潤土和岩石分布係數數據。並有指定條件的數據檢索功能，對數據組進行回歸分析。
- 擴散資料庫（JAEA-DDB）：根據文獻彙編的日本各種岩石的有效擴散係數數據。
- 玻璃溶解資料庫（GlassDB）：從文獻彙編之玻璃組成、測試方法、溶液化學、配置的材料和成分、改變產物、測試條件、測試結果等數據。
- 環境遷移數據：收集關於稻田和土壤中核種遷移，和轉移到農產品的核種比例的參數。

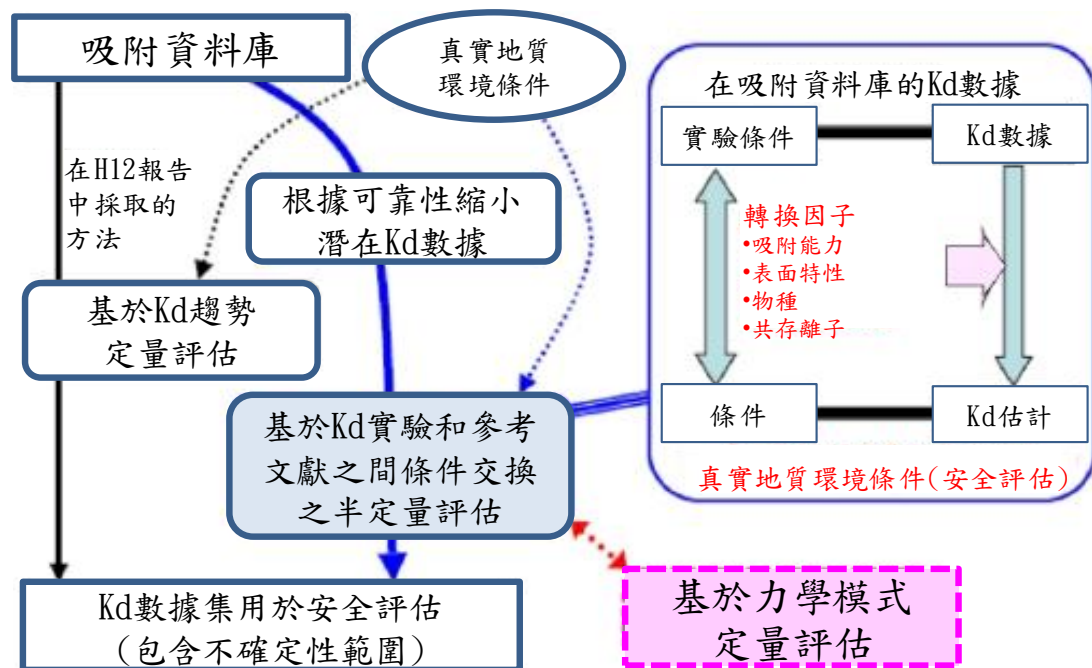


圖 7-4 吸附資料庫 (SDB) 用於設定 Kd 值的應用

如圖 7-4，系統地推導出吸附和擴散資料庫，同時考慮到在實驗條件，可追溯性和可靠性方面對不同品質數據的評估。為評估可靠性，建立了由多個決策標準組成的指南。還研究瞭解如何使用開發的資料庫定義參數。由於 H12 報告，為了提高參數設置的可靠性，還開發了用於校正不同環境條件數據的方法。例如，在提取具有一定可靠性水準的分布係數數據之後，基於獲得數據時的實驗條件與安全評估中假設的地質環境條件之間的差異來校正數據。這種校正方法已經驗證了 Cs 在沉積岩中的吸附行為，Cs 是安全評估的主要放射性核種之一。結果表明，基於考慮伊利石含量和 Na 離子的校正，結果與實驗大致一致。

對於超鈾廢棄物，吸附的分布係數是針對一系列 pH 值的水泥基材料中的各種改變區域所定義的。關於硝酸鹽對回填和緩衝材料的影響，第二個超鈾廢棄物報告定義了相關核種的吸附分布係數，考慮到礦物和微生物對硝酸鹽還原過程轉化方式的影響，NUMO 於考慮報告中描述的效果是適當的。

根據這些結果，制定了用於分析放射性核種傳輸的數據集的基本資訊得到了改進。

## 7.4 第七章結論

從 H12 起以長期安全觀點來看地質環境和設計選項之安全評估作業。基於這些作業，地質環境變化和長期演變之長期安全評估，不同的設計方案以及最新知識整合技術之可靠性已經獲得精進。NUMO 將繼續與基礎研發機構密切合作努力精進長期安全評估技術的可靠性。



## 第八章、在文獻調查與初步調查階段的技术活動

本章摘述前面各章的說明。說明文獻調查(Literature Survey, LS)階段與初步調查(Preliminary Investigation, PI)階段以及在這些階段所需要的方法論。圖 8-1 顯示本報告各章節的架構。

在啟動 LS 階段，預期有兩種情況：來自地方市政府的自願申請或者由中央政府向地方市政府要求而來的申請。雖然在啟動 LS 前這兩種情況可能不同，但是在啟動 LS 後的技术程序則相同。本報告假設由一個地方市政府提出申請，若不是，將會特別註明。

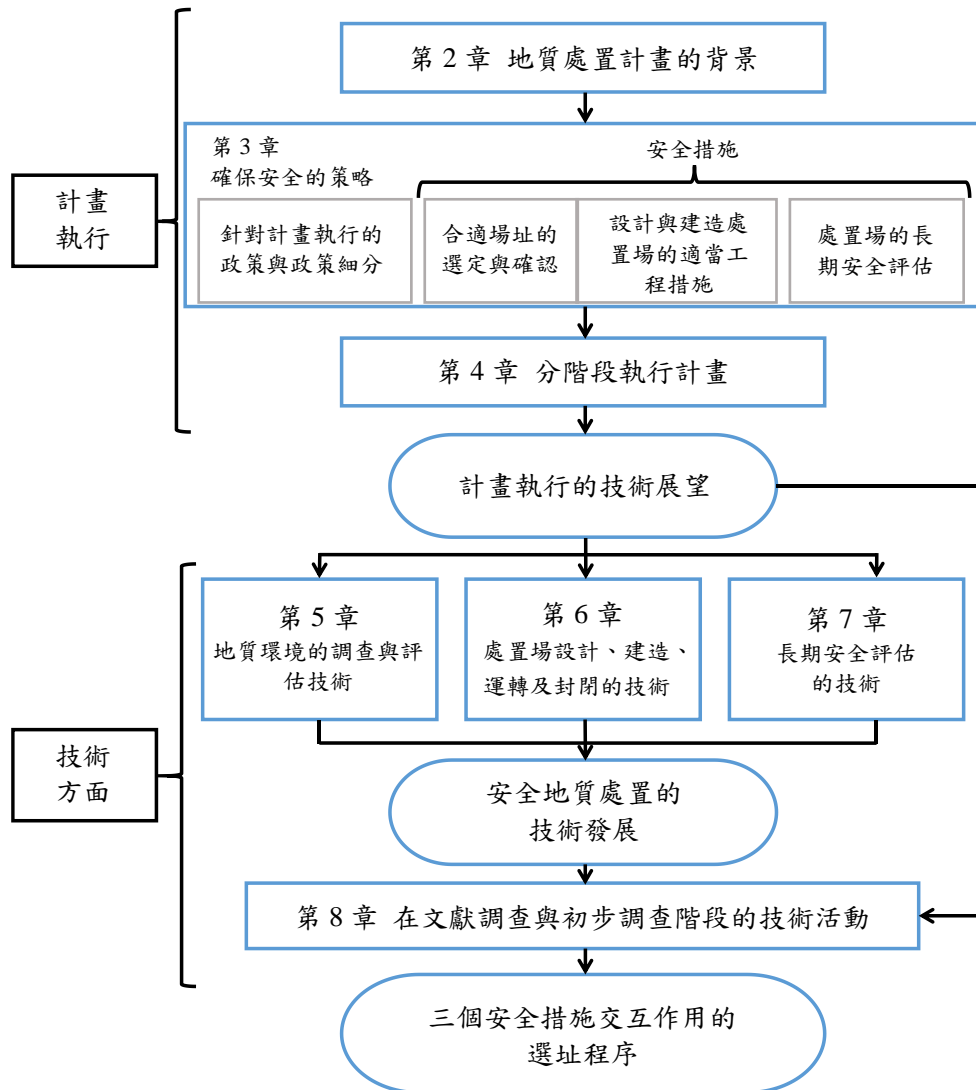


圖8-1 本報告的章節架構

## 8.1 自公開徵詢與開始 LS 至選定 DIAs 的選址過程

本計畫的主要里程碑為選址的三個步驟(LS 階段、PI 階段、及 DI 階段)以及後續的執照申請。自公開徵詢至 PI 階段的計畫活動與技術活動序列如圖 8-2 所示。當收到一個申請案時，NUMO 在啟動文獻調查前，將查核地質條件以確認：

- 基於全國性的調查，對內陸地區採用空照圖解釋，而對於海洋地區採用海洋聲波探勘，在文獻中沒有紀錄的活動斷層，且
- 不包括在以第四紀火山為中心 15 公里內的地區，同時考量未來數萬年岩漿活動的潛在程度。

事前查核的結果將函送給申請地方市政府的首長。對於不符合前述確認要點的地區，將不會執行文獻調查。

在向相關的地方市政府說明 LS 計畫後，將啟動 LS 以查核該地區是否滿足作為選定 PIAs 的基本準則。假若無法滿足該準則，則該地區將不被認為是 PIA。假若該地區符合準則，則彙整調查結果的法規報告在每一選址階段都將發表，並提報給申請地方市政府的首長與相關的縣知事以檢視。NUMO 也將舉辦說明會並回覆在這些場合所提出的建議與問題。基於這些程序，NUMO 將選定後續階段的調查地區，並向 METI 提報申請修訂後續的執行計畫。METI 將蒐集縣知事與地方市長的意見。尊重這些意見，並且和日本原子力委員會(AEC)與原子力安全委員會(NSC)諮商後，METI 將決定最終處置計畫的修訂版；此將在內閣會議中定案。執行計畫的修訂將遵照前述程序確認，而完成選址程序的第一階段。在此期間，NUMO 將準備下一階段初步調查(PI)階段的計畫。

在 PI 階段，將遵照類似的程序選定 DIAs，並將修訂的執行計畫提報給 METI。METI 將彙整縣知事與地方市政府首長的意見。同樣地，尊重這些意見，並且和 AEC 與 NSC 諮商後，METI 將決定最終處置計畫的修訂版本，並且在內閣會議中確認通過。執行計畫的修訂將遵照前述程序進行，確定並且完成選址程序。在此期間，NUMO 將準備下一階段 DI 階段的計畫。在 DI 階段的過程也是類似。

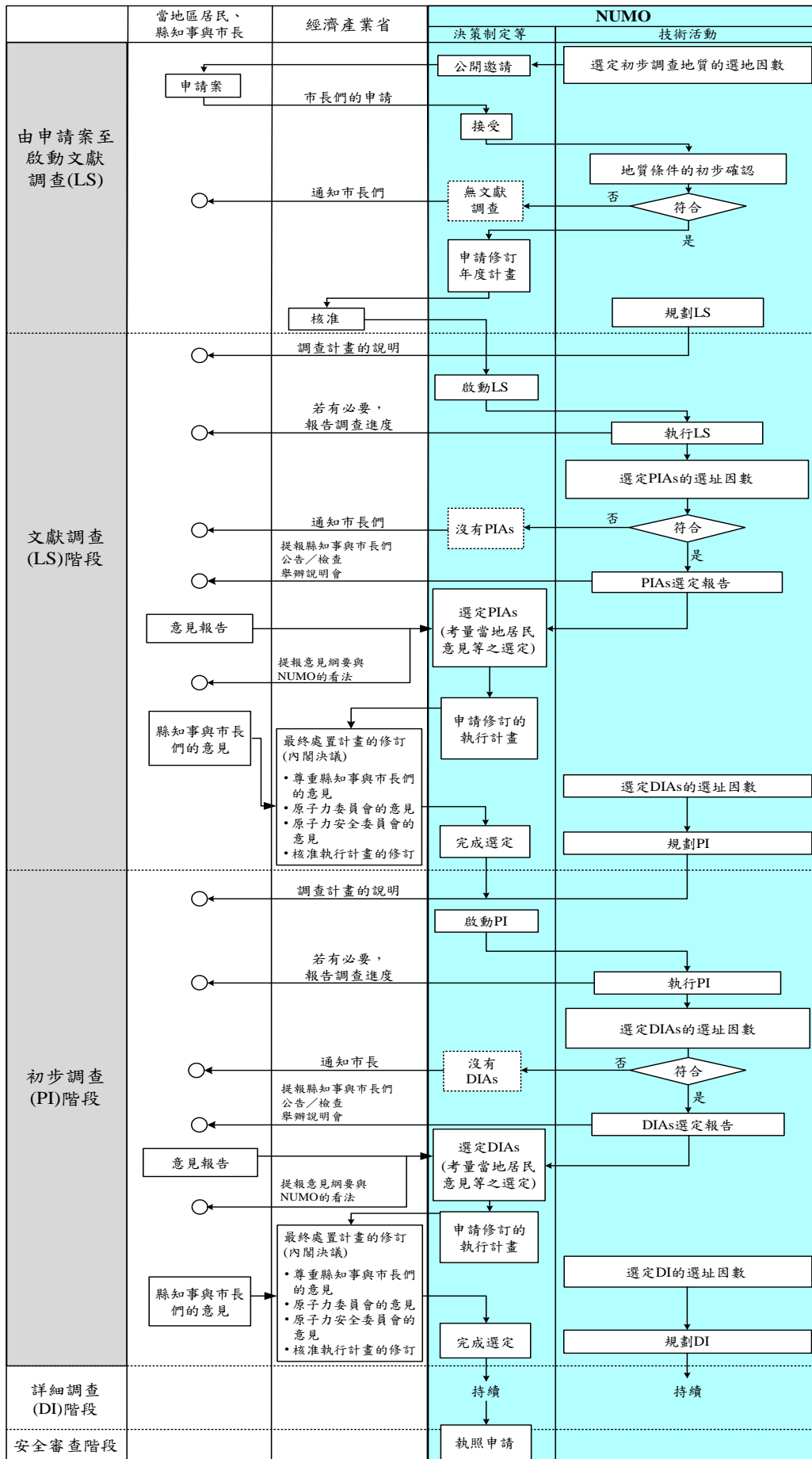


圖8-2 在文獻調查(LS)與初步調查(PI)階段的活動序列(針對正式的自願案)

## 8.2 文獻調查階段

### 8.2.1 文獻調查階段的活動

在 LS 階段的目的是為選定 PIAs，同時達成相同確保安全的目標，例如避免自然現象的顯著影響(避免明顯不合適的地區：見 4.3 節)。

在此階段決定將執行 LS 的地區。若有必要，在 PIA 鄰近的地區將選定額外的調查地區，以獲得火山/火成活動、地震/斷層活動、及抬升/侵蝕，並評估這些自然事件與地質環境特性對 PIA 的效應。遵照 LS 手冊，有系統地蒐集文獻以管理地質環境的資訊與其他相關的資訊。需要蒐集的資訊包括有關自然現象的衝擊、地質環境特性、自然環境、以及社會環境。決定自然現象的衝擊包括調查火山/火成活動、抬升/侵蝕、鬆散的第四紀沉積物、及礦物資源。

有關於場址描述模式，首先基於地質構造發展的歷史，建立地質/地質構造的概念模式，包括水文、地下水化學、以及岩石力學特性。基於概念模式，將建立場址描述模式以定量呈現並可視化水文、地下水化學、岩石特性(物理、力學、及熱)及質量傳輸特性的資訊。欲評估地質環境特性的長期演化，包括分析目前的地質在所建立的場址描述模式內將如何演化。此將採用調查/評估自然現象所獲得的結果，解釋地質構造發展的歷史並且採用古地質學的方法評估水文環境的改變。基於評估地質環境特性長期演化與自然事件的衝擊，將潛在 PIAs 的資訊與選定 PIAs 的選址因素比較，並排除不符合這些準則的任何地區。其結果將彙整成選址的法規報告。

在處置場概念初步審查期間，工程障壁的設計與處置場整體的適用性，將以場址描述模式加以評估。此外，為在 PI 方案與後續階段的設計研究中反映此點，計畫專案的工程可行性、經濟效益、以及建造時程均將徹底評估，以確認後續階段的調查參數與設計議題。

在安全的初步審查時，基於得自 LS 期間地質環境的有限資訊，母岩作為天然障壁的性能將被評估，此乃基於設計的初步安全評估，強調工程障壁的保守性。基於文獻資訊、處置場的初步審查、以及安全的初步審查，將由處置場的概觀彙整處置場概念的初步發展。有關 LS 的法規報告與基於 LS 的處置場描述將公開並在受影響的地區提供檢視；在相關的縣府道亦將舉辦說明會。對於該報告的意見，NUMO 將彙整並回覆這些意見。圖 8-3 顯示在 LS 階段的作業流程。

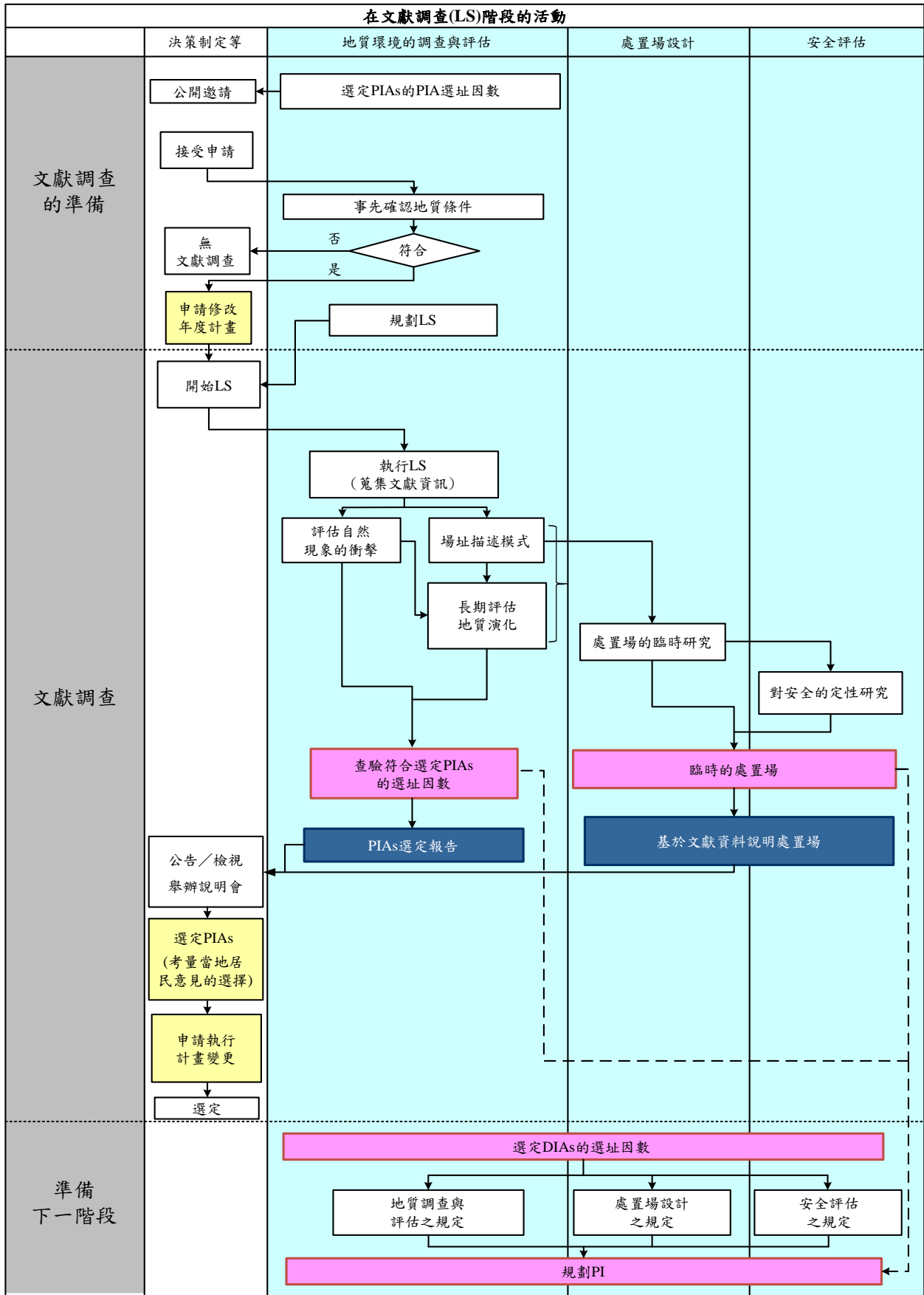
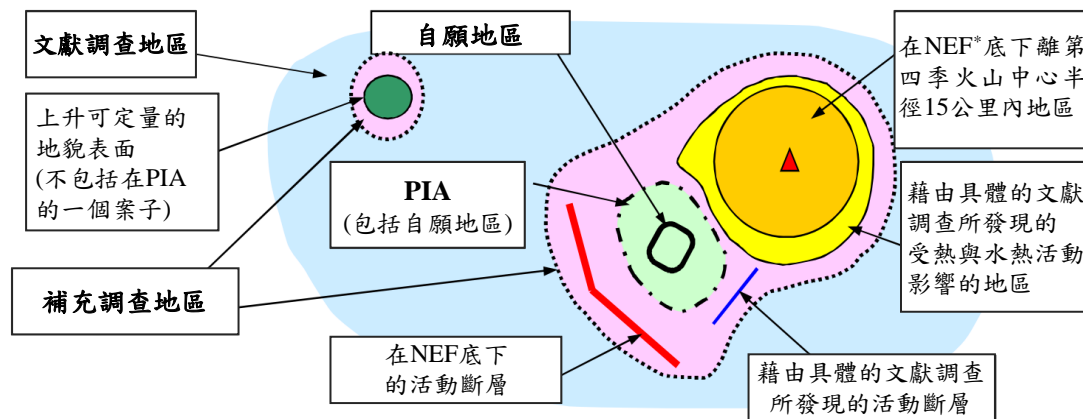


圖8-3 在LS階段(對於自願申請案)的活動序列

在 PIA(圖 8-4 中點/折線所包圍的區域)內，地質環境特性的調查與評估將是主要的工作任務。在補充調查地區(由點線所包圍的區域)，由於自然事件的衝擊，尤其是火山/火成活動、地震/斷層活動、以及抬升/侵蝕和區域地質構造的演化將被調查。圖 8-4 顯示 PIA 與補充調查地區的原理圖。



\*全國性評估結果(Nationwide Evaluation Findings, NEF)(NUMO TR-04-02)

圖8-4 PIAs與補充調查地區的原理圖(針對自願申請案)(NUMO, 2004b)

- 經由下述過程選定 PIAs：如同在資格所定義的評估因素中，若有發現活動斷層或火成活動的地區，則將排除於潛在 PIAs 之外
- 潛在 PIAs 可能大於自願地區，此取決於活動斷層或火成活動區域的相對位置。但是，非自願地區所包括的區域，則僅進行初步調查，NUMO 不會選定 PIAs 外的任何地區作為處置場場址
- 在 PIAs 的鄰近地區可能被調查，以獲取 PIAs 更詳細的特性

## 8.2.2 選定 PIAs 的選址因素

選定 PIAs 的選址因素為選定 PIAs 所必須評估的因素。其以最終處置法案為基準，並參酌「選定初步調查區以供高放射性廢棄物最終處置所必須評估的環境因素」的指引(NSC, 2002)。

選定 PIAs 的選址因素包括資格評估因素(EFQ)與優勢因素(FF)。

EFQ 定義排除於 PIAs 外的地區條件。適合 PIAs 的地區合適性，將以每一申請地區與其鄰近地區的 LS 為基礎，進行評估地震/斷層活動、抬升/侵蝕、鬆散

第四紀沉積物、以及礦物資源等因素。

具體而言，在此階段的資格評估因素為：

- 沒有因自然現象，例如地震，而有顯著構造運動的紀錄。
- 因為自然現象，例如地震，而使即使在遙遠的未來顯著運動的可能性很低。
- 在潛在處置場地區沒有鬆散第四紀沉積物的紀錄(即將由 METI 的部長條例所規定)。
- 在潛在處置場地區沒有有價值礦物資源的紀錄(即將由 METI 的部長條例所規定)。

基於 EFQ，沒有被排除而選定為 PIAs 的地區也定義優勢因素(FF)，依照 NUMO 的規定，在確保安全的基礎上，也應考量專案的經濟與作業效率(MITI，2000)。確認符合 EFQ 的地區，將針對下列有關因素進行互相比較：(1)地質的性質與特性，(2)地下水特性，(3)地質環境的調查/評估，(4)在建造與營運期間潛在的自然災害，(5)土地的獲得，及(6)交通。

## 8.3 初步調查階段

### 8.3.1 初步調查階段的活動

在 PI 階段的目標在於選定 DIAs 且其符合確保安全的相關目標，例如避免自然現象的顯著衝擊、確保長期安全的展望、以及在專案期間確保安全的展望(避免明顯不合適的地區：見 4.3 節)。

PI 分兩階段執行：地表調查與鑽孔調查。

地表調查的執行包括確認在場址 LS 的結果，以概略了解 PIAs 的地質環境，並從地表面藉由偵照與壕溝調查以及地物探勘(空中、地表面、及海上)進行地形與地質調查，以及獲得規劃鑽孔調查階段的資訊。

基於地表調查的發現，執行調查/評估自然事件的衝擊，包括火山/火成活動、地震/斷層活動、以及抬升/侵蝕等。依照岩石類別、岩相、地層、裂隙的分布、裂隙條件、及風化/蝕變程度、以及地質構造元素(岩體、地層、斷層等)進行分類。由 LS 所獲得的結果將被評估並更新地質構造模式。使用更新的模式，地質環境模式包括水文地質構造、地下水化學、及岩體特性均將被更新。更新的地質環境

模式有助於了解地質構造的演化。採用基於古地質學方法來預測地質環境的演化，並用以評估地質環境條件的長期演化。

在鑽孔調查階段，將獲取無法由地表調查的地下深處數據。基於地表與鑽孔調查的數據，將調查並評估火山/火成活動、地震/斷層活動、以及抬升/侵蝕。

地質與構造元素(岩體、地層及構造的不連續，例如斷層)基於岩石類別、岩相、岩層、裂隙分布、變形、風化及蝕變的程度等得自地表與鑽孔調查的資訊，而加以分類與特性化。並與文獻調查所獲得的資訊加以比較以更新地質模式。水文地質模式、水化學模式、以及岩石力學模式也基於更新的地質模式與水文、水化學、及岩石力學調查的結果加以修訂。地質環境特性的長期演化評估包括分析目前的地質在更新的場址描述模式將如何演化。此將採用古地質學方法利用調查/評估自然現象的衝擊、地質構造發展歷史的交互作用、以及評估水文地質環境的變遷等擴展的結果。選定 DIAs 的選址因素將於後續說明，在確認其合適性時，將檢驗潛在 DIAs 所包括地區的合適與否，基於由 PI 所獲得的數據。其結果將彙整成 PI 的法規報告。

選定潛在母岩包括評估其合適性，基於場址描述模式與地質環境長期演化的數據。母岩的合適性將以熱環境、力學、水文學、化學環境、岩體的大小、期程、經濟效益等加以評估。在後續階段作為處置場場址的潛在母岩，將由這些已經確定合適者選出。基於場址描述模式與母岩的特性，將執行處置場的概念設計。此包括定義地下設施的位置(深度與面積)、設計工程障壁(例如材料與結構)、定義坑道的規格(例如窖的直徑、支撐與坑道的間隔)、以及定義地下設施的基本布置(例如布局、處置單元的個數與布置、以及接近的方法)，以及設計地表設施。關於處置概念，將基於地質環境、建造期程、及經濟效益的可行性，來刪減技術的選項。

基於場址描述模式與處置場的概念設計，初步安全分析包括的評估案例將基於情節、模式、及數據組分別建立。參考處置場概念的發展包括彙整處置場概念設計與初步安全評估的結果，並將其整合至處置場概念；此並由基於 PI 所作概念設計與初步安全評估的報告所支持。

如同在選定 PIAs 的案件，基於 PI 的法規報告與基於 PI 的初步處置場設計以及初步安全評估報告均將公開，並將在受影響地區供檢視，同時在相關的縣、府、道舉辦說明會。對於報告的意見將蒐集並由 NUMO 回覆。



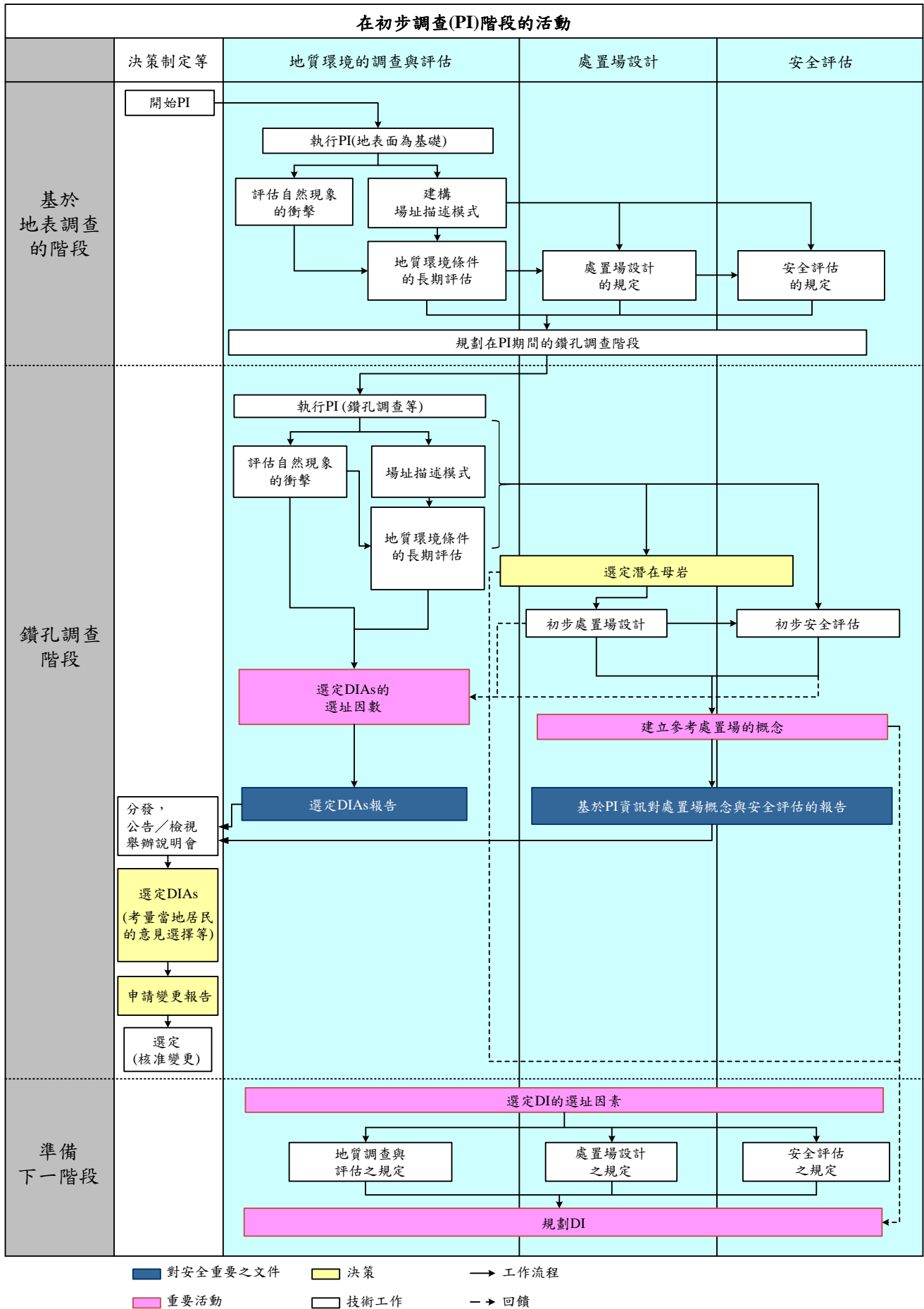


圖8-5 在PI階段的活動序列

### 8.3.2 選定 DIAs 的選址因素

在選定 DIAs 時，基於確保專案期間的安全，評估的重點為符合在最終處置法案所規定的資格評估因素。由於選定 DIAs 為選址過程的中間階段，選定 DIAs 的選址因素不僅要考慮此一階段的資格評估因素，也要考慮最終處置法案所闡明後續處置場場址選定階段的規定。

此一階段的資格評估因素為：

- 在所關心地質長時間沒有因自然現象，例如地震，而有顯著的構造活動。
- 在屬意的地質中，沒有開挖的困難。
- 在屬意的地質中所發現的任何活動斷層、裂隙帶、或地下水流，不至於對坑道或其他地下設施具有不利的衝擊。
- 在 METI 部長條例所闡明的其他規定。

構造活動包括地震/斷層活動、火山/火成活動、以及抬升/侵蝕，將被評估。關於坑道開挖的難度，其合適性判定的規定，將由確保在每一專案期間的安全著眼加以評估。

假若有高透水區(水流動途徑)，例如大尺度的裂隙區，淺或深的地下水可以經由這些流動途徑到達處置場的位置，而導致地下水流特性、地球化學、及熱性質對地下設施的障壁功能具有顯著的衝擊。因此，符合 DIAs 資格評估因素將從地下水流對地下設施衝擊的觀點來加以評估。

詳細調查包括建造地下調查設施，需要投資大量的時間與金錢。由執行者的觀點而言，需要確保 DIA 的遴選過程不僅安全，就專案執行的觀點而言，也必須可行。由各種不同的觀點，例如封閉後的安全、建造的可行性與運轉期間的確保安全、降低對環境的不利衝擊、土地的獲得、以及建造的財務與期程等有關 DIAs 的特性，將評估非法律所規定的因素(地質環境特性、自然環境、以及社會環境)。如此，可達成確認符合規定並且評估地質處置的可行性。

選定 DIAs 的選址因素將在開始 DIAs 選定階段前闡明並發表，並且考量與 AEC 內各委員會的討論結果。

## 8.4 第八章結論

本章說明 LS 階段與 PI 階段，均如下所示。顯示執行這些階段的準備，就技術觀點而言，已經完成：

- 執行 LS 與 PI 的目標與活動已經闡明。
- 選定 PIAs 與 DIAs 的基本執行程序已經藉由對地質環境調查/評估技術、設計、建造、運轉、及封閉處置場的技術以及長期安全評估的技術而準備妥善。
- 於第 5 章至第 7 章所列技術的可應用性，已經遵照每一階段的執行程序加以檢驗了。

## 第九章、關鍵議題與關鍵技術建置之評析及建議

在日本核廢料管理組織「地質處置安全性報告」(NUMO-TR-13-05)說明日本高放地質處置計畫自2000年H12報告以來研發工作的進展，以科學為基礎的安全分析、配合所提出的階段性計畫實施方針，綜整日本高放地質處置之安全論證。本章統整各章節之關鍵議題與技術加以評析，作為可供國內參考之要項及建議。

### 9.1 地質處置計畫背景

自NUMO成立以來，日本針對「最終處置法」以及「核原料、核燃料和反應器管理法」進行了修訂。其中，「最終處置法」除原本處置之高放射性廢棄物外，還將超鈾廢棄物納入其中。日本地質處置的選址過程分為三個階段進行，包含初步調查區(PIAs)的選擇、詳細調查區(DIAs)的選擇以及「最終處置法」中定義的處置場址的選擇。

值得注意的是，自2002年以來，NUMO持續徵求全國自願城市作為最終處置場進行調查的潛在區域，此外，NUMO也積極的參與徵求自願城市做為處置場區的相關活動，其目的即鼓勵自願城市申請。

我國政府目前傾向推動廢除核能發電，因此，高放射性廢棄物處置是亟需要盡速解決的問題。上述日本NUMO對於推動高放射性廢棄物處置之作法值得國內參考，尤其是對於民眾的溝通，以及增進民眾對於高放射性廢棄物處置的知識，往往是高放射性廢棄物處置之關鍵因素之一。

另外，報告中也簡述了各國高放處置之進展。例如：芬蘭選取歐基盧歐托(Olkiluoto)做為處置場址，並於2012年12月提交了施工許可的申請；瑞典的處置場址於2009年6月選定了福斯馬克(Forsmark)做為潛在處置場址，並於2011年3月提交了處置場址選址和建造申請；法國選取了位於地下岩石實驗室(URL)附近的Bure地區做為潛在的處置場址，以及瑞士、英國和加拿大亦正在進行初步選址程序。然而，NUMO-TR-13-05這份報告為2013年所完成，上述中之各國高放處置已有進一步的進展，例如芬蘭已於2015年取得建造執照，並已開始建造中。這些國家的經驗，都值得我國參考、學習。

## 9.2 安全保證策略

報告中說明 NUMO 透過怎樣的策略與準則來達成安全的地質處置，這包含封閉後的長期安全與計畫推動階段的安全。NUMO 認為長期安全目標的達成需仰賴合適的場址、合適的工程設計與建造、長期安全評估，國內用過核子燃料最終處置也是以這三個措施來達成長期安全的目標；建議應重視計畫推動階段的安全，除避免與減緩對環境的衝擊外，更重要的是分析計畫推動過程的不同風險假設，並回饋到調查規劃與建造計畫以及安全規範的建立。

NUMO 提出三個準則來確保安全：(1)依據滾動式確認安全之階段性與彈性的計畫推動、(2)計畫推動採用可信賴技術、(3)透過技術發展以建立對 NUMO 的安全信心。這三個確保安全的準則其實環環相扣，核心在於系統性的技術發展以提供滾動式與階段式的計畫推動彈性，這是推動處置計畫之所以可以成功的內部關鍵，但 NUMO 也知道光靠先進的技術是不可能達成處置計畫的，因此第三個準則雖然在談的是安全信心，其實其內涵是利害關係人參與的公眾溝通議題，這是推動處置計畫之所以可以成功的外部關鍵。建議國內處置技術的發展除強化系統性的技術發展以提供滾動式與階段式的計畫推動彈性外，更重要的在利害關係人參與的公眾溝通議題的落實。

此外有鑑於處置計畫的時間尺度是處置安全不確定性來源的重要關鍵，NUMO 也提出各階段風險管理的重要，並以 ISO 31000 來發展風險管理系統。除此之外也提出監測工作需包含確認封閉後長期安全之監測、確認放射安全之監測、確認工業安全之監測、確認環境保育之監測。並強調在處置設施封閉前，可逆性與可回收性之重要。而處置設施的封閉具有關鍵意義，代表由主動監管以確認安全的階段變成不進行管制控制的長期被動安全階段，封閉計畫需由處置計畫推動機構準備與提出供國家政府授權，政府必須依據 NUMO 的最終安全評估以確認封閉後長期安全。建議可以考慮是否採用 ISO 31000 來發展處置計畫各階段風險管理的依據，而封閉計畫的制度面則與處置計畫推動機構有關，建議國內在處置計畫制度面應有長遠且更完整之規劃。

## 9.3 階段性的計畫實施

TR-13-05 報告中提出了處置計畫的 3 個路徑圖及處置計畫各階段計畫的實

施概要規劃。針對所討論 3 個方針分別提出路徑圖，NUMO 分別提出執行之實施方法。針對基於反覆確認安全的階段性與彈性計畫實施(方針一)，提出安全路徑圖。針對基於可靠技術的計畫實施(方針二)，提出研發路徑圖。針對 NUMO 安全概念建立信心的技術活動，提出信心建立路徑圖(方針三)。針對處置計畫各個階段擬定實施計畫，以確保被動安全為目標，使用反覆確認安全的方式，採行合適場址的選擇及確認、適當的工程設計與施工、長期安全的評估等 3 個必要的措施，而與這些措施相關的 3 個技術領域加以協調及整合，以支持各階段的決策。各階段的活動亦互相整合，以確保封閉前各階段及封閉後的安全。建議國內處置計畫可以參考這三個方針，發展出符合國內處置計畫需求之路徑圖。

處置計畫應採取分階段實施，並訂出各階段的里程碑。例如 NUMO 將處置計畫分為文獻調查、初步調查、詳細調查(基於地表的調查)、詳細調查階段(在 UIF 進行調查)、安全審查、建造、運轉(運轉期間)、運轉(運轉結束/封閉計畫)、封閉及封閉後至計畫終止等階段，規劃各階段的目標、安全目標、目標要求、各階段的活動(以確保封閉長期安全及各階段的安全)、主要安全文件等。NUMO 之處置計畫規劃期程共 90 年(開始文獻調查至完成安全審查共計 20 年，建造 10 年，運轉 50 年、封閉自封閉後計畫終止 10 年)，其中封閉後至封閉後計畫終止階段，對長期安全進行全面評估，並修正安全論證，並在此基礎上公布封閉安全審查報告並提出除役計畫許可申請。除役計畫許可後，遵循其品質管制措施進行地表設施除役。除役完成後向政府提出計畫終止的申請，經政府正式許可後，處置計畫可不受核能法規的管制。

處置場封閉後，NUMO 將負責管理處置場足跡所涵蓋的區域，直到 NUMO 解散為止。依據「最終處置法」的規定，NUMO 得向政府申請處置場足跡及其周圍區域內指定區域為保護區域，在保護區域內，未經 METI 的許可，禁止任何類型的挖掘。目前規劃訂定特別法來管理 NUMO 解散後的處置場，將由國家級政府承擔處置場管理及確保安全的責任。

建議台電公司可比照 NUMO 的三個方針提出台灣的處置路徑圖，據以擬定各個階段的實施計畫，以支持各階段的決策，並確保封閉前各階段及封閉後的安全。

## 9.4 地質環境調查評估技術

本TR-13-05報告介紹了選擇和確認合適場址所需的技術，其中，主要重點放在文獻調查和初步調查階段。日本位於構造活動活躍區域，因此需要評估破壞性的自然現象造成的潛在影響(如NUMO TR-13-05報告中之表5-1)。目前推動高放射性廢棄物地質處置的幾個國家中，日本的地質條件與台灣最相似，尤其是日本所考慮的破壞性之自然現象對於處置場址之影響值得國內參考。

日本之選址標準著重於：(1)選擇可避免未來自然現象產生重大影響的場址，以及(2)預測潛在處置場址地質環境的長期演變，確保其封閉後的長期安全。日本高放安全性評估有一個共識：根據過去數百年或數千年之穩定的地質紀錄，有機會合理的預測未來大約十萬年的自然現象長期演變。基於此，NUMO制定了一個預測未來自然現象可靠程度的基本概念：從場址調查/評估的角度，可將對未來長期自然現象變化預測之可靠程度分為三個時期，(1)A時期：利用過去夠長時間段的地貌/地質數據預測未來；(2)B時期：利用一些較大不確定性的假設預測未來；(3)C時期：任何方法都難以證明預測合理性。

再者，日本為了有效評估處置場址地質環境的不確定性以及長期穩定性，採階段性的證明地質處置系統之處置安全特性，透過每個階段之調查/評估結果確認是否達到處置系統之安全目標，各個階段具有較高不確定性和關鍵重要性的要素，會在後續的階段優先安排資料收集並加以判別。此外，根據評估和調查的結果將具有高度不確定因素於下一步調查計畫予以反映。

另外，TR-13-05報告中之圖5-1，詳細介紹了初步調查區(尚未進到詳細調查區)應進行之文獻調查及初步調查，並說明了上述調查/評估的作業流程以及各階段該完成之項目。為了獲得評估初步調查區和周圍區域所需的資訊，圖5-1將初步調查再區分兩個階段進行：地表勘探和鑽探調查。地表調查階段進行地表測繪和地球物理調查，並確認和改進文獻調查評估結果。根據這些結果解釋地質環境的概況，並製定鑽探調查階段的計畫。鑽探階段，重點將放在深鑽孔的調查。包含岩芯記錄、鑽孔成像、地球物理井測、水力試驗、使用岩心樣品的室內試驗和地下水化學分析。透過這些調查以獲得深部的地下資訊，如地質/地質構造、地下水流動和化學特徵、岩體特性(力學、熱學)和溶質傳輸。透過這些初步調查的結果評估初步調查區是否合適作為詳細調查區。此一階段工作項目與方法非常值得

我國現階段高放處置推動參考。

## 9.5 處置設施設計、興建、運轉與封閉技術

考量我國處置環境特徵與工程障壁系統設計特徵與日本相似但並不完全相同，故審查關鍵要項技術建議取其審查精神與架構做法，再針對較難處理之關鍵要項提出審查建議。關於處置設施設計、興建、運轉與封閉技術審查關鍵要項評析如下：

- (1) 由於處置設施設計作業須基於環境特徵與安全功能考量設計多重障壁系統，因此其設計精度會受到環境特徵調查成果影響，須隨著調查作業執行反覆審視設計之可行性，審查時尤須注意各階段設計作業對於環境差異性與環境不確定性的設計處理方式，例如：處置母岩中完整岩體或較差岩體的處置設施設計對應方式。
- (2) 處置安全功能與多重障壁系統單元之間，均屬於多對多之對應關係。單一處置單元需具備複數的安全功能，而單一安全功能會由多項障壁單元共同確保其功能性。審查時，應注意處置單元設施設計與安全功能之間的對應性，以及該項障壁單元設計所採用之技術考量與設計成果，是否能滿足其技術要求。此外，亦須避免過度依賴單一障壁單元實現安全功能需求。
- (3) 此外，營運階段除須考量作業人員之輻射屏蔽外，亦須考量處置長期安全功能不會因營運階段作業而有所減損。因此，營運階段之安全措施考量亦相當重要，例如：運轉期間避免放射性物質自廢棄物包件中溶出。控制處置相關區域內行為避免降低處置設施之安全功能等。
- (4) 影響高放處置工程設計之主要作用考量，包含熱傳作用、力學作用、水力作用、化學作用等。耦合分析有助於釐清多重處置障壁之整體功能，而各領域之單項分析有助於確認該作用影響是否已反映於處置單元設計。訂定各單項作用領域之評估指標，有助於釐清設計者對於該項作用之考量，亦有助於審查者審視其設計考量與成果。
- (5) 由於NUMO規劃處置之高放廢棄物為玻璃固化體，其輻射強度與毒性、活度衰變與衰變熱特性，均較用過核子燃料之強度低。在此部分，須注



意審查時若有參考其評估指標數值，需考量是否適用於我國高放處置特性。

自從 H12 報告以來 NUMO 已對處置場設計與工程技術之安全與可靠性有很重要的改善。處置場的建造上，地下設施的建造需隨時確保在安全環境下進行，包括緊急逃生路徑及通風豎井與隧道。建造方法將決定於岩體情況與其他因素。在開挖豎井、斜坡道與隧道時，依據考慮地質條件、安全性與施工效率以及減少隧道開挖損傷區，最合適的方法之選定將依類似地工案例使用經驗。

在處置場的運轉上，包含在地表設施之接收、封裝與檢測玻璃化放射性廢棄物，運送至地下設施與於處置隧道的置放。在運送筒之玻璃化放射性廢棄物將以特別的車輛送至高放射性廢棄物接收站/封裝與檢測廠。在封裝前，對廢棄物容器與玻璃化放射性廢棄物之潛在損傷將被檢測。其中，預製工程障壁系統模組 (PEM) 因為模組係在地表組裝，工程障壁先被預製成一整合模組，再運送與安置於地下，被選為配合傳統現場建造與安置方法之一種大有可為的方法。

在處置場封閉時，所有通道與聯絡隧道以及任何鑽探孔，將會被回填以隔離地下設施與地表設施。對水平隧道的封閉將採現地方法，例如堆置膨潤土塊、夯壓回填料或施噴凝土。對豎井而言，從底部反覆回填與夯壓將較有效率。對斜坡道之回填，夯壓方法需更具彈性。

NUMO 考慮日本四面環海，也已列入海岸地區地下水流系統與地下水化學觀點。考慮海平面改變，隨海平面週期性改變，將依鹽水/淡水交界之升降。因此，對核種遷移，因週期性的地下水流率、排出點、地下水鹽度之改變對遷移的影響 (輻射物質之溶解度與分散係數)，已開發一方法以決定地下設施位置之地下水流型態。

自 H12 報告以來 NUMO 對瞭解工程障壁長期行為的相關現象已有進步，運輸與置放工程障壁之技術也有顯著的發展。主要聚焦在以下研發成果：(1) 評估工程障壁基本性質與長期行為之技術：玻璃體廢棄物的長期行為、外包裝的長期行為、及緩衝材料性質與長期行為之相互作用；(2) 評估地質處置設施之耐震能力；(3) 建造與運轉技術：低酸鹼值水泥之可應用性、遙控外包裝之焊接與檢測、及緩衝材生產、運輸與置放技術；(4) 廢棄物之再取出。

## 9.6 長期安全評估技術

NUMO 在 H12 報告和 第二份超鈾報告中，在一般的地質環境條件下地質處置長期安全性評估已提出基本方法論證。在 H12 報告出版後至今，NUMO 已經制定了用於每個選址階段地質處置系統之分階段安全評估計畫。而且，NUMO 和基礎研發機構一直在精進各項技術，以能評估一系列的地質環境和更實用設計方案之安全處置系統。描述地質處置系統安全評估的進展情況，可由安全評估的基本策略、安全評估的發展、支持安全評估技術的發展三方面進行說明。

其中，安全評估的基本策略，包括：安全評估程序、處理不確定性的方法；安全評估的發展，包括：情節的構建、模型選擇、數據集選擇、安全分析、評估安全評估的可靠性和結果的整合；支持安全評估的技術開發，包括：情節發展技術、建模技術的發展、數據集的開發。NUMO 和基礎研發組織已開發地質處置基本策略各種技術，並對地質環境和設計方案進行實際評估。

從 H12 起至目前，以長期安全觀點針對地質環境和設計選項進行安全評估作業。目前對於地質環境變化和長期演變之長期安全評估，各種不同的設計方案及最新知識整合技術之可靠性，已獲得實質之精進。NUMO 未來將繼續與基礎研發機構密切合作，努力精進長期安全評估技術的可靠性。目前我們可學習 NUMO 對於地質處置系統安全評估的基本策略、安全評估的發展、支持安全評估技術的發展各種技術方針及策略，該發展歷程及研發成果之技術方法可做為國內用過核子燃料地質處置安全評估技術精進之參考。

## 9.7 文獻調查與初步調查階段的技術活動

本節摘要說明文獻調查(Literature Survey, LS)階段與初步調查(Preliminary Investigation, PI)階段以及在這些階段所需要的方法論。由第 8 章之圖 8-1 顯示了 TR-13-05 報告各章節的架構。

在啟動 LS 階段，預期有兩種情況：來自地方市政府的自願申請或者由中央政府向地方市政府要求而來的申請。雖然在啟動 LS 前這兩種情況可能不同，但是在啟動 LS 後的技術程序則相同。本報告假設由一個地方市政府提出申請，若不是，將會特別註明。

TR-13-05 報告中說明 LS 階段與 PI 階段，如下所示。顯示執行這些階段的

準備，就技術觀點而言，已經完成：

- 執行 LS 與 PI 的目標與活動已經闡明；
- 選定 PIAs 與 DIAs 的基本執行程序已經藉由對地質環境調查/評估技術、設計、建造、運轉、及封閉處置場的技術以及長期安全評估的技術而準備妥善；
- TR-13-05 報告之第 5 章至第 7 章所列技術的可應用性，已經遵照每一階段的執行程序加以檢驗了。

建議台電公司 2018 年處置計畫修訂版的場址選定與核定階段，應將地質環境調查/評估技術，納入處置場設計、建造、運轉以及封閉後各階段的長期安全評估技術並符合法規要求。

## 第十章、國際技術諮詢委員會(ITAC)的成果

本計畫透過對NUMO國際技術諮詢委員會(International Technical Advisory Committee, ITAC)於技術支援方面的背景、成果與展望提出報告進行說明，以供國內借鏡、參考。

ITAC對NUMO的諮詢、建議、審查及技術支援是全面性的，任務包括：(a) 場址自願者徵求文件諮詢、審查及建議；(b) 選址程序技術諮詢與建議；(c) 處置概念發展諮詢、建議及直接技術支援；(d) NUMO組織發展(包括品質管理系統、需求管理系統、公眾溝通、增加TRU廢棄物的擴大責任等)的諮詢、審查與直接支援。由此可見，ITAC全面參與了NUMO的組織與技術發展歷程，而上述任務即摘要涵蓋了TR-13-05報告的主要內容，可了解ITAC對於TR-13-05階段性技術安全報告的貢獻。本章對於ITAC成立的背景、組織、運作方式，以及獲致成果與對NUMO未來的建議等，說明如下。

### 10.1 背景說明

#### 10.1.1 ITAC 的成立

日本在核電領先國家中是相對較晚，於2000年才建立專責機構管理國內核廢料深層地質處置的國家。包括比利時，加拿大、芬蘭、法國、德國、瑞典、瑞士、英國和美國等，許多國家已經(或曾經)有國家級機構負責為這類型的廢棄物發展處置解決方案。

但是，在建立日本原子力發電環境整備機構(NUMO)作為負責實施高放廢棄物地質處置設施的組織之前，日本政府和核電廠已進行了廣泛的準備工作，主要著重於一般性研發用以建立基礎的可行性，主要由PNC/JNC所推動(更多背景資訊參見 <http://www.numo.or.jp/en/index.html>)。高放射性廢棄物計畫指導委員會(Steering Committee on High-level Radioactive Waste Project, SHP)作為前導機構營運了數年，收集資訊並與世界各地的國家級廢棄物管理機構建立聯繫。此外，其中一家電廠提供支持且製作了一系列意見書，並舉辦一次專題研討會，最終成為一專業書籍(Chapman 和 McCombie, 2003)。諸如此類的籌備討論，也論及預定成立的專責機構可能最適合的形式、架構、計劃和諮詢組織等議題。

在 NUMO 成立不久之後便與瑞士國家放射性廢棄物管理組織(Nagra)就諮詢組織的議題進行雙邊討論，並以技術小組的方式演練運作，此技術小組中包括了四位後來成為 NUMO 於 2001 年成立的國際技術諮詢委員會（International Technical Advisory Committee, ITAC）之成員。最初的關鍵目標是確保 NUMO 能夠獲取主要外國處置計畫中成功的細節，以及同樣重要的那些不成功的細節。討論過程中，曾考慮將委員會的任務分割成 (a) 未來計劃的建議 (b) 審查和技術支援，但是 NUMO 決定開始時至少諮詢和審查功能可由單一小組來承擔。

於是將邀請範圍擴及對其他國家型計劃有深入了解且可以幫助 NUMO 從中獲取經驗教訓的專家。在 ITAC 的初始職權範圍中，宣告 ITAC 成員應盡可能多的滿足以下要求來強化他們的功能角色：

- 對於一個或多個外國廢棄物處置計劃具備廣泛而長期的經驗。
- 具有以下一些關鍵領域的科學和技術專長：
  - 整體廢棄物處置策略和概念。
  - 選址程序，工程障壁，功能評估和信心建立。
  - 關於獨立國際審查及支援計畫的程序。
- 熟悉日本高放廢棄物計劃的結構和內容。
- 在廢棄物處理領域上具有良好的對外聯繫網絡。
- 受國際公認個人良好聲譽且有助於提升 NUMO 的聲望。

通過這種方式，ITAC 的組織成員逐漸擴大到包括對關鍵國家型計劃有深入了解的個人，如表 10-1 所示。

表10-1 ITAC 成員詳表

加拿大	Keith Nuttall
芬蘭	Juhani Vira
法國	Bernard Faucher
德國	Klaus Kühn
瑞典	Johan Andersson
瑞士	Ian McKinley (秘書)
英國	Neil Chapman
美國 (WIPP)	Erik Webb
美國 (雅卡山計畫)	Mick Apted
國際	Charles McCombie (主席)

不過，所選擇的成員曾積極參與的國家型計劃涵蓋甚廣，包括：

- 台灣、韓國、中國和南非的長久國家型計劃。
- IAEA、NEA、EC、Pangea 計畫和 Arius 的國際研究。

在各個關鍵領域中所採用能有效地轉移經驗的機制描述如下。ITAC 成員的重要選擇條件中，較特殊的是理想上應具備對日本廢棄物管理工作的先前認識與經驗。這有助於降低 ITAC 可能因對日本相關研發領域技術進展和文化環境缺乏認識所產生的障礙。

但是，ITAC 的功能並不侷限於已有技術和經驗的轉移。委員會的功能已經過了七年多的發展，提供各種諮詢和審查模式，旨在確保 NUMO 執行最先進的工作，並提供前瞻性的觀點。總而言之，ITAC 的角色是：

- 如前所述，從已建立國家型廢棄物管理計劃中轉移過去的經驗。
- 提供對技術文檔的直接投入，特別是 NUMO 對場址自願社區徵求過程的隨附與支持文件。
- 技術策略、工作計劃和個別項目的審查。
- 設置優先事項及引進新活動的指導。
- 對選定領域的 NUMO 技術人員提供直接支援。

最後一點對於正式的諮詢委員會來說有些不尋常，委員會通常不會直接參與他們所提供建議的計劃當中的工作。儘管如此，鑑於各個 ITAC 成員都是相關工作領域公認的專家，並且非常適合提供這種實際支援，因此被認為是一種有效的方法。當然，當 ITAC 針對由成員直接參與執行工作的計畫進行審查時，這些成員即被視為 NUMO 團隊的一部分，並協助提交內容而不是評論它們。

關於 ITAC 基本結構的最後一個關鍵點是，它並非設計成為向 NUMO 提供諮詢意見的唯一組織。在 ITAC 成立的同時，NUMO 也成立了國內技術諮詢委員會 (DTAC)，以便與日本科技界進行深入互動。DTAC 成員有時也擔任直接支援角色以及最高級審查者和顧問 (Kitayama 等人，2005a)。

### 10.1.2 組織工作

多年來 ITAC 開會的頻率和內容經過不斷的調整以反映 NUMO 變化的需求。在 12 次的會議中每一次都持續三天。第一天通常由 NUMO 提出計劃狀態的概

要說明，且重要的是由 NUMO 提出對 ITAC 於上次會議所提建議的答覆。第一天和第二天剩餘的時間大部分用於個別 NUMO 項目負責人說明該項目的狀況，並回應 ITAC 的意見及討論所提出的任何建議。雖然 NUMO 提供的主要重點是技術主題，但 NUMO 的公關小組也向 ITAC 進行報告，以便 ITAC 也可以與 NUMO 就尋找自願社區作為潛在候選處置場址的方法及相關的問題和因素提供建議。

隨著時間進展，即導入一個新增議程項目，由 ITAC 成員在選定的關鍵議題上總結了國家立場。所涉及的領域將在下一節中列出。第三天時，ITAC 舉行閉門會議。這會持續數個小時，在此期間提出主要結論和建議的正式報告，以便交付給 NUMO 的高階管理者及技術人員。每次會議的結論報告，以及 NUMO 對問題的澄清說明，都會被記錄並隨後成為正式的會議紀錄文件，接著在 NUMO 網站上公佈。

如上所述，ITAC 各個成員與 NUMO 項目工作人員之間的合作也是 ITAC 功能的一部分。這發生於正式子項分組或項目中，或由 NUMO 直接將技術任務分配給各個成員。得益於這種由成員直接親身參與的技術領域，包括在 ITM 項目中進行的地質構造研究、處置場設計概念相關工作、場址特性規劃手冊的開發，需求管理系統（RMS）的研究以及工作標準的實施、使用多屬性分析等。NUMO 與一些姐妹組織簽訂了雙邊合作協議，而幾位 ITAC 成員同時也是姐妹組織的成員或承包商，因此也提供了另一種互動模式。

ITAC 的其他活動也包括與國內技術諮詢委員會(DTAC)的互動。雖然只有兩次正式的聯合會議，但也會在舉行公開會議及研討會時雙方共同出席。最後一次的 ITAC 會議還包括前往青森縣六所(Rokkasho)村觀察該場址的相關後端活動。儘管 NUMO 方面需要付出相當大的努力，但此活動對於 ITAC 來說非常有幫助——特別是與 NUMO 被賦予對超鈾廢棄物(TRU)的責任有關。

### 10.1.3 主題概述的考慮

在 12 次 ITAC 會議期間所涵蓋的主題，係根據 NUMO 不斷變化的需求來決定。在一開始的主要工作是就為 NUMO 的自願選址策略準備徵求文件提供建議，及所產出各種文稿的審查。這是一項極其重要的任務，因為這些文件是新成立廢棄物管理組織的第一份科學/技術出版物，因此對於幫助 NUMO 建立與公眾及國

際廢棄物管理領域的信譽至關重要。ITAC 的意見不僅針對文件內容，還包括對材料的呈現方式以及針對特定讀者的修訂。在關鍵文件的討論背後，對於將來使用的選址因素和審視的處置設施概念範圍進行了深入的技術交流。

在管制架構、場址特性、功能評估和運轉後勤等主題，都進行了深度的技術交流。NUMO 不僅受益於對多個國家和國際計劃最新資訊的直接了解，同時聽取 ITAC 成員針對不同國家在類似主題上所採用的各種方法進行公開討論和比較的意見。

除了對應到純技術的問題外，ITAC 也針對 NUMO 正在發展中的各種計劃管理、決策結構及流程等進行審查並提供建議。其中的主要行動包括 NUMO 結構化措施 (NSA) 的開發，旨在設計能為自願選址辦法所需的活動提供彈性修訂的整體架構。就 NUMO 結構化措施 (NSA) 的總體結構提供了建議，並在更多細節層面上提供了諸如需求管理系統 (RMS)、工作標準和品質管理計劃等各方面的建議。最後，雖然不是其主要職責範圍的一部分，ITAC 也持續了解 NUMO 的公眾傳播計劃，事實上，溝通與公眾信心也是其中一次會議的重點。以下如圖 10-1 所示，簡要概述了 ITAC 會議的時間安排以及每個工作期間的重點。

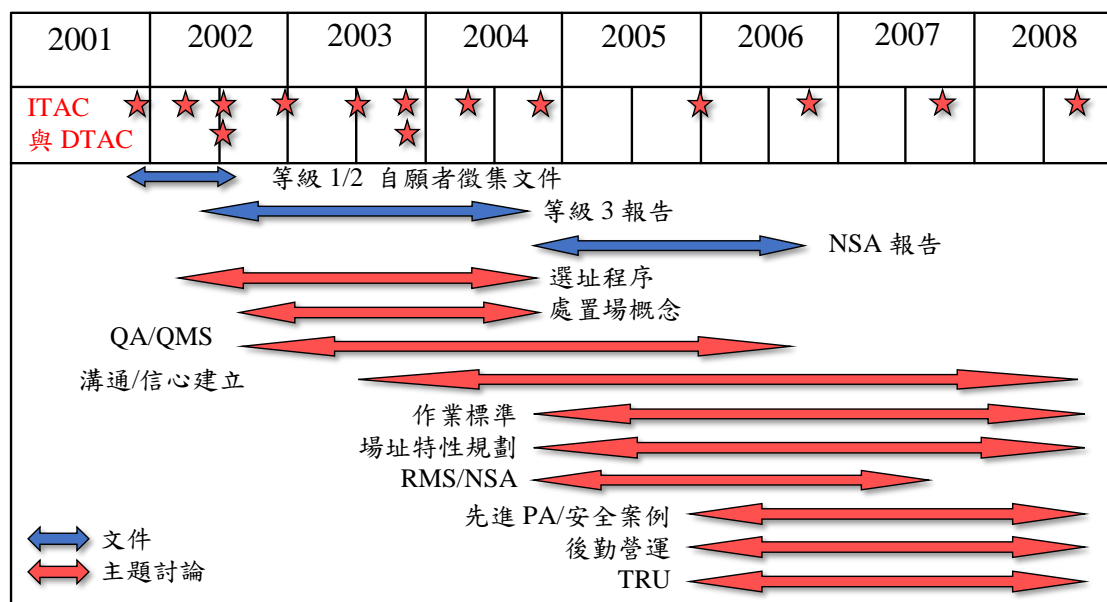


圖 10-1 ITAC 會議的時程安排總覽，主要文件和討論主題

如前所述，ITAC 會議的共同特點是一系列由委員會成員們在主要的關鍵處置議題上總結國家立場的精簡說明。這些標題所列舉的特別議程項目說明了所涵



蓋的主題範圍：

- 國際高放射性廢棄物計劃審查：關於場址/場址因素的狀況；安全案例；處置設施概念和實施的可行性（ITAC 3）
- 場址特性計畫（ITAC 4）
- 國家型計劃的品質保證（ITAC 5）
- 適合性的時間尺度（ITAC 8）
- 公眾溝通（ITAC 9）
- 超鈾廢棄物(TRU)處置（ITAC 10）
- 處置場封閉和監測（ITAC 11）
- 技術審查和諮詢小組的運用（ITAC 12）

#### 10.1.4 當前狀態

在一開始時，最重要且迫切的任務是確保自願場址的徵求程序文件能夠充分完整且具有良好品質。這些是幫助 NUMO 作為處置場執行機構建立技術信譽的必要先決條件。基於此原因，起初 ITAC 的會議相對頻繁，且多聚焦在徵求自願場址的文件上。隨後，NUMO 的主要任務是替將出現的自願地區準備好場址工作，並啟動作為一個已成立主要處置機構所應有的活動。

目前的情況是，計劃大多數的必要元素均已落實到位，而在一些技術領域上，NUMO 現與其他領先計劃共同處於最前端。經過幾年的發展，NUMO 現已在日本建立了自身的技術可信度（特別是在學術界和專業組織）。同時也已成為國際廢棄物管理領域方面備受推崇的組織。NUMO 的科學基礎與其他國家型計劃在各方面皆相當，並在某些選定的關鍵領域具有較高的專門技術，諸如對地質構造和火山活動影響的認識。認識到品質管理的至關重要，以及在適當的管理工具支持下持續發展其結構化的實施方法。不幸的是，因為自願者尚未出現，因而限制了 NUMO 可以執行的技術活動。

另一個重要的邊界條件是政府小組委員會的建議，即放射性廢物各領域的所有主要機構（執行者，管制者和支持研發的機構）應該有獨立的諮詢和審查小組。如上所述，NUMO 最初也考慮過這樣的構想，但是，對本報告中所描述的第一階段工作，最好有一更有效率的結構，即由 ITAC 成員參與諮詢工作、審查活動乃至直接協助特定項目領域的 NUMO 工作人員。

當場址特定調查開始時，NUMO 的主要技術需求將不再是其他國家型計劃的經驗轉移。將更強調掌握當前和未來的科學及技術方法，包括場址特性、選址、工程障壁發展、處置場設計、處置場運轉及長期安全評估等。這方面今後的工作，將引進一個新階段的 ITAC，參與者將帶入關鍵領域的專門技術，而不再是來自國家型計劃的經驗。

### 10.1.5 本報告的目標和結構

目前的 ITAC 在初始的幾年間為一重大的新國家型計劃提供了具有價值的服務。本報告記錄了委員會的運作方式和取得的成果。目標眾群包括：

- 日本政府和 NUMO 高階長官，他們應該能夠判斷 ITAC 的資源密集諮詢活動為國家處置計劃做出了多大程度的貢獻。
- 日本的科學與技術社群，他們應該了解在日本的邊界條件下，面對深層地質處置計畫相關工作的技術挑戰，NUMO 工作的廣度與深度。
- NUMO 員工，他們可以審視 ITAC 第一階段的貢獻，以優化為未來諮詢小組所選擇的結構和工作程序。
- 國際廢棄物管理社群—特別是越來越多的新核能國家，傳達經驗教訓並幫助夥伴機構判斷建立此種委員會的利弊。

## 10.2 ITAC 成果與未來

### 10.2.1 ITAC 第一階段任務摘要

在 NUMO 工作的早期階段，ITAC 的關鍵目標是幫助 NUMO 建立成為一個具技術能力且透明的機構，以成功地發展國家高放廢棄物的地質處置計劃。因為 NUMO 單純採用自願式選址過程，故在日本贏得公眾和技術團體足夠信任的議題尤其重要。在此任務中，ITAC 面臨的最迫切及重要的任務是替徵求文件和關鍵支援技術報告給予諮詢並提供意見。在第一系列的活動之後，ITAC 持續專注於幫助 NUMO 準備即將到來的選址和處置場發展工作。在組織議題及更多技術任務的細節，如場址特性、工程障壁設計等，ITAC 已經提出了諸多意見。

## 10.2.2 NUMO 的當前狀態

經過數年的發展，NUMO 現已在日本建立了技術信賴度（特別是在學術界和專業組織方面）。同時也已經成為國際廢棄物管理社群中備受推崇的組織。

NUMO 的科學基礎與其他國家型計劃在各方面皆相當，並在一些關鍵領域具有較高的專門技術，諸如對地質構造和火山活動影響的掌握。也認識到品質管理至關重要，以及在適當的管理工具支持下持續發展其結構化的實施方法。同樣重要的是認知到在需要招募、培訓和保留住能夠在 NUMO 團隊長期服務的員工，而不是早期常見的三年派駐期員工。

當前尚未達成的關鍵目標是未能找到有意願成為潛在初步調查區（PIAs）的自願性社區。迄今為止此點尚未成功，並非由於 NUMO 技術計劃的任何弱點或失敗所導致的結果：不論在日本或國際上，都極少或甚至沒有對 NUMO 的科學或工程設計工作方面的批評。形成此種情況的原因，可能是徵求程序在形式上使得成為自願地區，即使僅在初步階段，就被認為是作了相當大的承諾，故對地方社區而言是非常艱難的一步。未來可採取一些措施以降低自願地區的門檻。

例如，英國和加拿大在其自願程序中引入一中間性的小步驟—這一步驟僅要求社區方面與處置場執行方進行對話。英國還直接提出了社區可於何時及何種條件下退出自願程序的敏感議題。NUMO 還可透過學習芬蘭和瑞典的長期社區關係計劃，使得當地社區能以民主方式同意接納地質處置場。在日本找尋自願社區的公共/政治挑戰顯然必將成為目前 NUMO 的首要任務。

即使自願社區出現後，NUMO 也將面臨一系列複雜的計劃及技術挑戰。為了成功掌握這些，NUMO 必須持續發展其技術、科學與管理能力。為此，再次運用技術顧問的方式將會有幫助。ITAC 指出了 NUMO 在其工作的往後階段組成一個或多個技術諮詢或審查組織時所應考慮的關鍵點。

## 10.2.3 NUMO 的未來挑戰

儘管 ITAC 幫助 NUMO 達成許多技術領域上的熟練及信譽，但是關於日本計劃一些重要部分仍然尚未在委員會的工作中觸及。其中一例是整體研發計畫的制定。此一計劃準備與文件作業的障礙一部分來自於將徵求文件作為最優先工作的壓力，另一部分原因則是日本在廢棄物處置領域的研發缺乏既定程序來確保整

體的指導與協調。

在未來，對 NUMO 來說重要的不僅是要擁有自身的結構化研發計劃，而且還需有足夠的影響力來支援日本其他機構的放射性廢棄物處置研發工作。另一個原來可以由 ITAC 著力的主題是有關於發展日本概念的安全案例發展。但遺憾的是，即使許多 ITAC 成員在該領域具備廣泛專業知識，在 ITAC 第一階段，只能對這個重要主題投入極少的時間。ITAC 成員可明顯貢獻的其他主題，諸如 TRU 的實施概念與訂定新法規等日本的優先工作領域。關於最後一個主題，值得注意的是 NUMO 積極與監督機關展開公開聯繫；而 ITAC 或許能夠根據外國管制計劃的演變與經驗，提供進一步的意見。

## 1. NUMO 面臨的計劃方面的挑戰

NUMO 面臨的計劃方面的挑戰包括：

- **加強選址程序**（與政府一起），以提升地方社區自願參與的可能性。如上所述，除了確保在所有利害關係人可接受的形式下對其科學與工程的高品質得以持續實現之外，透過 NUMO 的技術計劃可達成的選址程序相對有限。
- **場址特性計劃的詳細設計**。儘管已經採取了各種辦法，任何表達興趣的地方社區都希望很快能確切了解哪些活動將被執行，並認識到這些活動潛在的影響。
- **超鈾廢棄物處置**。由於最近為超鈾廢棄物處置指派了增加的責任，NUMO 面臨更多在人員、結構和整體計劃方面的挑戰。
- **管制方面的發展**。有關日本廢棄物處置的相關法規仍未完全確定。重要的是 NUMO 仍然參與政府官員正在進行的工作，為針對 27 項擬議法規的實用性提供意見，並評估所建立的任何標準對 NUMO 工作的影響。
- **內部標準與品質管理系統(QMS)**。在這些領域方面已經有了好的開始，但最遲在針對特定場址的活動開始前，應該將全面運作的方法到位。
- **工作人員**。近期對於發展更穩定的員工結構以及加強培訓的努力是非常好的。然而必須持續推動這些努力，特別是假如因對核能電力的興趣增加導致反應器計劃的擴大，將會與 NUMO 競爭優秀員工。
- **與所有利害關係人建立信賴**。這是一項持續對所有 NUMO 員工要求個

人參與的任務，藉由維持高度專業標準、所有工作領域的透明化以及深度溝通方法的施行，來使所有利害關係人了解 NUMO 所進行的工作。

## 2. NUMO 面臨的技術方面的挑戰

NUMO 面臨的技術方面的挑戰包括：

- **處置場設計概念。**NUMO 必須發展 TRU 處置場或結合 HLW/TRU 的處置場概念，正如針對 HLW 設施所做的一樣。必須審查和完善這些設施的概念，以確保它們不僅在根本上的可行性，且在日本計劃的邊界條件下實施的安全性與實用性。
- **安全評估。**除了開發、記錄和測試 NUMO 準備處置場安全案例的方案之外，還必須為下一代的功能評估(PA)工具包及資料庫的開發提供重點支持。
- **場址特徵化方法。**除了上述提到的選址計畫方面，還需要特定方法論的發展—包括現地試驗的數據收集、分析工具及方法。
- **廢棄物驗收準則 (WAC)。**NUMO 應致力於對特定廢棄物類型的深層處置模型初步安全評估作為依據來建立廢棄物驗收準則 (對 TRU 尤為重要)。
- **地質構造/長期穩定性。**針對日本的環境，這些議題將持續是 NUMO 必須在科學的最新技術上保持領先或推動尖端技術的地球科學領域
- **監管、密封及處置場封閉概念的發展。**儘管這些活動仍在遙遠的將來，但 NUMO 仍應該有其可以從選址程序的最初階段開始討論的既定政策和技術立場，因為在許多國家處置計劃中都提到了這些主題，並且正在討論對六所村 L1 項目的管理法規。

目前 ITAC 的初始功能已基本完成，亦即從已建立的廢物管理計劃中轉移有用的經驗和知識。ITAC 第一階段的規模及成員都是由此一主要目標所決定。憑藉著過去專業的全球經驗，NUMO 現已成為領先的處置機構之一，並與國際上的夥伴組織簽訂了一系列的雙邊合作協議。時至今日，NUMO 的關鍵障礙是自願選址，而非建立其技術信譽。如果 NUMO 繼續尋求其他國家處置計劃的諮詢，則重點將放在策略和溝通議題上。當確定潛在的選址地區時，場址特徵化和處置場設計工作便可積極推動，則類似現有 ITAC 所採取的大型而相對不頻繁會議的

做法，需要轉型為從技術專家那裡獲得國際及國家諮詢的作法應更為合適。如將 ITAC 與國內委員會（DTAC）分離，是否為提供 NUMO 最佳支援的有效方式，這也值得懷疑。

體認到這些要點，現行 ITAC 將投注於匯集一些想法在關於 NUMO 如何在啟動第二階段時，以最適當的方式來組織其外部專家的群組結構。彙整的建議記錄如下。

## 10.2.4 如何加強未來諮詢或審查委員會的價值？

### 1. 結構選擇的影響因子

有多種因素會影響執行者在定義其自身諮詢或審查架構時的自由與選擇，這可大致分為與國家結構與文化有關的因素，以及主要取決於處置計畫發展階段的因素。

#### (1) 國家邊界條件：

國家法律或管制架構可能會對執行者產生外部審查的需求。例如，法國的 CNE 和美國的 NWTRB 係由政治機關所建立，用以觀察廢棄物管理機構。原存在的合適專業機構可能成為尋求國家計畫諮詢或審查的自然選擇。（如科學院或專業和科學學會）。當執行者著手創立自己的諮詢機構時，關鍵因素將會是其自身的規模和內部能力。比如 2001 年 NUMO 剛成立時，是個新創立的小型執行機構，顯然會需要很多的外部協助。而像 USDOE 這樣的大型組織，由於具備完整的國家級研究實驗室等基礎設施，則所需的外部諮詢小組也就少。管制機關的實力與運作方法也會影響執行者對諮詢顧問的選擇。假如能有強力的監督機構能夠進行公開、全面性的審查工作，那麼執行者本身即僅需組織較少的獨立審查—或者，它可能需要更多的外部支援用以準備其最終的執照申請並對管制審查作出有效的回應。

國家型計劃的其他總體特徵也可能影響執行者對專家群組結構的選擇。其中一個例子是與其外國的姊妹機構的協議範圍和運用。今日大多數主要的國家廢棄物管理計劃都與其他國家的對應機構簽訂了雙邊和/或多邊正式協議。這樣的安排為資訊及經驗上的交流提供了有用的媒介。然而，只有當合作夥伴在他們的交流中完全開放，而且當他們準備好同時給予和接納對於他

們計劃的批判評論時，才能從中獲得最大的效益。最後，國家之間的文化和語言差異等不同國家屬性將會影響專業知識交流的方式。如本報告先所述，初始 ITAC 成員的選擇條件之一是對日本的處置計畫有興趣且具備先期的了解。這大幅減輕了技術工作，且緩和了 ITAC 成員和 NUMO 員工之間的個人關係。儘管如此，語言障礙仍是個特殊問題，如同瑞典和芬蘭等國家也存在類似的困難，因此關鍵文件需要製成英文版，用以確保能夠對其進行廣泛的同儕審查。

## (2) 計劃發展階段：

國家廢棄物管理計劃的完善程度顯然強烈地影響對於外部專家意見的需求。廣泛的建議對於仍在啟動時期（或計畫被暫停的各種情況下重啟）的處置機構最為重要。這一點在 NUMO 創建時，以及 NWMO 和 NDA 分別在加拿大和英國重新啟動時都得到了清楚的認知。主要計劃里程碑如選址也可能是決策點，故總體的外部意見和審查將很有用。當一個計劃處於完全運作的狀態時，最有用的諮詢或審查意見可能來自特定技術領域的公認專家小組或個人（國家級和國際級的）。

## 2. 未來 NUMO 的外界專業小組

ITAC 編制了一份「查核清單」給 NUMO 在決定其未來的外部專家協助議題上提供參考。此列表如下：

### (1) NUMO—特定議題：

- **員工目前具備的技術能力水準：**NUMO 的技術能力是否存在缺口？資淺的工作人員是否能夠從經驗豐富的外部顧問「輔導」來獲得幫助？
- **組織目前具備的技術與公信力：**NUMO 是否有足夠的工作人員能夠在國家和國際舞台上代表其計畫的地位？它能夠從與特定技術或社會領域中著名專家的夥伴關係中受益嗎？
- **NUMO 目前的優先事項：**NUMO 的迫切挑戰係與選址程序及 TRU 職責擴大的影響有關，NUMO 是否需要外部意見來對這些議題做最好的處理？
- **國外工作知識移轉的持續需求：**NUMO 現有的雙邊協議以及與國際組

織（例如 IAEA，NEA，EDRAM）的互動足以確保知識轉移的充分方法嗎？如果不是，可以找到哪些具體的缺口？

**(2) 結構上和組織上的議題：**

- **根據支援功能來劃分專家小組：**將一般實際動手的支援與獨立審查及策略建議加以分離，是否會更有效率？臨時性諮詢的專家小組與穩定而長期的諮詢小組相較，各別利弊何在？
- **諮詢小組的職權範圍：**應將策略、計劃、技術和社會等議題加以分開，還是採整合群組更為有效？
- **顧問的選擇：**首先應該對各小組所需求的專業加以確定，然後考慮對成員的其他要求，接著才開始選擇成員。
- 如何運用顧問/審查者來評估日本其他機構所完成的必要支援工作的品質（或給予「同意章」）。
- **將諮詢及審查小組整合納入日本的整體廢棄物管理系統內：**諮詢和審查作業應該整合納入 NUMO 整體的 QMS 中，這也適用於由支援研發機構所執行的工作。國際顧問與 DTAC 和/或日本科學團體之間進行接觸的適當層級須加以決定；同樣的，也需決定顧問和其他日本相關利益團體 - 尤其是監管機關 - 間接觸的層級。

**(3) 專家小組的一貫做法：**

有許多基本的組織問題需要考慮，例如開會的頻率、任期、內部資源限制的處理、使用翻譯員來克服語言障礙、視訊會議的使用等。不過，關於專家小組的運作也有幾項非常重要的原則。這些包括：

- 如何辨識顧問們的潛在偏見或利益衝突以避免或管理此類衝突的發生（這對 ITAC 來說並不是問題，但是對於具獨立審核角色的小組而言顯然更為敏感）。
- 是否應使用審核監督者的方式來確保審查意見處理的透明度和完整性（如果審查是 QMS 的一部分時，通常這是必要的）。
- 關於外部專家提供的意見是應保留在內部，還是以某種形式公開發布（因角色不同而異：如審查意見可能需要公開發布，而技術支援可能涉及其他問題而需另作考慮，例如知識財產權）。



### 3. ITAC 對未來專業小組的看法

ITAC 以各種方式為 NUMO 帶來了寶貴的價值。委員會提供了審查、諮詢和直接的協助。不過，ITAC 認為 NUMO 應該透過利用國際專家提供的建議和支援從中獲益，用以應對未來面臨的重大計畫挑戰。這些專家也與正在迅速發展的國家型計畫形成更密切的聯繫，從而提供取得關鍵領域新知及經驗的有效途徑（例如處置工程、場址特性、許可執照）。隨著 NUMO 越接近計畫的關鍵里程碑（PIA、DIA 和最終場址的選擇）和最終許可執照，對於獨立審查的需求益顯重要，而且根據其他國家型計畫的經驗，可能需要取得國際人力資源。正式審查的主體具有一項不可忽略的副產品，它為 NUMO 的計畫工作人員提供了一個關注點，並促使其針對計畫狀態進行定期性、結構化的總結。ITAC 根據與 NUMO 合作多年的經驗，提出了一些可能有助於構建未來諮詢組織的建議。

一項關鍵議題涉及內部審查、獨立「外部」審查、諮詢和直接協助之間的聯繫。儘管這些可以分隔，但審查顯然對諮詢工作而言是一項有價值的前導，而且能給予顧問方一個良好的概觀。審查（作為 QMS 的一部分）和諮詢工作都是 NUMO 所需要的。NUMO 沒有必要將審查和諮詢角色分開—但是如果 NUMO 要求審查完全獨立，則可能需要脫離其諮詢小組（例如，NEA、IAEA、特設委員會）。雖然需要謹慎管理潛在的利益衝突，但也沒有必要將諮詢與直接協助工作分離。簡而言之，ITAC 的經驗顯示如果謹慎管理得當，則一系列審查、諮詢和協助角色可由同一批小組的成員來達成。為了充分利用其資源，NUMO 應確保對專業支援的需求要具體、界定清楚並專注於 NUMO 所識別的問題。不過，一個良好整合的小組也能與 NUMO 密切合作來確認具體的問題，這對於 NUMO 來說很有價值，也能讓顧問方感到滿意。

另一個重要的考慮因素是 NUMO 專家小組與其他團體間連結的強度，NUMO 本身的各小組之間應具有某種程度的相互連結。歸因於語言的隔閡，儘管很難完全地整合國際與日本的團體，但當可實施時，ITAC 與 DTAC 的經驗顯示，彼此交流甚具價值。確實，各別 ITAC 成員作為支援角色清楚地顯示混合日本/外國團隊可以有效的運轉，雖然需要謹慎的管理，但專家小組間的密切整合並無根本性的障礙。假如 NUMO 與其諮詢小組能夠共同和管制機關和其他組織進行討論，也應能有所收穫，例如在聯合專題討論會的架構下來考慮法規的邊界

條件。

可預見未來 NUMO 的專家組織有數種可能的結構。NUMO 的品質管理計畫中應該指明審查小組與其扮演的角色。在提供建議方面，一項可行的作法是包括一個策略綜觀組與數個主題專業組。專業組可能會為特定領域設立更專業的子群組或個別的技术專家。無論如何，目前 NUMO 的計畫階段重點應聚焦在相關的科學領域（或跨領域的專業知識）上，而不是廣泛含括外國的計畫。儘管如此，各個國家型計畫的經驗可能成為研析標的，並就其與 NUMO 目前優先事項的直接相關性進行選擇。

對綜觀組而言的一項重要問題是，它們是否涵蓋計畫策略與整合的技术與非技术領域，或者是如同 ITAC 一樣，僅正式地限於技术議題。對於專業組而言，NUMO 計畫中有許多潛在的應用領域，例如：

- 處置場設計與工程障壁系統（EBS）行為。
- 場址特徵化方法和技術。
- 安全案例的發展與呈現。
- 社會的互動與溝通。

NUMO 在起初幾年的活動中非常明智地採用了國際諮詢專家的意見。作為一個成熟的廢棄物管理計畫，如今對外部建議的需求已有所不同，目前取決於其選址計畫。就目前 ITAC 的觀點，當 NUMO 計畫的步調和方向漸趨明朗時，倘若 NUMO 要進一步建立、重組諮詢組織來幫助它面對當前任務的挑戰，對於日本的處置計畫將會有所助益。

## 第十一章、總結

NUMO 執行地質處置計畫設定了兩個目標，分別為確保處置場封閉後的長期安全以及計畫執行期間的安全。為了確認處置計畫完成後數萬年仍不致造成對未來世代的不良影響，需要到場址選擇時進行詳細的調查，以確認所選擇地質環境為穩定，且放射性物質能夠被包括工程與天然障壁的多重障壁加以安全隔離。計畫執行期間，於施工、運轉與封閉等階段，都會對處置場封閉後的長期安全及計畫執行期間的安全，實施反覆的查核。地質處置計畫執行期間預計約達 100 年時間，如此長的計畫執行期，需要允許計畫的適當修改，以便反應技術的發展及社會的改變。

NUMO 將依據確保安全的三個方針來實行計畫，方針一：基於反覆確認安全的階段性與彈性計畫實施；方針二：基於可靠技術的計畫實施；及方針三：對 NUMO 安全概念建立信心的技術活動。NUMO 已建立了特定的方法以施行各個方針，敘述於計畫各階段的路徑圖中。關於支持安全地質處置的技術，於計畫各階段使用最佳可行技術相當重要，NUMO 自 2000 年成立以來，一直系統性地與研發機構合作發展技術，確保需要時可應用這些技術。NUMO 將持續在安全地質處置的目標下發展相關技術，並針對實施及整合 NUMO 與研發機構成果的經濟性與效率進行改善，以建立計畫所需的系統化技術。

日本 H12 報告證明已建立了安全實施地質處置計畫的技術基礎，在此基礎上，自 NUMO 成立以來實施處置計畫所需技術在下列方面有穩定的進展：

- (1) 具備更實際的調查/設計/安全評估技術。
- (2) 系統性的場址選擇實務技術。
- (3) 於調查/設計/安全評估時應對不同地質環境須具備的技術。

上述技術的進展，有助於提升處置計畫實施的技術信賴度，並具備文獻調查階段及隨後初步調查階段的特定技術，實施處置場選址階段及後續階段的技術亦已發展。透過與主要研發機構的密切合作，NUMO 將持續此方面的努力，以進一步提升信賴度為目標，聚焦在初步調查階段以後各階段的場址特定問題與所需技術。

## 参考文献

- Advisory Committee for Natural Resources and Energy (2007): Interim Report on the Enhancement of the Activities to Promote the Final Disposal, Subcommittee on Radioactive Waste, Advisory Committee for Natural Resources and Energy. (in Japanese)
- AEC (Atomic Energy Commission of Japan) (1998): Basic Concept of High-Level Radioactive Waste Disposal, Special Committee on Disposal of High-Level Radioactive Waste (Special Committee) of the Atomic Energy Commission of Japan. (in Japanese)
- AEC (Atomic Energy Commission of Japan) (2000) : Review of the H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Backend Policy, Atomic Energy Commission of Japan, 11th Oct. 2000. (in Japanese)
- AEC (Atomic Energy Commission of Japan) (2008): Evaluation of the Basic Concept of Approaches to the Treatment and Disposal of Radioactive Waste, Specified in the Framework for Nuclear Policy, Policy Evaluation Committee of the Japan Atomic Energy Commission. (in Japanese)
- AIST (National Institute of Advanced Industrial Science and Technology) (2010): Development of Technologies for Characterizing Saline/fresh Groundwater Interface and Faults at Coastal Areas, FY 2011 report on the national research project on geological disposal. (in Japanese)
- Aoyagi, Y. and Abe, S. (2009): Discovery of Source Fault in the region without no obvious active fault - Geophysical Survey in the Source Area of the 1984 Western Nagano Prefecture Earthquake -, CRIEPI Civil Engineering Research Laboratory Rep.No.N09038. (in Japanese)
- Chapman, N.A., McCombie, C. (2003): Principles and Standards for the Disposal of Long Lived Wastes, Elsevier.
- Chapman, N., Apted, M., Beavan, J., Berryman, K., Cloos, M., Connor, C., Connor, L., Ellis, S., Jaquet, O., Kiyosugi, K., Litchfield, N., Mahony, S., Smith, W., Sparks, S., Stirling, M., Villamor, P., Wallace, L., Goto, J., Miwa, T., Tsuchi, H. and Kitayama, K. (2009a) : Development of Methodologies for the

- Identification of Volcanic and Tectonic Hazards to Potential HLW Repository Sites in Japan,-Summary Report -, NUMO-TR-09-03.
- Chapman, N., Apted, M., Beavan, J., Berryman, K., Cloos, M., Connor, C., Connor, L., Jaquet, O., Litchfield, N., Mahony, S., Smith, W., Sparks, S., Stirling, M. and Wallace, L. (2009b) : Development of Methodologies for the Identification of Volcanic and Tectonic Hazards to Potential HLW Repository Sites in Japan,- The Tohoku Case Study-, NUMO-TR-08-03.
- Committee for the Catalogue of Quaternary Volcanoes in Japan (1999): Catalogue of Quaternary Volcanoes in Japan, v 1.0 (CD-ROM), Volcanol. Soc. Japan. (in Japanese)
- Fujiwara, O., Sanga, T. and Ohmori, H. (1999): Regional Distribution of Erosion Rates Over the Japanese Islands, JNC Technical Review, No.5, pp.85-93. (in Japanese)
- Hataya, R., Yanagida, M. and Sato, M. (2009): Study on characterisation of Quaternary Tectonic Movement by Uplift Estimation Using Fluvial Terraces, Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock, Workshop Proceedings, Manchester, United Kingdom, 13-15 November 2007, OECD/NEA No.6362, pp.217-225.
- IAEA (2006): Geological Disposal of Radioactive Waste, Safety Requirements, IAEA Safety Standard Series No. WS-R-4, International Atomic Energy Agency.
- Inagaki, Y., Mitsui, S., Makigaki, H., Idemitsu, K., Arima, T., Banba, T. and Noshita, K. (2009): Measurement of HLW Glass Dissolution/Alteration Kinetics by Using Micro-Reactor Flow-through Test method, Scientific Basis for Nuclear Waste Management XXXIII, MRS.
- Inagaki, Y., Makigaki, H., Mitsui, S., Idemitsu, K., Arima, T. and Noshita, K. (2010): Initial Dissolution rate of P0798 Simulated HLW Glass as a Function of pH and Temperature Measured by Using Micro-Reactor Flow-through Test, American Ceramic Society, Glass and Optical Material Division.
- Iriya K. and Mihara M. (2003): Development of low-pH concrete with high pozzolan containment, Concrete Research and Technology Vol.25, No.1, pp.185-190. (in Japanese)
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (2000a): H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for High-Level Radioactive Waste Disposal in Japan: Second Progress
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (2000b): H12: Project to Establish

- the Scientific and Technical Basis for High-Level Radioactive Waste Disposal in Japan: Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Supporting Report 1 Geological Environment in Japan, JNC TN1410 2000-002.
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (2000c): H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for High-Level Radioactive Waste Disposal in Japan: Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Supporting Report 2, Repository Design and Engineering Technologies, JNC TN1410 2000-003.
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (2000d): H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for High-Level Radioactive Waste Disposal in Japan: Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Supporting Report 3, Safety Assessment of the Geological Disposal System, JNC TN1410 2000-004.
- JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute) (2000e): H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for High-Level Radioactive Waste Disposal in Japan: Second Progress Report on Research and Development for the Geological Disposal of High-Level Radioactive Waste in Japan, Supplementary Report: Background of Geological Disposal., JNC TN1410 2000-005.
- Kitayama, K., McCombie, C. and Ohe, T. (2005a): Strategies for Technical Confidence Building in the NUMO HLW Disposal Programme, International Conference on the Safety of Radioactive Waste Disposal, 3-7 October 2005, Tokyo, Japan.
- Koike, K. and Machida, H. (eds.) (2001): Atlas of Quaternary Marine Terraces in Japanese Islands (CD-ROM and attached maps), University of Tokyo Press. (in Japanese)
- Kondo, H. (2009): Regional-scale volcanology in support of site-specific investigations, Volcanic and Tectonic Hazard Assessment for Nuclear Facilities, edited by Connor, C., Chapman, N, Connor, L., Cambridge University Press, pp.307-325.
- Kondo, H., Kiho, K., Goto, K., Hasegawa, T., Hamada, T., Oyama, T., Suzuki, K., Goto, K., Suenaga, H., Nakata, K., Tanaka, S., Nagaoka, T., Kubota, K., Tsuchi, H., Miwa, T., Muramoto, T., Kawano, K. and Ito, H. (2011): Verification study on Technology for Preliminary Investigation -Applicability and Issues of Methods

for Borehole Drilling and

- Saegusa, H., Seno, Y., Nakama, S., Tsuruta, T., Iwatsuki, T., Amano, K., Takeuchi, R., Matsuoka, T., Onoe, H., Mizuno, T., Ohayama, T., Hama, K., Sato, T., Kuji, M., Kuroda, H., Semba, T., Uchida, M., Sugihara, K., Sakamaki, M.(2007): Final Report on the Surface-based Investigation (Phase I) at the Mizunami Underground Laboratory Project, Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Research 2007-043.
- Martin, A., Umeda, K., Conner, C., Weller, J., Zhao, D. and Takahashi, M. (2004): Modeling Long-term Volcanic Hazards Through Bayesian inference: An Example from the Tohoku Volcanic Arc Japan, *J. Geophys. Res.*, Vol.109, B10208, 20p, doi:10.1029/2004JB003201.
- METI (Ministry of Economy, Trade and Industry) (2008): Plan of the Final Disposal of Specified Radioactive Waste, Cabinet approval on 14 March 2008. (in Japanese)
- METI (Ministry of Economy, Trade and Industry) (2011): Introduction of Overseas Geological Disposal Programs. (in Japanese)
- MITI (Ministry of International Trade and Industry) (2000): Basic Policy for Final Disposal of Specified Radioactive Waste, Cabinet Approval on 29 September 2000. (in Japanese)
- Nakata, T. and Imaizumi, T. (eds.) (2002): 1:2,000,000 Active Fault Map of Japan, Sheet Map Attachment to Digital Active Fault Map of Japan, University of Tokyo Press. (in Japanese)
- Nakayama, M., Kobayashi, Y., Noguchi, A., Miura, N., Noda, M., Iriya, K., Hitomi, T. (2009): Study on Application of Low Alkaline Cement in Horonobe Underground Research Laboratory Project (III) (Contract Research), Japan Atomic Energy Agency, JAEA-Research 2009-036. (in Japanese)
- NSC (Nuclear Safety Commission of Japan) (2002): Environmental Requirements to be Considered at the Selection of the Preliminary Investigation Areas for High-Level Radioactive Waste Disposal. (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2002): Information Package for Open Solicitation of Volunteering for Areas to Explore the Feasibility of Constructing a Final Repository for High-level Radioactive Waste - Repository concept (Supporting document No.2). (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2009a): Information Package for Open Solicitation of Volunteering for Areas to Explore the

- Feasibility of Constructing a Final Repository for High-level Radioactive Waste  
- Applicants Outline of the Repository Site (Supporting Document No.1). (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2009b): Information Package for Open Solicitation of Volunteering for Areas to Explore the Feasibility of Constructing a Final Repository for High-level Radioactive Waste - Siting Factors for the Selection of Preliminary Investigation Areas (Supporting Document No.2). (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2009c): Information Package for Open Solicitation of Volunteering for Areas to Explore the Feasibility of Constructing a Final Repository for High-level Radioactive Waste - Outreach Scheme (Supporting Document No.3). (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2011e): Safety of the Geological Disposal Project 2010 - Safe Geological Disposal Based on Reliable Technologies, NUMO-TR-11-01. (in Japanese)
- NUMO (Nuclear Waste Management Organization of Japan) (2009d): Information Package for Open Solicitation of Volunteering for Areas to Explore the Feasibility of Constructing a Final Repository for High-level Radioactive Waste - Open Solicitation for Candidate Sites for Safe Disposal of High-level Radioactive Waste. (in Japanese)
- OECD/NEA (2002): Establishing and Communicating Confidence in Safety Case of Deep Geologic Disposal: Approaches and Arguments, OECD/Nuclear Energy Agency.
- Ota, K., Abe, H., Yamaguchi, T., Kunimaru, T., Ishii, E., Kurikami, H., Tomura, G., Shimano, K., Hama, K., Matsui, H., Niizato, T., Takahashi, K., Niunoya, S., Ohara, H., Asamori, K., Morioka, H., Funaki, H., Shigeta, N., Fukushima, T. (2007): Honobe Underground Research Laboratory Project Synthesis of Phase I Investigations 2001-2005 Volume "Geoscientific Research", JAEA-Research 2007-044.
- RWMC (Radioactive Waste Management and Funding and Research Center) (2009a): Development of Advanced Technology for Engineering Components of HLW Disposal - Volume (1/2) funded by METI. (in Japanese)
- RWMC (Radioactive Waste Management and Funding and Research Center) (2009b): Development of Advanced Technology for Engineering Components of HLW



Disposal - Volume (2/2) funded by METI. (in Japanese)

- Sanga., T. and Yasue. K. (2008): Simulation of the Longitudinal River Profile, Transactions, Japanese Geomorphological Union, Vol.29, No.1, pp.27-49. (in Japanese)
- Ueta, K. (2011): Kinematic Evolution of Fold and Thrust Belts: Insights from Experimental Modeling, CRIEPI Civil Engineering Research Laboratory Rep.No.N10049. (in Japanese)
- Umeda, K. (2009): An Integrated Approach for Detecting Latent Magmatic Activity Beneath Non-volcanic Regions: An Example from the Crystalline Iide Mountains Northeast Japan, In Stability and Buffering Capacity of the Geosphere for Long-term Isolation of Radioactive Waste: Application to Crystalline Rock, Workshop Proceedings, Manchester, United Kingdom, 13-15 November 2007, OECD/NEA No.6362, pp.289-301.
- Umeda, K., Ninomiya, J. and Negi, Y. (2009): Heat Source for an Amagmatic Hydrothermal System, Noto Peninsula, Central Japan, J. Geophys. Res., Vol.114, .B01202, doi:10.1029/2008JB005812.

## 附錄

表A.5-1 火山/火成活動調查/評估技術總結 (1/2)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
資料庫		全國性的資料庫包括日本的第四紀火山、新版的火山碎屑地圖集、井內溫度資料庫、溫泉化學資料庫和日本的熱液礦床地圖集。	○		
火山演化		對於難以應用放射性定年技術而被排除的第四紀火山噴發物樣本，已有不同的方法經開發，例如：RIPL方法，使用微量元素的化學成分技術、火山灰中玻璃夾雜物中石英的主要化學成分，以及斜長石晶體的折射率，來識別火山碎屑中於顯微鏡下才能看到的材料或火山碎屑沉降層位。		○	
岩漿的侵入和噴發	生成新的火山	根據火山與地形/構造的關係、震波波速低速帶的分佈和板塊運動，已有一種針對日本島弧東北火山噴發預測的方法經開發。關於破火山口和大規模的火山碎屑流，已有一種破火山口形成與構造之間的相關性經確認，並導致一個評估形成破火山口的火山爆發假說被提出。	○	○	
	現有火山的岩漿遷移	已有一種評估岩漿水平遷移的方法經提出。利用火山岩漿遷移研究的結果，揭示了岩漿化學成分與通道分佈方向之間的關係。	○	○	
	深層熱源	基於對日本東北部弧後沒有火山分佈的地區的深部熱源進行評估的岩漿，已發展了一種評估地下岩漿條件和熱效應的方法，結合地震層析成像的地震速度構造、微震分佈、大地電磁法的電阻率構造和地球化學資料( $^3\text{He}/^4\text{He}$ )。在能登(Noto)半島，為了識別非火山溫泉的熱源，進行了溫泉氣體中惰性氣體的同位素分析和三維電阻率構造分析。	○	○	
	深層地質構造	評估岩漿侵入/噴發的新技術已經開發，例如使用接收函數或隨波的雙差分層析成像和地震波分析技術，這有助於提高評估地下深部岩漿存在的準確性及岩漿的上升過程。	○	○	

○：最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表A.5-2 火山/火成活動調查/評估技術總結 (2/2)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
地熱活動	綜合熱流/地熱評估	作為評估的基礎，透過套疊地質和地球物理資料確定了熱/熱液異常區域，並對具有高溫的區域進行了分類。在此分類的基礎上，開發了諸如使用地熱模擬器的地熱分佈評估方法，熱異常識別/表徵方法和改變區分析的方法。還開發了基於流體/岩石反應的地下水形成過程的分析技術。基於地球化學方法評價深層熱水的方法也在開發中。	○	○	○
	熱流歷史	已發展了評估方法，包括非火山高溫溫泉周圍的熱液換質作用歷史的方法，該方法依據類似熱定年方法，此方法結合幾種放射性定年技術和分析方法，透過應用依據核飛跡定年法的熱歷史分析，推斷大型火山碎屑流在地下深處的熱效應。(U-Th)/He定年技術已應用於低溫(>70°C)熱歷史分析。		○	○
	熱源/火山的影響	已發展了一種使用Magma 2002，一種用於計算岩漿庫周圍的熱量和水文的分析程式，經由一維熱傳輸模型和三維熱液模擬方法來評估熱通量和流體速度的方法。	○	○	○
機率評估		正在進行的研發包括使用機率模型評估未來十萬年內產生火山的預測方法，依據火山和地球物理資訊的時空分佈、獨立單成火山(monogenetic volcano)的機率評估方法和使用多重推理模型方法，此模型將日本島尺度的地球物理資訊結合到使用Bayesian技術的機率模型中。	○	○	

○: 最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表A.5-3 地震/斷層活動調查/評估技術總結 (1/2)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
存在的活動斷層	資料庫	H12報告之後發展的全國性資料庫，包含日本海域的地質構造、詳細的活動斷層數位地圖、活動斷層資料庫、第四紀逆斷層地圖和城市地區的活動斷層。建立地震監測網(NIED)和GPS監測網(GEONET；GSI)，用於定位活動斷層。	○		
	大地測量技術 (SAR、GPS)	使用含有地球觀測衛星和GPS連續分析的PALSAR系統進行的高分辨率地形變化分析，顯示存在應變集中區。它們還允許在板塊邊界簡化應變累積監測。	○		
	地貌技術 (構造起伏)	機載雷達測勘透過對小位移地形的分析，已經用於發現植被覆蓋區域的斷層和斷層識別。對於地表發現明顯斷層的區域，已經提出了一種線型識別方法。根據階地分佈估算抬升分佈，已經提出用於發現和特徵化隱蔽性活動斷層活動的方法。	○	○	
	大地構造方法 (大地構造分析、年代測定)	制定的方法包含依據斷層周圍的破裂、變形和變化發展或斷層泥的顏色，以及依據直接從構成斷層的材料(斷層岩石) 評估斷層泥定年方法。 基於構造歷史發展評估活動歷史的方法，包含用於確定熱定年的研究方法。 依據詳細分析海底濁流層發展一種地震發生頻率分析方法。		○	○
	地球物理技術 (反射震測、電磁測勘、震波層析成像)	反射震測的應用已經擴展並展現其可行性，包括二維技術的發展、三維技術在礦產資源探勘中的應用、大地構造分析和海洋地區活動斷層、沉積和地形調查以及陸地區域的地質和地表調查(小規模斷層)。 多頻道聲波測量系統已經發展已準確確定海洋地區的地體構造，並已應用於活動斷層的研究。已發展和改進一種海上電磁測勘系統，並應用於深度200m或更淺的近岸區域(預計將用於聲波勘探的補充)。為了調查從沿海地區到海洋的區域，運用海洋電磁探勘系統和其他電磁探勘系統的組合已經發展。 已考慮使用重力探測方法來確定活動斷層的長度。 已提出了一種在活動褶皺區域中識別斷層的方法，其中根據校正的震源分佈估計斷層，並且使用有限元分析的模擬運動分析，將估計的斷層與大地構造進行比較。為了評估斷層模型，已考慮地震波的分析，例如層析成像。		○	○

○：最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表A.5-4 地震/斷層活動調查/評估技術總結 (2/2)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
存在的活動斷層	地球化學方法 (H <sub>2</sub> , He)	開發了一種透過岩石破裂產生H <sub>2</sub> 氣體以及土壤中地下水、溫泉和氣體中的He同位素的測量方法來定位和特徵化斷層。		○	
	綜合方法	提出了一種評估斷層活動構造的方法，此方法用於地表沒有明顯斷層證據的區域；依據微震、機載雷達測量和反射震測測進行分析。	○	○	
活動斷層周圍變形帶和受影響區域的定義	變形區的判定 (例如活動褶皺)	與斷層相關的褶皺分析(例如生長地層)結合聲波測量數據，可有效識別位於海洋中富含沉積物區域的斷層構造。已對日本的活動褶皺的形成機制和分類進行了研究。透過模型試驗評估活動褶皺/逆斷層帶和相關受影響區域的發展過程，已使用現有地質資料和平衡剖面方法進行斷層相關褶皺概念進行評估。 驗證逆斷層和走滑斷層有效性的評估方法包括應用基於地質調查資料的平衡剖面方法和應用數值分析程序估算岩石變形區和斷層周圍區域地形變形的的方法。	○	○	
	斷層的發展和長度	已經開發了一種根據模型實驗分析其發展過程的逆斷層的評估方法。透過比較中國(Chugoku)和中部(Chubu)地區主要斷層的發展以及實驗/模擬，進行了走滑斷層的評估。	○	○	
	斷層破裂帶的特徵化	進行的研究包含斷層的破碎帶和處置區域中，與地下水流量和地下環境變化相關的地質評估，以及基於大地電磁調查獲得的電阻率評估毀壞帶的程度。	○	○	○
評估活動斷層的再激活		2003年宮城縣地震、2008年岩手縣宮城內陸地震以及關東地區南部的立川斷層等近期破壞性地震斷層活動說明，現有地質斷層可能會重新激活。地震斷層的再活化已透過模型試驗和數值分析進行研究。	○	○	
斷層活動的機率評估		從地形變化(例如主動斷層/抬升、GPS數據和歷史地震資料)中獲得應變速度分佈和的機率，開發了一種延伸到未來大約十萬年斷層發生活動的預測方法。 機率式地震危害性分析已應用於預測未來幾十年的地震災害。	○	○	

○：最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表A.5-5 抬升/侵蝕有關的調查/評估技術總結(氣候/海平面變化)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
資料庫		全國性資料庫包含日本的海階地圖集、過去10萬年的抬升/沉降分佈、過去10萬年的抬升速率分佈以及日本的山崩地形分佈，尺度為1比2百萬。	○		
抬升 ／ 沉降 的 調查 ／ 評估	階地相關/年表	為了避免對定年資料的錯誤解釋，提出了一種強調地形序列、地質序列和年代資訊的比對/定年階地的綜合方法，此方法使用詳細的火山灰分析方法進行了驗證。支持此方法的技術包含使用數位地形及階地相關性中的量化階地地表，。修訂了構成階地的覆蓋層和階地礫石層的風化指數。這有助於提高評估內陸地區抬升時，鑑定在海洋中氧同位素第六階段(最後階段)形成的階地之可靠性。	○	○	
	依據河階的內陸地區抬升評估	綜述了河階抬升估算方法對內陸地區的適用性，確定了誤差原因。河階抬升的估計透過兩者之間的平衡抬升來驗證是根據活動斷層的落差和從階地的相對高度獲得的斷層兩側的抬升差異來估計。	○	○	
	依據沉積的抬升/沉降陳述	發展的方法包含透過比較地層深度(明顯的年代)估算從過去到現在的期間的抬升/下沉率，利用序列沉積相分析方法堆積和當前分佈海拔/海平面，澄清了內陸盆地的古地理和發育過程。		○	
評估 侵蝕 量 和 速率	地形變化預測、地形變化模型	正在進行的研究包含依據過去侵蝕歷史和侵蝕深度的估計的地形變化預測，透過比較新舊海洋階地的侵蝕地形、結合氣候/海平面的變化以及基於使用擴散方程的地形變化模擬。此外，亦提出了一種方法，使用數位地形圖估算冰期-間冰期週期中形成的海洋階地切割河谷的深度和體積，並且使用這些值，獲得整個平台的切割率和平均侵蝕率。	○	○	
	評估長期侵蝕(移除)等級使用定年方法	發展的方法包含估算數百萬年時間內地質的抬升/侵蝕速率，這方法根據封閉溫度與礦物埋藏深度的關係，並利用定年技術估算沉積層的抬升/侵蝕速率，並基於礦物和有機物的熱變化(例如二氧化矽礦物的轉化)、深度和年代的增加，以及在累積時估計地熱梯度。		○	○
	使用宇宙成因核種測量侵蝕速率	已開發出一種估算侵蝕持續時間和侵蝕速率的方法，這方法根據地球上的物質與宇宙射線之間的反應產生的原位宇宙成因核種的類型，及其在一年中的生成速率。		○	
陳述氣候和海平面變化		透過對階地上的土壤沉積物分析、內陸盆地取心沉積物分析和花粉分析，分析了區域氣候變化和植被演變特徵。		○	○

○：最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表A.5-6 地質環境特徵調查評估技術總結 (1/3)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
地質 / 地質構造	地球物理探勘	對於反射震測方法(海洋區域的聲學測量), 改進了2D數據處理方法。反射震測技術已被用於資源探勘(三維方法)、大地構造分析、海洋地區活動斷層、沉積物和地形調查、內陸地區地質/地表調查(大約5m的小型斷層)。發展了一種多通道聲學測量系統, 用於準確研究淺海區域構造。已經開發了深度為200m或更淺海灘的海洋電磁探勘系統(預計將與聲學探勘互補使用)。已開發出用於從沿海地區延伸到海洋區域的技術和3D分析方法。也已開發出堆疊方法(stacking method); 這對於獲得分析MT技術所需的高品質資料非常重要。		○	○
	鑽探	開發了一種允許控制鑽探方向和角度、岩心取樣和鑽孔井測的系統, 並已用於沿海地區的鑽探。		○	○
	結晶岩的破裂分析	考慮鑽探中裂縫與花崗岩基岩的地形/斷層之間的關係, 研究了一種估算裂縫密度空間分佈的方法, 以及多尺度裂縫分佈模擬技術, 可以考慮不同尺度下裂縫分佈的規律性/相關性。		○	○
	沉積岩的破裂分析(三維結構)	分析滲透特徵的3D分佈的方法, 例如, 斷層作為水文分析所需之基礎發展不同尺度。亦發展了分析裂縫特徵化方法和場址描述模型開發方法, 包含鑽探資料、考慮斷層發育機制的岩石力學應力計算的高滲透結構空間分佈調查/分析方法, 以及背斜發展開始時的調查/分析方法, 此方法根據二氧化矽礦物的成岩作用。		○	○
地下水水文	深層岩石中的水文	已發展一系列用於分析水文參數的方法, 例如滲透率為深部地下岩石水文測試方法的一部分, 以及發展了一種測試裝置用於沉積岩中溶氣(dissolved gases)地下水的環境。		○	○
	可滲透的裂縫/水通道	所開發的方法包含利用高靈敏度流量計井測判別鑽孔中進水和流出水位置的方法, 利用電導率井測識別/估計滲透性裂縫的方法, 以及使用光纖溫度井測的水道估計方法, 假設流速隨著水的流進或流出而變化的位置。		○	○
	地下水流向/流速	發展了用於極低流速的流動方向/流速測量方法, 允許透過用超聲波傳感器追蹤固體顆粒的遷移軌跡來測量 $10^{-9}$ m/s的流動方向/流速。		○	○

○: 最相關的階段; LS: 文獻調查; PI: 初步調查; DI: 詳細調查

表A.5-7 地質環境特徵調查評估技術總結 (2/3)

評估項目			描述	相關階段		
				LS	PI	DI
地下水水文	構造模型 / 地下水流量	結晶岩	發展了GEOMASS系統，此系統整合數值模型開發過程，評估岩石中的地下水流量以進行地下水流量分析。		○	○
		沉積岩	通過地下水流分析從地表調查獲得的綜合資料，分析了含有溶解氣體的含鹽地下水的沉積岩，並根據岩石孔隙中地下水的鍵結等級(pF)對地下水的穩定性進行了模擬。		○	○
		長期演化的建模	對於分佈於沿海地區的沉積岩，使用古地理分佈模型評估過去到現在的長期地下水流量，考慮到氣候和海平面的長期演變作為時間演變邊界條件和地下水流分析。		○	○
地下水化學	水化學、年代測定		對地下水取樣和分析技術進行了調查。根據地下水年齡測定，提出一種利用地下岩石中產生的 <sup>36</sup> Cl和穩定同位素數據鑑定古海水的方法。		○	○
	地下水化學模型		這包括M3分析(多變量混合和質量平衡建模分析)，結合主要元素分析和混合/質量平衡計算，評估地下水化學演變時間的範圍和程度，並確定提取的岩心中孔隙水的離子濃度，以分析與地下水流量的相關性。			○
岩石特性	力學特性		提出三個岩石評估方法的條件(單軸抗壓強度、ROQ和破裂條件)作為指標。關於現地應力測量方法，研究了軟岩應力測量的套鑽法(Overcoring method)和深井現地岩石應力向下錐端鉗孔套鑽法(compact conical-ended borehole overcoring)技術。 已分析了由於花崗岩樣本中礦物組成的差異導致的單軸抗壓強度差異，並已根據力學和岩石特性彙整了花崗岩的力學特性。依據切向楊氏係數的變化測量岩石應力方法正在研究中。		○	○
	熱特性		依據文獻調查收集高溫和低溫下岩石特質(物理、力學、水力和熱)的資料並編入資料庫中。已顯示了在高溫環境中沉積岩(軟岩)的力學特性(三軸向抗壓強度和潛移特性的溫度相關性)。		○	○
	評估困難的施工		透過編譯現有的資料，依據預先獲得的地質資訊，提出了評估地表擠壓的標準和坑道施工方法的設計導引，並提出了一種評估依據PI階段獲得的資訊遇到困難的施工條件之可能性方法。已提出了斷層/破裂區域的豎井施工期間，防止襯砌(liner)失效的安全施工方法。		○	○

○：最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查



表A.5-8 地質環境特徵調查評估技術總結 (3/3)

評估項目		描述	相關階段		
			LS	PI	DI
質傳特性		已發展出熱力學、吸附和擴散資料庫。已對結晶岩中可滲透裂隙之放射性核種遷移或阻滯的過程和場結構進行了研究，並開發了現地測試方法和建模方法。		○	○
其他	泥火山	導致泥火山噴發的流體從深度2000m上升，粘土礦物脫水在流體形成中成為關鍵作用；流體含有有機物分解產生的碳氫化合物。其他國家的案例中收集了泥火山活化時期和噴射量的資料。已根據大地測量或地球物理技術估算了地下結構和分佈/尺度。依據中新世泥漿灌入作用的知識，研究了火山形成機制及其規模。		○	
	塊體移動	發展了一種預測Mino地區潛在大型坍塌的方法，其中崩塌的頻率是根據伊吹山(Mount Ibuki)大規模坍塌形成堰塞湖中沉積物的定年(基於 <sup>14</sup> C)估算而來。根據報導，地震期間還發生了大規模的山崩。		○	
監控		使用瑞浪(Mizunami)和幌延(Horonobe) URL中的鑽孔進行地下水壓力測量和水化學的長期監測。日本原子力開發機構東海(JAEA Tokai)發展了技術並驗證其適用性，以監測工程障壁的功能。其他的研發包含用於資料傳輸、傳感器和測量技術之準備技術選項(技術選單)。		○	○

○: 最相關的階段；LS：文獻調查；PI：初步調查；DI：詳細調查

表 A.6-1 對於基體金屬與焊接處之腐蝕特性的科學認知現狀

行為		描述
基體金屬 (base metal)	一般腐蝕行為	腐蝕速率數據之累積。 透過實驗顯示腐蝕速率從長期觀點來看會下降。
	局部腐蝕、鈍化	證實鈍化行為可藉由緩衝材料的 pH 值緩衝效應或是使用低 pH 值水泥來加以預防。累積了更多局部腐蝕的試驗數據，顯示局部腐蝕並不足以對腐蝕壽命產生顯著影響。
	輻射分解產物對抗腐蝕性的影響	實驗驗證由來自高放射性廢棄物玻璃體(HLW glass) $\gamma$ 射線的輻射分解產物(例如:過氧化氫) 對地下水的影響並不顯著，顯示為了防止局部腐蝕而於設計中考慮 150 mm 的輻射屏蔽容許量是足夠保守的。
	微生物對腐蝕的影響	實驗室試驗驗證了隨著膨潤土/水比值的增加，將使硫酸鹽還原菌的活動性降低。 微生物如硫酸鹽還原菌的影響被認為是相當微小的，主要因為微生物的遷移將被壓實膨潤土的過濾作用所阻止，進而限制微生物的停留及活動。
焊接處	一般腐蝕	在氧化環境下最先的腐蝕情形被觀察到；然而，透過改變焊接材料有可能解決此一問題。同時也顯示在焊接處的耐腐蝕性等於或優於基體金屬。
	SCC*，氫脆化	在碳酸鹽溶液中測試了對 SCC 的敏感性，並且在模擬海水中評估了對氫脆化的敏感性，顯示出比基體金屬更低的敏感性。

\*應力腐蝕龜裂 (Stress Corrosion Cracking, SCC)

表 A.6-2 關於緩衝材料的基本性質、長期行為和交互作用的科學知識現狀 (1/2)

行為		描述
鹽水的影響		膨脹壓力隨著鹽度的增加而降低，但在有效密度 1.5 Mg/m <sup>3</sup> 或更高時，與其在淡水中的差異並不顯著。體積膨脹率隨黏土有效密度的增加而提高，但隨鹽度增加其提高幅度減少。
水泥－膨潤土的交互作用	緩衝材料中的黏土礦物轉化為鈣型膨潤土	通過混凝土支撐體或封塞的地下水，其組成可能富含鈣離子，當其與緩衝材料接觸時，透過離子交換使鈉型蒙脫石轉換為鈣型蒙脫石的可能性研究結果顯示，將導致緩衝材料滲透性增加及膨脹壓力降低。
	緩衝材料中黏土礦物的溶解	正如文獻報告所述，構成緩衝材料的主要礦物膨潤石可能會溶解於地下水中；針對此一現象，已以 pH 值和溫度為參數，探討其組成公式。
	次生礦物的沉澱	構成緩衝材料的主要礦物膨潤石會有形成次生礦物並被其取代的現象，因而導致膨脹性質和滲透性的變化。當膨潤石處於礦物不穩定的情況下，這種現象可能很顯著。
	膠結作用	這是一種可能發生在水泥-膨潤土界面周圍的現象，造成次生礦物沉澱並填充兩種材料中的孔隙，這可能會導致膨脹特性和滲透性的變化。

表 A.6-2 關於緩衝材料的基本性質，長期行為和交互作用的科學知識現狀 (2/2)

行為		描述
碳鋼腐蝕 產物與膨 潤土的交 互作用	可交換層間陽 離子與鐵離子 交換	蒙脫石中可交換間層的陽離子 ( $\text{Na}^+$ ) 可與 $\text{Fe}^{2+}$ 離子交換，導致膨潤土的膨脹性、滲透性和吸附能力產生變化。
	礦物的化學蝕 變	當 $\text{Fe}^{2+}$ 增加時，可能形成假綠泥石/鐵-綠泥石、鐵鋁蛇紋石、鐵膨潤石、鐵-皂石等礦物。蝕變為這些沒有良好性能的假綠泥石/鐵-綠泥石、鐵鋁蛇紋石等，可能導致膨潤土的膨脹性能、滲透性和吸附能力的變化。
	腐蝕產物的膠 結作用	鐵腐蝕產物的沉澱或礦物的化學反應可能導致其他礦物的二次沉澱，致使孔隙閉合，這可能導致膨脹性能、滲透性和吸附能力的變化。
伊利石化		事實證明伊利石化不會出現在低於 $130^{\circ}\text{C}$ 的溫度中，因此對緩衝材料的安全功能影響不大。
緩衝材料的侵蝕		在地下水為淡水的條件下，侵蝕是需要被注意的現象，但在鹽化的地下水條件下，已證實其影響並不顯著。在地下水為淡水的條件下，依據與緩衝材料接觸的裂縫對緩衝材料的侵蝕行為影響之分析，需要採取適當的措施。

表 A.7-1 情境發展 (1/4)

研發領域		描述	相關技術		
			EBS	NB	BIO
情節發展	有效率的情節發展方法	依據安全功能與 FEPs，發展情節發展方法論。	○	○	
		依據 FEPs 與安全功能的層級關係，發展可改進完整性與效率之方法論。發展以矩陣呈現 FEPs 相關性之工具。	○	○	
		依據研發進展與應用案例準備，發展改進情節之概念。	○	○	
		依據分析安全功能與核種遷移參數間之顯著性關聯，發展事件分類之概念。	○	○	
	以 FEP 為基礎之情節發展方法及整合 FEP 資訊	依據文獻資訊(日本典型地質環境下之工程障壁與地下水傳輸情節)，匯整知識到 FEP。依據 FEP 間相關性評鑑是否要納入關鍵情節中。匯整 FEP 資料供 TRU 廢棄物地質處置之安全評估。	○	○	
	考慮長期演化決定系統狀態與情節發展方法	發展考慮海岸地質環境長期演化下，決定系統狀態之方法論。	○	○	
		發展考慮近場環境長期演化下之情節發展方法論。	○	○	
		發展決定核種遷移分析模式參數之方法論，符合對相關現象特徵之地質科學知識，專注在熱傳、水文地質、力學、化學條件。	○	○	
	破壞性自然現象之情節發展方法	發展方法處理「如果發生」情節，該情節本應在選址或工程障壁設計過程應該避免之事件。	○	○	
		發展評估潛在顯著自然事件之方法。	○	○	

EBS：工程障壁；NB：母岩；BI：生物圈

表 A.7-2 模式發展與資料庫發展 (2/4)

研發領域		描述	相關技術		
			EBS	NB	BIO
發展模式	改進核種遷移分析方法，考慮具母岩異質性與設計選項	發展二維模式評估開挖擾動區之核種遷移與遲滯。	○		
		發展三維核種遷移模式評估母岩異質性與設計選項之影響。	○	○	
		依據地質空間分布特徵，發展處置場設計最佳化方法(最大化廢棄物數量與較佳母岩)。	○	○	
		發展將處置場設置在品質較佳母岩以提升處置場功能之方法。	○	○	
		發展整合地下水分析之異質移棲路徑資訊，應用於核種遷移分析模式之方法。			
	改進核種遷移分析方法，考慮長期地表環境與地質環境演化	發展可考慮氣候變遷影響之生物圈評估模式與相關劑量轉換因子，聚焦在低溫與低溫沙漠區之降水減少。			○
		發展模式之方法論，以整合地質圈/生物圈交界面的水文與質量傳輸。			○
		發展可整合海岸地質環境特徵，以及其核種遷移模式有關長期演化之方法論。		○	○
	發展有效率的核種遷移評估方法	改進地下水分析模式(FGEM)與核種遷移模式(FERM)及其應用於 Äspö URL 之地下水分析/含氯離子濃度分析。		○	
		發展應用 GoldSim 之核種遷移統計分析模式。	○	○	
		發展有效率的核種遷移模式工具以考慮時變性參數。	○	○	
		推導可快速獲得地質處置系統反應之近似解。	○		
發展資料庫	匯整資料	建立玻璃溶解、熱動力學、吸附、擴散資料庫。	○		

EBS：工程障壁；NB：母岩；BI：生物圈

表 A.7-3 安全評估資料庫發展與安全分析 (3/4)

研發領域		描述	相關技術		
			EBS	NB	BIO
發展安全評估資料庫	匯整資料	審查在現有的法規中核種在生物圈演化之劑量轉換因子，呼應 ICRP 建議。			○
		吸附與擴散資料量測方法之標準化。	○	○	
		匯整自然環境之核種遷移資料。			○
	資料之匯整	嘗試設定實際地質環境之吸附分配係數，發展使用 JAEA 吸附資料庫之方法。		○	
		依據參數重要性、資料庫建立進度與可取得資料，建立定義生物圈參數之程序。			○
		依據地質處置安全評估之地下水情境，規劃與土木工程相關知識與參數之收集策略。	○	○	
		嘗試匯整實際從地質環境獲得的資料(孔隙水化學、分配係數)。	○	○	
		發展 TRU 廢棄物地質處置安全評估資料庫。			
	安全分析	敏感度分析方法	鑑別與量化對評估結果有顯著影響之參數。	○	○
彙整會影響生物圈評估結果之地質與生物圈交界面之不確定性因子。發展鑑別生物圈評估重要參數之方法。				○	○
輔助指標		透過比較地下水出流位置和通量與斷層裂隙自然通量，發展降低與稀釋有關之不確定性的方法。收集與匯編自然原有核種之濃度與通量資料，並發展計算集水區自然原有核種之方法。		○	○

EBS：工程障壁；NB：母岩；BI：生物圈

表 A.7-4 整合其他技術領域與綜合安全評估(包含方法) (4/4)

研發領域	描述	相關技術		
		EBS	NB	BIO
整合其他領域技術	針對地質環境調查評估至核種遷移分析，提出程序/方法供特定場址應用。	○	○	
	發展考慮不確定性之安全評估方法做為幌延(Horonobe) URL 計畫之一部分。		○	
廣泛安全評估	依據日本一般地質環境條件，廣泛評估 TRU 廢棄物地質處置之安全。	○	○	○
	根據第二次 TRU 報告與額外取得資料，評估地質處置系統的強健與可行性。	○	○	○

EBS：工程障壁；NB：母岩；BI：生物圈



## 第二部分

日本高放射性廢棄物地質處置選址程序

NEA 國際同儕審查報告研析



# 目錄

第一章、前言.....	1
1.1 審查的組織與執行.....	2
第二章、國際上地質處置場址初步篩選條件.....	4
第三章、全國性科學篩選.....	5
3.1 日本地質處置的基本概念.....	5
3.2 全國性科學篩選條件.....	5
3.3. 地質環境特徵及其長期穩定性.....	9
3.4. 地質處置優先選擇之地質環境特徵.....	16
第四章、設施安全.....	18
4.1. 概念方法.....	18
4.2. 應用.....	18
第五章、運送安全.....	21
5.1 概念方法.....	21
5.2 應用.....	21
第六章、計畫可行性.....	23
第七章、其他考量項目.....	24
第八章、社會科學觀點的考量.....	25
第九章、結論.....	26
第十章、審查關鍵要項.....	27
10.1 高放處置場地質與相關科學篩選條件.....	27
10.2 高放處置場選址計畫可行性評估.....	28
10.3 高放處置場設施安全考量.....	29
10.4 放射性廢棄物運送安全與其對應考量項目.....	30
參考文獻.....	31
附件 I、審查者的無偏頗說明書.....	33

(此頁空白)

## 第一章、前言

日本對於高放射性廢棄物地質處置的研究始於 1970 年代。日本的高放射性廢棄物主要來自用過核子燃料再處理所產生的高階液體廢棄物，將其與熔融的硼矽玻璃混合，以固定大量的分裂產物及殘留於廢棄物中的鈾系元素。

日本於 2000 年頒行了「特定放射性廢棄物最終處置法案」(Designated radioactive waste Final Disposal Act，明定有關處置場址選址程序、負責機構、及高放射性廢棄物最終處置的基金管理事宜。隨後由高放射性廢棄物的產生者組成了「原子力發電環境整備機構」(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)，作為日本高放射性廢棄物地質處置的執行機構，負責深層地質處置的選址、建造、運轉與封閉等工作。2002 年 NUMO 發布了公開邀請，徵求自願參與文獻調查的地方市政府，以便展開最終處置場的選址程序，但至今尚未進行任何調查。

日本最終處置法所規定的選址程序，包括以下三個步驟：

- 文獻調查 (literature survey)；
- 初步調查階段 (preliminary investigation stage)；
- 詳細調查階段 (detailed investigation stage)。

2011 年日本福島第一核電廠的意外事故，引發對地質處置設施的技術安全基礎進行再評估(re-evaluation)的需求，日本原子能委員會於 2012 年建議須確認於再評估時已納入最新的地球科學知識。2013 年日本經濟產業省的自然資源與能源指導委員會於所屬電力與油氣產業委員會之下，核能分組委員會的放射性廢棄物工作小組亦認同進行專家再評估工作的必要性。

為了在最新的地球科學知識基礎上審視地質處置的技術可信度，並指明未來研究發展的主題，日本經產省於 2013 年在核能分組委員會下成立了地質處置技術工作小組。此工作小組的職責，為應用現有地球科學知識及技術，針對地質處置長期安全加以評估。

此地質處置技術工作小組係由學術團體所推薦的八位專家以及放射性廢棄物工作小組的四名技術專家所組成，應用 2000 年以後新的地球科學知識，對 H12 報告進行再審視，同時 NUMO 及日本原子能委員會的代表也一同參與，並在評

估過程中提供了詳細的資料。工作小組於 2013 年 10 月至 2014 年 5 月間舉辦多次會議，同時相關資料皆加以公開，並徵求工作小組以外專家的專業意見，以提升審查的中立性與公正性。

工作小組於 2014 年提出評估結果，認為日本具有潛在地區可以設置安全的深地層處置場，並列出安全的高放射性廢棄物地質處置場地質環境所適合的特性及長期安全性質。2015 年 5 月，日本政府規定了新的選址準備步驟，包括一套場址篩選條件，並根據現有地球科學知識與條件，確定了「科學上優選地區」(scientifically preferable areas)。

為確認所提出新步驟的適當性及篩選條件支持未來選址的適用性，日本經濟與產業省向 NEA 提出進行獨立的技術同儕審查要求。

## 1.1 審查的組織與執行

國際同儕審查係依據 NEA 的放射性廢棄物國際同儕審查指導原則(NEA, 2005)來組成，且條款詳述於權限範圍中(NEA, 2016)。NEA 獨立組成了一個具備廣泛國際經驗的國際同儕審查小組(International Review Team, IRT)，由 4 位外部專家及 2 位 NEA 職員所構成。IRT 的組成考慮了執行單位、主管機關與科學家的平衡，並具備下列方面的能力：

- 於結晶岩體或沉積岩體演變地質處置場的專家知識；
- 國家級放射性廢棄物選址程序的專家知識。

為了確保獨立性及避免可能的利益衝突，NEA 選出的專家皆未牽涉到與日本地質處置計畫相關的活動，審查者的無偏頗說明書置於附件 I。

此審查的目的在於對地質處置技術工作小組所定義的新增選址程序及其條件，評估其妥適性與應用性，以利找出日本境內合適與不合適高放射性廢棄物地質處置的地區。NEA 於 2016 年所完成的同儕審查報告，對於日本高放射性廢棄物地質處置設施的選址程序，於下列方面提出意見：

- 地質處置基本概念(3.1 節)；
- 地質環境特性及其長期穩定性(3.2 節)；
- 放射性廢棄物管理設施的施工與運轉安全(第 4 章)；
- 廢棄物運送安全(第 5 章)；

- 計畫可行性(第 6 章)；
- 其他考慮項目(第 7 章)。

IRT 係根據以下文件(英文版)執行其評估：

- 地質處置技術工作小組(2014)，「基於最新地質知識的地質處置技術再評估 – 地質環境與其長期穩定性的有利特性及性質」(稱為暫行報告)。
- 地質處置技術工作小組(2015)，「地質處置技術工作小組全國性科學篩選之暫行摘要報告」(稱為暫行摘要報告)。

IRT 於 2016 年 5 月對於新增的選址程序與條件執行了深入的評估，在為期一週(五月 24–30)的任務中，IRT 與地質處置技術工作小組進行了廣泛的討論，以評估選址程序及其條件。為了對科學知識如何達成，特別是地下深開挖的岩石力學調查及工程材料與母岩的交互作用，獲得完整的看法，IRT 訪問了瑞浪市(Mizunami)地下研究實驗室並瞭解進行中的研究與發展活動。此同儕審查的重要發現於 2016 年 5 月 30 日提出給經濟產業省，並提要陳述於本報告中。

## 第二章、國際上地質處置場址初步篩選條件

地質處置為國際上普遍認同的高放射性廢棄物長期管理最佳方式，足以保護人類與自然環境。地質處置係將放射性廢棄物圍阻與隔離於設置於適當岩體的地下設施中，觀察 NEA 會員國家可知，典型的初步篩選條件如下：

- 場址有足夠空間可容納地表與地下設施，且具備處置場安全建造、運轉、連續監測與封閉的適當條件。
- 場址具有穩定的岩體以確保長期安全地圍阻與隔離放射性。
- 場址不含有具經濟開發價值的天然資源，以降低未來人類無意闖入的可能性。
- 場址所在地區不具有對地質處置系統封閉後長期安全不利的地質、地化或水文地質特性。

另外，國際上地質處置場其他的選址建議彙整於國際原子能總署(IAEA)，如「放射性廢棄物地質處置設施」(Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, SSG-14) 附錄 I。



## 第三章、全國性科學篩選

### 3.1 日本地質處置的基本概念

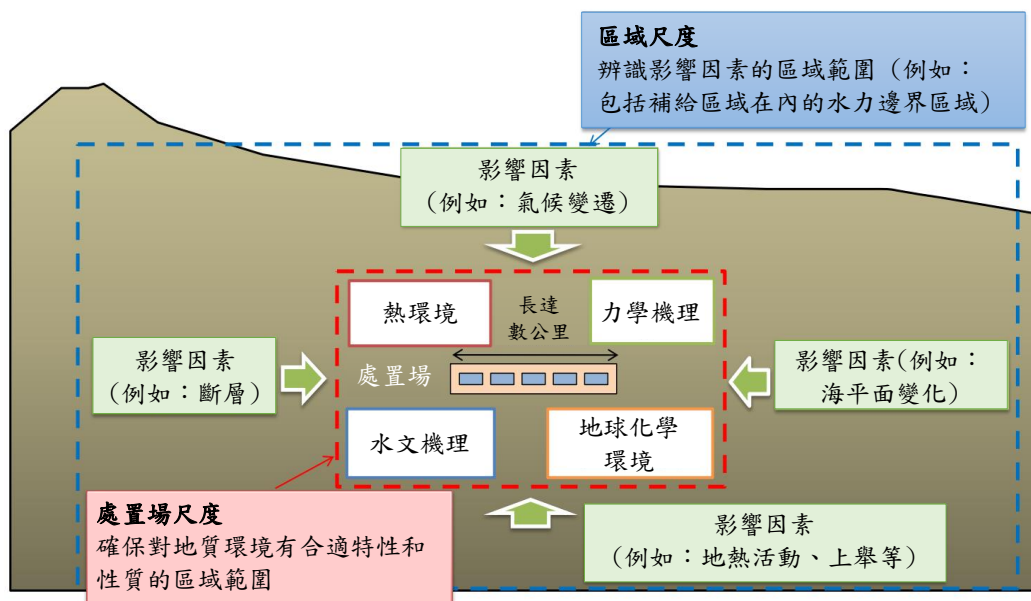
日本高放處置概念的安全特性可彙總如下：

- 使用多重工程障壁(例如：玻璃基質、包件、膨潤土)以確保單一障壁失敗時不會危及對核種的圍阻。
- 母岩提供了較適的地熱、化學、機械與水文地質環境，以維持處置系統數萬年以上的穩定與功能，母岩的特性可安全保護置入的高放射性廢棄物，使不受天然事故的擾動。
- 處置場將遠離有價值的資源(如石油及煤礦)，且達到足夠深度使封閉後的處置場未來不致遭到人類無意闖入。

日本的地質環境由各種岩石種類所組成，包括結晶岩與沉積岩。結晶岩包括花崗岩及高度變質岩，且此變質岩與世界上其他地區的花崗岩在地質與結構方面相當；但是，許多沉積岩受制於日本島群各種地質構造的狀況，而因此呈現出的地質性質不同於其他國家所評估的泥質岩，且日本島群的活動性地殼構造也使得工程地質調查更趨複雜。為了幫助詳細地質調查，指明處置場與區域的空間尺度已加以定義(見圖 3-1)。

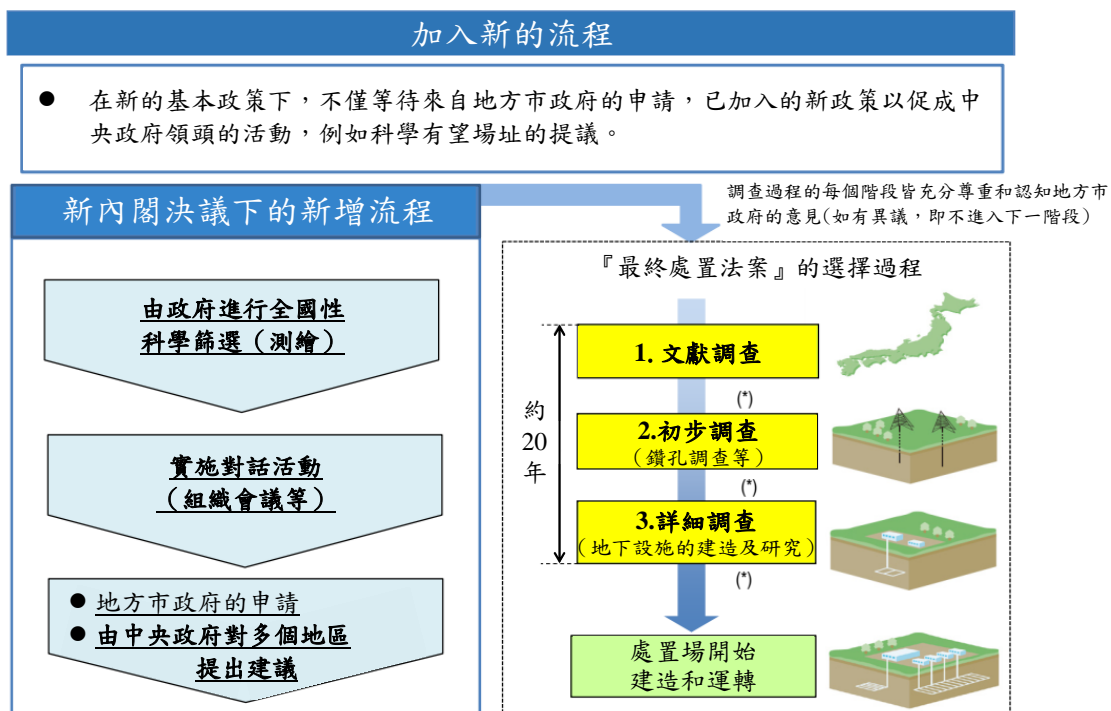
### 3.2 全國性科學篩選條件

內閣 2015 年修訂基本策略的決定，促成了一套科學的場址篩選條件之發展，可在最終處置法案的正式三階段選擇程序之前，用於找出潛在處置場地區(見圖 3-2)。在全國性篩選程序中應用此套條件，經濟產業省於 2016 年計畫找出 (i) 潛在低合適地區；(ii) 潛在合適地區；及(iii) 潛在高合適地區；作為高放廢棄物的地質處置場址。



來源：日本經濟產業省

圖 3-1. 空間尺度示意圖



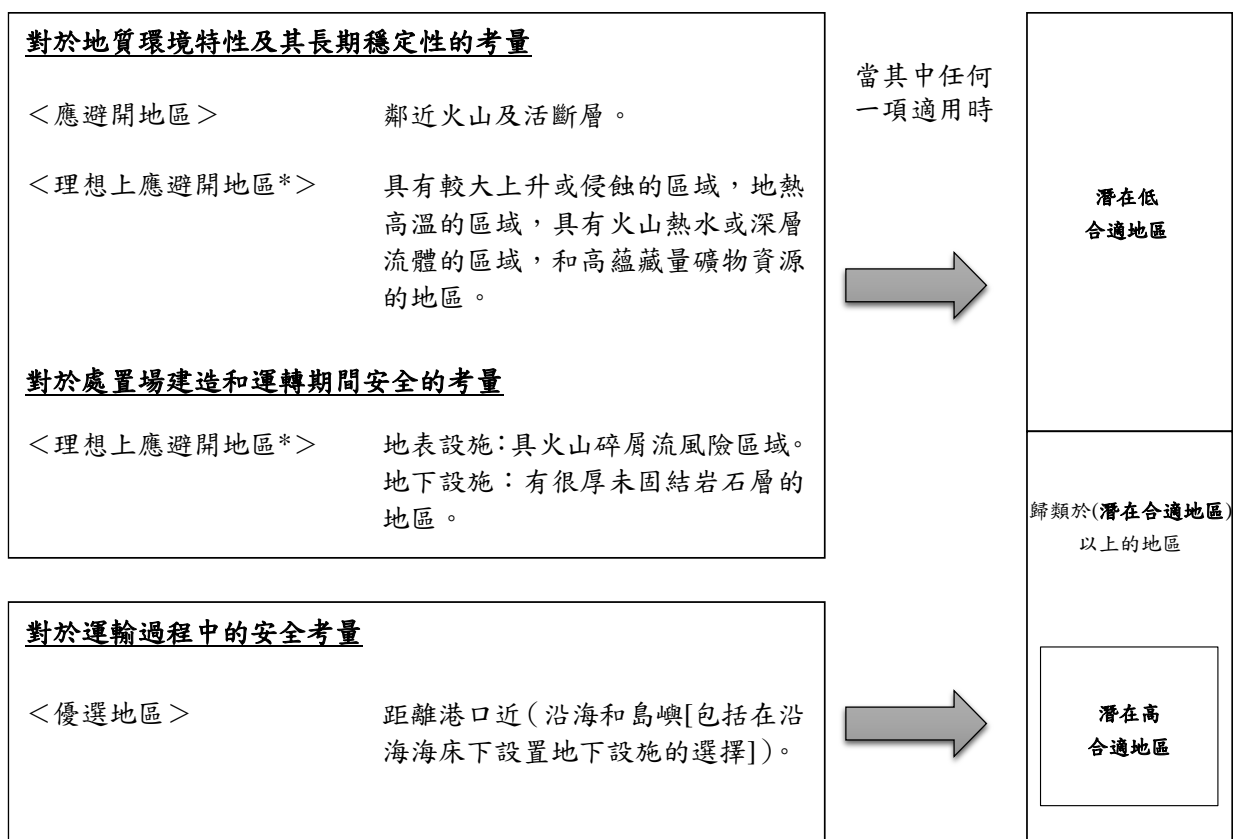
來源：日本經濟產業省

圖 3-2. 新增的流程

為了將全國區域劃分為上述三種類別，天然資源與能源委員會的地質處置技術工作小組諮詢委員會首先考慮了針對下列地區設定條件的可行性：

- 應避開地區(Area to be avoided)：如必要的工程作業非常困難且/或直接與失去安全功能相關的事件及特性很有可能顯著影響到地質處置設施時，此地區應避開。
- 理想上應避開地區(Area to be ideally avoided)：當必要的工程作業非常困難且/或直接與失去安全功能相關的事件及特性可能顯著影響到地質處置設施時，此地區最好予以避開。
- 優選地區(Preferable area)：合理信任現地特性具備可提供地質處置足夠安全性的地區。
- 計畫可行性優選地區(Preferable area from the viewpoint of project feasibility)：合理信任完成計畫具工程可行性的地區。

圖 3-3 顯示上述地區如何加以分類。



\* 如果適用於任何一項關於「理想上應避開地區」的要求和條件，那麼隨著未來調查、研究等數據的擴展，特定地區的充分性可更清楚。因此，目前並未排除其做為未來處置場選址調查的潛力。

來源：日本經濟產業省

圖 3-3 「潛在低合適、潛在合適及潛在高合適地區」選取的摘要條件

IRT 針對日本的放射性廢棄物管理計畫，提出以下的確認與建議事項。

確認事項(Acknowledgement)：

- 最終處置法案目前指明的階段式場址選擇程序及新增的全國性科學篩選程序符合國際常規。此多階段的程序允許必要的資訊蒐集以確認潛在場址的地質環境，亦即經由文獻調查、初步及詳細場址調查等過程。
- 經濟產業省的現行做法即依照法案的要求，在各階段選址程序確認場址所在地區已充分了解並願意參與，符合國際普遍接受的地質處置策略。此一階段性方法亦具備了個別社區可分階段加入的需求。
- 選擇一符合日本現行安全標準的場址，而非選擇「最佳場址」的意圖，係屬可行，並符合國際上的最佳做法與建議。
- 高放射性廢棄物地質處置系統的參考設計(reference design)目前已具備，提供一參考設計以及各種廢棄物分類的核種庫存，將使可能影響關切期間內處置場行為的特徵、事件與程序得以受評估。
- IRT 認為經濟產業省組成科學工作小組以發展科學選址條件的作法，是合理而務實的。目前採取的作法，包括由不同科學社群提名有聲望的專家、頻繁徵求公眾的意見、並維持與科學與技術社群的聯繫等，顯示經濟產業省願意提供科學與技術社群的廣泛參與。

建議事項(Advisory point)：

- IRT 認知經濟產業省區分潛在低合適地區、潛在合適地區、及潛在高合適地區，作為促成未來地方市政府將自願參與活動的方法，但 IRT 發現一些用於暫行摘要報告的名詞未必顯而易見並可能造成混淆的狀況。IRT 注意到有些細節的場址地質環境數據尚屬有限，因而建議於場址選擇程序進行溝通時，確認應使用清楚的定義。
- IRT 強調於政策制定者、管制者、執行者與公眾間維持公開對話與互動的重要性，IRT 建議於選址程序早期階段即開始公開對話，並於全部過程中持續此溝通工作。

### 3.3. 地質環境特徵及其長期穩定性

#### 1. 全國科學性篩選所使用的地質標準

暫行摘要報告提供了對於「地質環境特徵化和確保其長期穩定性」而言至關重要的全國科學性篩選標準。這些標準說明了地質系統的自然現象和特性，這些特性可能會在處置場永久性封閉後長期影響其功能。

本節重點為可能影響長期處置場功能的兩個安全功能：隔離和圍阻。暫行摘要報告列出了可能影響這些功能的潛在自然特徵、事件和作用，討論了六類事件和作用：因火山/火成活動或抬升/侵蝕可能會失去隔離，以及因熱環境、力學、水力和地球化學環境的變化可能因而喪失圍阻功能。如本節所討論，這些變化是斷層活動造成的地熱活動、力學性和水力作用，以及因火成活動或斷層運動的造成外部流體運動和流入的地球化學作用，而礦物資源也被認為是因人為因素而導致的潛在性入侵。

對於這六類中的每一類，暫行摘要報告皆考慮「應避開地區」和「理想上應避開地區」的標準。前者標準(「應避開地區」)提供最嚴格的篩選級別，確保最容易受到事件或過程影響的地區(指日本境內的實際地區)是最嚴格的條件篩選。後者為較不嚴格的標準，其定義為「理想上應避開地區」，但其中一個例外是岩漿侵入並通過處置場而噴發，其中僅定義為「應避開地區」的標準。

確認事項：

- 本節適當地確定和分類重要事件和作用，以確定它們對隔離和圍阻安全功能的潛在影響。

建議事項：

- 本節中描述的事件和作用是大量 FEP 的一個子集，這些 FEP 已經通過國際經驗被確定和編制，用於評估地質處置場的功能。例如，國際核能總署(NEA)彙編了被廣泛且全面認可的 FEP(NEA, 2013)。暫行摘要報告指出，已經對 FEP 目錄(如 NEA)進行了審查，以確保所有全國性篩選過程中與自然環境相關的 FEP 都被識別並形成文件。

#### 2. 火山和火成活動

本節討論火山和火成活動造成處置場物理隔離喪失的可能性，即岩漿侵入並通過處置場。此部分總結日本火山活動的一般空間和時間分佈，包括個體噴發中

心和更大型的破火山口(calderas)。一些參考文獻支持這一討論 (AIST, 2013)。

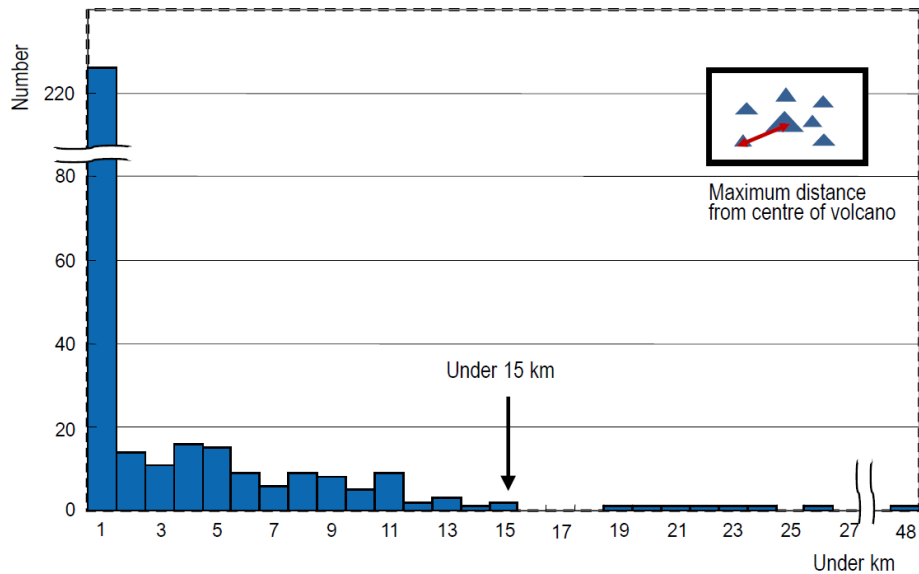
「應避開地區」提供的標準是基於第四紀火山噴發中心、破火山口的分佈以及基於高測量熱流和/或「高溫流體和氣體排放分佈」的「可產生岩漿的地區」。

確認事項：

- 暫行摘要報告確認基本的重要性關於盡量減少處置場火山破壞的可能性，無論是為了表現或是民眾的信心。
- 第四紀火山在日本的分佈是眾所周知的。
- 日本火山是世界上研究最多的地區之一，具有詳細的爆發歷史以及大量的地球化學、岩石學和地球物理數據集。
- 暫行摘要報告承認，以目前對岩漿過程的理解，即使在沒有已知第四紀噴發中心的地區，未來的火山危險對處置場也可能存在。

建議事項：

- 暫行摘要報告規定了距第四紀火山中心的特定緩衝距離(setback distances)為 15 公里，或者距離該地區超過 15 公里的破火山口(calderas)。雖然這個規定的距離受到日本第四紀火山的整體空間模式所支持(見圖 3-4)，但有些火山事件發生淺層岩漿的擴展至更遠處。明確的暗示緩衝距離較不普遍，且更具體而言，現有的資訊可能指出這些火山噴發中心以及破火山口需要更大的距離較合適，但至少保持 15 公里的最小緩衝距離。
- 目前對破火山口岩漿系統的認識，透過地形、地球物理和噴發歷史數據的組合，可針對特定的破火山口位置發展通用性較低但仍保守的緩衝距離。
- 暫行摘要報告中提到「如果地下溫度和壓力條件可能導致上部地函岩漿的產生和上升以及火山/火成活動可能在未來發生，則應排除該地區」，但這種排除因素並未被納入規定的要避開地區的標準，建議解決這種明顯的不一致問題。



Source: METI, Japan. Based on the Catalogue of Quaternary Volcanos in Japan (1999).

圖 3-4 第四紀火山中心與各別火山體之間的距離和個數  
(橫軸為距離火山口距離，縱軸為發現淺層岩漿個數)

### 3. 抬升和侵蝕

如果侵蝕速度夠快，可降低處置場上方的地質障壁覆蓋層厚度，因而使處置場更為靠近地表。暫行摘要報告指出，侵蝕速率超過 300 m/100,000 years 的地區應予避開。

內陸地區(遠離海岸)長期( $10^4$ - $10^6$  年尺度)的侵蝕主要受地殼抬升控制。因此，長期抬升速率的估計提供了對長期侵蝕速率的估計。可以透過各種方式獲得，例如透過明確的沖積台地中的河流切割速率或透過追溯不同年代和高度的台地。

在沿海地區，侵蝕也受抬升控制，但可能因海平面下降而進一步增強。第四紀海平面下降的最大估計值，與冰川時期相比，低於當今海平面 150 m，150 m 覆蓋層這個保守的數字可以解釋的侵蝕厚度。因此，在沿海地區，最大可接受的抬升量必須考慮到這一部分。

確認事項：

- 對於全國性科學篩選而言，使用第四紀或全新世( $10^4$ - $10^6$  年)範圍的估測值作為侵蝕率的保守替代指標是合理的。事實上，這種長期速率提供了  $10^4$  年或更長時間的平均值。
- 用於估計侵蝕的地殼抬升速率是基於日本進行的大量的區域調查，這些

數據總結在日本地質學會出版的地圖中。除第四紀火山地區或沒有數據的地區外，該地圖幾乎提供了全日本的抬升速率。

建議事項：

- 估計未測繪地區的最大長期抬升速率將有助於地圖涵蓋整個群島。
- 日本地質學會發布的顯示抬升率的地圖提供了 20 km×15 km 的矩形區域之速率。對於給定的區域，指出平均值所基於的數據數量將有助提升可信度。

#### 4. 地熱活動

本節討論高溫對工程障壁系統提供安全功能的能力之潛在影響。具體來說，如果溫度持續超過 100°C，導致所使用的緩衝材料功能下降的風險。由於這個原因，該標準評估了可能導致處置深度溫度升高的地溫梯度。這些標準透過直接測量熱流和地熱梯度，或透過間接證據(例如接近火山活動區、存在溫泉或異常氣體排放或深度對流熱傳導的推斷)來執行。

「應避開地區」的標準描述為處置深度的地熱溫度長時間超過 100°C 的地方。「理想上應避開地區」的標準描述為不確定處置深度環境溫度為 100°C 或更低的地區。

確認事項：

- 本節中的熱學標準涉及參考設計中有關工程障壁系統(EBS)的重要組成功能。在這種情況下，EBS 中對溫度最敏感的成分是圍繞在廢棄物包件的緩衝區中之膨潤土。儘管不同的膨潤土配方有不同的溫度反應，但一致認為一些膨潤土礦物在溫度升高的情況下會改變，並且這些改變可能影響緩衝區功能(例如水合和膨脹性質)。一般普遍認為，100°C 代表保守的溫度上限，以避免緩衝區功能下降。本節的標準可正確確認參考設計中 EBS 的溫度敏感性。
- 該標準還指出，處置場和圍岩的熱傳遞是一個複雜的過程，不僅透過傳導，而且也透過地下水或熱液的平流移動。
- 本節還確認，缺乏足夠的數據限制了地熱參數標準中可靠地設置特定值的能力。

建議事項：



- 暫行摘要報告認知到處置場和圍岩中導熱和對流傳熱的作用，但不包括廢棄物中的衰變熱。這可能對總熱量收支而言至關重要，特別是在廢棄物被放置並密封在處置場中之後。每個包件中的平均廢棄物年齡(輻照後)和廢棄物核種含量可用於評估對總熱量收支的影響。
- 鑒於相關的地圖似乎適用於日本高放射性廢棄物處置，如引用的地熱梯度和熱流數據報告(AIST, 2004)，這些有關地熱梯度數據之不確定性的解釋將對處置計畫是有益的，有助於解釋缺乏規定值時以評估熱「應避開地區」。

## 5. 由火山或深層流體流動引起的化學擾動

處置場中水的溫度和化學組成強烈影響 EBS 的功能，特別是碳鋼的外層包裝之潛在腐蝕和玻璃廢棄物形式的溶解。在參考設計中，緩衝區用於限制水進入金屬廢棄物包件，從而減緩其潛在的腐蝕。

本節討論水化學變化影響外層包裝容器功能的可能性。據推測，封閉時處置深度的環境，地下水不會腐蝕 EBS 組件。因此，這部分的重點是可能的外部腐蝕性水源為從火山或其他深部來源侵入。本節中定義的標準需考慮的兩個潛在的腐蝕性水之化學參數：pH 和碳酸鹽濃度。該報告意識到低 pH 值是高度腐蝕性水的一級指標。值得注意的是，pH 值低的地區經常發生在火山中心 15 公里範圍內，與報告前面部分為避開火山活動而規定的允許距離重合。報告進一步指出，在大型岩漿複合地區，甚至超過 15 公里的地下水系統也會受到影響。

高碳酸鹽濃度也被認為是碳酸氫根離子的來源，當外包裝表面部分暴露於水或污染物時，這增加了局部腐蝕的可能性。由於這些原因，顯示 pH 低於約 5 或碳酸鹽濃度約  $0.5 \text{ mol/dm}^3$  的地下水指示區域被指定為「理想上應避開地區」。「應避開地區」的描述更為一般，即「在處置深度存在火山水或深層流體，對化學環境有顯著影響的地區」，但沒有規定數值。缺乏數據被引用為這種情況下未指定數值限制的原因。

本部分進一步補充了水化學潛在變化的標準，指出具有「火山活動痕跡」或「異常高地溫梯度以及高溫液體和氣體排放」的地區也應予以考慮，其他可能存在(或未來出現)腐蝕性水的潛在指標認為是預測未來火山活動的區域(基於火山模式或「地函中估計的熱對流」)。這些總體指標與上一節關於地熱活動的部分相

似，這種解釋與日本潛在的腐蝕性水與火山地熱系統的緊密聯繫是一致的。

確認事項：

- 暫行摘要報告中的討論正確認識到處置場的化學環境對於 EBS 功能至關重要，該報告還正確地指出了水化學與處置場區域火山和熱狀態的密切關聯。
- 深層循環流體在日本大規模構造框架中的作用也在報告中得到了明確認識。
- 暫行摘要報告著重於外層包裝的潛在腐蝕作為處置場功能的重要組成部分。

建議事項：

- 在討論水化學變化的潛在影響時，暫行摘要報告只考慮對外層包裝功能的影響。雖然承認這是 EBS 的一個重要組成部分，但它並不是 EBS 中唯一對水化學反應敏感的部分。特別是，膨潤土緩衝區的功能也取決於水的化學性質。例如，極端 pH 或高濃度的硫物質會不利地使緩衝區劣化並損害其膨脹和吸附性能，緩衝區劣化使更多的水湧入可進一步加速外層包裝的腐蝕。透過考慮對緩衝區和其他 EBS 成分(例如玻璃廢棄物形式)的化學影響，可以改進本節。
- 在此可以解決改變水化學的另一個方面是對處置場和周圍環境中岩石 - 水相互作用的化學效應。透過考慮水 - 岩系統可以更好地處理侵入水的組成，特別是在升高的溫度下和母岩可能更具反應性(例如在通過反應性基質的多孔流中)。侵入水的影響可能會更大或更小，這取決於母岩的有效緩衝能力。

## 6. 斷層活動

斷層造成的位移傳遞至處置場會損壞其地下結構，並可能降低對水流的障壁功能，因此要避開處置場附近有活動斷層。暫行摘要報告指出，安全距離需為活動斷層長度的 1/100 倍。

確認事項：

- 活動斷層(或活動斷層段)與發震斷層之間的區別至關重要。事實上，即使在物理上不連續的情況下，斷層的不同部分也會經歷同震位移，可能

在破裂時傳遞。因此，在估計斷層長度時，須對每個構成段的長度準確的加總。

- 活動斷層附近的變形不僅僅包括破裂，也可能包括褶皺或彎曲。因此考慮可能影響處置場位置變形的可能性。
- 也須考慮到完全隱藏性盲斷層的可能性。

建議事項：

- 正如暫行摘要報告中所確認，在估計斷層長度時存在若干不確定性，部分斷層(特別是斷層末端)可能被隱藏。此外，斷層或斷層段的長度在深部可能比在地表更長。考慮到這些不確定性，在選址過程的後期特定場址階段可能適當的允許更大的安全距離。

## 7. 礦物資源

具有目前或潛在經濟價值的礦產資源與深層地質處置場存在潛在衝突。在封閉之後，關於處置場的知識和資訊可能會丟失，資源勘探或開採活動可能造成人類無意入侵處置系統，導致處置場的隔離和封閉功能喪失，從而可能釋放放射性物質進入生物圈。

日本「最終處置法」規定，在「沒有採礦記錄或目標地質體中有經濟價值的礦產資源進行最終處置」的條件下，必須選擇初步調查區。在這方面，礦產資源只包括日本採礦法規定的那些礦物(金屬、非金屬和燃料礦物)。

總體來說，日本目前只有少數採礦活動和礦產資源用於有價值的原料。目前最可觀的資源是煤炭，但也有稀少的鐵礦，以及適量的銅和黃金。存在全方面的知識庫，確定所在的地區，並在技術上有可能在日本開採石油、天然氣和煤炭。關於其他礦物資源分佈的數據庫也存在，但目前已被確定為不適用。其他資源，如地下水和礦泉水或地質地下其他活動可能使用的場地，例如：碳捕獲和封存(CCS)，目前未被考慮在內。

從場址選擇過程中排除這些地區可視為一個被動的方式，避免未來潛在的利益衝突。更加積極的防護措施，也可以將有關處置場的知識保留後代。

確認事項：

- 從地下處置場的選址過程中，排除具有當今經濟價值之礦產資源的地區是合適的，符合其他國家的做法和國際建議。

- 在選址過程階段選擇有關礦物資源分佈的數據庫是合適的，因為在初步調查階段，在地下未來地質調查期間將收集更多有關礦物資源的資訊。
- 目前日本採礦法規定的對礦物質的關注是適當的，因為對於遠期未來的元素和礦物質價值不可能有可靠預測。

建議事項：

- 除了勘探或挖掘礦產資源造成採礦活動的使用衝突之外，還應考慮到其他活動。關於潛在的地下水鑽探，證明即使在未來氣候變化的極端乾旱條件下鑽探深度不可能超過 300 m。
- 除了透過從場址選擇過程中排除當前經濟價值的地區，對未來勘探或採礦活動造成的無意的人為入侵進行更加被動的保護之外，還應考慮到更為積極的措施，例如建立長期監督和保護後代相傳的知識。NEA 的國際交流，包括日本的參與，關於後代知識庫的知識保存、記錄和記憶，目前正在進行評估和開發這些方法和技術，以在中期總結保存處置場之記憶和知識。除此之外，其他國際組織如國際放射防護委員會(ICRP)建議制定積極的措施，對處置場進行中期監督。儘管不能排除關於處置場的記憶，但這種損失不應該故意發生(ICRP，2013)。

### 3.4. 地質處置優先選擇之地質環境特徵

選定合適的地質環境特徵和性質之位置以處置玻璃化高放廢棄物，以確保工程障壁系統和母岩能夠隔離和圍阻廢棄物。這種方法符合世界各地其他廢棄物管理組織遵循的國際最佳做法，並將為確保處置設施的長期安全提供良好的基礎。

日本研究機構過去廣泛的研究參考設計並提出合理的報告(JNC，2000)，對優先選擇的地質環境特徵和性質進行認定。

有利的特性和性質分為 T-H-M-C(即熱學、力學、水力和地球化學環境)，並分別針對 EBS 和天然障壁進行討論。表 3-1 總結所確定的優先選擇地質環境特徵和特性，然後使用有利特徵的集合來定義「優選地區」的要求。

報告根據有利的特點討論了表中每個要素的某些具體方面。例如水力方面，報告指出地下水移動緩慢是一個有利的特徵。地球化學環境方面，中性 pH 值和減少地下水對天然障壁和 EBS 有利。本節中討論的許多方面與「應避開地區」

和「理想上應避開地區」一節中詳細討論的內容相同，本節中討論的標準比上一節中的標準更具有定性(qualitative)。

表 3-1 地質處置的優先選擇地質環境特徵

	就 EBS 而言，地質環境的有利特徵和性質	就天然障壁而言，地質環境的有利特徵和性質
熱環境	低圍岩溫度	-
力學方法	少量岩石變形	-
水力方法	-	地下水緩慢移動
地球化學環境	不高也不低的地下水 pH 值 減少地下水 地下水中溶解的無機碳含量低	不高也不低的地下水 pH 值 減少地下水

資料來源：暫行報告，表 3-1。

該報告指出，量化需求的發展需要更完整的數據和更明確了解各個元素的相互作用。

確認事項：

- 事先了解 EBS 內可能發生的過程之相互作用，提高識別有利地質特徵和性質的信心。在識別過程中使用參考設計是合適的，並與國際上目前接受的做法一致。
- 以表 3-1 的格式呈現結果清楚地說明地質環境特徵和性質與處置系統功能的重要性(無論是在安全功能還是在處置系統內的現象演化方面)。
- 考慮到現有全國數據集中的知識限制和系統級理解，定性標準的使用是合理的。

建議事項：

- 對於確定「優選地區」的整體方法，在選址過程的特定場址階段應該解決每個要素之間的相互作用以及它們對有利特徵的個體影響。
- 對於水力條件，地下水流量的考慮主要是根據滲透率和水頭(即達西流速)。其他過程，如滲透和熱對流，預計將在接下來的三步調查中進行評估。
- 對於地球化學環境，在選址過程的特定選址階段提出考慮其他要素，如氯化物、硫酸鹽或可能加強放射性核種傳輸的可能配位基(ligands)。

## 第四章、設施安全

### 4.1. 概念方法

本節涉及處置設施建造和運轉的各種論點，可能影響場址的選擇。概念設計和規劃係為地表和地下設施建造和運轉能持續超過 50 年。地表設施係指運輸系統、封裝容器安裝和焊接容器蓋子、檢測已完成封裝之廢棄物容器，需要接收和檢測之廢棄物，以準備能運輸到地下坑道。地下設施係指需要將廢棄物運輸到地下坑道，將廢棄物包裝容器放置於周圍有緩衝材料之處置場設施。處置場設計由斜坡道到大區域處置坑道之地下通道，有豎井能用於通風和（可能）作為額外的通道。隔離的地下處置區域用以處置玻璃固化高放射性廢棄物（約 40000 個廢棄物包裝容器）和超鈾廢棄物(TRU)。

確認事項：

- 暫行摘要報告提供高放射性廢棄物地下和地表設施概念設計，且已完整考慮潛在危害和地區篩選標準。
- 概念設計包括設施操作執行和相關的建造和運轉時間。

建議事項：

- 報告涵蓋了地下設施的建造，但未觸及地下運轉作業。評估區域特徵應將地下運轉作業考慮在內。

### 4.2. 應用

暫行摘要報告提供地下設施建造和地表設施建造和運轉作業的標準。在地下設施中，參照隧道設計和建造施工使用的標準（JSCE，2006）確定七個主要注意領域。這些注意領域包括：

- 未固結的沉積物；
- 地熱和溫泉；
- 膨脹的岩石；
- 岩爆；
- 泥漿噴發；
- 洪水；

- 有害氣體流入。

對於地表設施的建造和運轉，暫行摘要報告認同這些設施在許多方面與處理核物料和高放射性廢棄物的其他設施類似。已確定有四個需要注意的領域：

- 支撐設施的地盤穩定性；
- 預防地震造成的損害；
- 預防海嘯造成的損害；
- 預防外部影響造成的損害。

這些領域在現有對放射性廢棄物管理設施的法規中已涵蓋（NRA，2013a，2013b）。暫行摘要報告也提出額外的火山危害之考慮，特別是火山碎屑流動。此報告參考「評估火山對核能電廠影響的指南」（NRA，2013c）作為額外考慮的來源。該報告訂出「理想上應避開地區」，作為全新世火山碎屑沉積、火山岩和碎屑之已知區域的具體標準。「應避開地區」標準是基於「經由現地調查以獲得詳細資訊之特定地區」所評估出。

本節還考慮「優選地區」的標準，為地下和地表設施之安全邊界能獲得具體改善。對於地下設施，報告指向先前提到兩個已知的注意領域資訊：未固結沉積物及地熱和溫泉。報告指出，對於其中的第一個注意領域，無全國地區的文件可茲利用，因此評估作業推遲到更多特定地點完成調查之後。對於第二個注意領域，報告確認職業健康規則規定工作人員暴露之溫度不超過 37°C。報告指出，這個限制對於圍岩溫度若不超過 45°C，可以經由通風維持作業。

報告指出依目前工程對策經驗，需延遲到更多場址特定評估完成後，才能考慮其他五個注意領域進行。

對於地表設施，暫行摘要報告討論可能選址之考慮因素為地表穩定性、海嘯危害、地震損害和其他外部事件。報告中大部分都提到特定的參考文獻，能提供每個特定領域之參考指南。這些包括近期完成地表岩石和沈積物穩定性之指南，沿日本沿海地區之最大海嘯高度和日本的概率地震危害地圖。報告指出對於一些主題、較特定場址的資料需要進一步評估（例如，考慮當地地形影響之預期最大海嘯高度須更新評估）。

暫行報告中概述了地下和地表設施之「應避開地區」、「理想上應避開地區」和「優選地區」的分配標準。地下設施的兩個層面須注意，未固結的沉積物和地熱/溫泉，只有對後面的地熱/溫泉層面指定「優選地區」標準。地表設施三個注

意層面已包括在表中。「優選地區」對於地表穩定和海嘯危害給出了標準。「理想上應避開地區」對於火山和火山碎屑危害給出了標準。

確認事項：

- 暫行摘要報告已汲取經驗並提及適當的守則、標準、指引和地下建造及地表運轉作業的規範。這些包括坑道建造的土木工程經驗和高放射性的廢棄物處理的核工業經驗。
- 報告識別特定層面，必須考慮日本活動構造環境和適當描述這些當地和區域層面問題的參考文件。特別是，火山碎屑流和其他火山活動的潛在危害，是須正視且特別注意。
- 報告識別一些現有資訊需要更新和進一步評估以納入更多的當地影響。
- 報告正確識別人類潛在的外部危害活動，例如鄰近設施的事故或飛機失事意外事故。

建議事項：

- 地震危害在報告中僅於地表作業述及。然而，在某一特定地震預期某深度地下會發生位移震動效應要明顯低於地表面，但仍應該考慮地震事件對地下運轉作業和建造活動的潛在影響（如廢棄物放置、地表電力供應損失等）。
- 與外部事件有關的地表運轉作業的潛在危險，在選址標準中需額外的考慮人類的活動。例如，可以考慮靠近主要商業航空航道或已建立軍事飛機飛行模式之飛機意外墜毀。



## 第五章、運送安全

### 5.1 概念方法

根據日本 NRA 2017 年國家報告，日本 HLW 集中式中期貯存設施有兩處：(1)青森縣上北郡六所村的中期貯存設施，貯放 3,393 噸；(2)青森縣陸奧(Mutsu)的可回收核燃料貯存中心(Recyclable-Fuel Storage Center)，容量 3,000 噸，規劃於 2018 年底啟用；而未來則必須由此中期貯存設施將放射性廢棄物運送至處置場址。放射性廢棄物包件(運送護箱)的技術準則已經由國家法令所規範，而此項法令是基於放射性物質安全運送的國際法規(IAEA，2012)。因此，運送護箱必須設計成在事故時，可以屏蔽輻射並且維持護箱的完整性。事實上，目前所使用的運送護箱為總重接近 115 公噸的重容器，因此也限制了其在公路與鐵道上的運送，因為公路與鐵道均有運送載具的重量上限值。考慮到至少某些距離的公路或鐵道運送是必要的，且日本是一個人口密集的國家，在沿運送途徑的許多地區必然會受到影響，而有公眾曝露與核子保防的顧慮。由於放射性廢棄物的運送將耗費十年或更長的時程，運送安全已經列入全國科學性篩選選址階段的準則之一。

確認事項：

- 將運送納入選址準則是適當的。
- 本報告也有適當考量一般崎嶇地形限制了運送公路或鐵道的建造。

### 5.2 應用

日本對於由核能發電廠或其他設施，在國內或海外運送放射性廢棄物具有長足的經驗。運送的管理由相關的法令所規範。安全評估與核子保防均已經在設定選址準則時妥善考量。基於國內與海外的經驗，有討論到三種運送方法包括陸運(公路與鐵道)及海運(船)。

由長距離與短距離運送的觀點，同時考量法令所規範的安全與核子保防問題，已經有評估「優選地區」的準則。

當對於長距離運送，且專注於公眾安全與核子保防，比較這三種方法(公路、鐵道、及海運)時，有數個理由可以認定海運是較優的選項。在這三種方法中，海

路運送具有最低風險的公眾曝露，因為海路沿途沒有人居住。且核子保防的風險也最低，因為最不可能事前獲知運送途徑，而在停靠時並不需要任何限制措施。就運送途徑的重量與坡度限制而言，海路運送大大降低了交通基礎建設的要求。因此，每一次運送可以運送大量的廢棄物包件，而減少運送的頻率。

海運可能也需要短距離陸運，以便將廢棄物運送至其最終處置的目的地。由於護箱的重量，短距離運送可能需要專屬的公路或鐵道。

目前認定公路與鐵道均適合於短距離運送。如同在暫行摘要報告中所討論，由港口至處置場距離最好很短，以縮短運送時間。暫行摘要報告中所考量的運送計畫，較優的運送時間大約是 2 小時，此距離海邊大約是 20 公里，而採用此作為選址的準則。

確認事項：

- 認知日本具長足的經驗與優良的紀錄於國內或海外運送放射性廢棄物。運送方法的整體說明極為詳盡，藉由海運與陸運的運送初步最適化是適當的。不同運送方法的篩選，是基於使輻射對公眾曝露最少，以及有關核子保防時能確保廢棄物包件的完整性。因此，優先選擇海運，而陸運須使距離與時間最短。

建議事項：

- 為容許短距離運送階段的可行，建議大約 2 小時／20 公里的限制，最好不要做為嚴謹的選址準則。對於這些數值某種程度的放寬，有助於選址的彈性，且不會嚴重影響安全或保防。

## 第六章、計畫可行性

在暫行摘要報告中，當決定候選地區後，將計畫可行性歸納成二個相關聯的議題。第一個是有關於「初期調查階段後之調查容易度」，這部分包含法規與條文對土地使用的限制，由於私人擁有的土地或是需要核可通過的公有土地都有可能使所挑選場址的後續調查工作變得困難。因此，對土地所有權及取得土地能有較少的限制在挑選候選地區時會是一個重要議題。另一個可行性議題是與「地質環境評估的容易度」有關。

確認事項：

- 國際審查團隊針對挑選場址供進行初期評估的可行性議題，分享了一般性的意見。
- 國際審查團隊也同意如暫行摘要報告所指出，現階段並不宜去設定很詳細的標準供全國性的場址篩選使用。

建議事項：

- 國際審查團隊發現有關「地質環境評估容易度」，可以定義更清楚些，以提高對此議題有更清晰的理解與建議。

## 第七章、其他考量項目

在暫行摘要報告中，符合長期地質特性與安全建造和運轉地表與地下設施的規定之地區，被歸類為「優選地區」。由於運送有關的安全考量，海岸地區符合「優選地區」的準則且顯示相對簡單的地質環境使易於執行安全調查，則更進一步分類為「潛在高合適地區」。同時也預期，海岸地區的某些地區具有較優的特性，例如合理低的抬升率與水力梯度。就確保建造與運轉期間的安全觀點而言，在排除「潛在低合適」地區後，可以採行對應的工程措施。同時亦假設，海岸地區的某些部份具有符合專案可行性所規定的特性。

確認事項：

- 本報告不僅認知海岸地區的運送安全重要性與地質特性，也認知設施建造/運轉期間確保安全的重要性以及未來專案的可行性。

建議事項：

- 暫行摘要報告中本節顯示包括本報告早期所建立的不同準則的幾個方面，對於選址過程並沒有建立任何新的或獨立的準則。國際同儕審查團隊建議，應清楚說明其他各節的準則將對全國一致性的適用，以證明哪一地區在地質處置場的選址考量較優或較差，以及在海岸地區特定場址相對較佳的合適性。

## 第八章、社會科學觀點的考量

在暫行摘要報告中，技術工作小組所做選址的技術可行性評估幾乎全部從地球科學的觀點。但是，社會科學的考量為放射性廢棄物工作小組的責任，在暫行摘要報告中的選址準則已經簡要考慮社會科學的觀點。這些觀點包括相關法規對土地取得的限制，地主的人數(易於取得土地)以及行政區域邊界的處理(運送)。

確認事項：

- 國際同儕審查團隊認為社會科學的觀點很重要，同時認知在暫行摘要報告中，某些社會科學問題已考量其接受準則。

## 第九章、結論

國際審查小組做出以下結論：

- 最終處置法案目前所指明的階段性場址選擇程序以及新增的全國性科學篩選程序皆與國際常規一致。
- 經濟產業省現行做法，在各階段選址程序皆確認場址所在地區已充分了解並願意參與，符合國際普遍接受的地質處置策略。

一般而言，場址選擇程序所定義的條件是合理完整的，並掌握了必須關切的重點。確保各社會團體的完整了解與接觸是成功而被普遍接受的選址程序的關鍵。

## 第十章、審查關鍵要項

「日本高放廢棄物地質處置選址程序」為日本 2015 提出新的地質處置場選址程序送交 OECD 所屬核能署(NEA)進行國際審查，於 2016 年所提出之報告。本計畫透過對 NEA 國際同儕審查報告進行國際資訊研析該報告後，針對內容所屬的四個面向，包含：(1)高放處置場地質與相關科學篩選條件、(2)高放處置場選址計畫可行性評估、(3)高放處置場設施安全考量、(4)放射性廢棄物運送安全與其對應考量項目，提出可供國內參考之審查關鍵要項及心得建議。

### 10.1 高放處置場地質與相關科學篩選條件

1. 日本將高放選址區分為「應避開地區」、「理想上應避開地區」、「優選地區」、「計畫可行性優選地區」，將選擇符合日本現行安全標準的場址，而非僅選擇「最佳場址」的場址篩選方式，相當值得借鏡。
2. 在其場址選擇過程中，較沒有爭議的部分當屬「應避開地區」，多屬於無法利用人為手段克服自然災害威脅之區域。而「理想上應避開地區」亦屬於此類型，僅是因目前可供證明的調查資料不足，即保留未來成為場址的可能性。因此，除了有明確排除證據之區域，在選址過程中亦須避免採用特定條件直接優選場址，如此將等同於形成間接排除的效果。
3. 考量高放處置場址選擇為高社會關注議題，除了須納入公眾參與之外，選址程序規劃亦相當重要。
4. 我國已訂有「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，可依條文規範內容與日本場址篩選精神，研擬訂定我國之場址選擇程序。

對於場址而言，穩定的地質條件對於放射性廢棄物處置至關重要，因此必須訂定篩選處置場址之標準，以確保處置場永久封閉後之長期穩定性。可能影響長期處置場功能的兩個安全功能為隔離和圍阻。

然而，可能影響這些功能的自然特徵、事件和作用主要包含了：(1)火山和火成活動、(2)抬升和侵蝕、(3)地熱、(4)火山或深層流體流動引起之化學擾動、(5)斷層活動、以及(6)礦物資源等。對於以上六類的事件，暫行摘要報告已針對這些可能造成處置場功能喪失之事件依據不同的標準區分為「應避開地區」及「理想

上應避開地區」，以確保處置場之安全功能的正常運作。

- (1) **火山及火成活動**：可能造成處置場隔離功能喪失，暫行摘要報告規定與第四紀火山及噴發火山口的緩衝距離，以減少處置場遭受火山破壞的可能性。
- (2) **抬升和侵蝕**：假設侵蝕速度夠快，使處置場上方的地質障壁覆蓋層厚度降低，進一步使處置場更為靠近地表，可能會讓處置場設施裸露造成核種外洩。暫行摘要報告已指出應避免侵蝕率超過 300 m/ 100,000 years 的地區。
- (3) **地熱**：高溫(一般普遍認為 100°C 代表保守的溫度上限)可能導致所使用的緩衝材料功能下降的風險。可以考慮引用地熱梯度或熱流數據相關的報告。
- (4) **火山或深層流體流動引起的化學擾動**：水化學變化可能影響工程障壁系統的功能。其中，低 pH 值是高度腐蝕性水的一級指標，且經常在發生於火山周圍，暫行摘要報告已指出在大型的岩漿區甚至超過 15 公里的地下水也會受到
- (5) **斷層活動**：斷層造成的位移傳至處置場會損壞其地下結構，並可能降低對於水流方面的障壁性能，因此要避開處置場附近的活動斷層。暫行摘要報告已指出安全距離需為活動斷層長度的 1/100 倍。
- (6) **礦物資源**：資源勘探或開採活動可能造成人類無意闖入處置系統，導致處置場的隔離和圍阻功能喪失，從而可能釋放放射性物質進入生物圈。

綜上所述，選定合適的地質環境特徵和性質之地點，確保工程障壁系統和母岩能夠隔離和圍阻廢棄物，符合世界各地其他放射性廢棄物管理組織遵循的國際最佳做法。暫行摘要報告已提出應優先選擇之地質環境特徵和特性，並將這些有利特徵統整並定義為「優選地區」之要求。例如：以水力方面而言，地下水緩慢流動是一個有利的特徵；而於地球化學環境方面，中性 pH 值和減少地下水會對天然障壁和工程障壁系統有利。

## 10.2 高放處置場選址計畫可行性評估

在處置計畫可行性部分，因是針對選址議題，也就不針對處置工程技術可行性探討。因此在論述計畫可行性時，關注二個與場址調查相關的關鍵議題。



第一個是場址調查的難易程度，主要考慮受限於相關土地使用法規而禁制開發地區，以及是否涉及私人土地等，這些相關限制可以透過剔除因子篩選，而排除做為選址的考量。

第二個是地質環境評估的容易度，國際審查團隊發現 NUMO 有關「地質環境評估的容易度」並未清楚定義，建議是否透過那些指標來鑑別地質環境評估的難易程度。

對國內選址工作而言，前述第一項的可行性可以透過一些因子建立剔除準則，來鑑別場址調查的難易程度。而第二點是有關場址地質環境評估的難易度，地質環境評估的難易將與是否有豐富地質調查資料有關，這與前一點有關聯，另外關鍵便是地質環境的複雜程度，若存在明顯異質與複雜之地質環境或構造，將使地質環境評估變得複雜。建議未來應針對場址地質環境進行評估，以利釐清是否存在明顯異質與複雜之地質環境或構造，並納入選址計畫進行考量。

### 10.3 高放處置場設施安全考量

有關處置設施安全，在地表設施部分，於暫行摘要報告提供地下設施建造和地表設施建造和運轉作業的標準；在地下設施部分，需要確定七個主要注意區域，包括：(1)未固結的沉積物、(2)地熱和溫泉、(3)膨脹性岩石、(4)岩爆、(5)泥漿噴發、(6)洪水、(7)有害氣體流入。而對於地表設施的建造和運轉，關注的四個特定區域已被鑑定，包括：(1)支撐設施的地盤穩定性、(2)預防地震造成的損害、(3)預防海嘯造成的損害、(4)預防外部衝擊造成的損害。

選址考慮因素為地表穩定性、海嘯危害、地震損害和其他外部事件，報告中大部分都提到特定的參考文獻，提供參考指南，包括地表岩石和沈積物穩定性之指南，日本沿海地區之最大海嘯高度和日本的地震危害概率地圖。但是報告內指出對於一些主題、較特定場址的資料則需要進一步評估。

對於國內處置設施安全而言，需要提出地下和地表設施概念設計，且需要完整考慮潛在危害和地區篩選標準。對於概念設計應該包括設施操作執行和相關的建造和運轉時間。但是涉及地下設施的建造，應該將地下運轉作業之評估區域特徵納入考慮。

## 10.4 放射性廢棄物運送安全與其對應考量項目

在日本，放射性廢棄物貯存於兩個場址，必須由此將放射性廢棄物運送至處置場址。放射性廢棄物包件(運送護箱)的技術準則已經由國家法令所規範，而此項法令是基於放射性物質安全運送的國際法規(IAEA，2012)。因此，運送護箱必須設計成在事故時，可以屏蔽輻射並且維持護箱的完整性。

事實上，目前所使用的運送護箱為總重近乎 115 公噸的重容器，因此也限制了其在公路與鐵道上的運送，因為公路與鐵道均有運送載具的重量上限值。考慮到至少某些距離的公路或鐵道運送是必要的，且日本是一個人口密集的國家，在沿運送途徑的許多地區必然會受到影響，而有公眾曝露與核子保防的顧慮。由於放射性廢棄物的運送將耗費十年或更長的時程，運送安全已經列入日本全國科學性篩選選址階段的準則之一。當對於長距離運送，且專注於公眾安全與核子保防，比較這三種方法(公路、鐵道、及海運)時，有數個理由可以認定海運是較優的選項。在這三種方法中，海路運送具有最低風險的公眾曝露，因為海路沿途沒有人居住。且核子保防的風險也最低，因為最不可能事前獲知運送途徑，而在停靠時並不需要任何限制措施。

就運送途徑的重量與坡度限制而言，海路運送大大降低了交通基礎建設的要求。因此，每一次運送可以運送大量的廢棄物包件，而減少運送的頻率。目前認定公路與鐵道均適合於短距離運送。如同在暫行摘要報告中所討論，由港口至處置場的距離最好很短，以縮短運送時間。暫行摘要報告中所考量的運送計畫，較優的運送時間大約是 2 小時，此距離海邊大約是 20 公里，而採用此作為選址的準則，建議台電公司可以採用此準則作為選址考量。

在暫行摘要報告中，符合長期地質特性與安全建造和運轉地表與地下設施的規定之地區，被歸類為「優選地區」。由於運送有關的安全考量，海岸地區符合「優選地區」的準則且顯示相對簡單的地質環境使易於執行安全調查，則更進一步分類為「潛在高合適地區」。同時也預期，海岸地區的某些地區具有較優的特性，例如合理低的抬升率與水力梯度。就確保建造與運轉期間的安全觀點而言，在排除「潛在低合適」後，可以採行對應的工程措施。同時亦假設，海岸地區的某些部份具有符合專案可行性所規定的特性。

## 参考文献

- AIST (2013), Volcanoes of Japan (database), [https://gbank.gsj.jp/volcano/index\\_e.htm](https://gbank.gsj.jp/volcano/index_e.htm).
- AIST (2004), *Geothermal Gradient and Heat Flow Data in and around Japan*, AIST, Tokyo.
- Cabinet Decision (2015), “Basic Policy on the Final Disposal of Designated Radioactive Wastes” (in Japanese).
- Geological Disposal Technology Working Group (2015), “Interim Summary of Criteria for Nationwide Scientific Screening by the Geological Disposal Technology Working Group” (in Japanese).
- Geological Disposal Technology Working Group (2014), “Re-evaluation of Geological Disposal Technology on the Basis of the Latest Geoscientific Knowledge – Preferable Characteristics and Properties of the Geological Environment and their Long-Term Stability” (in Japanese).
- IAEA (2012), *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*, SSR-6, IAEA, Vienna.
- ICRP (2013), *Radiological Protection in Geological Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste*, Publication 122, ICRP, Ottawa.
- JNC (2000), *H12: Project to Establish Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan*, JNC, Tokyo.
- JSCE (2006), “Tunnel Design and Construction Standards” (in Japanese).
- NEA (2016), “Terms of Reference – Japan’s Siting Process for the Geological Disposal of High-level Radioactive Waste: An International Peer Review”, NEA/RWMC(2016)9.
- NEA (2015), “Challenges to Regulators in Siting and Licensing the Construction and Operation of Radioactive Waste Repositories”, NEA/RWM/R(2015)9.
- NEA (2013), “Updating the NEA International FEP List: An IGSC Technical Note”, NEA/RWM/R(2013)8.
- NEA (2005), *International Peer Reviews for Radioactive Waste Management*, OECD, Paris.
- NRA (2013a), *Evaluation Guide for Volcanic Effect on Nuclear Power Plant* (in Japanese), NRA, Tokyo.

NRA (2013b), *Interpretation of Regulations on Standards for Location, Structure and Equipment of Waste Management Facilities* (in Japanese), NRA, Tokyo.

NRA (2013c), *Regulations on Standards for Location, Structure and Equipment of Waste Management Facilities* (in Japanese), NRA, Tokyo.

NRA (2017), *National Report of JAPAN for the Sixth Review Meeting, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management* (in Japanese), NRA.

## 附件 I、審查者的無偏頗說明書

### Stéphane Brassinnes

Herewith I declare that I have not been involved in person and in an important manner in the Japanese siting process for a geological disposal facility for high level waste during the last five (5) years.

Place: Brussels Date: 19 April 2016

Your signature,



### Olivier Fabbri

To whom it may concern

Herewith I declare that I have not been involved in person and in an important manner in the Japanese siting process for a geological disposal facility for high level waste during the last five (5) years.

Olivier Fabbri

Agreement received electronically on 5 May 2016.

### James Rubenstone

To whom it may concern

Herewith I declare that I have not been involved in person and in an important manner in the Japanese siting process for a geological disposal facility for high level waste during the last five (5) years.



James Rubenstone

### Timo Seppälä

To whom it may concern

Herewith I declare that I have not been involved in person and in an important manner in the Japanese siting process for a geological disposal facility for high level waste during the last five (5) years.

Helsinki, July 22, 2016



Timo Seppälä  
Senior Advisor  
Saario & Riekkola Consulting Engineers

(此頁空白)

## 第三部分

我國用過核子燃料最終處置技術

可行性評估報告

(台電公司 SNFD 2017 報告)

審查報告

(此頁空白)



# 目錄

第一章、前言.....	1
第二章、處置概念與安全論證.....	2
第三章、臺灣地質環境.....	3
3.1 區域環境地質.....	4
3.1.1 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性.....	4
3.1.2 臺灣的地質環境特徵.....	4
3.1.3 臺灣的大地構造架構及地質演化.....	4
3.2 地質處置合適性研究.....	5
3.2.1 火山活動.....	5
3.2.2 斷層及地震活動.....	5
3.2.3 泥貫入作用.....	5
3.2.4 抬升、沉陷與剝蝕作用.....	5
3.2.5 氣候與海平面變遷.....	7
3.2.6 臺灣的天然資源.....	7
3.2.7 臺灣潛在處置母岩.....	7
3.3 花崗岩深層地質特性.....	8
3.3.1 地質圈特性對多重障壁概念的重要性.....	8
3.3.2 地質演化及概念模式.....	8
3.3.3 水文地質.....	8
3.3.4 水文地球化學.....	8
3.3.5 核種傳輸路徑.....	9
3.3.6 岩石特性.....	9
3.4 小結.....	10
3.4.1 「能否找到合適的花崗岩進行地質處置？」.....	10
3.4.2 「是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性？」.....	10
3.4.3 未來發展建議.....	11
第四章、處置設計與工程技術.....	12
4.1 處置設計概念及工程技術能力.....	12

4.2 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能.....	13
4.3 設計流程.....	14
4.4 影響處置概念的因子.....	16
4.5 工程障壁系統及處置設施的設計需求.....	17
4.5.1 廢棄物罐抗腐蝕性能.....	18
4.5.2 廢棄物罐抗壓性能.....	19
4.5.3 廢棄物罐銅殼厚度.....	19
4.6 工程障壁的穩定性.....	20
4.6.1 工程障壁飽和特性與力學穩定性.....	20
4.6.2 工程障壁受震穩定性.....	21
4.6.3 氣體遷移.....	23
4.6.4 膨潤土體積穩定性之影響.....	23
4.7 建造/運轉/封閉技術.....	23
4.8 處置設施營運管理技術.....	24
第五章、安全評估.....	26
5.1 「臺灣特徵、事件與作用(FEPs)資料庫」建置.....	26
5.2 參考演化研究.....	29
5.3 情節分析與案例計算.....	30
5.4 安全評估之不確定性.....	33
5.5 安全評估之參數使用.....	34
5.6 計畫知識管理與數據資料庫管理.....	37
5.7 小結.....	39
第六章、輻射安全與法規.....	41
6.1 前言.....	41
6.2 公眾參與.....	41
6.3 輻射源與安全防護.....	42
6.4 核臨界與熱傳評估.....	42
6.5 運送安全.....	43
6.6 輻射安全.....	44
6.7 安全評估數據的品質保證.....	45

6.8 生物圈.....	45
6.8.1 生物圈概念模式發展.....	45
6.8.2 氣候演化考量.....	47
6.9 未來人類活動.....	48
6.10 小結.....	49
第七章、審查結論.....	50
7.1 臺灣地質環境.....	50
7.2 處置設計與工程技術.....	50
7.3 安全評估.....	51
7.4 輻射安全與法規.....	52
參考文獻.....	53

(此頁空白)

# 第一章、前言

台電公司於 2017 年底提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」(簡稱 SNFD 2017 報告)，作為我國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」之階段性研究成果。

由於 SNFD 2017 報告為一技術可行性評估報告，為提升對高放射性廢棄物最終處置計畫安全分析之審查技術能力，本報告針對此一國內重要之階段成果報告，應用過去完成之國際高放射性廢棄物最終處置計畫安全分析及審查研析經驗，進行關鍵議題研析與長期安全評估審查工作，並提出評析結果與建議，作為我國審視用過核子燃料最終處置計畫階段成果報告之參考。

由於所審閱之 SNFD 2017 技術報告內容含括範圍甚廣且專業度高，係由 9 位研究團隊成員依專業分組分別執行報告審視工作，並透過計畫溝通工作會議，整合各專業分組提出之技術環節，期使報告審查研析結果具備整合性，以協助掌握我國最終處置計畫審查評估工作，並推動未來之長期技術發展需求。

本研究所審閱之報告範圍，係以 SNFD 2017 主報告為主，輔以台電公司提送之三本「技術支援報告」。本期末報告提出之章節內容，係以研究團隊各專業分組所提出之專業審查意見編列章節，所提出之章節架構如表 1-1 所示：

表 1-1 審查報告章節架構

編列章節	內容架構
第 1 章	前言
第 2 章	處置概念與安全論證
第 3 章	臺灣地質環境
第 4 章	處置設計與工程技術
第 5 章	安全評估
第 6 章	輻射安全與法規
第 7 章	審查結論

## 第二章、處置概念與安全論證

在 SNFD 2017 報告於第 2 章處置系統與安全概念章節中，分別回顧地質處置概念的全球發展現況、地質處置概念、各國安全論證介紹，以及 SNFD 2017 報告之參考案例處置可行性驗證作法。

經審查發現，SNFD 2017 報告所採用之地質處置概念符合國際發展趨勢，安全論證參考 IAEA 相關安全考量，亦符合地質處置安全論證之國際發展趨勢。惟 2.2 節地質處置概念一節，僅列「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」[1]法規內容，並未說明地質處置之「概念」內容，考量地質處置需反映本土環境特性，建議未來應加強本土化的地質處置概念論述。

於報告 2.3 節各國安全論證介紹中包含了 10 個國家級計畫的簡介，建議未來應針對所介紹案例可供我國處置概念發展與安全論證作業規劃與執行借鏡之處，強化說明或建議執行架構。

報告 2.4.1 節安全目標引用 IAEA 基本安全原則(2007)[2]與處置相關特定安全要求，用以說明安全論證目標。但 IAEA 所列安全原則與要求為提供各國參考之基本要求，各國仍需視其環境與廢棄物特性等訂定論證目標為宜，建議後續應持續加強此部分內容，以供後續相關研究能有明確論證目標。2.4.2 節為 SNFD 2017 報告對於臺灣地區母岩合適性、現有工程技術能力、現有安全評估能力之論證，係以「SNFD 2017 參考案例」進行初步的處置可行性驗證，審查發現其論述架構基本符合國際論證方式，細節的安全論證內容審閱意見及建議，則於本報告第三章至第六章中說明。

### 第三章、臺灣地質環境

本章說明至關重要，因涉及能否找到合適的花崗岩進行我國用過核燃料地質處置以及我國地質處置技術能力是否已完備等兩項重要議題。此一看法與國際同儕審查意見一致：「SNFD 2017報告第3章—臺灣地質環境，以及其所對應之技術支援報告內容，對支持和決定未來選址程序和選址標準，扮演著關鍵性的角色，並對臺灣目前工程和安全評估之技術可行性的展示，產生高信賴度。本次審查係針對台電公司所定義的下列原始目標內容之科學有效性，進行評估：(i)能否找到合適的花崗岩進行地質處置？(ii)地質處置技術能力是否完備？」

整體而言，以技術層次觀點，本報告一定程度的提供了正面支持上述兩項議題所需之資訊；然而，本報告亦衍生出許多尚需進一步釐清的問題。審查單位充分理解，我國用過核燃料地質處置目前尚未進入候選場址調查階段，因此，臺灣地質環境的說明係以文獻調查以及初步概略性調查為基礎；此一階段論述方式，符合其他國家(如日本)之經驗，以目前地質處置進展階段而言是可以接受的。

然而，審查中亦發現，第3章之主報告與技術支援報告(1)之間的聯繫和層次結構仍不清楚(國際同儕審查報告4.1.1節有類似看法：「本章節在主報告和技術支援報告之間的聯繫和層次結構尚不清楚，...某些部分，完全相同的內文，出現在主報告與支援報告中...。因此，希望主報告和技術支援報告的前後內文能重新安排」)，主報告與技術支援報告(1)之間的聯繫和層次結構應加以改善。另一方面，審查發現SNFD 2017報告僅有以下章節引用技術支援報告：3.2.2斷層及地震活動、3.2.2.2斷層的活動頻率及調查研究、3.2.3泥貫作用、3.2.4抬升、沉陷與剝蝕作用、3.2.5氣候與海平面變遷、3.2.6臺灣的天然資源、3.2.7.1泥岩、3.3.2地質演化及概念模式、3.3.3水文地質、3.3.4.3水文地球化學概念模式、3.3.5.2.3裂隙資訊的應用—區域尺度之離散裂隙網路建構模擬、以及3.3.7SNFD 2017參考案例表二等。未引用技術支援報告之章節係為不需引用或是有所遺漏尚待釐清。

## 3.1 區域環境地質

### 3.1.1 地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性

本小節內容完整，審查發現與國際同儕審查報告一致：「...本節闡述的內容清晰且結構良好，涵蓋適當且全面的主题。然而，地質環境所需的功能，可以利用功能安全評估的圖(亦即圖5-4中R1~R4)，進行更清楚的說明，此外，如果這些圖可以在前面章節(即第2章地質處置系統和安全概念)中先進行描述說明，讀者可較容易理解。」

### 3.1.2 臺灣的地質環境特徵

誠如國際同儕審查報告所言，在科學技術上SNFD 2017報告提供了讀者適當的詳細資訊，以瞭解臺灣地質概況。然而，其中影響處置安全最重要的議題-H區是否必然呈現持續沉陷之論述，尚須持續蒐集與調查科學論證所需之資料，包括短、中、長期變形、地形、地質證據等，以及所謂WEP的位置時空變化。

審查亦發現SNFD 2017報告3.1.2節進行以下陳述：(i)WEP以西地區，處於擠壓的造山環境；(ii)WEP以東地區，則處於拉張的垮山環境；(iii) 隨著菲律賓海板塊持續向北隱沒，WEP的位置將往西南遷移。這樣的陳述，是區域性以及概念性的說明，但是對於高放射性廢棄物處置長期穩定性評估而言，尚須更細緻之調查，以提高WEP三維幾何形狀與地表投影位置之精度、確認WEP兩側變形特性之異質性、以及未來一千年、一萬年、十萬年與一百萬年的演化細節。關於SNFD 2107針對H區持續沉降之論述合宜性，第3.2.4節有更進一步的意見與建議。

### 3.1.3 臺灣的大地構造架構及地質演化

SNFD 2017報告3.1.3節所述，是區域性以及概念性的說明，就區域地質說明而言是可以接受的。然這樣的資訊對於高放射性廢棄物處置安全評估所關心之時空解析度仍嫌粗略，特別是有關於影響處置安全最重要的議題：H區是否必然呈現持續沉陷之論述，以及其與抬升/沉降之不確定性關係，推論攸關安全評估所需之資訊，必須相當小心。第3.2.4節將有更進一步的意見與建議。



## 3.2 地質處置合適性研究

### 3.2.1 火山活動

本節利用既有文獻資料，論述目前台灣之火山活動，然而，對於未來1百萬年之地質演化與火山活動之關係，尚未充分釐清，應於未來工作持續精進。上述審查發現與國際同儕審查報告一致：「...然而，仍難以確定在未來1百萬年內，花崗岩區可排除有火山活動的可能性。如果台電公司希望表現出花崗岩地區之長期穩定性與火山作用的關係，則需要根據臺灣的火山活動的長期趨勢和模式，來進行更直接的證據和解釋。... 從深層地殼流體角度，沿著梨山斷層的高地溫梯度點分布(圖3-36(a)(1))，也應該加入考慮，這可能也與龜山島火山活動及周邊梨山斷層延伸之拉張斷裂系統有關。...建議未來可以嘗試使用地震層析成像，MT電阻率測量，地熱梯度密度數據(鑽孔和溫泉)，以及土壤/地下水氣體等全國性調查數據，來排除可能的高度連通構造。梨山斷層由於其尺寸和位於其中1種潛在處置母岩(泥岩)的考量，可以列為優先嘗試的研究對象。」

### 3.2.2 斷層及地震活動

本節利用既有文獻資料，論述目前台灣之斷層及地震活動，然而，對於未來1百萬年之地質演化與斷層及地震活動關係，尚未充分釐清，應於未來工作持續精進。審查發現與國際同儕審查報告一致：「...本章節也有類似...火山活動章節的問題。...若可以指出在未來1百萬年的花崗岩地區，幾乎沒有發生斷層活動的可能性，...是安全論證的重點。」

### 3.2.3 泥貫入作用

本節利用既有文獻資料，論述目前台灣之泥貫入作用，就現階段工作以花崗岩體為主要目標之條件下，相關敘述應屬充分。

### 3.2.4 抬升、沉陷與剝蝕作用

SNFD 2017關於3.2.4節將抬升、沉陷與剝蝕作用，區分數十年、千年與百萬年之時間尺度進行論述，這方向是正確的。不過報告呈現出來的結果顯示還需要許多後續研究工作加以釐清。

首先，就數十年之時間尺度，SNFD 2017報告論述H區短期時間尺度為下陷之重要證據，為本計畫自行設置之GPS站監測結果；因此，本計畫設置GPS站量測結果之代表性即極為重要。因本計畫設置之GPS測站西側山區有多個GPS測站測量結果為持續上升，因此，若相關解釋不能令人滿意，H區短期時間尺度為下陷之論述即不易獲得支持。此外，重力變化之可能性必須先予以排除，欲排除此一可能性，後續應該有大量調查與分析工作進行。接著，上升以及下降之差異不宜透過WEP解釋，WEP為大構造與概念性的構造線，其精細程度不足，若欲解釋抬升與沉降之局部變異性，必須要有大比例尺之地質模型輔助才會有說服性。因為H區抬升沉降局部變異性大，因此，本計畫所設置之4個GPS站對分析結果產生之不確定性應加以評估。

另一方面，數十年時間尺度之抬升下陷不能僅由震間觀測到的地表現象驟下結論，以花蓮地震為例，地調所報告顯示花蓮地區多處發生同震抬升現象，而這些地區震間期確實均為持續下陷的，SNFD 2017不宜以震間持續下陷就認為短期即必然為下陷。數十年之沉降並不代表千年尺度也將沉降，因為數十年尺度之變形可能是震間期之行為。需要檢視千年尺度之證據一併討論。

SNFD 2017報告中，對於中期抬升與沉降現象主要論述有兩點：(a)臺灣東部地區越接近WEP的河川越接近均夷，亦即抬升構造運動越不明顯。(b)在WEP東側地區現今已找不到海階可供進行研究，亦即在WEP東側抬升構造運動很不明顯。這兩個論述並不足以支持千年尺度東部花崗岩體即具下陷趨勢。相反的，根據SNFD 2017報告顯示(圖3-17(c))，根據河、海階研究發現台灣東部仍均具抬升趨勢，甚至由河階研究發現千年尺度台灣東北部仍具抬升趨勢，雖然該區已公認位於伸張區，並不代表千年尺度必然沉陷。資料蒐集與分析結果並無法論證H區千年尺度為下降。最後，較萬年尺度更長之地質證據亦相當薄弱，因此，若H區未排除處置之可能性，下一階段工作應再強化相關證據，以量化千年、萬年、百萬年尺度H區可能之抬升量。

以上意見，與國際同儕審查報告4.2.4節中，針對抬升沉陷提供提供建議看法一致：「...將3.2.4.(3) 及 (4) 目前所描述的解釋繪製成概念模式，將會更好。至少在H區和K區，都應該更詳細地描述未來1百萬年的情況。」

### 3.2.5 氣候與海平面變遷

本節利用既有文獻資料，論述目前台灣之氣候與海平面變遷，就現階段工作相關敘述應屬充分。

### 3.2.6 臺灣的天然資源

本節利用既有文獻資料，論述目前台灣的天然資源，就現階段工作相關敘述應屬充分。

### 3.2.7 臺灣潛在處置母岩

本報告利用既有文獻資料，說明台灣泥岩、中生代基盤與花崗岩作為潛在母岩之地質適宜性分析，並特別針對花崗岩地質環境進行了深入的資料回顧、調查、分析與評估。審查發現：

1. 台電公司所提出之資料，尚未發現必然可排除所有花崗岩體作為處置母岩之不利條件，根據台電公司調查報告顯示，臺灣仍存有體積足夠大的花崗岩體，適合作為下階段特性調查與評估作業場址。
2. 我國的泥岩不論是分布在臺灣島的西南部平原區地下和麓山帶，以及海岸山脈等地等未變質的泥岩層，或是在雪山山脈及中央山脈屬於輕度變質的泥質岩類，均為較花崗岩不利之地質條件。
3. 在臺灣海峽部分區域，中生代基盤岩的深度少於1,000m，且其側向延伸範圍及厚度均具有相當規模，具有作為地質處置設施之可能性，惟目前之現場調查資料有限，尚待台電公司進行進一步調查，以評估其作為地質處置設施之合適性。除臺灣海峽部分區域外，中生代基盤岩深度過深，隧道開挖工程可行性較低，但具有其他處置概念(如深孔式地質處置)的可能性，台電將持續追蹤國際最新發展現況。

雖然SNFD 2017報告比較了三種母岩做為地質處置之適宜性，然而，對於優先考慮花崗岩作為處置母岩之邏輯論述尚需強化。此一審查發現與國際同儕審查發現一致：「為了避免讀者誤導或隱藏訊息，本報告應該更清晰地說明臺灣優先考慮花崗岩作為處置母岩的決定或推理。根據現有的數據和研究結果，從科學的角度，可比較每種潛在處置母岩的地質特性。考慮到目前階段所得的

數據限制，應有更多的直接數據和更全面的評估，來決定臺灣未來階段的最終處置母岩。」

台灣本島花崗岩之地質適宜性，下一階段應有更深入之評估，以排除任何安全疑慮。另一方面，台灣部分離島之中生代基盤相對較淺，地質適宜性建議於下一階段工作加以評估。

### **3.3 花崗岩深層地質特性**

#### **3.3.1 地質圈特性對多重障壁概念的重要性**

本節介紹了地質圈障壁的重要性與重要影響因素，及其與工程設計/安全評估之關係，以作為後續章節說明基礎。建議下一階段工作，應更強化各影響因素與實際處置系統設計或安全評估直接應用的相關探討。

#### **3.3.2 地質演化及概念模式**

SNFD 21017報告說明了台灣東部與離島的花崗岩出露區域之地質演化歷史，相關說明主要引述過去台灣地質史之研究成果，背景交代尚稱清楚。建議下一階段研究重點應投入更精緻(包括時空變化)的概念模式建立。

#### **3.3.3 水文地質**

SNFD 2017報告於3.3.3節摘述離島與本島花崗岩水文地質特性。本節內容相當程度引用經濟部地質調查所之山區水資源調查計畫成果。在本階段適度引用自既有文獻是可以接受的；然而，尚有許多安全評估所需資訊僅為非常粗略之估計(如H區流場分析所需之邊界條件以及不同岩性之接觸帶會成為主要導水構造可能性之相關研究等)。

#### **3.3.4 水文地球化學**

SNFD 2017報告於3.3.4節中摘述離島與本島花崗岩之水文地質特性。本節內容提供之資訊，對於本島花崗岩地區地質合適性評估提供了重要資訊，特別是關於碳酸鈣溶解飽和狀態之下，地下水流入花崗岩裂隙後，易因二氧化碳逸失或含量減少，導致碳酸鈣沉澱而充填於花崗岩體的裂隙此一資訊。對安全評估而言，

此一屬於正面之機制說明，部分支持了地質合適性之論述。然而，關於調查工作較為深入之離島花崗岩地區，對其地質、岩石力學、水文地質、與水文地球化學調查成果之綜合解釋尚仍有強化之空間，相關成果反映至核種傳輸路徑模擬亦有待進一步之深入探討。

### 3.3.5 核種傳輸路徑

SNFD 2017報告3.3.5節為核種傳輸路徑，除說明離散裂隙解析技術建立外，主要乃針對離島花崗岩之主要導水裂隙岩石及其周圍水質條件，在不同的外在環境變化下，可能發生的化學變化及其結果。本節顯示之成果為探討核種傳輸路徑前所必須掌握的重要資訊。雖然報告引述國際間與核種傳輸有關之功能安全評估多採簡化假設，假設一保守的分配係數值來估算吸附現象對核種傳輸的影響，然下一階段技術發展應考慮更細緻之核種傳輸模擬。至於裂隙調查與統計分析，相關技術發展已累積一定經驗，下一階段建議強化整合地表/隧道與鑽孔裂隙資料之能力，並發展決定裂隙內寬之方法。

### 3.3.6 岩石特性

SNFD 2017報告中於3.3.6節說明岩石力學與熱特性。相關敘述主要集中於完整岩石與單一不連續面，對於岩體(合併完整岩石與不連續面)力學與熱特性之特徵化，應列為下一階段工作之重點。關於岩石與不連續面力學特性彙整表呈現了相當之離散性，部份試驗資料合理性尚待深入檢視。台電應統計岩石試驗資料之離散性，並與國際其他研究結果之離散性進行比較。試驗資料合理性尚待進一步檢視之項目，包括柏松比大於0.5、動態彈性常數大於靜態彈性常數、點荷重指數試驗結果之單壓試驗結果相關性相當低等，同時，對於不連續面JRC與JCS應合併直剪試驗結果列出。國際同儕審查報告高層次審查發現之2.2.1節曾提及：「關於地質圈的安全功能...仍有部分數據存在一些不確定性，...期望未來可能會增強測量數據的可追溯性」，建議台電詳加檢核岩石試驗相關資料之正確性以及可溯性。本計畫相關離島及本島之結晶岩岩石試驗原始資料應完成建檔，俾供管制單位查核及追溯。

另外，SNFD 2017報告亦介紹了現地應力量測方法與量測結果，因H區採用之方法不確定性高，現地應力不確定性之量化仍有待後續研究加以確認。國內高

放射性廢棄物處置現地應力量測技術發展已中斷一段時間，衡諸現地應力量測為高放處置重要關鍵工作項目，台灣現地應力量測技術經驗累積若中斷，對處置推動進程影響深遠，不得不慎。最後，SFDN 2017提及岩爆課題對於高放射性廢棄物處置相當重要，然目前尚未著手進行研究，建議下一段應開始規劃相關研究議題。

### 3.4 小結

#### 3.4.1 「能否找到合適的花崗岩進行地質處置？」

台電公司針對臺灣離島與本島花崗岩進行了深入的資料回顧、調查、分析與評估。審查發現：台電公司所提出之資料，尚未發現必然可排除所有花崗岩體作為處置母岩之不利條件，根據台電公司調查報告顯示，臺灣仍存有體積足夠大的花崗岩體，適合作為下階段特性調查與評估作業場址。

因目前尚未進行詳細調查，場址特徵化應列為下一階段工作精進重點。上述審查發現與針對「能否找到合適的花崗岩進行地質處置？」之國際同儕審查發現一致：「適合地質處置的花崗岩場址(不論是與K區相似或不同的岩石性質和特徵)，其鑑定和確認將是臺灣處置計畫下一階段的主要重點。鑑定和選擇合適的地質處置岩體，需要整合架構於處置設計概念和初步安全評估方法之詳細地質調查，此應為處置計畫下一個選址階段的工作項目之一。」

對於未來1百萬年地質演化，仍有相當大的精進空間。此一審查發現與國際同儕審查針對「母岩合適性評估」之建議一致：「對於未來1百萬年地質穩定性的理解，期望未來能有進一步的改進，包括區域板塊運動而導致的長期活動趨勢，和活火山/活動斷層形成模式的更新資料與解釋。特別是H區，應考慮受到沖繩海槽逐漸擴張活動，對岩石熱/力特性的衝擊和斷層再活動的影響。」

綜合而言，台灣本島花崗岩之地質適宜性，下一階段應有更深入之評估，以排除任何安全疑慮。

#### 3.4.2 「是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性？」

經長期之技術發展，台電公司對於深層地質特性調查評估的技術已具備一定之掌握能力，加上透過國際技術交流之深化，預期可加速技術優化之速度。上述

審查發現與國際同儕審查看法一致：「SNFD 2017報告的結果證明了臺灣有足夠能力和最新的調查評估方法，可用以確定是否可以在臺灣找到科學上合適的地質最終處置花崗岩體。一旦程序正式進入選址階段，可預期這些方法將被用作評估潛在可行的花崗岩場址。...這些已被實際應用在K區的地質特性調查及解析技術水準，相當於其他國家在相似調查階段所採用的技術。在計畫未來階段的技術精進方面，針對場址量化評估所需數據的選擇及使用，期望能持續精進不確定性的處理。一旦臺灣處置計畫開始選址作業，...SNFD 2017報告中所展示的方法和技術，即可應用於與K區(即結晶岩和低鹽度地下水地區)具有廣泛相似地質特性的現場調查。然而，如果考慮到顯著不同的地體構造區，例如泥岩或鹽水層，那麼方法和技術將會需要修改，並且應重新評估其適用性。」

另外，關於技術發展細緻化程度，雖然台電公司技術發展符合現階段需求，然而調查與分析資料之綜合解釋還有精進之空間，如地質、地球物理探勘(含測地資料)與地震調查結果之套繪，或是利用地球化學調查分析結果支持水文地質特徵化等等議題，均值得於下一階段技術發展時予以強化。

### 3.4.3 未來發展建議

根據過去研發經驗，台電公司提出未來技術發展建議，相關建議應納入技術發展建置計畫，並經嚴謹之管考，以逐步向目標邁進。根據SNFD 2017報告第6章內容，審查發現台電公司將選址程序區分為篩選、調查與場址確定等3階段，並提出場址篩選需求與對應的調查科學基礎發展。建議未來候選場址調查區域之場址篩選，應根據國際經驗以及我國特殊地質環境，持續精進量化指標。

## 第四章、處置設計與工程技術

SNFD 2017 報告於 1.3.2.2 節與 2.4.2.2 節分別說明。由於現階段尚未進入選址程序，處置設計與工程技術發展是參考國外與國內相類似之潛在處置母岩所發展的工程障壁系統，或引進相關技術及設備，或加入國際合作取得共同研究成果，期獲得本土適用的處置技術。因此，現階段工程技術發展的主要目標，著重於考量我國處置母岩特性，進行廢棄物罐、緩衝材料與回填材料、處置隧道與封塞設計等，各結構、系統與組件的基礎設計技術與工程作業概念研發。遂參考瑞典、芬蘭已成熟且用於申請建造執照之 KBS-3 處置概念，逐步建立自主設計與生產的能力。工程設計程序技術除整合國內重大工程實務經驗外，亦參考國際共通作法，具體應用於我國最終處置計畫。包括下列各步驟：(1)工程障壁與處置設施之工程規格建立。(2)用過核子燃料特性及母岩工程特性之建立。(3)處置隧道與處置孔配置設計。(4)安全餘裕之工程分析或測試。(5)工程設計與安全評估相關參數研究。(6)實體工程能力與經驗之累積。(7)運轉與營運管理技術之拓展。

審查發現 SNFD 2017 報告之處置設計與工程技術發展已明確訂定技術應本土化之目標，亦提出涵蓋處置工程設計考量所需之設計程序，應可符合現階段技術發展需求。

### 4.1 處置設計概念及工程技術能力

在 SNFD 2017 中本章為「處置設施設計及工程技術」的可行性研究成果彙整，目的在用以驗證「地質處置工程技術能力是否完備」之階段性目標。報告內容：(1)離島結晶岩測試區的調查結果，參考國際上工程障壁研究資料，作為處置設施工程設計之分析與測試參數。經分析與測試後提出工程障壁與處置設施長期穩定性的論證，以證實處置工程設計已具長期安全性。(2)深層地質處置的隧道施工、設施運轉與封閉作業及處置設施管理方面，則彙整國內外與處置工程相同類型之實際工程調查結果，驗證處置工程技術已具可行性。

SNFD 2017 本章有關處置設施設計與工程技術的說明內容，主要屬於方法論述範疇，技術參數則皆引用自瑞典 SKB，其他技術能力與條件之說明甚少。但因為，處置設施的工程設計以及建造之能力，除了地質條件外，大致包括：方法、



技術參數、材料、工具、實做能力、品質檢測，以及功能評估與驗證等技術範疇，技術可行性也由這些條件與技術能力所決定。因此，為提高技術建立之效率並節省經費，建議依上述範疇，說明我國技術能力之現況，並對未具備之技術與條件說明其備置方案。

瑞典 SKB 深層地質處置概念，從發展到現在一直在更新，況且我國的花崗岩與瑞典的花崗岩的地質特性與工程性質可能不盡相同，處置場大小與深度位置也可能未盡相同。因此，建議整體說明我國用過核子燃料深層地質處置概念，歷來設計理念改變之思考邏輯、並提出未來可能的主要影響因素，以使我國的高放射性廢棄物最終處置概念更適合於本土條件。

## 4.2 整體處置概念及工程障壁系統與地質處置母岩的功能

SNFD 2017 報告中規劃將高放射性廢棄物埋在深約 300m 至 1,000m 的穩定地質環境中，再配合廢棄物罐、緩衝材料與回填材料等工程設施，藉由工程障壁及天然障壁所組成的多重障壁，可有效圍阻或遲滯放射性核種的釋出與遷移，以換取足夠的時間使放射性核種在到達生物圈之前，放射性活度已衰減至無害於人體的程度。並沿用 SNFD 2009 報告之結論以花崗岩為優先調查的潛在處置母岩。

SNFD 2017 有鑑於 KBS-3V[3]發展歷程較長，處置概念技術發展已相當成熟，資料豐富健全且透明化，且因為 KBS-3V 在(1)建造工程方面、(2)封閉後長期功能方面、(3)緩衝材料填充方面、(4)處置設施配置方面、(5)運轉作業方面，均優於 KBS-3H[4]採用之水平處置。因此，目前只針對在花崗岩中採用垂直處置孔方式進行可行性研究。

惟審查發現有鑑於美國及法國之處置概念則採水平置放方式、事實上瑞典與挪威也未放棄水平處置的配置方式，且持續進行評估當中，可見水平處置並非一無可取。故建議未來(1)應對兩種處置方式做公允的比較與分析，說明國內採用垂直處置方式的考量為何，另比較垂直、水平兩種方式技術可行性、安全性與在國內之適用性，以保留後續選擇處置方式的彈性。(2)並對依目前高放射性廢棄物處置計畫的概念設計，處置設施工程障壁之銅質材料、緩衝材料、回填材料，其料源為何與如何確保其可取得性。(3)於可行性分析中，應保有彈性也針對未來可能被採用母岩，例如泥岩或具異向性結晶岩等之功能，同等被分析與考慮其設施設

計與施工技術能力與可行性。

SNFD 2017 報告直接引用瑞典 SKB 之 KBS-3 處置概念，對於加速提升技術能力確實有所助益。但進行處置概念適用性比較時，僅針對處置概念相似之 KBS-3H 與 KBS-3V 比較，其代表性似有不足。若能再與其他國際高放射性廢棄物處置設計成功經驗進行比較，再說明 KBS-3 處置概念適合作為我國本土化技術發展之唯一選擇，應可提升民眾對於 KBS-3 處置概念之信心。

SNFD 2017 報告已清楚說明其工程障壁系統包括廢棄物罐、緩衝材料與回填材料與其功能需求。處置設施設計另包括封塞結構、運輸系統、地表設施、地下設施及連通設施。地表設施可分為 6 大系統：(1)地上管理與行政系統；(2)放射性廢棄物管理系統；(3)環境監測與輻射管制系統；(4)岩石處理系統；(5)運輸系統；(6)輔助系統等。地表設施中又以放射性廢棄物管理系統是最重要的運作系統，功能包括用過核子燃料接收、包裝、暫貯等功能。綜觀處置設施運轉過程，對於工作人員與環境衝擊最具立即安全威脅之作業程序，應為用過核子燃料自運輸容器更換至處置容器作業。建議依「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」[1]第十二條補充高放射性廢棄物處置設施之重要結構、系統及組件設計符合所列規定項目之說明。同時符合 SNFD 2017 報告所提出之「處置設施的管理涵蓋現地調查、建造、運轉與封閉等各階段所有活動，進行管理直到處置設施封閉完成為止。」，以全生命週期作為確保安全之管理概念。

### 4.3 設計流程

SNFD 2017 報告以花崗岩為處置母岩之工程障壁系統與處置隧道設計，其流程採取互動方式，在每個步驟皆有回饋機制（如 SNFD 2017 報告之圖 4-3），其構成要素包含：(1)以參考國際公約、法律、法規的設計前提，作為處置設施設計之核心，以定性方式定義處置設施、工程障壁、地下開挖等處置系統組成對於安全的安全功能；依據各處置系統組成安全功能，以定量方式說明其特徵、性能、事件、應力等資訊，滿足必須達到之安全功能或需求。(2)設計前提建立後，進行技術可行性的評估，經過技術可行性評估後即可開始進行設計與分析，接著進行技術發展與測試，在每個階段皆可適時的回饋意見給設計前提，並重複此流程。(3)最後步驟為安全評估，並依據評估結果回饋至安全功能或設計前提，進行必要

的更新。目前根據審查版本擬修正成如圖 4-1 所示，以利得以持續改進設計，到達最佳化設計。

審查發現如 SNFD 2017 報告擬修訂設計流程成圖 4-1 所示，建議應把握機會將該設計流程更精準的表達：例如(1)設計前提並非固定，仍應在回饋裡面，會隨對場址的了解而增加，而且其實該項「設計前提」的內涵內，是包含兩部分：(1)有關的「要求(requirements)」- 諸如不同社會團體對最終處置場的各類要求，應非僅依照 SKB 做法；(2)相關的「限制(restrictions)」- 例如影響處置場配置的場址條件、性質與事件或過程，台灣本土場址條件、性質亦當異於外國。故建議該設計流程更精準表達，以符合互動方式的回饋設計理念。

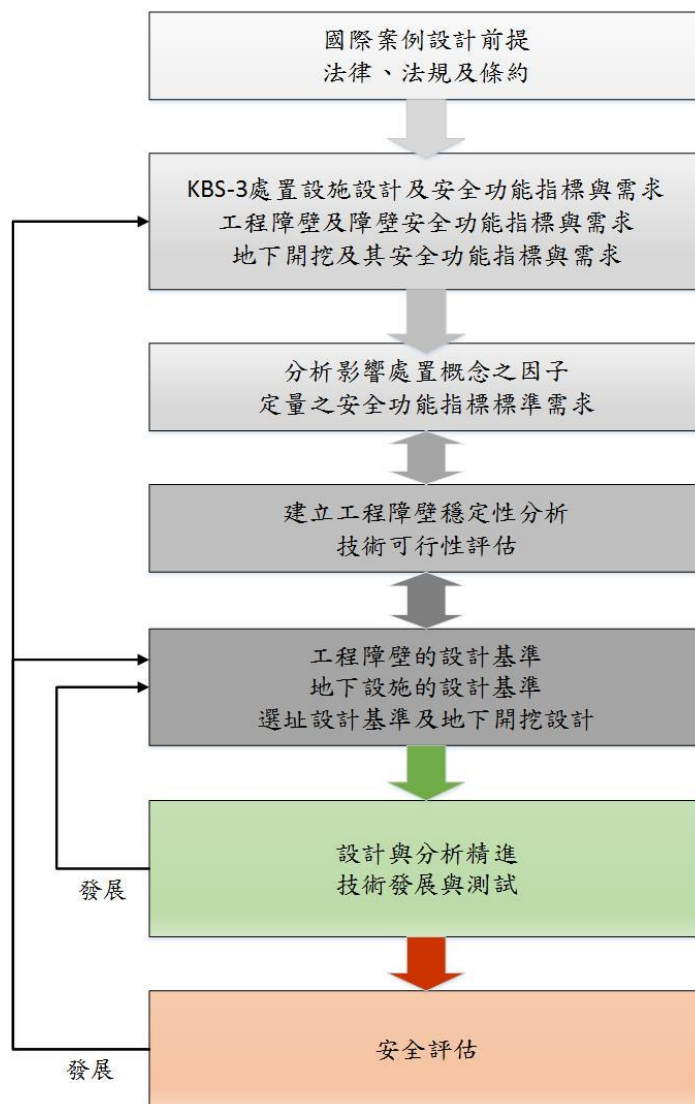


圖 4-1 處置設施設計流程圖

## 4.4 影響處置概念的因子

本節 SNFD 2017 旨在說明處置設施在設計過程所需考量的內在與外在影響因子。其中，(A)內在因子，包括用過核子燃料本身產生的熱與輻射，而熱與輻射特性是作為廢棄物罐設計評估、設施設計之熱傳評估與安全評估之用。(B)外在因子，則為地形與地質條件，提供地震剪力評估、腐蝕評估、地下水流評估之用。(C)最後，說明選擇處置深度所需考量之因素。

1. 處置設施內的熱與放射性，主要源自於用過核子燃料，在SNFD 2017中熱與放射性的評估係根據國內核能電廠之燃料組件設計與運轉歷程等資訊，計算放射性核種存量與衰變熱。
2. 影響處置概念的地質與地形條件因子，在功能/安全評估的技術發展上有2項重點：(1)處置設施母岩的長期穩定性評估；(2)處置母岩的特性研究。因為離島結晶岩測試區已發展詳細的地質調查技術，並獲得許多該地區母岩特性資訊，故在SNFD 2017中內容著重在離島結晶岩測試區。
3. 母岩特性之物理及力學性質，SNFD 2017中亦以其歷年來針對測試區離島結晶岩之試驗數據進行分析評估其可行性，包括處置母岩之力學性質、熱力性質、水力性質、化學性質等。
4. SNFD 2017中依據(1)地球化學環境特性、(2)長期穩定性、(3)施工及調查技術、(4)隧道力學穩定特性、(5)地溫對工程障壁影響，目前離島結晶岩測試區處置深度設計為500m。

審查發現建議，熱與放射性的評估係根據國內核能電廠之燃料組件設計與運轉歷程等資訊，計算放射性核種存量與衰變熱。不宜只有性質描述，後續應摘述補充計算結果。估算熱源項與輻射源項時，兩者所採用的燃耗與冷卻時間並不一致。鑒於此兩項因子，燃耗與冷卻時間，會成為將來用過燃料的限制條件。建議在後續的研發中，採用一致的因子。並於主報告增列處置後廢棄物罐表面溫度隨時間的變化圖。

在長期穩定性評估方面，應針對影響地質環境長期穩定性的自然現象，包括地震、活動斷層、火山活動、抬升、沉陷、氣候變化與地質演化等，進行觀測、調查與分析，並界定其影響範圍及程度，經由綜合分析與判釋，說明處置母岩岩體及所處地質環境的演化歷程、可能發生事件的影響，以及長期穩定性的評估。

並應考量岩石力學對於水力特性的影響，應說明其影響及如何確保長期安全。

在處置母岩特性研究方面，主要在發展地質、水文、地下水化學、岩體應力及溶質傳輸等試驗或量測結果之分析技術，建立具代表性的母岩特性參數，以正確描述處置岩體及其地質環境的特徵與行為；並架構各種概念模式，提供功能/安全評估的基礎資訊。建議未來應釐清：(1)我國母岩特性參數之正確性與試驗數據之一致性？(2)主要影響參數為何？(3)以及試驗項目規劃是否完整？(4)已架構的各種概念模式說明。

SNFD 2017 的技術支援報告中，對銅殼厚度目前僅係引用國外文獻說明剪力位移，建議未來應進行本土化分析說明 5cm 厚度對於本土環境是否足夠。

SNFD 2017 報告說明處置深度訂於地下 500m，符合國際上對於深地質處置的深度要求。同時訂定處置深度考量因素為：(1)地球化學環境特性；(2)長期穩定性；(3)施工及調查技術；(4)隧道力學穩定特性；(5)地溫對工程障壁影響。各項考量因素均有其技術可行之論述。建議可再強化為何是地下 500m 而非其他深度之考量論述，可使論述更為完整。

#### 4.5 工程障壁系統及處置設施的設計需求

SNFD 2017 報告於本節已針對廢棄物罐、緩衝材料、工程障壁配置、回填與封塞、地下設施、地表設施、連通設施、處置孔之設計需求與階段設計成果進行說明，所列設計考量或設計基準主要遵循法規規範與 SKB 經驗，基本符合各單項設計考量之法規或設計需求。

SNFD 2017 報告配合處置設施設計技術發展，參考瑞典或芬蘭經驗之系統參數資料，依本土環境或燃料條件進行技術評估與驗證。若於 SNFD 2017 參考案例既有數據不足處，則採用國外較為保守之條件進行評估。

1. 廢棄物罐須滿足以下的設計需求：(1)抗圍壓條件、(2)抗不均勻壓力、(3)抗剪力條件、(4)抗腐蝕條件、(5)輻射劑量、(6)表面劑量率、(7)核子臨界等等規定限值。
2. 緩衝材料為填充於處置孔內與廢棄物罐周圍的材料。設計概念基於緩衝材料能對處置設施的安全性，發揮圍阻與遲滯核種傳輸的特性，來訂定功能需求。包括要求其(1)熱傳特性、(2)水力特性、(3)力學特性、(4)化

學特性、(5)氣體滲透性，及(6)緩衝材料規格。

3. 工程障壁的規格與配置，工程障壁系統之規格設計與設置規劃，包含：  
(1)廢棄物罐(由銅殼與鑄鐵內襯所組成)；(2)純膨潤土之緩衝材料，依據處置孔尺寸，壓製成塊體型式，填充於處置孔中；(3)回填材料則由純膨潤土填充於處置隧道中；(4)混凝土封塞；(5)連通設施的回填材料等，另還有結晶岩質母岩所構成之天然障壁系統。
4. 地下設施，包括施工材料、地下設施運轉期間受震穩定性、開挖擾動帶。
5. 回填與封塞，包括回填材料、封塞結構。
6. 處置設施設計(包括地表設施、地下設施與連通設施(豎井及斜坡道)，以及處置隧道與處置孔設計。

部分項目由於並未完整說明設計時如何將各項考量反應於設計成果之中，無法完整說明如何實現其設計考量。

例如，廢棄物罐設計考量(5)輻射劑量：依據「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」[1]第九條規定：高放射性廢棄物處置設施之設計，應確保其輻射影響對設施外一般人所造成之個人年有效劑量不得超過 0.25 mSv。(6)表面劑量率：為避免地下水輻射水解及緩衝材料膨潤土受輻射影響，故限制廢棄物罐表面劑量率限值要小於 1 Gy/hr。另外，於運輸途中仍需規範廢棄物罐表面輻射劑量率，以降低運輸與搬運相關人員所接受之輻射劑量。輻射劑量考量之驗證對象為場區外民眾，而表面劑量率考量則是由避免地下水輻射水解及緩衝材料膨潤土受輻射影響之考量而來。兩者均無法直接說明設計廢棄物罐時，其輻射屏蔽功能究竟需要達到何種保護程度。由表面劑量率考量末段說明，顯見廢棄物罐之輻射屏蔽功能並無法滿足運輸需求，亦即仍具有相當高之輻射劑量。因此，建議於設計廢棄物罐時應確認是否確實有輻射劑量設計考量。

#### 4.5.1 廢棄物罐抗腐蝕性能

廢棄物罐腐蝕影響因素分別考量：(1)輻射的影響、(2)氧的影響、(3)硫化物的影響。另將處置設施會發生的腐蝕作用，分為有限腐蝕作用與長期腐蝕作用。經評估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仍非常低。且所有腐蝕作用分析成果，其所造成的總腐蝕量皆未影響廢棄

物罐腐蝕深度到 mm 等級。廢棄物罐圍阻能力為 KBS-3 處置概念之重點，100 萬年時間尺度下，抗腐蝕性能應具有相當之不確定性，建議應對分析之不確定性進行說明，用以確認廢棄物罐抗腐蝕性能確實可達 100 萬年。若經評估確認廢棄物罐經 100 萬年之腐蝕作用僅會產生 mm 等級以下之腐蝕深度，建議未來可檢討減少銅殼設計厚度，用以節省廢棄物罐製造成本。

#### 4.5.2 廢棄物罐抗壓性能

廢棄物罐的抗壓能力主要說明離島結晶岩測試區現地應力可能產生之壓力均小於 20MPa 以下，用以說明廢棄物罐圍壓設計採用 45MPa。考量瑞典 SKB 廢棄物罐圍壓設計採 45MPa，若主要是考量其處置設施上方冰層所造成之負載。而處置環境若如分析所述，則並無將廢棄物罐圍壓設計值設定至 45MPa，建議未來應檢討圍壓設計值是否應合理下修。

#### 4.5.3 廢棄物罐銅殼厚度

SNFD 2017 報告說明銅殼厚度的決定係根據處置環境的抗腐蝕需求以及屏蔽效能，進而訂定 5cm 的銅殼厚度(含銅殼焊接)。依處置環境的抗腐蝕分析經 100 萬年之腐蝕作用僅會產生 mm 等級以下之腐蝕深度。依屏蔽效能分析顯示廢棄物罐表面輻射劑量率約為 0.14 Gy/hr，小於設計限值 1 Gy/hr。兩者之設計功能似乎均遠高於設計需求，建議未來持續檢討 5 cm 銅殼厚度設計目標設定合理性。

審查發現本節內容大多引用國外或 SKB 研究成果，其設計參數或試驗結果是否符合國內之處置設計與環境需求，未來可進一步評估。例如，技術支援報告僅引用國外文獻說明剪力位移，未對銅殼 5cm 厚度於本土環境是否足夠；氣體滲透性之研析，資料僅為國外文獻之蒐集，建議可加強說明本土對氣體滲透性之研究辦理情形；開挖擾動帶說明，僅為國外文獻蒐集，建議增加開挖擾動帶本土化研究或數據。

針對緩衝材料進行熱傳特性、水力特性、力學特性、化學特性、氣體滲透性進行探討，係採用 MX-80 膨潤土進行緩衝材料特性之探討，僅有力學特性部分引述國內過去研究成果之定性敘述，其餘特性多為引述國外文獻成果。審查發現有鑑於處置計畫發展至今，國內應已累積不少緩衝材料特性探討之研究報告或是論文，建議 SNFD 2017 妥善整理應用，進行系統性技術建置與研究推動，內容

主要多為引用 SKB 成果，建議進一步評估其設計參數是否符合國內處置設計與環境需求，是緩衝材料之技術建置有待加強。緩衝材料規格及回填材料設計參數，亦可進行本土適用性研究成果。採用一般混凝土的高鹼性，必然造成緩衝材料功能的損壞，因此使用低鹼混凝土乃屬必然，並應為本土可供應之材料，建議相關研究應即進行。

## 4.6 工程障壁的穩定性

### 4.6.1 工程障壁飽和特性與力學穩定性

SNFD 2017 報告說明處置隧道於回填後，回填材料與緩衝材料於處置初期處於未飽和狀態，因廢棄物罐內放射性核種不斷釋放的衰變熱，造成緩衝材料內水分排出，而衰變熱消散後，地下水可能再滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生飽和現象。而隨著時間增加，衰變熱逐漸消滅，以及地下水滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生飽和現象，此現象可能讓廢棄物罐產生不均勻的回脹壓力。於對應之飽和特性之影響分析僅分析工程障壁材料達到飽和之時間，並未評估所述考量重點之不均勻的回脹壓力，建議後續應持續研究相關分析技術，用以考量所述之不均勻回脹壓力考量。

本節台電公司首先針對處置隧道於回填後，於處置初期因廢棄物罐內放射性核種不斷釋放的衰變熱，造成緩衝材料內水分排出，回填材料與緩衝材料處於未飽和狀態；又隨著時間增加，衰變熱逐漸消滅，地下水滲入處置孔內，造成緩衝材料吸水產生飽和現象，此現象可能讓廢棄物罐產生不均勻的回脹壓力。因此，需藉由數值模擬研究，探討水分由周圍母岩傳輸至緩衝材料，並吸收到飽和狀態之歷程，建立用過核子燃料、廢棄物罐與緩衝材料放置後的近場三維模型數值分析，以及熱-水-力(T-H-M)耦合地下水流傳輸概念模式，以評估工程障壁系統建置後，飽和時間為對廢棄物罐之腐蝕行為與緩衝材料之使用性重要因子之一。

SNFD 2017 的熱-水-力耦合模型的發展參考國際型計畫 DECOVALEX 與 VALUCLAY 試驗結果與數值分析結果，為評估緩衝材料與回填材料的飽和時間，以離島結晶岩測試區緻密岩層水力傳導係數值為  $1 \times 10^{-10}$  m/s 至  $1 \times 10^{-11}$  m/s (工研院，2015，p3-105)，參考瑞典 SKB 研究結果(Å kesson 等人，2010，p18-p87)[5]，配合離島結晶岩測試區岩體特性，推估離島結晶岩測試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 80 年至 100 年間。審查發現，這部分需要詳細敘述其評估方法，並提供相關研究成果之佐證依據。

處置設施在工程障壁完成設置在一段時間後，將會發生緩衝材料回脹、廢棄物罐自重使緩衝材料產生沉陷、廢棄物罐腐蝕物質產生膨脹造成的變形及岩體重量產生的潛變。從安全評估角度來看，評估工程障壁及處置母岩應力狀態之影響進程為一重要的議題。

對離島結晶岩測試區處置隧道的岩體潛應變方面，參考 SKB 經驗評估無須考量岩體長期潛應變之影響。我國未來仍可進行相關室內的試驗及數值分析加以驗證，並於建置地下實驗室時，在獲得實際開挖後的潛應變量測數據時，據以比對修正。審查發現，本節引述之評估成果為 SKB 報告成果，建議應先說明釐清離島結晶岩測試區之現地應力與 SKB 處置場址現地應力之差異，再下此論述。

針對銅腐蝕產物膨脹影響性方面，SNFD 2017 報告據相關文獻指出，銅殼在有氧及無氧環境下皆會發生腐蝕，將會產生大量腐蝕產物( $\text{Cu}_2\text{S}$ )，其腐蝕所產生的  $\text{Cu}_2\text{S}$  將會是多孔質，對銅殼沒有保護作用。然而，這種腐蝕產物因為有多孔性的特性，其體積會比平常銅所產生腐蝕產物的體積更多，可以預期體積至少增加 2 倍到 3 倍，但因為其多孔較鬆散的結構，可以預期其所產生的回脹壓力，將不會影響膨潤土體積穩定性。審查發現對於銅殼腐蝕產物  $\text{Cu}_2\text{S}$  之描述，SNFD 2017 僅說明  $\text{Cu}_2\text{S}$  預期產生的回脹壓力，將不會影響膨潤土體積穩定性。惟並未說明銅殼經腐蝕產生腐蝕產物，對銅罐及緩衝材料預期功能之影響，未來需進一步說明。

針對廢棄物罐沉陷考量因素為因廢棄物罐自重所造成的緩衝材料壓密、回脹與潛變，以及因飽和後緩衝材料與回填材料介面所產生體積回脹所造成的應力變化。離島結晶岩測試區處置隧道的廢棄物罐總沉陷量，考量回脹壓力為 15MPa 之條件，依 Åkesson 等人(2010, p211-p224)[5]的評估分析經驗，根據沉陷曲線可約略評估廢棄物罐的總沉陷量約為 0.1mm。此處所述沉陷量 0.1mm 係考量回脹壓力上限 15MPa 之條件，似有低估廢棄物罐總沉陷量之情形，建議對於廢棄物罐總沉陷量之評估可再考量。

#### 4.6.2 工程障壁受震穩定性

SNFD 2017 報告說明為保持工程障壁系統設置後之完整性，需考慮其受地震

擾動時之穩定性。地震對工程障壁的破壞模式，包括振動破壞與位移破壞，由於處置孔與處置隧道最後需要回填，緩衝材料與廢棄物罐同步振動，因此，無須考慮振動破壞。後以日本廢棄物罐與緩衝材料的整體縮尺模型地震測試成果，說明廢棄物罐與緩衝材料在地震時受振動的影響程度，會因廢棄物罐與膨潤土的間隙存在，將使廢棄物罐的振動量隨高度而放大。所舉文獻案例似與無須考慮振動破壞說法有所出入，未來應再予釐清。

於長期圍壓作用下所產生的潛變效應分析中，採用長期負載施加過程均考慮 15MPa 的回脹壓力與 30MPa 的冰河負載，再承受 5 cm 的地震剪切行為之分析情節設定。與前述離島結晶岩測試區不會有冰河負載之說明有明顯差異，未來應持續精進相關設計基準考量，以符合我國環境特性。

地震引致振動之影響評估，SNFD 2017 目前亦使用地工離心機以 10G 離心力場，進行廢棄物罐與緩衝材料在地震時受振動的影響程度研究，1/10 縮尺離心模型試體如圖 4-20 所示。現階段初步結果為處置初期乾膨潤土狀態下，因廢棄物罐與膨潤土的間隙存在，將使廢棄物罐的振動量隨高度而放大，地震測試之執行過程詳如技術支援報告(2)之附錄 K。

對於位移破壞方面須透過地震引致裂隙剪力位移之影響評估。SNFD 2017 參考瑞典 SKB(SKB, 2010k, p31-p37)進行地震引致裂隙剪力位移的分析方法，分析內容可參考技術支援報告(2)之附錄 J，以 ANSYS 程式假設廢棄物罐於處置孔中受震，經由緩衝材料承受裂隙剪力位移作用，剪力位移設定於廢棄物罐中間與 1/4 罐長處、剪切角度設定為 90 度、22.5 度，進行數值分析。其分析結果概述如下：(1)剪力位移 5cm 的應力分析所得最大塑性潛應變為 5.8%，最大 von Mises 應力為 335.7MPa，小於最大容許應力值 395MPa；在 1/4 罐長處受 90 度剪切角、10cm 位移的塑性潛應變量最大，von Mises 應力為 396MPa。

審查發現，地震引致裂隙剪力位移之影響評估，相關參數係參考瑞典資料，並考量鄰近北極圈之冰河期冰層壓力。其引用參數與台灣環境條件差異甚大，應以本土環境參數進行分析，其結果始具實際參考價值。分析中亦僅係針對單一次地震而言(依技術支援報告(2)P.5-77 單一次地震事件引致的裂隙位移量 5cm)，惟依回歸週期於百萬年分析時間尺度內地震非僅為一次，建議未來應進一步確保廢棄物罐於分析時間尺度內之安全性。

### 4.6.3 氣體遷移

在處置設施內，氣體在緩衝材料中的傳輸行為，將以 2 階段方式發生：(1)當處置設施封閉時，緩衝材料此時圍阻住氣體，一旦緩衝材料吸收水成為飽和狀態，氣體可能會散逸。(2)若水穿過緩衝材料並進入失效之廢棄物罐，則鑄鐵內襯將預期發生腐蝕，導致氫氣的出現；若此過程產生大量的氫氣，氫氣可能溶解於廢棄物罐內的水中，此為處置設施內產生「氣相」傳輸。此處，氣體滲透性之研析，資料僅為國外文獻之蒐集，建議應說明本土對氣體滲透性之研究辦理情形，或後續計畫將在此基礎下，持續探討與解決不同候選區域的處置工程問題，發展適用於我國的長期性能穩定評估技術。

### 4.6.4 膨潤土體積穩定性之影響

處置孔中的緩衝材料塊體與處置隧道中的回填膨潤土塊，周圍的工作縫隙以膨潤土製成的填充料充填。處置設施運轉期間，緩衝材料及回填材料與岩體介面的膨潤土填充料，最先因岩體周圍裂隙中的地下水流入滲而潤濕；當水量多至使得膨潤土來不及吸收時，進流處的裂隙則會產生水壓，使潤濕較柔軟的膨潤土受水流帶動而形成通道，並可能因水流流動帶走膨潤土顆粒形成侵蝕作用。但目前的研究技術與發展，由於無法預測管流侵蝕發生的位置與進水量，因此，多利用大量的實驗結果建立經驗式以評估管流作用對膨潤土之侵蝕量。SNFD 2017 參考技術支援報告(2)第 6.5 節之計算，回填材料膨潤土侵蝕量約為 1,640kg，然而回填材料之總重量為 10,200tonnes，此侵蝕量對回填材料總量之影響甚微。審查發現，對於營運後工程障壁之膨潤土穩定性，應蒐集相關資料進行研究，如膨潤土受核種衰變熱之膨潤石(Smectite)黏土脫水反應造成之孔隙率變化及黏土層間水脫水形成孔隙水，是否可形成超額孔隙水壓或超額孔隙水壓排出後造成膨潤土壓縮行為之熱-水-力-化現象。

## 4.7 建造/運轉/封閉技術

本節針對處置設施建造階段、運轉階段、封閉階段之施工技術與災害預防做介紹，期以評估可行性。介紹國內外岩石隧道開挖方式有傳統鑽炸及機械開挖，而機械開挖則依挖掘機具分為旋臂式鑽掘機及全斷面隧道鑽掘機等開挖方式。除

了上述較常見之方法外，以金剛石線材做為切割工具之線切工法(SKB，2014，p7)[6]，為高放射性廢棄物最終處置設施最新發展之施工方式，該法進行線切隧道斷面，具有對隧道擾動相對較小之優點。並包含再取出作業，主要依序為「封塞移除作業」、「回填材料移除作業」、「緩衝材料移除作業」、「廢棄物罐吊掛取出作業」及「廢棄物罐開罐作業」。

部分施工工法似未完整考量一般工程技術應用於用過核子燃料處置工程之適宜性。例如：處置坑道湧水的點井排水工法，建議應可考慮是否適合應用於處置母岩，執行再取出作業之時機與目的為何。採用刨削加工方式進行開罐或改裝摩擦攪拌銲接機的攪拌頭進行銑削開罐之工法，過程中應考慮如何確保不會誤傷用過核子燃料。此外，不論是於封裝廠進行封裝作業或開罐作業，其輻射曝露威脅更甚於長期處置，如何確保作業過程可符合合理抑低原則與確保安全性，亦應有所討論。

現階段 SNFD 2017 係參考瑞典 SKB 提出之 KBS-3 處置概念，進行我國高放射性廢棄物最終處置技術之研發與設計。惟審查發現，認為瑞典並無再取出相關法規或行政規則的要求。故應加強第 4.7.2.2 節再取出作業之參考依據，另請解說相關作業是否適用於 KBS-3 之處置概念。而且，現階段所規劃設計之處置設施，是否符合高放射性廢棄物安全管理規則第十一條五十年內可安全取出之法規要求。並建議納入隧道監測(例如監測項目、監測儀器等)之說明，提升作業敘述完整性。

## 4.8 處置設施營運管理技術

為確保處置設施長期隔離與安全，需對處置設施進行有效之營運管理，範圍包括處置設施及各主要組件之設計、建造、運轉與封閉方面的管理、品質管制與環境監測之技術與要求，以及設施之組織規劃、行政管理、人員訓練、品質保證、消防防護、保安保防等工作。

處置設施營運管理技術小節，略以 4.8.1 監管與 4.8.2 處置設施管理之基本觀念小節，引用國際經驗與國內法規說明：處置設施的「管理」涵蓋現地調查、建造、運轉與封閉等各階段所有活動，進行管理直到處置設施封閉完成為止。設施封閉後則成為被動模式。為了監測地質環境與處置系統的工程，規劃應定期進行

技術性審查，並納入管理方案的一部分。於 4.8.3 管理與控制項目小節說明，將各階段應考慮之管理措施分為：(1)工程障壁及處置設施的設計、製造、安裝、施工之品質管制；(2)監控工程障壁與地質條件，並發展地質環境資料庫；(3)處置設施的環境管理；(4)監督與保護工作人員(職業安全與輻射防護)；(5)處置設施的核子保防。於報告中表 4-12 說明處置設施各階段主要監測項目。

審查發現 SNFD 2017 報告之處置設施營運管理技術，已區分出作業階段與五類管理措施之管理框架，其架構大致符合國際處置設施營運管理考量。惟報告中之表 4-12 僅列出項目，應針對內容加以說明。例如：工程障壁系統周邊地質情況及處置設施監視，於研究區特性階段至封閉階段均需監測處置隧道周邊之地下水與灌漿壓力等項目。地下水監測項目可能為水位與水壓等環境特徵，而灌漿壓力應為工程施作時之控制參數，列為監測項目是否合適。此外，表中所列監測項目，似有多項屬於材料品質管理項目，例如：緩衝材料密度、灌漿材料控制、支撐材料之品管等，均列為監測項目是否合適。

審查發現處置設施管理技術之建置與規劃仍待加強，特別是對於各項調查技術與數據、安全評估參數資料庫與模式資料庫的管理規劃尚未有具體技術建置之規劃或說明。雖然報告在 5.11.6 管理系統章節有說明管理系統工作架構，但高放射性廢棄物最終處置計畫執行迄今，應已累積不少成果技術或數據，SNFD 2017 的階段性成果報告，理應說明目前已經建置之知識管理系統雛形為何，該節僅有願景式的說明知識管理系統架構與其重要性。

## 第五章、安全評估

SNFD 2017 報告為用過核子燃料最終處置計畫在潛在處置母岩特性調查與評估階段之用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告，針對安全評估議題，其階段性任務在展現所建立之地質處置設施長期安全評估技術。審查發現所採用之安全評估方法論主要採用瑞典 SKB SR-site 處置設施建造執照申請案的安全評估方法論與架構，以加速提升安全評估能力與科學技術基準。針對其內容及技術議題，提出審查發現。

### 5.1 「臺灣特徵、事件與作用(FEPs)資料庫」建置

SNFD 2017 報告指出安全評估方法共包含 11 個步驟。首先透過 FEPs (Feature, Events and Processes) 資料庫的建置與篩選(步驟 1)，彙整出我國處置設施須考慮的 FEPs，進行處置設施初始狀態描述，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節，建立處置概念之安全功能，並訂定處置設施個別系統之安全功能指標(步驟 5)。於安全評估量化分析中，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，探討影響處置設施之參考演化(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節而組合一系列變異案例(步驟 8)；發展安全評估模式鏈(Assessment Modeling Flow, AMF)並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設施的極端外部條件，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，整合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，透過重覆循環檢視，可助於工程設計技術發展。其中，對於步驟二之初始狀態描述，如下：

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變動分析，以及製造、建造與工程設計初始值的差異。

於SNFD 2017報告又指出現階段對於臺灣FEPs資料庫現階段係基於2006年NEA 2.1版的資料庫，係根據臺灣地區特性與深層地質處置概念，並重點參考瑞典、日本等相關國際資料而建立，依據SNFD 2017報告所提之建構概念如報告中之圖5-2所示。SNFD 2017報告所提之FEPs主要分為5個目錄架構，包括初始狀態、內部作用、變數、生物圈及外部條件，如圖5-1。該方法目錄架構條理分明，包括處置場初始狀態、處置場內部各種物理化學作用、各種影響變數、生物圈狀態及外部影響條件。



圖5-1 臺灣特徵、事件與作用(FEPs)架構

SNFD 2017報告內針對「臺灣特徵、事件與作用(FEPs)」(以下簡稱臺灣FEPs)架構之初始狀態指出：「表示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」。經查SNFD 2017報告，同時也彙整完成3個附表，作為SNFD 2017參考案例，內容如下：

- 表一：SNFD 2017參考案例-法規要求及處置概念(如主報告附錄A)

- 表二：SNFD 2017參考案例-地質概念模式及特性數據(如主報告附錄B)
- 表三：SNFD 2017參考案例-安全評估模式及參數(如主報告附錄C)

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：SNFD 2017參考案例-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：SNFD 2017參考案例-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。」

但是，SNFD 2017報告於臺灣FEPs架構內指出之初始狀態，並無場址地質環境數據之場址條件，SNFD 2017報告內容之安全評估方法步驟明確指出初始狀態包含場址條件，但於臺灣FEPs架構內卻又將場址地質條件初始狀態剔除。這部分為本次審查發現於未來應釐清之處。

「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SNFD 2017參考案例之安全評估技術可行性評估，篩選出的離島結晶岩測試區FEPs清單共計132個影響因子。」，應提供參考文獻佐證過去研究成果。於報告內容提出：「本報告基於SNFD 2017參考案例篩選出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5-1至表 5-5所示。」，依安全評估技術支援報告(P.5-18)所述，報告中表5-1至5-5內容為針對離島結晶岩測試區所分析之成果，主報告文字敘述應說明。從篩選出的離島結晶岩測試區FEPs清單共計132個影響因子。如何篩選出如報告中表5-1~5-5之內容，主報告與技術支援報告之文字所篩選供建構評估評估模式鏈及參考演化之資訊是否充足，這是目前發現其說明不足之處。

SNFD 2017報告有關內部作用的交互分析，篩選之FEPs清單進行相關內部作用的交互影響分析，彙整於報告之表5-1至表5-5，其中多項作用對於SNFD 2017參考案例的應用方式判定為「不相關」、「可忽略」或「暫不考慮」，為何為「不相關」、「可忽略」或「暫不考慮」，發現其說明或提供參考文獻佐證並不完整。表5-4回填材料內部作用交互機制中，對於核種於水相的傳輸，亦是發現其說明及提供參考文獻佐證資料並不完整。

綜上，目前建置的臺灣FEPs資料庫共計418個影響因子，FEPs資料庫的建置



技術看似完整，但從SNFD 2017報告無法理解與後續安全評估分析案例的關聯。FEPs資料庫是評估案例建立的重要知識基礎，SNFD 2017報告受限於有限的評估案例，尚無法清楚釐清安全評估案例是如何透過FEPs資料庫建立。未來應檢討所建置FEPs資料庫在國內處置計畫之適用性與如何應用於評估案例篩選。

## 5.2 參考演化研究

用過核子燃料最終處置安全評估為長達100萬年時間尺度，SNFD 2017報告建構處置設施在未來100萬年的參考演化，係採用冰河循環氣候為基本框架理論，其中，亦考量全球暖化造成氣候變異，至於有關極端全球暖化則以個別情節案例獨立探討。參考演化之時間框架包含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，並針對外部條件、生物圈、近場熱力、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之演化過程建構演化情節。以現階段技術可行性評估報告之要求而言，參考演化在架構上算是完整。

在外部條件演化部分，主要依據文獻資料論述海平面之變遷，考量全球暖化的極端情境，設定海平面可能會先上升數十m，再因冰河期效應而下降。在封閉後與當代環境條件相似階段、剩餘冰河期、接續冰河週期等三個較長時間期的演化，主要特徵為海平面下降與溫度下降。海平面的下降與溫度的下降，在後續安全評估的過程中，如何影響地質圈作用，也就是說長期安全評估過程，因溫度下降與海平面下降，如何納入遠場安全評估的模擬。及溫度與海平面下降的不確定性，對安全評估的影響，現階段在方法論上尚未完備。此外，SNFD 2017參考案例之地質調查研究成果認為，離島結晶岩測試區於1,000萬年前即呈穩定地塊，因此未有明顯抬升或沉陷，這部分的論述欠缺嚴謹的科學佐證。

報告中認為由於離島結晶岩測試區屬於島嶼環境，現階段假設海岸線即為地下水淡水與海水的交界處，且地下水與海水並不互相作用，即封閉後與當代環境條件相似階段的水文地質模式為淡水穩態模式，而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。前述的模擬假設過於簡化，也無法呼應參考演化對海平面變遷的推演，例如若海平面下降，則近岸海域的底床將變成陸地，海淡水的交界面也不再會是原有海岸線，且上邊界條件還能

假設淡水地下水的水頭高與地表高程相同嗎？此外，長期演化下，降雨會是如何改變？目前的演化設定，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，這部分缺足夠證據支持。

在化學條件的演化部分，主要結論為於封閉後與當代環境條件相似階段、剩餘冰河期間，離島結晶岩測試區之地下水鹽度、陽離子強度、硫化物與微生物作用、pH值及氧化還原條件等條件，均會與初始狀態相同。這部分論述主要的依據為離島結晶岩測試區氣候會由亞熱帶氣候轉變為溫帶氣候，在氣溫變化方面，並不會有地下水結冰及冰川產生之現象發生。而在接續冰河期，因為是以12萬年為1個參考冰河循環，將再經歷約7次的冰河循環。換句話說，SNFD 2017參考演化的化學條件均設定會與初始狀態相同。但若海平面的變遷改變海淡水交界面的位置，或是降水的改變，改變地下水面的位置，前述的化學條件演化設定就變得很值得商榷。

在緩衝材料與回填材料演化部分，主要參考SKB的論述，這部分的演化設定與近場處置功能有極大關係，目前雖因參考SKB的論述架構而看似完整，但緩衝材料與回填材料演化，是近場的熱水力模擬的重要依據，這部分在技術建置部分應該需要加強。針對參考演化議題，建議加強長期氣候演化資訊的論證與技術建置，特別是長期氣候演化對處置設施的長期安全功能影響，包含遠場地質圈的安全功能與工程障壁的安全功能。SNFD 2017報告採用SKB SR-site的安全功能與安全指標，建議未來仍應檢討這些安全功能與安全指標在國內處置地質條件的適用性。

### 5.3 情節分析與案例計算

SNFD 2017報告於5.5.3節及表5-7內，提出：現階段遠場水流模型，其設定邊界條件與起始條件，對於水流模型，以質點追蹤方法得到質點傳輸路徑及其水流參數，離散裂隙網路及質點傳輸路徑示意圖如報告中圖 5-7；最後，使用GoldSim程式之管流模組進行核種傳輸模擬，SNFD 2017報告之遠場評估參數及其來源依據提出如報告中表 5-7。發現於表5-7中並沒有邊界條件與起始條件。另外離散裂隙網路及質點傳輸路徑，目前報告中以「示意圖如圖 5-7」表示，未來應以模擬結果圖表示。應以GoldSim程式之管流模組進行核種傳輸模擬，在GoldSim程式於

遠場模擬，係以一維平流延散方程式評估維度。在複雜的處置系統及地質圈環境，僅以一維評估維度，審查發現似乎不足，建議未來應考慮三維維度進行評估。

SNFD 2017報告提出參考案例之近場評估範圍，如報告中圖5-6，係採廢棄物罐垂直置放方式之徑向核種釋出概念模式，目前無法得知核種在近場中如何傳輸，未來應進一步補充說明：「針對近場核種傳輸計算係利用GoldSim進行，模擬放射性核種自失效的廢棄物罐釋出，並向周圍緩衝材料方向進行徑向擴散傳輸。模擬計算上可利用Cell物件建立欲評估的工程障壁幾何範圍，包括廢棄物罐之空腔(void volume)及緩衝材料，本階段於模擬剪力情節之核種傳輸(腐蝕情節已假設喪失緩衝材料)，考量剪力截切屬斷面破壞，故簡化模擬一維方向的傳輸，暫不考慮垂直方向。」

在案例計算部分，SNFD 2017如同SKB的報告，提供如報告中圖5-35的參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈，透過安全評估模式鍊來說明使用案例計算的流程與模式使用架構，初步而言本報告內容在安全評估模式鍊的使用與連結上已建置完整流程與架構，但現階段而言，最大的疑慮在模式與參數選用的適用性論證部分，SNFD 2017報告雖大量移植SKB的安全評估架構與技術，但從技術可行性評估而言，關鍵在模式選用、模擬設定與參數，這部分應該是未來應積極建置的安全評估技術要項。

干擾情節包含第5.9.1節為考量氣候相關議題所選定的全球暖化極端情境，第5.9.2節考量大規模地質作用議題所選定的多次地震之極端情境，第5.9.3節為考量未來人類活動議題所發展的管理方法論及所推論的代表性案例。審查發現這部分的評估與論述皆尚未完整，特別是對處置功能的影響部分，有關情節發展技術，未來仍需持續研究。

所有案例的計算，本報告是以GoldSim進行串接，如報告之圖5-34所示。而5.11.2節針對模式的驗證、校驗與確認，論述的內容多引用自國外文獻，如同報告內文字所述，為建立對計算工具的信心，說明程式應用性、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。建議應檢討安全評估技術發展路徑圖，盤點目前尚待建立之技術要項。

此外，以遠場水流模擬是核種外釋至生物圈的重要路徑依據，目前的遠場水流模擬採用DarcyTools進行，所有案例的模擬區域為垂直向下的海岸線，而未考慮近岸海域之海底地形，而在長期氣候演化的海退情節考量下，近岸海域之海底

地形應在模擬範圍內，目前遠場水流模擬的設定不符合長期氣候演化的海退情節需求。

由FEPs的分析、建立評估模式鏈到最後安全評估案例的分析計算，理應提供符合國際上處置安全評估的完整情節分析與案例計算架構，SNFD 2017報告雖充分展示前述各環節的技術建置成果，但由於大量引用SKB SR-site的安全評估架構與方法與模式工具，呈現數個完整的安全評估成果。但從處置安全評估技術建置而言，有多少安全評估技術是具體完備則是有待商榷的。

SNFD 2017報告對於生物圈提出：根據台灣氣候型態、水文地形特徵、文化生活及生態系統等綜合產生。例如包括(1)生物作用(2)與人類行為相關的作用(3)化學、力學和物理作用(4)傳輸作用(5)熱和輻射作用。如：生物作用是依賴生物體的作用。放射性核種曝露的途徑是經由攝食水和食物，因此，生物群的分布和食物鏈網相互作用是重要的。

此外，生物群可能會影響非生物群中的放射性核種分佈，如擾亂沉積物或影響水分組成。人類行為對生物圈環境可能亦有影響，例如經由引入生物種群。審查發現：有關水域、陸地及農業等系統之生物圈評估，包括：陸地(包含森林、農田、牧場等)、湖沼(湖泊、河流、沼澤等)及海洋等，評估各個生態系統中食物鏈結構及人類行為對食物鏈之影響，進而建置陸地、湖沼及海洋生態系統概念模型，確認核種於生態系統中之傳輸方式。建構出考慮物理、化學、(水文)地質與生物擾動作用之地景演化生物圈模型，模擬核種於地景演變作用過程中傳輸，並依據生態系統概念模型及假定居民生活習慣如同現代，選定關鍵曝露途徑據以評估關鍵群體所接受之劑量。以上這些，未來需要注意調查技術及方法。

SNFD 2017報告提出依國際原子能總署發展的生物圈模式及評估(BIOSphere Modeling and ASSESSMENT, BIOMASS)[7]方法，考量地形、氣候等條件與日本相近，故同時參考日本H12報告中的生物圈案例，建構出符合生物圈概念模式與關鍵群體，以評估不同關鍵群體所接受之輻射劑量。

審查發現SNFD 2017報告中圖5-8與圖5-9，並非是關鍵群體也非是生物圈概念模式，目前審查發現，建議未來應建構「生物圈概念模式與關鍵群體」以求完整。另外對於圖5-8只是一般人員輻射劑量的部分曝露途徑。依游離輻射防護安全標準第二條第十一款「關鍵群體」之定義：指公眾中具代表性之人群，其對已知輻射源及曝露途徑，曝露相當均勻，且此群體成員劑量為最高者，審查發現圖

5-8無法說明「劑量為最高者」。

另外，審查發現，圖5-9中並無任何生物，無法詮釋「生物圈評估概念模型」，亦無法說明「劑量最高者」及「關鍵群體曝露途徑」，該部分僅可稱為「核種的傳輸途徑」，另審查發現圖5-9亦無指出「最終匯集處」之意涵。

SNFD 2017報告利用所篩選出來的生物圈FEPs列表與交互作用矩陣(Interaction Matrix, IM)，以挑選出可能關鍵曝露群體。需詳細說明如何挑選出可能關鍵曝露群體。另外需先確認受曝露群體，並建立詳細的生物圈模型，包括地景演化與確認關鍵群體以及其食物消費習性，以遵循ICRP的做法。此部分方法可參酌國際通行做法，但應採用本地的數據。現階段「生物圈劑量轉換係數(Biosphere Dose Conversion Factors, BDCFs)」的評估只考慮一個關鍵群體，而一個關鍵群體似乎不符合ICRP建議探討最受曝露群體的代表性個人的精神，也不符合BIOMASS建議先評估所有的潛在曝露群體，並依據結果決定潛在最受曝露群體的精神。審查發現，建議計畫後續進行關鍵曝露群體評估之規劃。

## 5.4 安全評估之不確定性

目前SNFD 2017報告對於安全評估結果的不確定性尚未建立嚴謹之評估方法。由於安全評估是一件複雜分析的過程，含括多種複雜的考慮因子和評估作業。

考慮的情節案例，包括自然環境的演變、工程障壁之退化，和破壞事件，如地震活動。評估模式須能模擬詳細演變過程，而實驗室和現場試驗及天然類比資料能提供安全評估模式和參數選用的驗證技術支援，並能完整考慮場址系統，能有效計算劑量造成生物圈的影響。所以功能評估須考慮很多項目，因此整個安全評估過程需要進行不確定分析管理。一般說來，不確定性管理包含3種主要不確定性來源與管理，如下說明：

1. 系統不確定性：透過FEPs的管理以提供足夠之初始條件組合、足夠之內部與耦合作用組合、足夠之外部影響因子組合，避免因為過度簡化而忽略影響處置安全之重要情節組合。而情節的選擇也為系統不確性的來源之一，因為情節的選擇將影響安全評估模式鍊的選用，因此可以透過如系統性的情節篩選、安全指標來篩選影響處置安全相關情節、採用上限值計算(類似極端值概念)、品質保證施來確保FEPs處理過程、或啟動外

部審查透過不同領域專家來審視情節的選用。

2. 概念不確地性：包含(1)內部作用，利用作用報告(process report)來詳細界定各作用之不確定性，內部作用間的相互影響有時也可以看成是系統不確定性之一，外部審查也是不確定性管理的手段之一；(2)外部作用不確定性的管理比較像是程式化的管理，可以透過先進的模式來量化外部作用的不確定性，此外也可以採用上限值計算的概念，來量化最極端的現象。
3. 資料不確定性：資料不確定性的管理可以藉由各領域專家的外部審查來管理安全評估所使用資料的不確定性。安全評估數學模式使用資料來估算處置設施演變的劑量與風險，因此應有完整的模式文件資料與如何避免人為輸入錯誤的機制。

對於目前 SNFD 2017 報告對於安全評估結果的不確定性尚未建立嚴謹之評估方法，可參考以下相關文獻：

1. 美國雅卡山處置設施之功能安全評估是否符合10 CFR 63.113法規要求之不確定性分析[8]。
2. 芬蘭輻射暨核能安全管制局(STUK)對Posiva向芬蘭政府提出於歐基盧歐托(Olkiluoto)場址設置用過核子燃料最終處置場之不確定分析管理建議[9-12]。
3. NEA 於 2012 年 6 月針對 SR-Site 提出審查報告「The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden」之不確定分析管理[13]。

綜上說明，SNFD 2017報告對安全評估結果的不確定性尚未建立嚴謹之評估方法，建議參考國外成功處置案例的做法，積極發展安全評估不確定性研究之技術。

## 5.5 安全評估之參數使用

高放射性廢棄物處置安全評估需分析處置系統之功能，模擬核種在工程障壁、天然障壁之傳輸及分析障壁效能，模擬洩漏出核種對生物圈影響與對關鍵群體之輻射劑量或風險。目前SNFD 2017報告尚未完整取得本土數據，部分數據(如核種

於障壁的擴散係數與分配係數等)係引用瑞典SKB參數資料，模擬分析案例，如：熱傳分析、核種遷移、生物圈劑量評估等，以評估核種於近場、遠場傳輸及生物圈輻射劑量。目前台電公司應盤點安全評估所需之技術項目及該技術所需之參數，並作為試驗調查依據，以利未來使用與場址特性有關之本土數據。目前發現有以下相關問題：

SNFD 2017報告提出，關於離島結晶岩測試區地下水化學影響，以MX-80膨潤土進行回脹壓力測試，而初始乾密度為 $1,562 \text{ kg/cm}^3$ ，注入溶液為模擬離島結晶岩測試區地下水如報告中表5-10，其陽離子濃度為 $2.54 \text{ mM}$ ，經實驗測試結果回脹壓力約為 $4.5 \text{ MPa}$ 至 $4.9 \text{ MPa}$ 之間，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離子強度 $\Sigma q[Mq+]GW < 4 \text{ mM}$ ，產生其他不利緩衝材料/回填材料圍阻安全之因子。由於SNFD 2017報告中圖5-4有關圍阻安全功能、安全功能指標與安全功能指標標準，前述本土數據地下水陽離子濃度之離子強度值，屬於不利於地質圈的化學條件。

建議應對廢棄物罐腐蝕障壁安全功能做全盤的了解與掌握，包括安全功能指標所涵蓋的腐蝕障壁安全作用機制有關參數，以及訂定安全功能指標參數標準的依據，如此才能對地下水化學環境中陽離子濃度之離子強度偏低所可能造成效應進行研判，並據以建立本土安全功能指標參數標準。

對於本土數據參數使用及標準，SNFD 2017報告5.4.3節指出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，並總結於SNFD 2017報告中圖5-5，由於該安全功能、安全功能指標及安全功能指標標準的敘述翻譯自SKB報告，但過於簡略，不易理解這些安全功能指標在處置安全評估的定位，審查發現：未來可以參考SKB TR-11-01報告251頁，以摘要簡要綜整該成果。再者，SKB報告中也特別強調這些功能指標不同於處置設施各元件之設計標準，以及個別元件之安全功能與整體處置安全功能之關聯。

審查發現，建議未來至少應將前述幾點重要觀念補充文字說明。另外由於該標準係為SKB多年來研究及試驗調查所得，目前採全盤接納SR-Site資料之方式，該參數指標標準是否符合我國離島結晶岩安全功能指標及指標標準，應用於國內時，安全功能指標標準必然有需要調整之處，未來應持續盤點安全評估所需技術項目及該技術所需之參數，是否擴充或減少該「圍阻安全功能、安全功能指標與

安全功能指標標準」，並檢討我國場址特性有關之本土數據參數，規劃如何發展訂定安全功能指標與安全功能指標標準之能力，以完備國內安全論證的需求。

SNFD 2017報告提出主要情節依據廢棄物罐失效模式區分為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環境，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力、地下水壓、母岩岩壓等壓力負載而導致圍阻失效。前述的主要情節需要呼應參考演化的推演來決定模擬的設定。類似報告中圖5-30 腐蝕情節-圍阻安全功能架構，提供很好的架構來解說主要情節之腐蝕情節-圍阻安全功能架構所考慮的因子。但安全評估的可信度，除了情節發展的完整與合理性之外，關鍵還是在這些與安全評估相關的關鍵參數選用之適用性與合理性。這部分的探討，建議未來應增加資料報告(data report)來清楚釐清關鍵參數的選用依據。

在SNFD 2017報告中5.5數據整理之章節中，提及以離島結晶岩測試區現有數據為主，但為使數據資料具備一致基準與完整性，不足處參考相似處置特性之國外研究數據(如瑞典與日本安全評估實務經驗)，以展現參數彙整分析與安全評估量化分析之能力。但是由於數據資料係為場址的特性，應說明為何需要具備一致基準。不足的數據，應列為未來努力的工作，而不是參考國外資料來展現參數彙整分析與安全評估量化分析之能力。

由於主報告中使用之參數，其說明介紹過少，於SNFD 2017主報告中應擇要摘述技術支援報告內有關參數之內容，如下：

1. 第5.5.1節...瞬時釋出率、燃料基質溶解速率與個別核種溶解度參數等詳細參數內容應列出可參考技術支援報告(3)第7.1節。在此建議源項參數，建議增加介紹SNFD 2017報告所模擬之關鍵核種及核種衰變鏈架構。

「用過核子燃料基質於廢棄物罐失效後，釋出機制應考慮瞬時釋出率與燃料基質溶解速率」，審查發現，建議未來針對瞬時釋出率的計算使用瞬釋分率，並簡要說明瞬釋分率的應用，燃料基質溶解速率則是假設等速溶解率，也應一併說明。

2. 第5.5.2節...近場評估參數包括緩衝材料之幾何參數及特性參數、緩衝材料分配係數及母岩分配係數等，詳細參數內容應列出可參考技術支援報



告(3)第7.2節。審查發現未來應摘述各種參數之名稱與數值。

3. 第5.5.4節...利用AMBER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的放射性核種濃度，以評估不同關鍵群體之輻射劑量。評估使用的參數包括各核種攝入、吸入與體外曝露等劑量轉換因子、曝露途徑間的轉換係數等，詳細參數內容應列出可參考技術支援報告(3)第7.4節。審查發現未來將計算出的不同環境介質中放射性核種濃度，列表說明。並建議摘述「評估使用的參數」。
4. 第5.6.4節...建立封閉後與當代環境條件相似階段及剩餘冰河期之水文地質模式，分析結果予後續遠場評估使用，模式建立及假設條件等內容請參考技術支援報告(3)第8.4節所述。審查發現建議未來能摘述「建立的水文地質模式」及「假設條件」。
5. 第5.6.4節...SNFD 2017參考案例表一(附錄A)所示及模式所使用地下水流分析之輸入參數如SNFD 2017參考案例表二(附錄B)所示。審查發現建議未來能摘述「地下水流分析之輸入參數」及相關重要內容。
6. 第5.6.6(3)節...後續廢棄物罐腐蝕評估將採用此最大值進行評估，相關評估內容參考技術支援報告(3)8.6.1節與8.8.2.3節。審查發現建議未來能摘述「相關評估的重要內容」。
7. 針對報告中表5-7內母岩擴散係數、分配係數、裂隙擴散係數，都是摘自SKB報告，瑞典的花崗岩與我國的花崗岩組成可能不盡相同，審查發現建議應該自行做實驗求得，不宜直接選用。報告中表5-7內裂隙延散度，審查發現建議說明取質點路徑每段長度1/10之理由。

## 5.6 計畫知識管理與數據資料庫管理

最終處置計畫涉及許多跨領域的科學知識發展與工程技術創新，計畫建置過程將累積許多數據資料、資訊、知識、技術、模式工具。因此需要妥善的知識管理與數據資料庫管理，以確保所有數據資料的使用、知識與技術的應用是透明的且具可追溯性，也就是可以清楚知道資料與數據的出處來源、可以被取得再使用、可以解釋其特性與適用性，且在安全評估長時間尺度下的參數適用壽命須加以評估限制。以數據資料為例，數據資料的產生，可能來自於場址調查或鑽探資料、

現場或實驗室試驗、或引用文獻數據，這些數據如何轉化為安全評估使用，以及安全評估成果數據，如何轉化成安全評估論證之依據，也就是必須建立數據資料與模式應用流程，提供數據資料之可回溯性與可再使用性。在 SNFD 2017 報告內提出如圖 5-35:SNFD 2017 參考案例腐蝕情節安全評估模式鏈與圖 5-36:SNFD 2017 參考案例剪力情節安全評估模式鏈，這雖有助於釐清二個參考案例的資料來源與評估模式流程，也值得肯定，然而圖中顯示大部分的數據來自於 SNFD 2017 參考案例的三個資料表，表一為法規要求與處置概念、表二為地質概念模式及特性數據、表三為安全評估模式及參數，這在知識管理或是數據資料管理上是不足夠的。目前 SNFD 2017 報告的做法是將處置計畫參考案例的相關數據或參數，整理成這三個總表，建議未來的數據管理應將不同類型數據編碼，取代圖 5-35 與圖 5-36 內以表號或報告名稱交代數據來源，並提出數據報告說明數據之簡介、數據之數值與單位、數據之來源、數據之使用流向、與數據存放位置。

計畫知識管理，並不僅是技術文件的保存與數位資料的倉儲，圖 5-61 雖簡要說明計畫管理的系統架構，知識管理下分為知識庫與整合應用，而知識庫再分為成果報告與技術資料庫，規劃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。建議不管是成果報告或技術資料庫，檢索的功能不應只是在搜尋哪本技術報告，檢索的功能應建立在場址調查、處置設計與安全評估所需的資訊或數據檢索，而成果報告或技術資料庫也應包含這些成果報告或技術資料庫，是應用在處置計畫的哪個階段，也就是技術或數據的輸出使用給哪個階段的設計或評估使用。此外知識管理之整合應用，針對某項整合技術，規劃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，這部分的規劃說明似乎過於攬統，審查發現，係要發展一個互動式的整合應用平台嗎，使用者可以透過這個整合應用平台，進行整合分析。建議審慎思考整合應用平台要扮演的腳色，整合應用平台應扮演在處置計畫各階段提供決策所需資訊，提供透明的安全與可靠技術相關資訊，以利定期推廣與溝通，也就是提供技術行動資訊來建構國人對台電公司處置安全的信心。

在知識管理上，常使用 DIKW(data-information-knowledge-wisdom)的概念來論述，台電公司在不同場合也以 DIKW 來說明其知識管理架構，建議台電公司應思考未來的知識管理如何真正符合 DIKW 架構，簡單來說，目前處計畫內那些是屬於 D(資料)這個層級，也就資料，這包含觀測資料、實驗資料、調查資

料、文獻資料；而這些資料，因為進行了怎樣的分析，變成 I (資訊) 這個層級，也就是資訊，可以使用的資訊；利用這些資訊，透過怎樣的評估，變成 K (知識) 這個層；然後再透過怎樣的整合應用，達成 W (智慧) 這個層級，足以提供決策應用。目前台電公司的知識管理，無法看到清楚的 DIKW 架構，那些報告或那些成果在 DIKW 架構下，是屬於哪個階段的產品。

現階段在 SNFD 2017 報告，計畫知識管理與數據資料庫管理的建立雖然不是首要任務，但就長遠而言，知識管理與數據資料管理對處置計畫的安全信心是極其重要的，這部分在目前的報告尚未有整體的長遠規劃與想法，這對處置計畫的長遠發展是相當不利的。建議台電公司應積極思考怎樣的計畫知識管理與數據資料庫管理，在處置計畫發展的不同發展階段的需求。

## 5.7 小結

SNFD 2017 報告所提出之安全分析架構，主要參考瑞典 SKB 應用於福斯馬克(Forsmark)場址之安全評估方法論，依據「處置設計與工程技術」之成果，建構參考案例的地質概念模型及特性數據，發展安全評估模式鏈與建立參考案例的安全評估技術。審查發現 SNFD 2017 所發展之安全評估技術，如長期安全評估模式鏈所展現，已發展具系統性與邏輯性的安全評估架構，並應用於參考案例模擬分析，就安全評估技術能力建置而言，已具備安全評估技術整合能力，但由於長期安全評估涉及許多不同模式的整合應用與可信賴數據的提供，在安全評估各階段之模式選用妥適性尚欠缺科學性論證，也就是說目前的安全評估模式鏈內所使用之各種不同模式，是否真正符合各個不同模擬階段所需的功能特性，不同模式在安全評估模式鏈架構下的整合應用，所衍生的不確定性因素或誤差累積傳遞等，建議下階段處置計畫建立嚴謹的模式檢定校驗工作。

此外在安全評估模式鏈各階段之數據與參數之使用，雖提出參考案例之法規要求及處置概念、地質概念模式及特性數據、安全評估模式及參數等三個綜整表，提供具系統性與邏輯性的參數選用依據，但也可以發現表內許多參數的選用來自文獻，且缺乏參數的不確定範圍資訊，建議下階段應建立資料報告技術文件強化參數與數據適用性的完整性論證。

而針對 SNFD 2017 所發展之安全評估技術可信賴程度而言，審查發現由於

目前所建構之安全評估模式鍊主要透過參考案例與干擾情節案例應用，透過所建立之臺灣 FEPs 資料庫，雖釐清熱-水-力-化耦合效應在評估模式鍊各階段之重要性，但完整可操作之熱-水-力-化耦合模擬技術則尚未建立。此外，長期演化研究是提供參考案例量化模擬依據，這包括外部條件演化分析、生物圈概念模型與演化推論、近場熱分布模擬技術、裂隙岩體水文地質概念模型、岩石力學分析與地震危害度分析，以及處置設施內部演化分析、地下水化學演化特性、緩衝材料與回填材料演化特性、廢棄物罐長期演化（目前僅考慮腐蝕與剪力情節）等，審查發現在外部條件演化與設施內部演化的相關科學研究論述，完整性仍不足，因此建議下階段處置技術建置應強化長期演化相關研究，以提供可信賴之量化數據。此外，由於用過核子燃料最終處置長期安全評估涵蓋較長之時間尺度，因此不確定分析對評估結果之可信賴度就顯得相對重要，審查發現階段 SNFD 2017 報告對安全評估不確定性相關議題的技術能力仍顯不足，建議下階段處置計畫應積極建立，特別是在評估結果的風險呈現方式，如何提出可信賴的安全評估劑量風險來佐證與提升安全評估的可信賴度。

而對於處置計畫知識管理與數據資料庫管理部分，雖然現階段 SNFD 2017 報告的任務，對計畫知識管理與數據資料庫管理的建立不是首要任務，但長遠而言知識管理與數據資料管理對處置計畫的安全信心是重要的基礎，這部分在整體處置計畫技術能力尚欠缺整體長遠規劃與想法，這對處置計畫的長遠發展是相當不利的。建議在下階段處置計畫台電公司應積極思考怎樣的計畫知識管理與數據資料庫管理，在處置計畫發展的不同發展階段的需求。

綜整而言，SNFD 2017 報告在「安全評估技術」之技術可行性評估相關議題，已完成建立安全評估與情節建構方法論之初步可操作架構與雛形，並說明輻射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。並進一步將所發展之安全評估技術，運用國內地質環境特徵與處置設施設計概念，以 SNFD 2017 參考案例展示建立可實際應用的安全評估技術。以最終處置計畫在技術可行性評估階段對安全評估技術建置之需求而言，目前成果已初步完整且具可操作性，但在整體安全評估各階段之模式選用與使用及參數適用性論證，特別是可能影響處置設施長期安全功能之各項不確定因素及其對處置設施功能之影響暨其不確定性等，建議在下一階段處置計畫應積極發展技術以提升安全評估技術可信賴度。

## 第六章、輻射安全與法規

### 6.1 前言

我國自民國 67 年啟用核能發電。假設核能電廠運轉 40 年後除役，則將產生約 5000 噸的用過核子燃料。依據於民國 91 年公布的「放射性物料管理法」[15]與民國 98 年修訂發布的「放射性物料管理法施行細則」[16]，台電公司為我國放射性廢棄物最終處置的執行者。台電公司依據法規提報 SNFD 2017 報告，闡述地質處置用過核子燃料的計畫。地質處置系統隔離與圍阻高放射性長半化期的放射核種使不危害人類與環境。地質處置策略利用地質與工程障壁的阻隔能力，也是世界上一般採行的高放射性廢棄物處置方式。

台電公司對用過核子燃料的處置計畫訂定了五個執行階段：

1. 潛在處置母岩特性調查與評估；
2. 候選場址評選與核定；
3. 場址詳細調查與試驗；
4. 處置場設計與安全分析評估；及
5. 處置場建造。

目前計畫階段為「潛在處置母岩特性調查與評估」。本階段要達成的目標為：

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

因此台電公司完成「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD 2017)」[17]，採用瑞典 KBS-3V 概念進行處置設施設計、擬定安全策略與支援模式及相關假設，以完成通案性安全評估。

本章就輻射安全與法規方面評論 SNFD 2017 報告。審查發現不建議修訂目前 SNFD 2017 報告來處理評論所發現的問題，而是配合處置計畫的進展將這些評論納入後續計畫階段的執行改進參考。

### 6.2 公眾參與

SNFD 2017 報告與前期的 SNFD 2009 報告[18]指出，台灣有三種潛在處置母

岩可用於放射性廢棄物地質處置：花崗岩、泥岩及中生代基盤岩。SNFD 2017 報告聚焦於花崗岩作為參考母岩，且為展現可行性，使用 K 區的資料，該區具有台灣西部離島花崗岩地質特性的代表性。

已完成的 SNFD 2017 報告連同其技術支援報告，係於此處置計畫早期階段尚未對選址做出相關決定時，以通案方式證明用過核子燃料地質處置的可行性。對於 SNFD 2017 報告整體的敘述與架構，審查發現未來改進的重要關鍵領域，是與廣大的利害關係人(包含一般公眾)溝通關鍵安全論點並獲得其接受計畫。台電公司進入下一階段計畫時，公眾參與與支持極為重要，不論是對 K 區或其他地區的花崗岩而言。

### 6.3 輻射源與安全防護

依照我國法規[19]，除了用過核子燃料外，其他放射性廢棄物也具有高放射性，例如超 C 類放射性廢棄物，不適於與低放射性廢棄物一同處置，而必須以高放射性廢棄物來處置。

超 C 類放射性廢棄物有一類包括來自核子反應器的物料，例如控制棒、沸水式反應器燃料元件盒及高度照射過的爐心設備。另一類為來自其他應用(例如研究、醫療及工業應用的照射)所產生具有高放射性的物料。這兩類極為不同的物料，具有不同的機械與化學性質，且具有特定的同位素組成。

我國法規明定超 C 類廢棄物非經主管機關核准，不得於低放處置設施進行處置。審查發現台電公司應詳細分析廢棄物的類型，並評估包裝後的體積與總活度。此將有助於各種類型的廢棄物處置。

對於高放射性廢棄物處置而言，明確決定廢棄物的類型、處置技術概念及規模，將有助於公眾溝通。在某些情況下，若廢棄物的存量在選址程序開始後有所改變，特別是增加新類型的物料時，即使增加的量並非很大，公眾的感受會是相當負面的。

### 6.4 核臨界與熱傳評估

我國的核能政策是採行開放循環(open cycle)，亦即將用過核子燃料直接進行地質處置，不進行再處理。此與採行封閉循環(closed cycle)政策的做法大不相同。

封閉循環政策將用過核子燃料進行再處理，取出有用的可裂材料(包括鈾 235、鈾 239 及鈾 241)供新燃料使用。所以採行封閉循環國家所要處置的為沒有可裂材料的高放射性廢棄物，他們的處置措施也沒有必要考慮核臨界的問題。可是我國將用過核子燃料直接進行地質處置。用過核子燃料中仍然有相當的可裂材料。此時，核臨界的問題乃是必須慎重評估的重要議題。

核臨界的評估需要考量燃料中鈾 235 的初始濃化度、燃耗及燃料退出爐心後的冷卻時間。台灣電力公司應盤存將進行地質處置的所有用過核子燃料，根據每一燃料組件的參數，詳細評估計算擬裝載於廢棄物罐用過核子燃料的裝載曲線 (loading curves)。確保廢棄物罐所裝載的用過核子燃料所造成的有效增殖因數( $k_{eff}$ )永遠小於 0.95，且此  $k_{eff}$  必須考慮計算偏差(bias)與兩個標準差(standard deviation)。此項評估可以確保用過核子燃料在最壞的條件下也不會產生核臨界的問題。

用過核子燃料中的分裂產物多數具有放射性會衰變釋出能量而提升周圍環境的溫度。在用過核子燃料地質處置計畫中擬採用膨潤土作為緩衝材料。膨潤土的功能有其溫度限制，亦即低於 100°C。為避免達到此溫度限值，廢棄物罐的處置窖必須有適當的間隔。台電公司應妥善評估此間隔並使最高溫度距限值能有適當的餘裕。

SNFD 2017 報告有關熱傳的評估，採用 SKB 的邊界條件地表 20°C。我國年均溫為 24°C，最高月均溫為 28°C。這些均比評估所採用的邊界條件高。台電公司應採用本國的數據，進行妥善的評估。

此項熱傳評估的源項—用過核子燃料，其參數包括鈾 235 的初始濃化度、燃耗及退出爐心後的冷卻時間。這些計算參數限制了廢棄物罐所裝載的用過核子燃料。

台電公司在後續計畫中，應綜合核臨界的裝載曲線與熱傳分析的用過核子燃料參數，審慎研擬提出妥善的裝載曲線。若裝載曲限無法涵蓋所有的用過核子燃料，而必須限制廢棄物罐中用過核子燃料的裝載，則台電公司應妥擬燃料裝載的品保計畫，以確保廢棄物罐能如規劃裝載特定參數的用過核子燃料。

## 6.5 運送安全

用過核子燃料的地質處置必須將用過核子燃料由貯存位置運送至處置場設

施，運送作業必須遵守「放射性物質安全運送規則」[20]。貯存的位置包括核能發電廠或集中式貯存設施。運送的方式有陸運(含公路或鐵道)、海運及海陸聯運。陸運必須考量道路橋梁的重量承載限制，且須顧及沿途地方政府與公眾的反應。考慮到至少某些距離的公路或鐵道運送是必要的，且我國是一個人口密集的國家，在沿運送途徑的許多地區必然會受到影響，而有公眾曝露與核子保防的顧慮。由於用過核子燃料的運送將耗費十年或更長的時程，必須將「運送安全」列入全國科學性篩選選址階段的準則之一。

由長距離與短距離運送的觀點，同時考量法令所規範的安全與核子保防問題，建立評估「優選地區」的準則。當對於長距離運送，且專注於公眾安全與核子保防，比較這三種方法(公路、鐵道、及海運)時，有數個理由可以認定海運是較優的選項。在這三種方法中，海路運送具有最低風險的公眾曝露，因為海路沿途沒有人居住。且核子保防的風險也最低，因為最不可能事前獲知運送途徑，而在停靠時並不需要任何限制措施。就運送途徑的重量與坡度限制而言，海路運送大大降低了交通基礎建設的要求。因此，每一次運送可以運送大量的用過核子燃料包件，而減少運送的頻率。

海運可能也需要短距離陸運，以便將用過核子燃料運送至其最終處置的目的地。由於護箱的重量，短距離運送可能需要專屬的公路或鐵道。

## 6.6 輻射安全

高放射性廢棄物處置設施的輻射安全要求，依照「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」[1]，在處置場運轉期間，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有效劑量不得超過 0.25 毫西弗。在處置場封閉後，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。職業工作人員則應遵照「游離輻射防護安全標準」[21]與「游離輻射防護法」[22]，有關劑量限度與合理抑低的規定。

SNFD 2017 報告僅討論高放射性廢棄物處置場封閉後的輻射安全，對於處置場運轉期間的輻射安全則沒有著墨。

用過核子燃料處置場的運轉由在地表設施接收用過核子燃料開始，進行將用



過核子燃料更換至廢棄物罐，再將廢棄物罐運送至地下處置窖。所有的作業流程，台電公司均應評估正常運轉與預期意外事故，對工作人員與關鍵群體的輻射劑量，以確保符合前述法規的限值且應採行合理抑低的措施。

## 6.7 安全評估數據的品質保證

SNFD 2017 採用瑞典 KBS-3V 的處置概念進行安全評估。台電公司應對於瑞典與台灣邊界條件的差異，審慎進行掌握分析，如前述熱傳評估。與安全評估有關的數據應確保其透明度與可追溯性，相關的數據獲得、模式驗證、評估採用的過程應建立妥善的品質保證措施。此項品質保證措施包括建立強化靈敏度分析，發展可以處理不確定性的方法論，以有助於管理與獲得處置場資料。

## 6.8 生物圈

SNFD 2017 報告對生物圈的安全評估，是採用 IAEA BIOMASS[7]的方法建立生物圈概念模式，與瑞典 SKB 福斯馬克(Forsmark)處置場的 KBS-3 及日本 NUMO 的 H12 報告的生物圈模式類似，因此在技術上是與國際核能先進國家接軌。

### 6.8.1 生物圈概念模式發展

SKB 針對福斯馬克(Forsmark)處置場生物圈，計算了地景劑量轉換因數(Landscape dose conversion factor, LDFs, 單位為 Sv/y per Bq/y 或 SvBq<sup>-1</sup>)，LDFs 分為兩種，為單一脈衝釋出(a pulse release)及常數釋出率(constant release rate)所造成的個人約定平均年有效劑量。SNFD 2017 報告的「生物圈劑量轉換係數(BDCFs)」的做法與 SKB 的 LDF 一致。因目前並無場址，SNFD 採用離島(K 區花崗岩)的一般(generic)情節，使用 H12 的參數數據計算而得 BDCF，已初步建立生物圈的安全評估技術能力，但其中 FEPs、交互作用矩陣(IM)資料庫、情節及安全功能之間的連結仍未有清楚的論述。

因此階段目前無場址，SNFD 2017-TRS03 報告中對離島(K 區花崗岩)進行一般性生物圈系統(表 8-1、表 8-2、表 8-3)的特性描述(氣候、水體、人類活動、生

態系統、地形、土壤等)。概念模式的建立包含 FEPs 處理、交互作用矩陣、曝露情節(農耕、淡水魚撈與海水捕撈 3 種情節)。核種自 5 個釋出點釋出後進入井水、河流、河流沉積物、近海海洋及近海沉積物，再經表土、淡水魚獲撈或海洋魚獲以 3 種曝露途徑(攝入、吸入與體外曝露)使暴露群體接受了輻射劑量。核種擴散考量了沉積、在懸浮、侵蝕、灌溉、河流流動、及海洋擴散、土壤吸附、植物根部吸收、生物濃縮等，其評估方法是與國際先進國家的作法一致。但在細節上，依據台電公司 2017 所委託國際同儕審查的提問答覆，BDCF 的推導假設 3 種情節的關鍵群體是相同的，關鍵群體接受了 3 種情節的輻射劑量，這是最保守的情況(將使 BDCF 被低估)，但 3 種情節的關鍵群體也可能是不同的。建議台電公司未來對生物圈各種情節的考量更符合場址附近生物圈環境，在關鍵群體的判斷上宜更嚴謹。

一般而言，生物圈不提供安全功能。但地表的延散及稀釋仍可影響輻射劑量，可視為生物圈的安全功能，而生物圈情節是建構在以地表環境(陸域、水域)的演化趨勢為評估基礎的。SKB 生物圈概念模式採用區塊模式(區塊內假設為均質)，使用與場址有關的一組互相關聯生物圈物體(biological object, BO)代表生物圈，用地表核種釋出點的群集來確認 BO 地點，而 BO 的地點隨氣候演化的時間而改變，並以 1,000 年為單位來確認 BO。SR-Site 報告確認 10 個 BO，包括目前間冰期(interglacial)確認 5 個 BO，而每個 BO 有其特定的生態系統。而 BDCF 是與 BO 有關的，現階段無場址，SNFD 2017 此階段無法運用 BO 的概念計算 BDCF。建議台電公司於未來適當的使用 BO 概念以更詳細及系統性的方法建立生物圈概念模式，並加強 FEPs、情節及安全功能之間有更清楚的連結，這作法將有助於 BDCF 推導的技術能力提升及關鍵群體的判斷。

擾動情節是指低機率、高後果(嚴重挑戰功能目標)的情節，屬於超過設計基準的情節，SNFD 2017 報告對此部分已建立分析技術論述，但仍有精進空間。芬蘭 Posiva 考量處置場封閉後對長期安全有害的低機率事件(如氣候變遷、地震及地殼構造作用、大地震、人類無意闖入、低離子水穿過廢棄物罐等)歸類為擾動情節。擾動情節除進行決定性靈敏度分析(deterministic sensitivity analysis, DSA)外，建議應進行機率性靈敏度分析(probabilistic Sensitivity Analysis, PSA)，以確認生物圈重要參數，尤其是檢視劑量與核種釋出點的靈敏度分析及 DFN 模式之所預測核種釋出點的不確定性效應。此外，生物圈各核種的 BDCF 評估模式的不確定

性分析及參數敏感度分析涉及複雜的數學及統計學知識，建議台電公司及建立相關技術。

SKB 在 Äspö 硬岩地下實驗室設立微生物實驗室，對接近處置場環境條件下的微生物活動進行量測。主要探討硫酸鹽還原細菌(Sulphate-reducing bacteria, SRB)在場址內的生長。對銅容器而言，硫化物是高度腐蝕劑，地下水及緩衝材料的高度壓實膨潤土可抑制天然硫酸鹽形成硫化物，用高密度緩衝材料以抑制微生物的活動是很重要的。SKB 亦證明地下水在裂隙中與高度壓實膨潤土接觸所生長的硫酸鹽還原細菌，因穿越膨潤土的擴散途徑非常緩慢及膨潤土中二價鐵的場內沉澱，只有非常少量硫化物可到達銅容器，100,000 年以後對容器是並非有害的。此外，冰河溶解水侵入處置場，使膨潤土因管路(piping)或膠體形成而失去大量成分，導致膨脹壓力的降低，使其完全壓制微生物活動的功能喪失。因此，膠體形成及膨潤土失去密度議題，為 SKB 未來注意項目之一。而鑽孔內靜止水中微生物活動將影響硫化物濃度，但其作用機制及化學參數為何目前仍不完全清楚。NEA 的審查小組建議 SKB 在 Äspö 進一步調查，以了解其作用機制。建議台電公司未來仍需適度考量微生物議題，亦可經評估後以無安全顧慮而排除微生物的考量。

在無場址情況下，不考慮非人類生物是可以理解的。但依照目前的國際趨勢，未來環境保護將日趨嚴謹，生物圈非人類(non-human biota)動植物的劑量評估或影響評估，建議注意國際發展趨勢，妥為因應。此外，其他議題如生物圈土壤及其地球化學性質的長期演化建議亦納入考量。

## 6.8.2 氣候演化考量

SNFD 2017 將台灣處置場 100 萬年參考演化之時間框架分為開挖與運轉階段、封閉後與當代環境條件相似階段、剩餘冰河期及接續冰河週期等 4 個時期。Posiva 定義情節的時間進程分為 4 個階段：(1)100 年：運轉期；(2)100 至 10,000 年：劑量評估考量時間，又稱劑量窗口。(3)10,000 年至 155,000 年：到第一個冰河期的開始；(4)155,000 至 1,000,000 年：包括 8 個冰河循環期。

在外部條件演化主要是海岸線與海平面的變遷，全球暖化的極端情境海平面可能上升數十 m，冰河期海平面下降，溫度也下降。當代環境條件相似階段、剩

餘冰河期、接續冰河週期等三個時期的演化均為海平面下降與溫度下降。主要情節將冰河循環及海岸線與海平面效應均納入考慮，全球暖化效應則在干擾情節中考慮。SNFD 2017 發展數個生物圈概念模型，以評估未來氣候情況及其後果，著重於溫帶條件、冰河條件與人為暖化效應。現階段於主要發展相關情節，考量冰河循環、海岸線與平面變遷的推估是適當的。生物圈安全評估，如何將海平面上升、海平面下降及與溫度下降等外部演化納入安全評估的考量，似為未來的精進課題。對於此計畫的後續階段，對於海平面上升、海平面下降及與溫度下降等外部演化情況，發展更詳細的地景演化情節，以發展更詳細的生物圈概念模式，例如地景的主要改變，地表核種釋出點、地質與生物圈介面(GBI)的改變，BO 的時域發展，例如海平面下降可能使更多農耕區出現，進而可能改變水源供給與居民的飲食習慣等。

## 6.9 未來人類活動

SKB 對於未來人類活動的安全評估，對於密封處置場選擇鑽井貫穿廢棄物罐、處置場附近岩石挖掘及福斯馬克(Forsmark)場址附近採礦 3 種代表性案例進行安全評估，此外亦對處置場不完全密封進行評估。芬蘭 Posiva 的人類無意闖入假設發生於處置場封閉後 1,000 年，預期有效劑量為 0.01 mSv/y，闖入的機率估計為  $10^{-7} \text{ y}^{-1}$ 。但 STUK 認為闖入時間可以提前至封閉後 200 年，Posiva 應考慮 10,000 年發生大地震及岩石剪切事件的擾動情節，情節可經分析後將其合理排除。Posiva 考量了 7 種不可能事件(unlikely event)，包括海平面上升、場址無農作物生長、Lapijoki 河改變方向、導致非人類生物最高劑量率生物群落的固定佔用因數、海平面下降導致土地表面積增加、無意闖入者進入處置場鑽井、鑽深井截奪水(intercepting water)穿越處置場等。

SNFD 2017 報告對未來人類活動的安全評估方法與瑞典 SKB 相同，將人類闖入情節分類為特定類別的情節，假設人類闖入是無意的、時間是發生在處置場封閉後數百年、地點是在處置場或其鄰近地區、且破壞處置場的工程障壁造成危害。除分析技術外亦考量社會因素以決定闖入的時間，並選擇具有代表性的案例進行分析。一般是考量闖入者鑽井，並假設闖入者全家在處置場居住，且使用鑽井取水造成劑量。因此 SNFD 2017 已對人類闖入情節建立安全評估技術及安全

論證，符合國際實務作法。建議台電公司未來仍應參考國際先進國家的做法，持續精進無意闖入情節之分析技術。

## 6.10 小結

本章評論 SNFD 2017 有關公眾參與、輻射源與安全防護、核臨界與熱傳、運送安全、輻射安全及安全評估數據的品質保證，審查發現不建議修訂目前 SNFD 2017 報告來處理評論所發現的問題，而是配合處置計畫的進展將這些評論納入後續計畫階段的執行改進參考。

SNFD 2017 報告對生物圈的安全評估，是採用 IAEA BIOMASS[7]的方法建立生物圈概念模式，與瑞典 SKB 的 KBS-3 及日本 NUMO 的 H12 報告的生物圈模式類似，因此在技術上是與國際核能先進國家接軌。生物圈劑量轉換係數 (BDCFs)的做法與 SKB 的 LDF 一致。因目前並無場址，SNFD 採用離島(K 區花崗岩)的一般(generic)情節，使用 H12 的參數數據計算而得 BDCF，可算初步建立生物圈的安全評估技術能力，但其中 FEPs、交互作用矩陣(IM)資料庫、情節及安全功能之間的連結未來宜有更清楚的論述。

SNFD 2017 有關 BDCF 的計算，假設 3 種情節的關鍵群體是相同的，此為最保守的情況(將使 BDCF 被低估)。建議台電公司未來對生物圈各種曝露情節的考量更能符合場址附近生物圈環境，在關鍵群體的判斷上宜更嚴謹。

SNFD 2017 報告將無意人類闖入情節分類為特定類別的情節，符合目前國際上實務作法。目前國際趨勢是傾向於假設情節發生，評估其造成的劑量。建議台電公司掌握人類闖入安全分析的最新國際趨勢，並精進分析技術。

## 第七章、審查結論

### 7.1 臺灣地質環境

有關SNFD 2017報告中就「能否找到合適的花崗岩進行地質處置?」之審查發現，台電公司針對臺灣離島與本島花崗岩進行了深入的資料回顧、調查、分析與評估。台電公司所提出之資料，尚未發現必然可排除所有花崗岩體作為處置母岩之不利條件，根據台電公司調查報告顯示，臺灣仍存有體積足夠大的花崗岩體，適合作為下階段特性調查與評估作業場址。因目前尚未進行詳細調查，場址特徵化應列為下一階段工作精進重點。對於未來1百萬年地質演化，仍有相當大的精進空間。綜合而言，台灣本島花崗岩之地質適宜性，下一階段應有更深入之評估，以排除任何安全疑慮。

針對台電公司「是否具備深層地質特性調查評估的技術可行性?」之審查發現，台電公司對於深層地質特性調查評估的技術已具備一定之掌握能力，加上透過國際技術交流之深化，預期可加速技術優化之速度。另外，關於技術發展細緻化程度，SNFD 2017報告還有精進之空間，特別是針對調查資料綜合分析解釋之技術能力強化方面。

### 7.2 處置設計與工程技術

審查發現SNFD 2017報告之處置設計與工程技術發展，其地質處置工程障壁系統之技術研究架構與內容，主要參考SKB之KBS-3與其相關既有研究成果。因此，對於KBS-3處置工程障壁系統設計須考量之相關技術課題已有相當之了解，對於未來技術發展路徑規劃應具有正面幫助。

惟審查發現SNFD 2017報告對於其所述各項設計目標與設計結果關聯性之論證相對薄弱，且所採用之設計準則多數為直接引用SKB之設定，並未反映出本土化環境特性與其設計考量，此為未來應強化研究的課題之一。由於單一處置單元設計須同時考量多重物理量作用影響，例如熱、水、力與其耦合作用影響，未來進行精進研究時亦須特別注意如何處理此類技術課題。

依SNFD 2017報告規劃內容，以放射性廢棄物管理系統於地表設施中進行用過核子燃料換裝至最終處置廢棄罐之作業。考量其為處置設施運轉過程，對於工

作人員與環境衝擊最具立即安全威脅之作業程序，為確保處置作業安全性，對於如何確保處置設施運轉安全相關課題亦應納入精進研究範圍。

此外，由於我國法規規範高放射性廢棄物最終處置設施應確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。此功能並非SKB設計KBS-3之設計考量，如何將我國法規要求落實於處置設施設計中，亦為未來精進技術應強化之處。

有關處置設施設計與工程技術之能力，除了地質條件外，評判技術可行性大致包括：方法、技術參數、材料、工具、實做能力、品質檢測，以及功能評估與驗證等技術範疇。SNFD 2017的說明內容主要屬於方法論述範疇，技術與參數則多引自瑞典SKB，其他說明我國技術能力之現況，或對不確定之技術與其該如何備置方案之說明較少。

我國坑道開挖技術成熟與經驗豐富，惟針對處置設施之高地應力環境與高品質要求等技術經驗，仍須精進累積經驗。例如，在高放射性廢棄物處置坑道內鋼筋使用量將被限制，此等對運轉期之坑道安全穩定仍須進一步確認。一般在花崗岩質母岩坑道確實穩定性較高，但在對異向性母岩之設計與施工技術應同等被分析可行性，仍需後續累積更多經驗。對於地震引致裂隙剪位移能力之影響評估，相關參數目前係參考瑞典資料，所採用的參數可能與台灣有所不同，後續應以本土參數、並對多次地震對廢棄物罐於分析時間尺度內之安全性進行分析。

### 7.3 安全評估

SNFD 2017 所發展之安全評估技術，主要參考瑞典 SKB 應用於福斯馬克 (Forsmark)場址之安全評估方法論，審查發現 SNFD 2017 所發展之安全評估技術，如長期安全評估模式鏈所展現，已發展具系統性與邏輯性的安全評估架構，並應用於參考案例模擬分析，就安全評估技術能力建置而言，已具備安全評估技術整合能力，但由於長期安全評估涉及許多不同模式的整合應用與可信賴數據的提供，在安全評估各階段之模式選用妥適性尚欠缺科學性論證，建議下階段處置計畫建立嚴謹的模式檢定校驗工作。

針對 SNFD 2017 所發展之安全評估技術可信賴程度而言，審查發現階段 SNFD 2017 報告對安全評估不確定性相關議題的技術能力仍顯不足，建議下階段處置計畫應積極建立，特別是在評估結果的風險呈現方式，如何提出可信賴的安

全評估劑量風險來佐證與提升安全評估的可信賴度。對於處置計畫知識管理與數據資料庫管理部分，建議在下階段處置計畫台電公司應積極思考怎樣的計畫知識管理與數據資料庫管理，在處置計畫發展的不同發展階段的需求。綜整而言，目前成果已初步完整且具可操作性，但在整體安全評估各階段之模式選用與使用及參數適用性論證，特別是可能影響處置設施長期安全功能之各項不確定因素及其對處置設施功能之影響暨其不確定性等，建議在下一階段處置計畫應積極發展技術以提升安全評估技術可信賴度。

## 7.4 輻射安全與法規

依據原能會要求台電公司 SNFD 2017 報告應達成三項階段性目標中的第三項「地質處置設施長期安全性之評估」，提出審查結論如下：

1. 有關公眾參與、輻射源與安全防護、核臨界與熱傳、運送安全、輻射安全及安全評估數據的品質保證，審查發現不建議修訂目前 SNFD 2017 報告來處理評論所發現的問題，而是配合處置計畫的進展將這些評論納入後續計畫階段的執行改進參考。
2. 有關生物圈及未來人類活動：
  - (1) 生物圈的安全評估概念模式，在技術上是與國際核能先進國家接軌，因目前並無場址，可算初步建立生物圈的安全評估技術能力。後續計畫階段建議持續精進安全評估技術能力，加強生物圈 FEPs、交互作用矩陣資料庫、情節及安全功能之間的連結。生物圈曝露情節的研究能符合場址附近生物圈環境，在關鍵群體的判斷上符合 ICRP 的建議。
  - (2) 將無意人類闖入情節分類為特定類別的情節，符合目前國際上實務作法。建議台電公司掌握人類闖入安全分析的最新國際趨勢，並精進分析技術。



## 參考文獻

- [1] 高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，中華民國102年1月18日，行政院原子能委員會會物字第1020001007號令修正發布。
- [2] IAEA (2007), 基本安全原則，基本安全要求，International Atomic Energy Agency, SF-1，中文版。
- [3] SKB (2013b), Low-pH concrete plug for sealing the KBS-3V deposition tunnels, SKB, R -11-04.
- [4] SKB (2012), KBS-3H Complementary studies, 2008 variant. POSIVA 2012-50. Position model-Site descriptive modeling SDM –Site Laxemar, SKB, TR-12-01
- [5] Åkesson, M., Kristensson, O., Börjesson, L., Dueck, A., and Hernelind, J., (2010), “THM modelling of buffer, backfill and other system components”, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-11.
- [6] SKB (2014), Study of wire sawing for deposition tunnels, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, R-14-08.
- [7] IAEA (2003), “Stockholm Int'l Conf on Geological Repositories: Political & Technical Progress (Sweden)”, Dec. 8 -10, 2003, Stockholm.
- [8] U.S. Nuclear Regulatory Commission (2003). “Yucca Mountain review plan – Final report”, NUREG-1804, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
- [9] Chapman, N., Bath, A., Geier, J., Stephansson, O., (2015) “The disposal site and underground construction : Part I: The disposal site and the natural barrier : Part II: Preserving the favourable properties of the bedrock during construction” STUK-TR 17, Säteilyturvakeskus, Aug, 2015, Finland.
- [10] Apter, M., (2015) “Review of Engineered Barrier System (EBS) topics in Posiva’s construction license application for a spent fuel repository at Olkiluoto, Finland” STUK-TR 18, Säteilyturvakeskus, Aug, 2015, Finland.
- [11] Sagar, B., (2015), “Review of Safety Assessment in Posiva’s Construction License Application for a Repository at Olkiluoto”, STUK-TR 19, Säteilyturvakeskus, Aug, 2015, Finland.

- [12] STUK, (2015) “STUK’s review on the construction license stage post closure safety case of the spent nuclear fuel disposal in Olkiluoto” STUK-B 197, Säteilyturvakeskus, Nov, 2015, Finland.
- [13] NEA, (2012) “The Post-closure Radiological Safety Case for a Spent Fuel Repository in Sweden” - An international peer review of the SKB license-application study of March 2011 (Final report), NEA/RWM/PEER.
- [14] SKB (2011a), Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark Main report of the SR-Site project, TR-11-01, Svensk Kärnbränslehantering AB.
- [15] 放射性物料管理法，中華民國91年12月25日，華總一義字第09100248760號令公布。
- [16] 放射性物料管理法施行細則，中華民國98年4月22日，行政院原子能委員會會物字第0980007399號令修正發布。
- [17] 我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告，台灣電力公司，中華民國106年12月。
- [18] 我國用過核子燃料最終處置技術初步技術可行性評估報告，台灣電力公司，中華民國99年。
- [19] 低放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，中華民國101年7月9日，行政院原子能委員會會物字第1010010789號令修正發布。
- [20] 放射性物質安全運送規則，中華民國96年12月31日，行政院原子能委員會會輻字第0960032919號令修正發布。
- [21] 游離輻射防護安全標準，中華民國94年12月30日，行政院原子能委員會會輻字第0940041080號令修正發布。
- [22] 游離輻射防護法，中華民國91年01月30日，華總一義字第09100019000號令公布。

行政院原子能委員會放射性物料管理局

**107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證  
技術建立**

**子項計畫二：深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖  
擾動帶效應分析及階段成果報告平行驗證技術建立**

**期末報告**

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：張瑞宏

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：107FCMA003

中 華 民 國 一 〇 七 年 十 二 月

(此頁空白)

107 年用過核子燃料處置安全審驗及  
平行驗證技術建立

子項計畫二：深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖  
擾動帶效應分析及階段成果報告平行驗證技術建立

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：張瑞宏

研究期程：中華民國 107 年 2 月至 107 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾貳萬捌仟伍佰伍拾參元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

## 摘要

為了可以清楚地了解處置孔內的峰值溫度與各參數間之變化關係，『溫度參數對照參考圖』的設置十分必要，本研究以數值分析法建立一初步之對照參考圖，並與瑞典 SKB 報告之結果進行驗證比對，確認驗證技術之可行性。其次，在處置初期，處置場內仍處於乾燥環境，處置罐與緩衝材料交界處の間隙持續保持開放，使處置場內部的耦合效應更加複雜，進一步影響處置場中地下水再飽和的過程，本研究依此狀況，建構處置孔周圍間隙效應模擬分析之驗證技術。同時，深層地質處置場之施工過程會對周圍母岩壁造成擾動，形成高滲透性且脆弱的擾動帶，影響障壁系統之水-力學耦合行為，本研究亦就開挖擾動帶問題進行數值驗證技術模型的建構與分析。此外，亦就國際或國內階段成果報告關鍵議題驗證進行研析並提出建議。

(此頁空白)



# 目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	vii
第一章、緒論.....	1
1.1 前言.....	1
1.2 研究動機.....	1
1.3 研究主題與方法.....	2
第二章、文獻及階段成果報告與關鍵議題驗證.....	3
2.1 前言.....	3
2.2 用過核子燃料的最終處置場設計概念.....	3
2.3 我國最終處置安全性之相關研究.....	5
2.4 文獻及階段成果報告回顧.....	5
第三章、瑞典 SKB 報告或其他國際評估有關溫度參數之平行驗證計算.....	12
3.1 前言.....	12
3.2 設計參考圖熱傳導模型建立.....	12
3.2.1 模型幾何.....	12
3.2.2 材料參數.....	16
3.2.3 初始條件與邊界條件.....	17
3.3 SKB 文獻之解析解概念.....	17
3.4 台電 SNFD 2017 報告設計參考圖之平行驗證.....	20
3.5 差異原因.....	22
第四章、間隙效應之完全耦合分析.....	23
4.1 前言.....	23
4.2 網格設置與建立幾何模型.....	23
4.3 材料參數介紹.....	26
4.4 初始條件與邊界條件.....	29

4.5 間隙之案例說明.....	32
4.6 完全耦合熱分析結果.....	34
4.7 完全耦合水-力學分析之飽和度結果.....	36
4.8 多孔幾何配置模型模型尺寸、材料參數、初始條件與邊界條件.....	41
4.8.1 完全耦合熱-水-力學分析結果.....	42
4.8.2 案例 EZGP20.....	44
第五章、開挖擾動帶完全耦合分析.....	48
5.1 前言.....	48
5.2 網格設置與建立幾何模型.....	48
5.3 材料參數介紹.....	52
5.4 初始條件與邊界條件.....	55
5.5 完全耦合熱-水-力學分析.....	58
5.6 完全耦合熱分析結果.....	60
5.7 完全耦合水-力學分析之飽和度結果.....	62
第六章、深地層處置設施耦合分析關鍵議題及審查重點.....	68
6.1 前言.....	68
6.2 關鍵議題.....	68
6.3 建議審查重點及注意事項.....	69
第七章、結論.....	70
參考文獻.....	72

## 圖目錄

圖 2-1 芬蘭 KBS-3 深層地質處置場示意圖 [1] .....	4
圖 3-1 設計參考圖[15].....	13
圖 3-2 代表體積單元示意圖 .....	14
圖 3-3 有限元素模型各材料對應位置圖 .....	14
圖 3-4 台電 SNFD 2017 報告網格模型圖[14] .....	15
圖 3-5 各點溫度示意圖[15].....	18
圖 3-6 解析解熱源示意圖 .....	20
圖 3-7 研究設計參考圖[17].....	21
圖 3-8 台電 SNFD 2017 報告設計參考圖[14] .....	21
圖 4-1 模型尺寸示意圖 .....	24
圖 4-2 模型尺寸示意圖(局部放大).....	25
圖 4-3 間隙位置示意圖 .....	25
圖 4-4 三維處置孔中間隙位置示意圖 .....	26
圖 4-5 邊界熱對流係數設置示意圖 .....	29
圖 4-6 熱源衰變圖歷時圖 .....	30
圖 4-7 力學邊界條件設置示意圖 .....	31
圖 4-8 孔隙壓力邊界示意圖 .....	31
圖 4-9 分析之位置 .....	33
圖 4-10 間隙溫度歷時圖 .....	34
圖 4-11 溫度歷時圖 .....	35
圖 4-12 間隙溫度雲彩圖 .....	36
圖 4-13 間隙飽和度歷時圖 .....	37
圖 4-14 第八年 間隙應力分佈圖 .....	38
圖 4-15 第八年 間隙應力分佈圖(局部放大).....	38
圖 4-16 第 8 年 間隙應力分佈圖 .....	39
圖 4-17 第 16 年間隙應力分佈圖 .....	40
圖 4-18 第 20 年 間隙應力分佈圖 .....	40

圖 4-19 代表體積陣列組成多孔幾何模型示意圖 .....	41
圖 4-20 多孔幾何配置模型示意圖 .....	42
圖 4-21 分析位置示意圖 .....	43
圖 4-22 分析位置示意圖 .....	43
圖 4-23 EZGP20 第八年 溫度分佈圖 .....	44
圖 4-24 EZGP20 第八年 飽和度分佈圖 .....	45
圖 4-25 EZGP20 第八年 應力分佈圖 .....	45
圖 5-1 截取之分析模型尺寸示意圖 .....	49
圖 5-2 模型尺寸示意圖 .....	50
圖 5-3 模型尺寸示意圖(局部放大，以 1cm 擾動帶為例).....	50
圖 5-4 擾動帶位置示意圖 .....	51
圖 5-5 三維處置孔周圍擾動帶位置示意圖 .....	51
圖 5-6 邊界熱對流係數設置示意圖 .....	55
圖 5-7 熱源衰變圖歷時圖 .....	56
圖 5-8 力學邊界條件設置示意圖 .....	56
圖 5-9 孔隙壓力邊界示意圖 .....	57
圖 5-10 分析之位置 .....	59
圖 5-11 擾動帶溫度歷時圖 .....	60
圖 5-12 擾動帶溫度歷時圖(局部放大).....	60
圖 5-13 第八年 擾動帶模型溫度雲彩圖 .....	61
圖 5-14 擾動帶飽和度歷時圖 .....	62
圖 5-15 第八年 擾動帶模型飽和度雲彩圖 .....	63
圖 5-16 第八年 擾動帶應力分佈圖 .....	64
圖 5-17 第八年 擾動帶應力分佈圖(局部放大).....	65
圖 5-18 第八年 擾動帶孔隙壓力分佈圖 .....	66
圖 5-19 第 16 年 擾動帶孔隙壓力分佈圖 .....	67
圖 5-20 第 20 年 擾動帶孔隙壓力分佈圖 .....	67

## 表目錄

表 3-1 原始模型各材料之材料係數[15].....	16
表 3-2 等效模型緩衝材料熱傳導係數與母岩熱傳導係數關係[17].....	17
表 4-1 模型分析之材料參數[1,7,18,19].....	27
表 4-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係[1,7,18,19].....	27
表 4-3 多孔材料之孔隙壓力與飽和度對應關係[1,7,18,19].....	28
表 4-4 間隙分析案例編號與說明[1,18,22].....	32
表 4-5 間隙溫度峰值分析結果 .....	35
表 4-6 間隙飽和度分析結果 .....	37
表 4-7 間隙應力分析結果 .....	39
表 4-8 間隙分析案例編號與說明 .....	42
表 4-9 EZGP20 第八年溫度、飽和度、應力分析結果 .....	47
表 5-1 模型分析之材料參數[7,19].....	53
表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係[7].....	53
表 5-3 多孔材料之孔隙壓力與飽和度對應關係[7,19,21].....	54
表 5-4 分析案例編號與說明[21].....	58
表 5-5 擾動帶溫度峰值分析結果 .....	61
表 5-6 擾動帶飽和度分析結果 .....	63
表 5-7 擾動帶 MISES 應力分析結果 .....	65

(此頁空白)

# 第一章、緒論

## 1.1 前言

在現代社會中，電對於人類來說是不可或缺的，而目前所有發電方式裡，以核能發電的議題是最富有爭議的。其主要原因在於核能發電廠的安全性、用過核子燃料的核輻射污染以及其所產生的衰變熱會對於生物圈有相當大的威脅性，因此，必須要加強核能發電廠的安全性以及將用過核子燃料遠離生物圈。在對於用過核子燃料的最終處置方式，國際間的多年研究一致認為『深層地層處置』是最好的處理方法。為精進驗證技術與平行驗證的能力，以審查設計是否符合處置場設計的安全標準，必須要能夠適當的掌握各相關參數對 T-H-M 耦合效應的影響，以降低處置用過核子燃料處置場安全功能上的疑慮。

## 1.2 研究動機

用過核子燃料之衰變熱所產生的高溫會使多重障壁系統內的材料產生質變，無法發揮其隔離效應，致使輻射污染物進入生物圈；為了確保處置場的功效及其安全性，事前的分析評估極為關鍵。為了可以事先預估不同組合變因所造成的峰值溫度變化，適當『溫度參數對照參考圖』之設置有其必要，依此參考圖可進行快速簡捷的研判並進一步評估應對措施；然而，目前國際文獻中僅有少數通過使用解析解建立之參照圖，其簡化之解析模型之適用性仍待評估，因此若能利用數值分析方法進行現實情況之模擬，不但可確認參照圖之合宜性，亦可加強確認參照圖之適用範圍，並可進而分析各不同參數所造成的影響。

在金屬包封容器與緩衝材料之間存在著 10 mm 的微小間隙，此間隙具有相當高的熱阻抗性，致使熱能持續累積於處置罐內部無法消散出去，導致溫度上升超過安全設計標準；另一方面，由於間隙的力學行為與其他材料不同，將使處置場內部的 T-H-M 耦合效應更加複雜，直接影響處置場中熱效應與地下水再飽和的過程，為精進驗證技術與平行驗證的能力，以審查設計是否符合處置場設計的安全標準，必須要更能夠適當的掌握間隙的存在對 T-H-M 耦合效應的影響。

處置場的設置受到施工過程各種工法的影響，改變了原本地質環境的平衡狀態，場址周圍的母岩受到開挖擾動後，水力及力學性質產生改變，形成一個滲透

性高且脆弱的擾動帶，擾動帶的裂隙與脆弱性質將進而影響緩衝材料之飽和度與受應力影響的程度，造成處置用過核子燃料處置場安全功能上的疑慮。

### **1.3 研究主題與方法**

#### **1. 國際或國內階段成果報告關鍵議題驗證之研析與建議**

蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，針對國際間已完成相關近場環境之 T-H-M 耦合作用各階段報告加以研讀，並依據本計畫歷年來研析國際案例所提出的驗證技術及建議審查要項，對國際或國內階段成果報告耦合數值分析議題進行驗證及技術評析。

#### **2. 瑞典 SKB 報告或其他國際評估報告有關溫度參數之平行驗證計算**

研究中會使用與瑞典 SKB 報告或其他相似國際評估報告所提供的材料參數、邊界條件、初始條件以及模型尺寸進行數值分析求得處置孔內峰值溫度並且與文獻之結果進行平行驗證。

#### **3. 深地層處置設施間隙效應之耦合數值分析驗證技術研析**

以核能研究所之概念設計為基準，並採用代表體積單元模型概念進行建模與分析，觀察處置孔周圍間隙之影響效應。

#### **4. 開挖擾動帶效應之耦合數值分析驗證技術研析**

採行核能研究所之概念設計，並以代表體積單元之概念建立有限元素分析模型，參考現有文獻之方式，將開挖擾動帶設置於處置孔周圍與母岩接觸之表面，以觀察開挖擾動帶之影響效應。



## 第二章、文獻及階段成果報告與關鍵議題驗證

本節持續蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，針對國際間已完成相關近場環境之 T-H-M 耦合作用各階段報告加以研讀，並依據本計畫歷年來研析國際案例所提出的驗證技術及建議審查要項，對國際或國內階段成果報告耦合數值分析關鍵議題進行驗證及技術評析。

### 2.1 前言

高放射性廢棄物深層地質處置場的近場與遠場演化程序，主要受到熱學(thermal：T)、水力(hydraulic：H)、力學(mechanical：M)等因素所影響。

熱傳過程與分析，由於不同溫度情形下會有溫度梯度產生，會引起熱量的流動，此現象即為熱傳(heat transfer)，從能量守恆之概念導出熱傳的控制方程式可進行穩態或暫態熱傳分析。廢料罐與緩衝材料交界處の間隙，有相當高的熱阻抗性，因為廢料罐表面銅的低發射性和低輻射性影響熱傳效率；而在緩衝材料與母岩之間由膨潤土顆粒(bentonite pellets)填滿の間隙熱阻抗性較低，所以不會像廢料罐與緩衝材料間の間隙一樣對廢料罐溫度造成這麼大的影響。

水-力學過程與分析，處置場周圍母岩會受處置隧道施工時使原本應力平衡發生變化，而在工程障壁施工完成且廢料罐安置後，處置場近場之緩衝材料開始產生膨脹。膨脹過程已經與其他應力-應變相關過程相結合，這些過程可能導致緩衝材料內的質量再分配，即熱膨脹和潛變，且與廢料罐、母岩和回填材料等材料間有許多交互作用。

### 2.2 用過核子燃料的最終處置場設計概念

根據台電用過核子燃料最終處置計畫書中提到，我國自 1978 年(民國 67 年)開始利用核能發電，至今共有核一、二、三廠的六部核能機組服役，用過核子燃料將必須退出反應爐進行後續的處置作業。在用過核子燃料經中期儲存 30—40 年後，初步評估將用內部鑄鐵外部銅殼之處置罐裝填高放射性廢棄物，提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物，也可防止核種外釋至自然環境中。

深層地質處置的概念是從大自然經驗獲得靈感；位於加拿大的雪茄湖是典型

的案例，雪茄湖的地底鈾礦床已經存在約 12 億年，礦床位於距地表 450m 且在地下水位之下，鈾礦周圍由 5—30m 的黏土層包圍，且其周圍又被石英帽和厚重的砂岩圍繞。經過長期的地表調查，都無法偵測到放射性的異常，表示放射性物質是可以被黏土、圍岩等天然阻隔物長期有效的隔離。

以芬蘭的處置場設計概念為例，採用瑞典『KBS-3 深層地質處置概念』來設計，深層地質處置場是由一系列的在深層基岩中的處置孔組成，在將處置罐嵌入放置前，處置孔內事先填入夯實製成的膨潤土塊(處置孔底部)與膨潤土環(環繞於金屬包封容器周圍)，嵌入銅罐後再利用膨潤土塊填滿處置孔，以 MX-80[2,3]膨潤土作為緩衝材料[4]，回填於銅罐與母岩中間作為一個保護與隔離的障壁；而 Friedland 黏土性質可以滿足回填處置隧道的需求表現，因此被認為可以作為回填材料的選擇之一 [5,6]，將黏土與碎石混合料填充處置隧道與豎井，以維持處置場的穩定性，圖 2-1 為最終處置場之斷面示意圖。有兩種處置高放射性廢棄物的選擇方案，第一種選擇方案是在處置隧道中以排列的方式垂直鑽掘處置孔，第二種選擇方案是將銅罐直接水平的處置在處置隧道中，圖 2-1 中有兩種處置方式的示意圖。

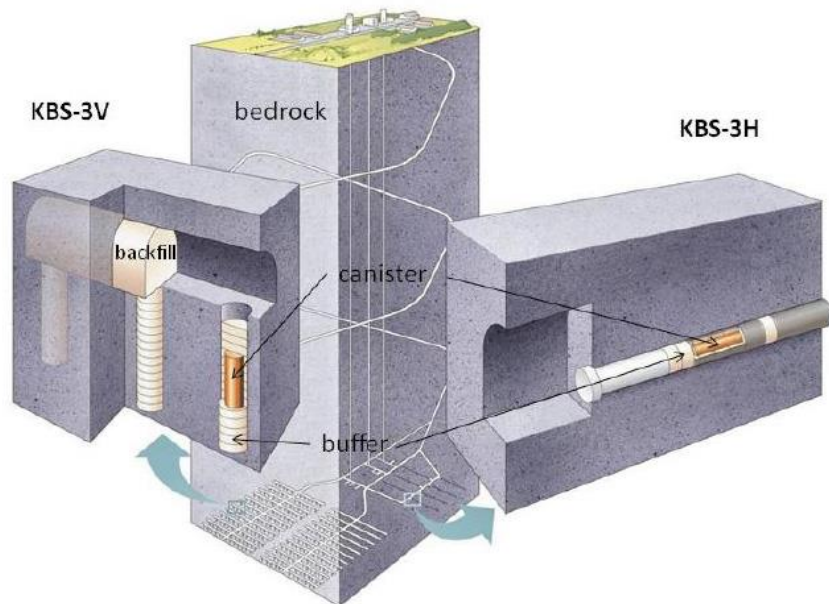


圖 2-1 芬蘭 KBS-3 深層地質處置場示意圖 [1]

## 2.3 我國最終處置安全性之相關研究

深層地質處置場的安全與否，與場址的選擇、處置場系統的設計、工程障壁的功能與品質、處置母岩的地質構造條件等息息相關。由於高放射性廢棄物的半衰期長、放射性強，因此深層地質處置對周圍母岩特性的要求必須是穩定及安全，以確保其阻隔或遲滯外釋核種的釋放。地球經過數十億年的地質演化，在各種應力的作用下地質趨於穩定，因此處置場的選址可藉由地質調查及研究來尋找合適之岩層，提高處置設施長期安全性。

最終處置議題深受各國輿情與地質環境之制約，並非單純的技術轉移或委託國外就可以完成，因此最終處置本土化能力之建立有其必要性。根據國內『放射性物料管理法』第二十九條及『放射性物料管理法施行細則』第三十七條中相關明文規定，台灣電力公司於 2004 年底提出『用過核子燃料最終處置計畫書』，經奉原子能委員會於 2006 年核定。台電公司依計畫時程執行，並依每 4 年應檢討修正最終處置計畫之規定，已於民國 2014 年三月完成最新修訂版的核備。全程工作之規劃時程長達數十年，包含 5 個任務階段[7]：

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

台灣於 1986 年就開始技術開發與調查計畫，由 SNFD2009[8]報告的初步評估結果顯示，台灣確實擁有潛在處置母岩。台灣目前於『潛在處置母岩特性調查與評估』階段(2005—2017 年)中，依照用過核子燃料最終處置計畫書規劃推動研發工作，目前已建立深層地質調查分析及安全處置功能評估之初步技術與人力，於 104 年度成果報告針對三大工作主軸『地質環境』、『處置設計與工程技術』、『安全評估』已完成的相關研究與調查工作，進行成果的摘要說明，現階段目標是於 2017 年提出『我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告』。

## 2.4 文獻及階段成果報告回顧

本研究主要包括有關溫度參數、間隙效應及開挖擾動帶研析為工作要項，

這些工作要項的簡述如下：

## 1. 瑞典 SKB 報告或其他國際評估報告有關溫度參數之平行驗證計算

研究中會使用與瑞典 SKB 報告或其他相似國際評估報告所提供的材料參數、邊界條件、初始條件以及模型尺寸進行數值分析求得處置孔內峰值溫度並且與文獻之結果進行平行驗證。

在溫度方面主要參考文獻為：

- [14] 台灣電力公司，「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(2) 處置設計與工程技術」，106 年 12 月。
- [15] SKB 『Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel』, R-09-04,(2009b)
- [16] 林泓安，「用過核子燃料最終處置場之熱傳導等效模型建立及參數分析」，國立中央大學，碩士論文，105 年 6 月。
- [17] 郭力璋，「用過核子燃料最終處置場之熱傳導多處置孔模型建立與空間異質性分析」，國立中央大學，碩士論文，106 年 6 月。

## 2. 深地層處置設施間隙效應之耦合數值分析驗證技術研析

本節以核能研究所之概念設計為基準，並採用代表體積單元模型概念進行建模與分析，觀察處置孔周圍間隙之影響效應。

在間隙方面主要參考文獻為：

- [1] Erdem Toprak, Nadia Mokni, Sebastia Olivella, “Thermo-Hydro-Mechanical Modelling of Buffer Synthesis Report”, POSIVA 2012-47,2013
- [7] 台灣電力公司，『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成果報告』，2013。
- [18] Lars-Erik Johannesson, Ola Kristensson, Mattias Åkesson, “Tests and simulations of THM processes relevant for the buffer installation ”, P-14-22, 2014.
- [19] JNC, “H12-Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan”, Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [20] 鄭博昇，「台灣用過核燃料最終處置之參數影響分析」，國立中央大學，所碩士論文，2014

- [21] Lennart Börjesson, and Jan Hernelind, “Coupled thermal-hydro-Mechanical calculations of the water saturation phase of a KBS-3 deposition hole”, SKB Technical Report 99-41, 1999.
- [22] Hökmark H, Lönnqvist M, Kristensson O, Sundberg J, Hellström G, 2009. Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel. SKB R-09-04, Svensk ärnbränslehantering AB.
- [23] 謝馨輝,「核廢料地下處置之熱傳導及初步熱應變分析」,國立中央大學,碩士論文,2003。

### 3. 開挖擾動帶效應之耦合數值分析驗證技術研析

本節之研究同樣採行核能研究所之概念設計,並以代表體積單元之概念建立有限元素分析模型,參考現有文獻之方式,將開挖擾動帶設置於處置孔周圍與母岩接觸之表面。

在開挖擾動帶方面主要參考文獻為：

- [7] 台灣電力公司,『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成果報告』,2013。
- [19] JNC, “H12-Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan”, Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [20] 鄭博昇,「台灣用過核燃料最終處置之參數影響分析」,國立中央大學,所碩士論文,2014
- [21] Lennart Börjesson, and Jan Hernelind, “Coupled thermal-hydro-Mechanical calculations of the water saturation phase of a KBS-3 deposition hole”, SKB Technical Report 99-41, 1999.
- [23] 謝馨輝,「核廢料地下處置之熱傳導及初步熱應變分析」,國立中央大學,碩士論文,2003。
- [24] 吳佩蓉,「核廢料最終處置場依序耦合熱—水—力學分析之溫度與飽和度歷程變化」,國立中央大學,所碩士論文,2009

### 4. “Model summary report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-51 [8]

本文章是 SR-Site 安全評估模型介紹報告。在報告中將對分析用的程式進行品質保證 (quality assurance, QA) 檢測與選定的品質保證方法。

在 SR-Site 安全評估項目中，使用大量的數值模型來分析處置場各項系統，以顯示分析的合理性。為了瞭解不同分析模式的相互影響以及不同分析模式之間訊息傳遞的方式，將使用評估模型流程圖(Assessment Model Flowcharts, AMF' s)來幫助理解。藉由這個方式，可以識別不同模式分析任務與分析所用的軟體程式。

在評估中使用了大量的軟體程式，而這些程式的複雜性是非常不同的，其中一些是商業性程式，而其他程式則是專門在評估使用的。關於品質保證的要求，一方面是要考慮到這種多樣性，另一方面則是要明確定義使用。報告中的認證方法，要求所有軟體程式要滿足以下條件：

- (1) 必須證明該軟體程式適用於分析其目的。
- (2) 必須證明軟體程式有被正確使用。
- (3) 必須證明軟體程式開發過程遵循適當的程序，並且軟體程式分析的結果要準確。
- (4) 必須描述分析數據如何在不同的計算任務或程式之間傳遞。

雖然評估中對所有的軟體程式的要求是相同的，但是針對不同程式要滿足的條件是不同的（例如，某些軟體的程式碼無法進行審查）。在認證方法的部分，將統一呈現受到評估之軟體程式，以及討論如何滿足要求。

## **5. “Review of SKB’s Work on Coupled THM Processes Within SR-Can” , SKI Report 2008:08 [12]**

在這份報告中，SKI(SKI 為“Swedish Nuclear Power Inspectorate’s”，現已與 SSI 合併為 SSM)仔細檢查 SKB SR-Can 計劃中有關熱-水-力耦合程序，SR-Can 是 SKB 針對 KBS-3 核子燃料處置場長時間演變的初步安全評估，而且為 SR-site 安全評估的籌備階段，且為 SKB 最終處置場的申請書。

SKI 透過審查和詳細分析來仔細檢查 SKB 有關 T-H-M 程序的報告，用獨立的分析軟體進行平行驗證，分析 Forsmark 和 Laxemar 兩個選址的 T-H-M 程序，並使用 SKB 為各自場址定義的場址描述資料。報告中，將針對 SKB 在 SR-Can 中對於 T-H-M 耦合有關的分析還有支持文件提供簡要概述，其中也確認各個問題和假設，然後使用 SKI 的分析工具進行分析。概述和平行驗證則是針對解決近場問題，像是緩衝材料再飽和階段和開挖擾動帶的演變，還有遠場問題，像是含水材料中的應力變化。

根據在報告中的審查還驗證分析，SKI 從識別很多不明確問題得出部分結論，且 SKI 認為後續研究和問題澄清是必須的，最主要問題如下：

- (1) SKI 發現在 SKB 的計算中，可能沒有在最保守情況的峰值溫度，像極度乾燥的緩衝材料在乾燥岩石中或是出乎意料的高熱擴散係數。SKI 的替代分析表示緩衝材料在飽和度低於 20% 將產生不利的情況，溫度接近 100°C。SKI 相信 SKB 需要進一步分析這種緩衝材料飽和度低於 20% 的極度乾燥狀態，確認這種狀況不允許發生或是這種乾燥不會產生這種高於 100°C 的峰值溫度。
- (2) SKI 發現 SKB 可能低估緩衝材料再飽和時間，因為分析條件是假設水由近場環境的補給，此外，SKB 的分析沒有考慮潛在影響、岩體保水性質的不確定性和在操作階段通風導致乾燥的潛在影響，SKB 的再飽和時間估計是假設在距離 1.2m 地方有供水邊界和假設單一保持曲線的岩體，SKI 相信應該提供更多分析去說明假設的給水邊界距離是合理的，並進行額外的保水性和通風效應的敏感度分析。
- (3) SKI 發現 SKB 依賴回填材料作為緩衝材料的重要給水來源，在岩體極度乾燥的狀況下，這個想法是不合理的，如果緩衝材料是膨潤土與岩石以(30/70)的比例混合，緩衝材料的再飽和水可能是回填材料提供，但是回填材料的飽和度將會下降，防止緩衝材料膨脹，從而無法滿足一個重要安全功能指標。如果以 Friedland Clay 作為回填材料，它放置時毛細現象的吸力比緩衝材料還強，因此水將被吸入回填材料中，有效地保持緩衝材料乾燥。SKI 相信 SKB 因該進一步研究或是重新考慮回填材料的設計，以確保緩衝材料在這種極度乾燥的岩體條件下不會受到回填材料提供的水而再飽和。
- (4) SKI 發現 SKB 的對於潛在岩質破壞地質的力學分析可以準確的識別 Laxemar 和 Forsmark 兩個處置孔周圍剝落破壞的高潛力，然而，對於隧道岩壁周圍的拉伸破壞的高潛力以及其後果(沿著隧道形成連續損傷區)並未定義了解。此外，SR-Can 不能解決長期隨時間變化的岩石強度參數的退化的可能性。SKB 對於長期強度等於短期強度的假設在現地實驗中可能不夠保守，SKI 相信 SKB 需要解決力學參數對於時間的關係性作為他們安全評估的一部分。

- (5) SKI 發現 SKB 正確地識別出應力在開挖擾動區可能導致滲透係數的變化，還有熱力效應導致的遠場滲透係數的變化，然而，SKB 的分析並未考慮遠場大規模的剪切反應的可能性。在現場的很多裂痕可能已經是剪力臨界應力。在熱傳期間，在處置場周圍的剪應力將增加。SKI 相信 SKB 需要根據這種剪切反應評估潛在的滲透係數變化而且這對核種傳遞是非常重要的。

分析的結果都是來自 SKB 而且本報告涉及複雜耦合程序的應用。一個用於平行驗證且不同於 SKB 的分析工具，對於深入檢查 SKB 的分析結果、識別被忽略問題、測試各種假設和評估他們的結果對於假設的敏感度是必要的。這份報告呈現關於 SR-Can 的結果，但也應該被 SKB 用來確定即將到來的 SR-Site 評估的工作範圍。從而，在未來進行瑞典用過核子燃料深層地質處置場這些方面特定場址安全性能評估。

## 6. “SR-Site Independent Modelling of Engineered Barrier Evolution and Coupled THMC: Contribution to the Initial Review Phase”,SSM 2012:18[13]

瑞典輻射安全局 (SSM) 根據「核子活動法」(SFS 1984:3) 對瑞典核子燃料公司 (SKB) 最終處置場的建造及用過核子燃料封裝和儲存進行審查。

這項計畫的目標是透過一套獨立建模及分析過程來對 SKB 的所有分析成果進行審查。其中考慮到緩衝材料的變化以及地下水化學性質和水力邊界條件等，並解決緩衝材料和回填材料的 T-H-M-C 變化以及銅罐的腐蝕問題。

本報告主要在審查工程屏障系統(EBS)的建模，其中包括耦合熱學(Thermal)、水力(Hydraulic)、力學(Mechanical)和化學(Chemical)之過程。此外還審查了 EBS 在更全面案例中的安全效果，包括對各種情況的處理等。以下是本報告工作內容：

- (1) 審查有關 SKB 模型的相關文件。
- (2) 對於重要的模型區域進行獨立建模工作並分析。

該審查涵蓋了緩衝材料的初期再飽和及膨脹、緩衝材料和回填材料的長期化學變化、銅罐的腐蝕以及周圍母岩提供的化學性質和水力邊界條件。

審查人員認為，雖然在 SKB 有關工程屏障系統的模型分析通常支持他們的結論，但仍然存在一些未解決的現象和問題。由 SKB 執行的緩衝材料再飽和的熱-水-力學模擬，基於表明其分析適合於原廠址廢棄物罐取回試驗 (CRT)，該



模擬雖然重現了部分實驗觀測結果，但是實驗中的一些影響因素沒有被考慮進去，特別是水流流入量的適合度調查，這是決定緩衝材料再飽和的關鍵因素，而且 CRT 的水力邊界是不足以代表處置場預期情況下的邊界條件。從提供的資訊來看，SKB 預測實際流入速率或模擬緩衝材料中再飽和有考慮不足的情況，這樣的預測對於水流流經破裂面的再飽和過程可能低估真實情況。

## 第三章、瑞典 SKB 報告或其他國際評估有關溫度參數之平行驗證計算

本節研究中使用與瑞典 SKB 報告或其他相似國際評估報告所提供的材料參數、邊界條件、初始條件以及模型尺寸進行數值分析求得處置孔內峰值溫度並且與文獻之結果進行平行驗證。研究採行的概念是使用『代表體積單元』建立模型並進行熱傳導分析，以處置隧道間距作為長向距離、而處置罐的間距則為短向距離，將建立間距為 5m 至 15m 的多組熱傳導分析模型。

### 3.1 前言

基於安全設計之要求，目前多數國家採行處置場標準，限制廢棄物罐外緣之設計溫度不超過水沸點 100°C，為了可以清楚地了解在不同熱傳導係數的母岩以及不同處置罐間距所造成的處置孔內之峰值溫度值，適當「溫度參數對照參考圖」之設計有其必要；然而，目前國際文獻中僅有少數通過使用解析解建立之參照圖，其簡化之解析模型之適用性仍待評估，因此擬利用有限元素數值分析方法進行現實情況之模擬，並與台灣電力公司處置場技術報告[14](以下稱台電 SNFD 2017 報告)之驗證環節，以確認參照圖之合宜性。

### 3.2 設計參考圖熱傳導模型建立

本章根據瑞典 SKB 報告[15]所提供的材料參數、邊界條件、初始條件以及模型尺寸進行數值分析求得處置孔內峰值溫度並與文獻及台電 SNFD 2017 報告之結果進行平行驗證。

#### 3.2.1 模型幾何

研究參考含有間隙之原始模型所建立之熱傳導「代表體積單元」(理論詳見林泓安論文 3.3.2)[16] 等效模型[17]進行熱傳導分析，以處置隧道間距作為長向距離、而處置罐的間距則為短向距離，將依據圖 3-1 建立間距為 5m 至 15m 的多組熱傳導分析模型。

共 21 種熱傳導分析模型(本研究僅建立處置罐間距 5、5.5、6、6.5、7、7.5、

8、8.5、9、9.5、10、11、12.5、14、15m 共 15 個模型)。

圖 3-1 為 SKB 文獻中使用方法的案例說明， $\lambda$  為文獻中所使用之母岩熱傳導係數，並在圖上顯示初始溫度 11°C 及餘裕 8°C，此之意義在於若在實際使用時，現地初始溫度 11°C 並保持 8°C 之餘裕來避免超過設計標準之 100°C，故可以在 81°C 的位置畫一條水平線並已知現地母岩熱傳導係數，藉由對應圖上位置來獲得所需之處置罐間距。

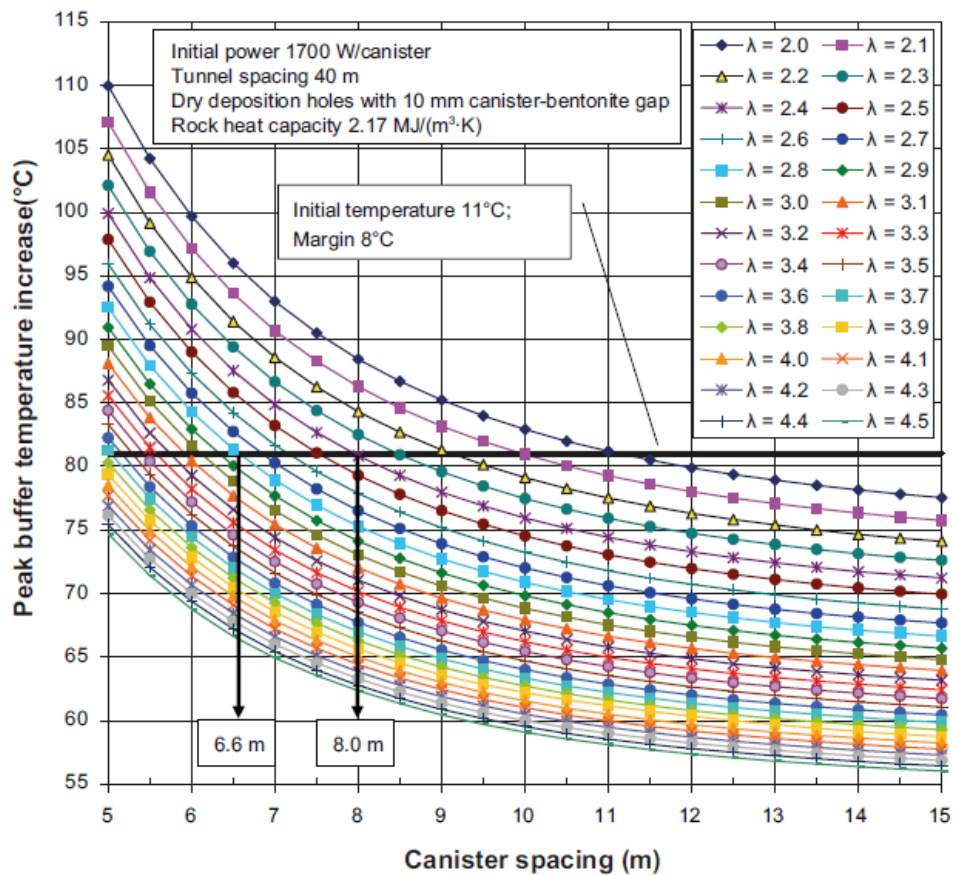


圖 3-1 設計參考圖[15]

模型整體尺寸設定為 (處置罐間距) × 20m (處置隧道間距) × 400m 之矩形模型，圖 3-2 為處置罐間距 6m 所使用的代表體積單元示意圖代表介紹。

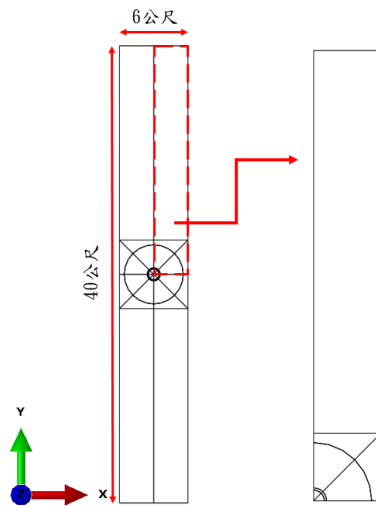


圖 3-2 代表體積單元示意圖

回填材料由一半徑 2.585m、高 5.405m 的圓柱以及一個半徑 0.875m、高 0.865m 圓柱組成（處置罐間距為 5m 的模型則會將半徑縮短成 2m），緩衝材料為半徑 0.875、高 6.985m 之圓柱，銅罐為半徑 0.535m、高 4.675m 之圓柱。由於使用代表體積單元進行熱傳導分析，因此模型將由四分之一圓建立。圖 3-3 為有限元素模型的各材料對應位置圖。

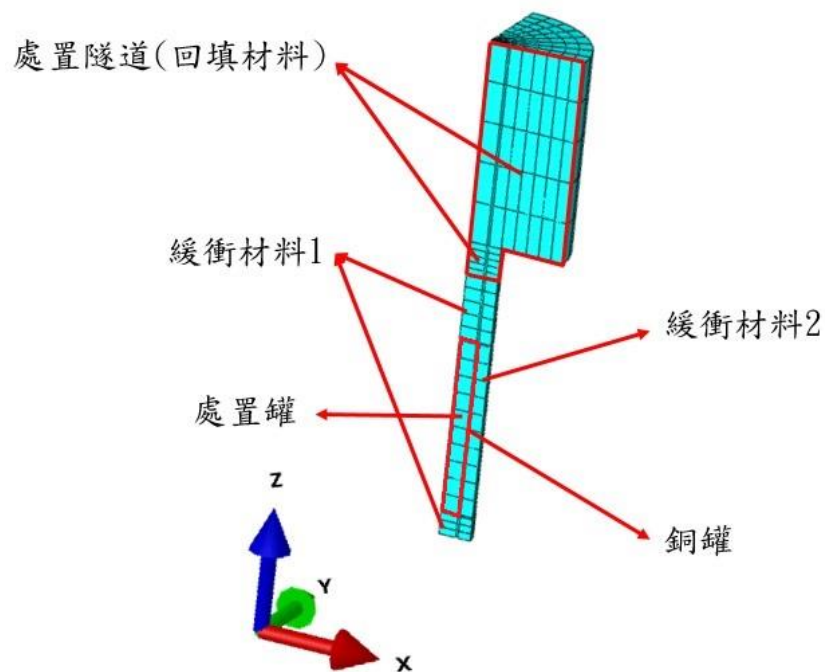


圖 3-3 有限元素模型的各材料對應位置圖

台電 SNFD 2017 報告同樣利用三維體積元素概念建立單罐模型(one-canister model)，模型長、寬、高尺寸為 40m × 64m × 1,000m 的矩形網格，網格頂部位於地表(0m)處，網格內部設置之處置隧道距離地表 500m，網格底部設在地下 1000m 處[14]。

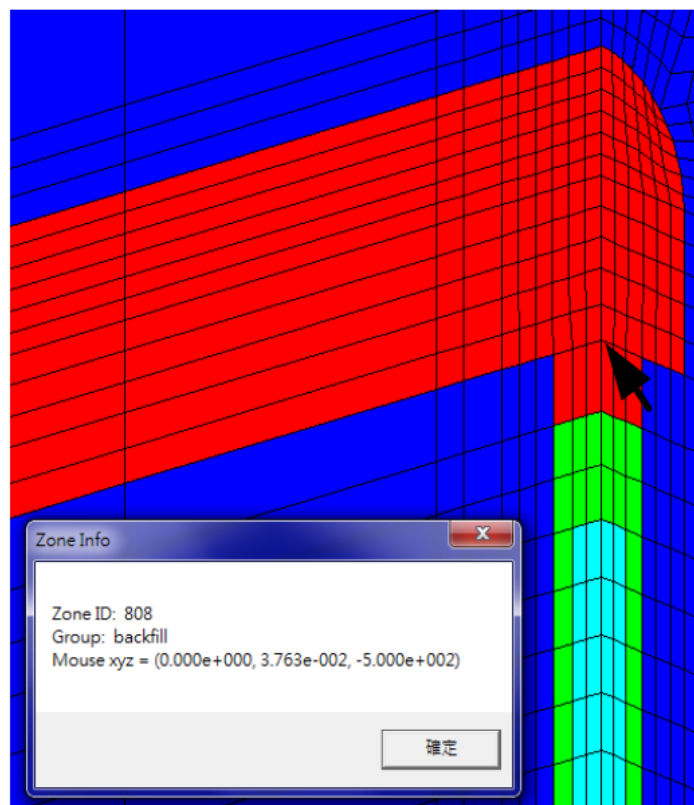


圖 3-4 台電 SNFD 2017 報告網格模型圖[14]

### 3.2.2 材料參數

材料為熱源、緩衝材料、回填材料、母岩，各材料性質包含熱傳導係數、比熱、密度，使用母岩熱傳導係數從  $\lambda = 2.0(\text{W/m-K})$  至  $4.5(\text{W/m-K})$  進行熱傳導分析，而等效模型[17]的緩衝材料熱傳導係數會隨著母岩熱傳導係數改變而變動(詳細等效模型緩衝材料熱傳導係數見郭力璋論文 3.4.7) [17]，其餘的材料參數參考瑞典 SKB 所使用，如表 3-1。

表 3-1 原始模型各材料之材料係數[15]

材料種類	材料性質		
	熱傳導係數 (W/m-K)	比熱 (J/kg-K)	密度 (kg/m <sup>3</sup> )
熱源與外包件	25	500	7200
銅罐	390	390	8930
緩衝材料	表 3-2	800	2780
回填材料	0.7	780	2500
母岩	表 3-2	770	2770

表 3-2 等效模型緩衝材料熱傳導係數與母岩熱傳導係數關係[17]

熱傳導係數	
母岩	等效模型緩衝材料
2.0	0.54
2.1	0.542
2.2	0.544
2.3	0.546
2.4	0.548
2.5	0.55
2.6	0.551
2.7	0.552
2.8	0.553
2.9	0.554
3.0-4.5	0.555

### 3.2.3 初始條件與邊界條件

三維等效模型所使用的初始溫度為 0°C 且邊界因為代表體積單元的概念沒有設置任何熱對流係數以及其他條件。每個處置罐能量使用瑞典 SKB [15]提供之 1700W，熱衰變值由瑞典 SKB 報告[15]隨時間代入函數求得。

### 3.3 SKB 文獻之解析解概念

瑞典 SKB 報告[15]設計參考圖是針對簡化後的模型並透過解析解概念進行計算。利用解析解計算出廢棄物罐頂端中心點與緩衝材料的交界處所產生的最高溫，計算所考慮的方面如下（詳見圖 3-5）：

- (1) 計算岩石壁的溫度  $T_{wall}(t)$ ，並且考慮岩石性質的熱性能與空間變化（點 1 的紅點處）。

- (2) 在岩石壁與所述廢棄物罐/緩衝材料接觸的廢棄物罐頂部溫度差 $\Delta T_{total}(t)$ 的計算（最高溫度的緩衝材料處置孔）（點 2）。
- (3) 岩石壁溫度  $T_{wall}(t)$ 和溫度差 $\Delta T_{total}(t)$ 的相加來獲得緩衝材料溫度最高的點（點 3）。

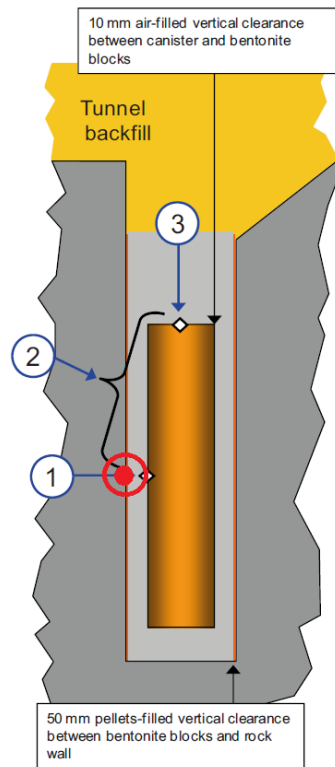


圖 3-5 各點溫度示意圖[15]

岩石壁上的溫度與溫度差的計算皆經過一部分的條件假設以及公式計算所得出，以下會對於兩者的假設以及公式進行解釋與討論。

●  $\Delta T_{total}(t)$ 計算：

$$\Delta T_{total}(t) : \Delta T_1(t) + \Delta T_2(t)$$

$\Delta T_1(t)$ ：緩衝材料在廢棄物罐中間高度處的降溫

$\Delta T_2(t)$ ：空隙影響

$q(r, t)$ ：廢棄物罐的熱通量

$q(t)$ ：廢棄物罐的表面熱流

$R_0$ ：廢棄物罐半徑

$R_1$ ：緩衝材料內部半徑



$R_2$ ：處置孔洞半徑

$\lambda_{b(\text{eff})}$ ：緩衝材料的熱傳導係數

$\psi$ ：廢棄物罐中間高度處的表面熱流與平均熱流的比值

文獻[15]假設廢棄物罐是一個無限長的熱源，並且其熱流是均值的，因此寫出式 3.1。

$$q(r,t) = q(t) \cdot \frac{R_0}{r} \dots\dots\dots (3.1)$$

但是由於式 3.1 完全忽略廢棄物罐的徑向（Z 軸方向）的溫度場會改變，而且熱流  $q(t)$  跟半徑  $r$  成反比，進而寫出式 3.2。

$$\Delta T_1(t) = \frac{q(t)}{\lambda_{b(\text{eff})}} \cdot R_0 \cdot \ln(R_2 / R_1) \dots\dots\dots (3.2)$$

$$q(t) = \phi \frac{Q(t)}{A} \dots\dots\dots (3.3)$$

$\lambda_{b(\text{eff})}$  與  $\psi$  兩個參數都是經過等效的方式所得出來的係數，也就是使得出來的值可以符合所需的結果，進而求得所需的  $\Delta T_{\text{total}}(t)$ 。

●  $T_{\text{wall}}(t)$  計算：

文獻[15]在計算岩壁溫度所使用的熱源是假設有三種熱源所組成進行分析有點熱源、線熱源以及組合線熱源三種類型的熱源（見圖 3-6），對於主要分析的熱源會使用較複雜的組合線熱源為主，而越遠的熱源則會以線熱源以及點熱源代表進行分析，進而計算出廢棄物罐周圍的岩石壁溫度  $T_{\text{wall}}(t)$ 。

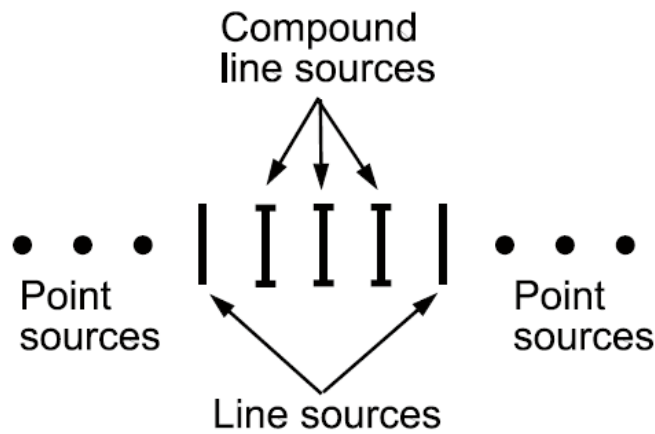


圖 3-6 解析解熱源示意圖

### 3.4 台電 SNFD 2017 報告設計參考圖之平行驗證

研究建立了 15 組不同間距的三維代表體積單元等效模型進行熱傳導數值分析，與台電 SNFD 2017 報告附錄 I [14] 及瑞典 SKB [15] 之設計參考圖結果對照，圖 3-7 為本研究之設計參考圖；台電 SNFD 2017 報告以每隔 0.2(W/m-K) 取一母岩熱傳導係數之三維模型，圖 3-8 為台電 SNFD 2017 報告之設計參考圖；圖 3-1 為瑞典 SKB 之設計參考圖。

根據圖 3-8 及圖 3-1，「台電 SNFD 2017 報告分析結果比瑞典 SKB [15] 研究結果略低約 2°C。」 [14]；由圖 3-7 及圖 3-1 得知本研究比瑞典 SKB 整體結果略高 3°C。

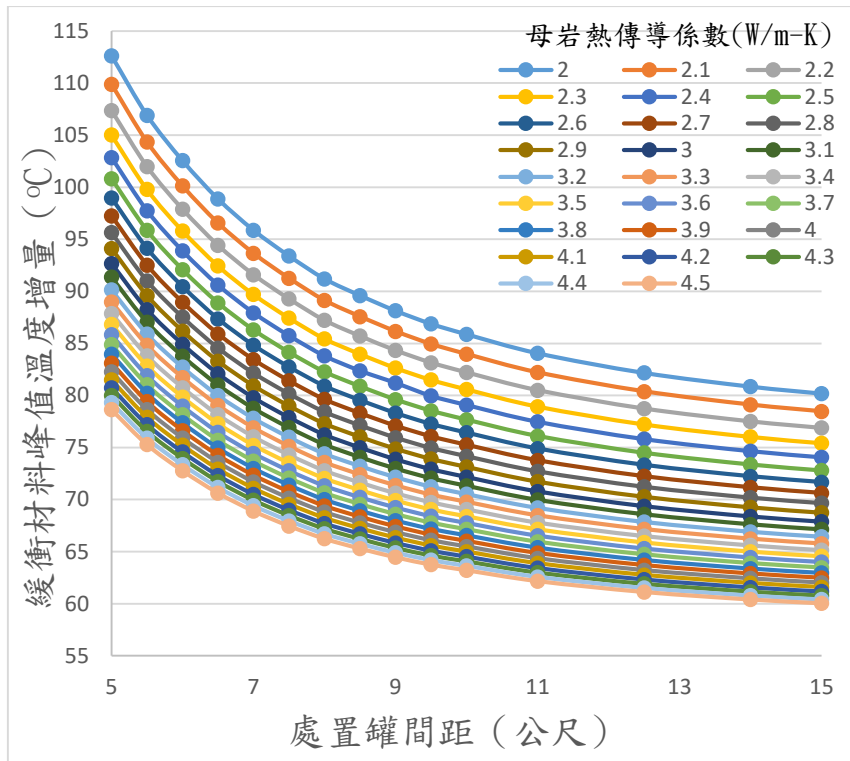


圖 3-7 研究設計參考圖[17]

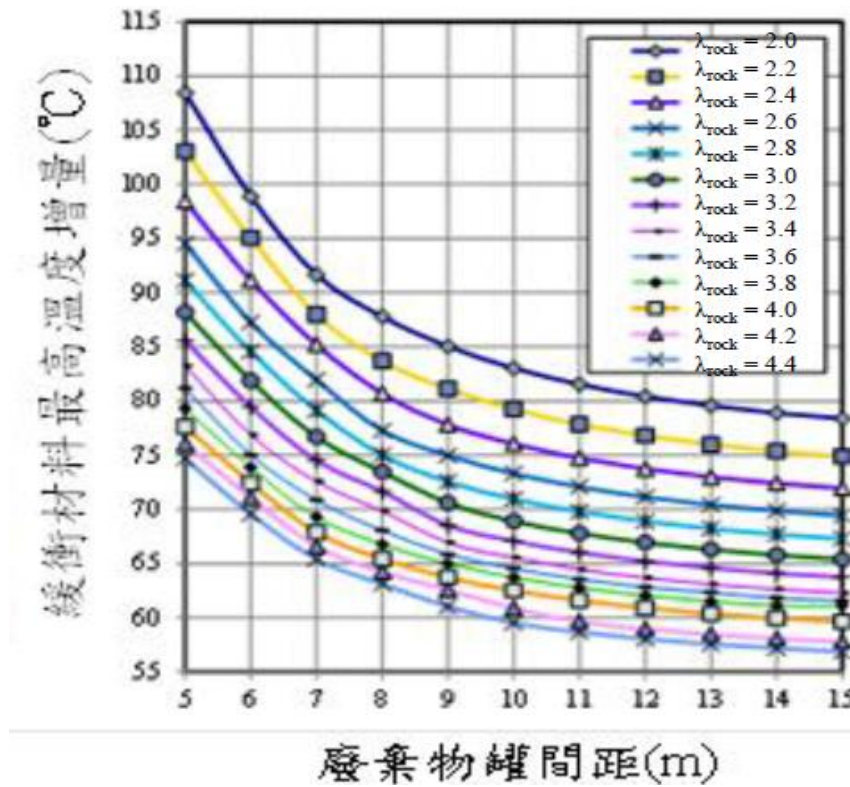


圖 3-8 台電 SNFD 2017 報告設計參考圖[14]

### 3.5 差異原因

本文的結果較台電公司 SNFD2017 報告與瑞典 SKB 報告的結果溫度比較高，在 100°C 時處置孔間距會比較大，在同樣實際的狀況下，本文的結果較為保守。舉例來說，就設計參考圖得到的結果，在初始溫度 11°C、餘裕 8°C 以及母岩熱傳導係數  $\lambda=2.8$ ，在瑞典 SKB 報告可以得到處置孔間距須大於 6.6 米，台電公司 SNFD2017 報告得到處置孔間距須大於 6.8 米，本文則是得到處置孔間距須大於 7.3m。

三方設計參考圖之緩衝材料峰值溫度皆隨處置孔間距增大而降低，在相同溫度下，處置孔間距隨母岩熱傳導係數增加而縮減。而本文及台電 SNFD 2017 報告溫度值分別在瑞典 SKB 報告兩側，皆與解析解有相同趨勢。

本文與台電 SNFD 2017 報告 [14]皆使用有限元素軟體進行數值分析，但由於整體模型尺寸不同，且台電 SNFD 2017 報告之邊界條件沒有完整說明；而瑞典 SKB 報告[15]是使用解析解建立設計參考圖，但假設並不完整，因此三方分析結果略有差異。

## 第四章、間隙效應之完全耦合分析

本節研究以核能研究所之概念設計為基準，考慮處置隧道間距為 40m，處置罐間短向間距為 6m。處置場距離地表 500m、向下延伸 500m 至下層母岩，依此建立上下邊界間距共 56m 的局部模型，在模型上下邊界之水平面設置適當之熱對流數，以求得與完整模型非常近似之熱傳分析結果。

### 4.1 前言

處置孔中，處置罐與緩衝材料之間約存在 10mm 的間隙。在處置初期，由於處置場仍處於相對乾燥狀態，膨潤土尚未飽和膨脹填滿間隙，因此間隙將持續保持開放。本節分析即考慮間隙保持開放狀況之影響效應。由於此間隙具有相當高的熱阻抗性，致使熱能持續累積且無法消散出去，導致溫度上升超過安全設計標準；此外，間隙的材料行為也會使處置場內部的 T-H-M 耦合效應更加複雜。本章擬採用代表體積單元模型概念進行建模與分析，觀察處置孔周圍間隙之影響效應。

### 4.2 網格設置與建立幾何模型

本研究採核能研究所(2002)之概念設計為基準，本章將採用文獻[23]之模型尺寸進行模擬計算，處置隧道之間長向間距為 40m，沿處置隧道方向之處置罐間短向間距為 6m，處置孔半徑 0.875m，深長 7.91m，處置罐半徑為 0.525m，全長 4.91m，處置場距離地表 500m，處置層向下延伸 500m 為下層母岩，如圖 4-1 所示，依此建立上下邊界間距共 56m 的局部模型，在模型上下邊界之水平面設置適當之熱對流係數，以期求得與完整模型非常近似之熱傳分析結果。

本研究間隙之設置參考芬蘭 POSIVA、瑞典 SKB 等[1,18]報告。間隙為 10mm 存在於處置罐與緩衝材料之間，考慮間隙不同飽和度與熱傳導係數，來進行分析比較。

進行熱傳分析時，元素型式採用 20 個節點的三維熱傳分析元素 DC3D20；水-力學分析時，元素型式則為三維 20 個節點的孔隙壓力元素 C3D20P(僅熱源的部分，在分析中不考慮其吸水性質，採用之元素為 C3D20)。

本章採用代表體積單元之局部模型概念建立分析模型，以縮小模型、減少網格數量，針對特定局部位置作網格的細化，以在特定位置上取得較精確結果與加速分析，故本節模型尺寸之長 20m、寬 3m、深度 56m 進行分析，圖 4-1、4-2 為詳細之網格尺寸示意圖，在圖 4-2 中網格較黑的一圈為 10mm 間隙位置，圖 4-3、4-4 為間隙位置示意圖。

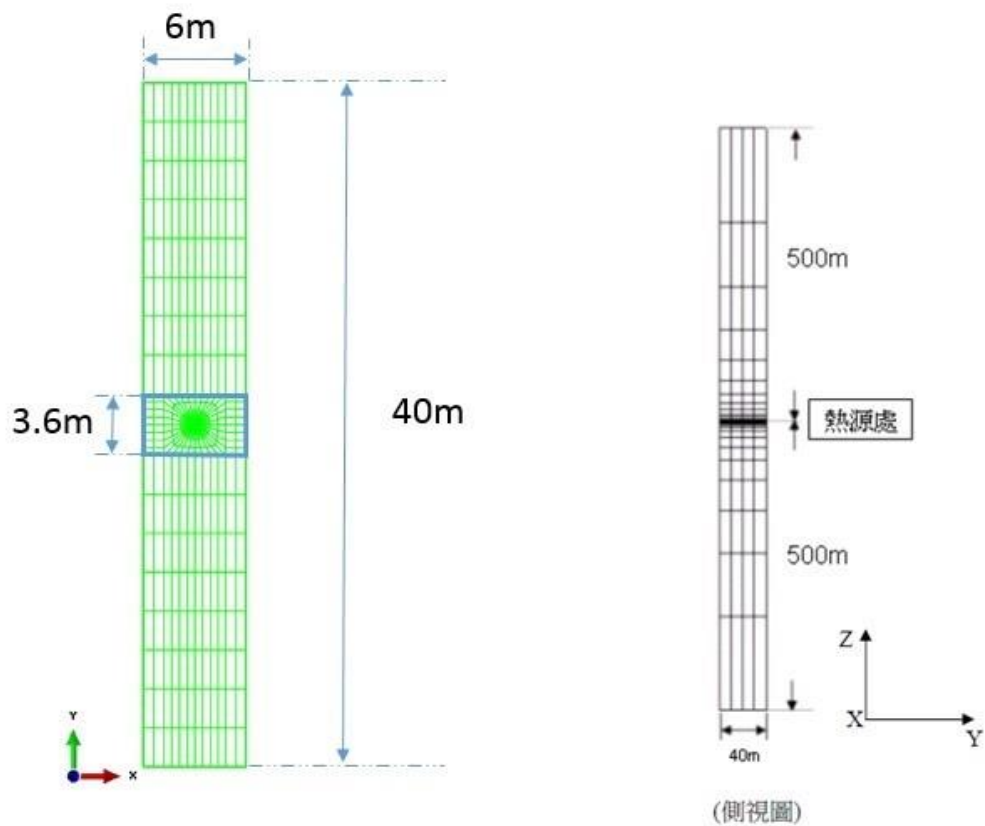


圖 4-1 模型尺寸示意圖

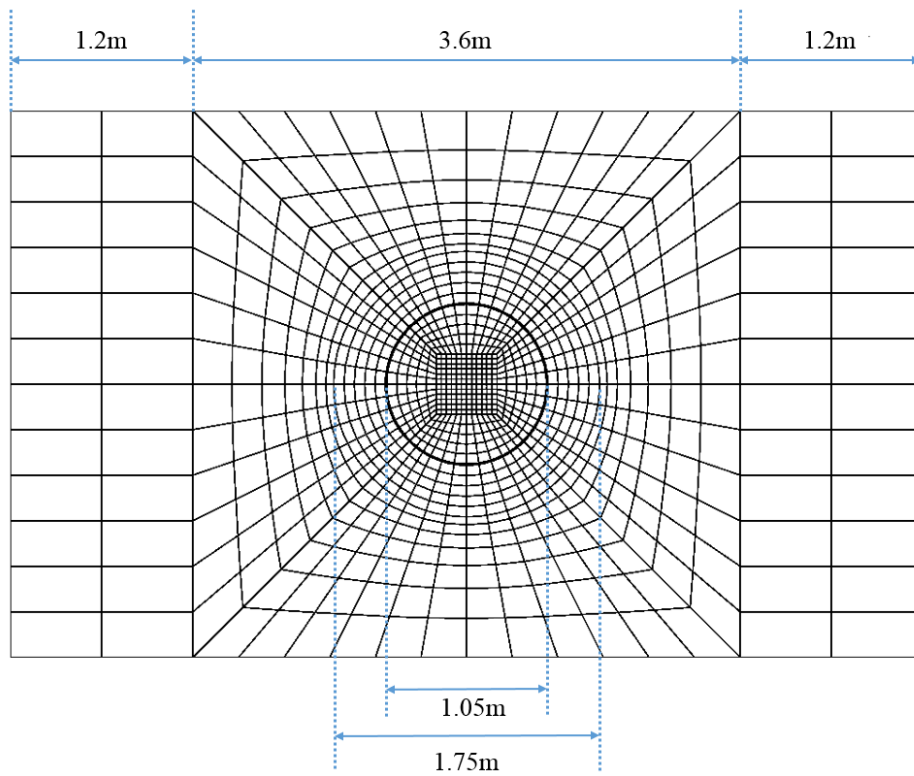


圖 4-2 模型尺寸示意圖(局部放大)

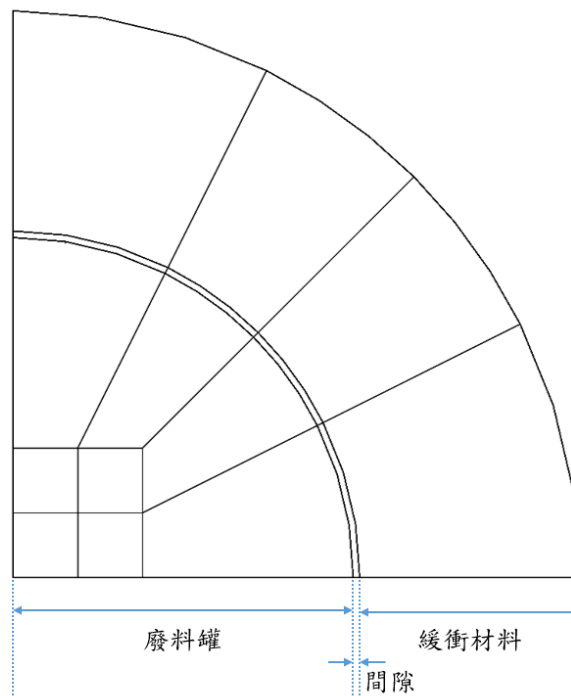


圖 4-3 間隙位置示意圖

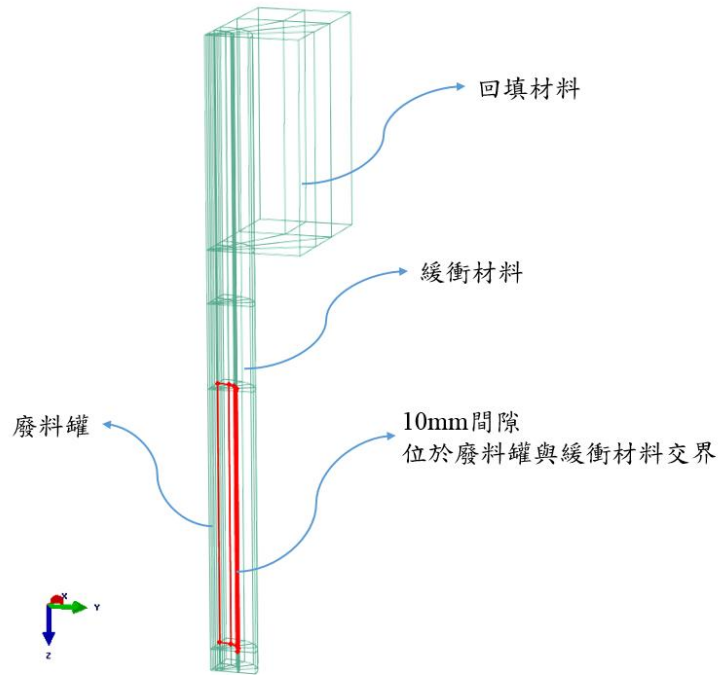


圖 4-4 三維處置孔中間隙位置示意圖

### 4.3 材料參數介紹

材料為廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、母岩及間隙，各材料性質包含熱傳導係數、比熱、密度、楊氏模數等。各材料參數詳細介紹如表 4-1，緩衝材料之熱傳導係數隨飽和度變化如表 4-2，緩衝材料、回填材料、母岩及間隙之吸力 (suction) 與飽和度對應關係見表 4-3。



表 4-1 模型分析之材料參數[1,7,18,19]

材料性質	材料種類				
	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩	間隙
熱傳導係數 (W/m-K)	59	1.3	1.25	3	見案例
比熱(J/kg-K)	460	800	800	845	1000
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	7800	1600	1400	2650	1
楊氏模數 E (kPa)	2×10 <sup>8</sup>	2.04×10 <sup>4</sup>	1.74×10 <sup>3</sup>	6×10 <sup>7</sup>	1000
波松比	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
線膨脹係數( $\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$ )	1.4×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	3.67×10 <sup>-3</sup>
滲透係數 (m <sup>2</sup> )	---	6.5×10 <sup>-21</sup>	5×10 <sup>-16</sup>	6.9×10 <sup>-19</sup>	10 <sup>-16</sup>
孔隙率	---	0.41	0.63	0.02	4

表 4-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係[1,7,18,19]

飽和度	熱傳導係數(W/m-K)
0.2	0.3
0.3	0.4
0.4	0.55
0.5	0.75
0.6	0.95
0.7	1.1
0.8	1.3
0.9	1.35
1.0	1.4

表 4-3 多孔材料之孔隙壓力與飽和度對應關係[1,7,18,19]

飽和度	母岩	緩衝材料	回填材料	間隙
	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)
0.01	-20000	-400000	-400000	-2154.03
0.1	-10000	-240000		-460.13
0.2	-9000	-160000		-284.23
0.28			-50000	-222.02
0.3	-8000	-100000		-210.62
0.33			-20000	-195.52
0.4	-7000	-70000	-12000	-167.02
0.43			-5000	-156.87
0.48			-3000	-141.89
0.5	-6000	-47000		-136.45
0.58			-1050	-116.95
0.6	-5000	-31000		-112.52
0.67			-500	-97.94
0.7	-4000	-22000		-92.01
0.77			-230	-78.50
0.8	-3000	-17000		-72.69
0.87			-110	-58.46
0.9	-2000	-11000		-51.68
0.92			-80	-46.71
0.925		-10000		-45.38
0.95		-8000		-38.04
0.97			-50	-30.67
0.975		-4000		-28.43
0.99	-1000	-1000		-19.55
0.995		-100	-40	-14.77
0.996		-55		-13.50
0.997	-500	-40		-12.03
0.998	-250	-20		-10.22
0.999	-100	-10		-7.74
1	0	0	0	0

緩衝材料之飽和度在進行初始熱傳分析時，根據文獻[20]設定為 0.8，並由表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數關係可知對應之熱傳導係數為 1.3 W/m-K。根據文獻[21]間隙因孔隙中液體的影響，在飽和狀態下熱傳導性為 0.6，因此案例 GAP\_4 中間隙的初始飽和度設定為 1.0。此外採用，材料孔隙中之液體體積模數  $2.1 \times 10^6$  kPa[21]。

#### 4.4 初始條件與邊界條件

在熱傳分析中，假設地表溫度為 20°C，每向下延伸 100m 溫度上升 3°C，廢棄物罐中心於地表下 500m，因此假設初始溫度約為 35°C 作為處置場分析的初始溫度。為簡化分析，在模型上下邊界設置對流係數 10W/m<sup>2</sup>-K，如圖 4-5。

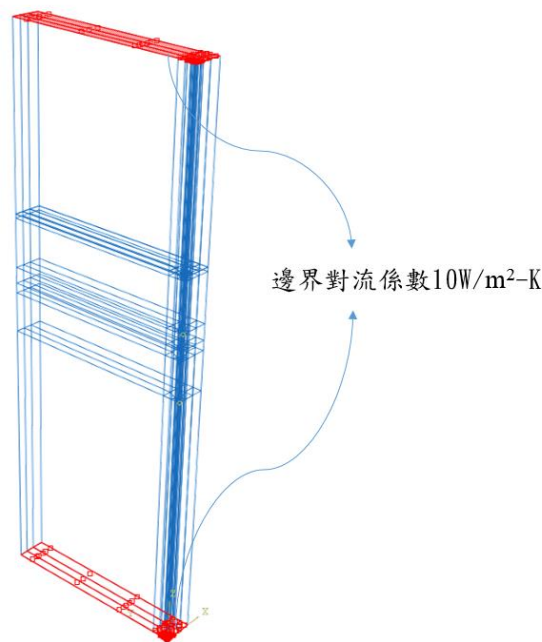


圖 4-5 邊界熱對流係數設置示意圖

根據核研所(2002)所提出處置場之單一廢棄物罐產生之熱能為 1714W，熱源之發散熱強度將隨時間行進而衰減。所使用之熱衰減公式如(4.1)式：

$$Q = Q_0(\alpha_1 e^{-\alpha_2 t} + (1 - \alpha_1) e^{-\alpha_3 t}) \dots \dots \dots (4.1)$$

其中

Q: 為隨時間進行而變化之發散熱強度

$Q_0$ : 為處置完成之初始發散熱強度(1714W)

$$\alpha_1 = 0.696$$

$$\alpha_2 = 0.02$$

$$\alpha_3 = 0.0013$$

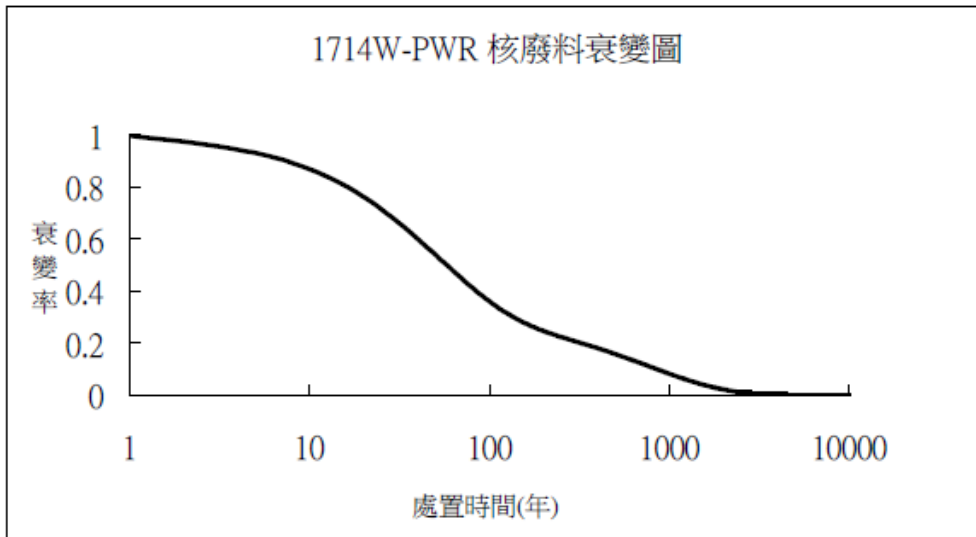


圖 4-6 熱源衰變圖歷時圖

在水力學分析模型中，處置場位於地表下 500m 處，承受覆土載重，故於處置場模型力學邊界條件上，以滾支承束制模型之垂直向與水平向之位移，如圖 4-7 所示；在水力模型分析中，處置場周圍地下水壓甚高，因此於母岩邊界設置 5000kPa 之邊界孔隙水壓，以模擬於地表下 500m 深的地下水壓，如圖 4-8 所示。

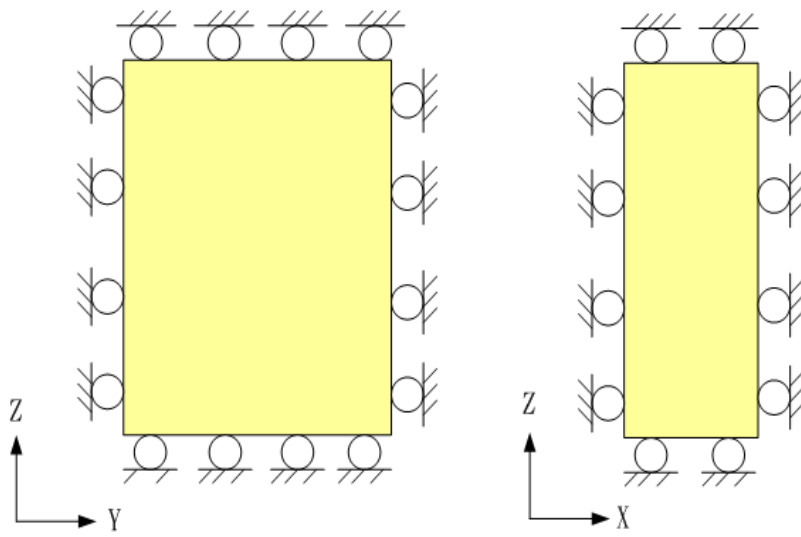


圖 4-7 力學邊界條件設置示意圖

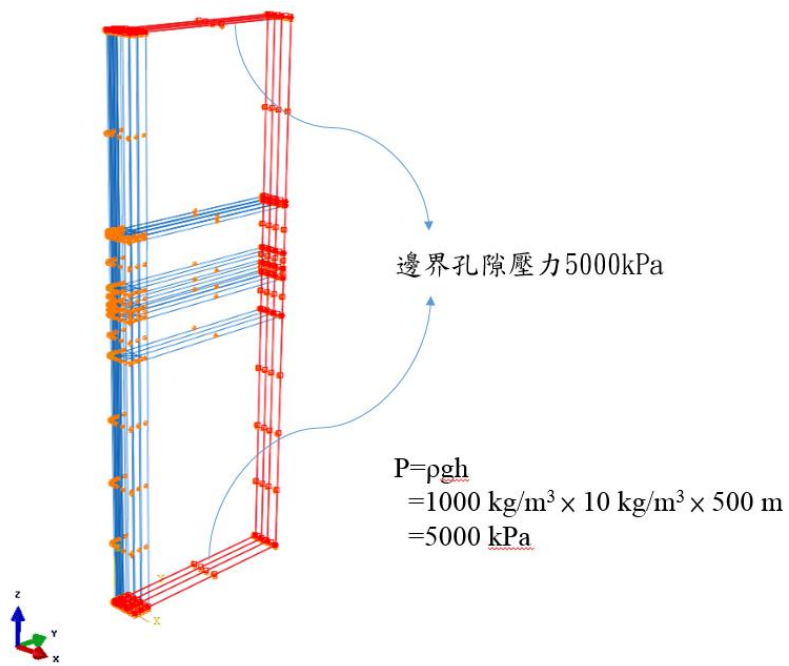


圖 4-8 孔隙壓力邊界示意圖

## 4.5 間隙之案例說明

本章節以四個案例進行分析，分別為無間隙之原始模型 GAP\_1；熱傳導係數 0.1 與 0.04 之非飽和狀態間隙 GAP\_2 及 GAP\_3；熱傳導係數 0.6 之飽和狀態間隙 GAP\_4，分析案例整理於表 4-4。

表 4-4 間隙分析案例編號與說明[1,18,22]

案例編號	案例說明
GAP_1	無間隙
GAP_2	間隙熱傳導係數 0.1(W/m-K)
GAP_3	間隙熱傳導係數 0.04(W/m-K)
GAP_4	間隙熱傳導係數 0.6(W/m-K)，且飽和度為 1.0

本章節之完全耦合分析之分析位置為廢棄物罐中心上方與緩衝材料交界上的點，以下稱之點 1，為處置場中溫度最高的位置。再來是點 2，點 2 與點 1 等高，位於緩衝材料與母岩交界處，為處置場中應力集中的點。另外參考線 1 為點 1 向模型長向邊界水平延伸出去的直線，如圖 4-9 所示。

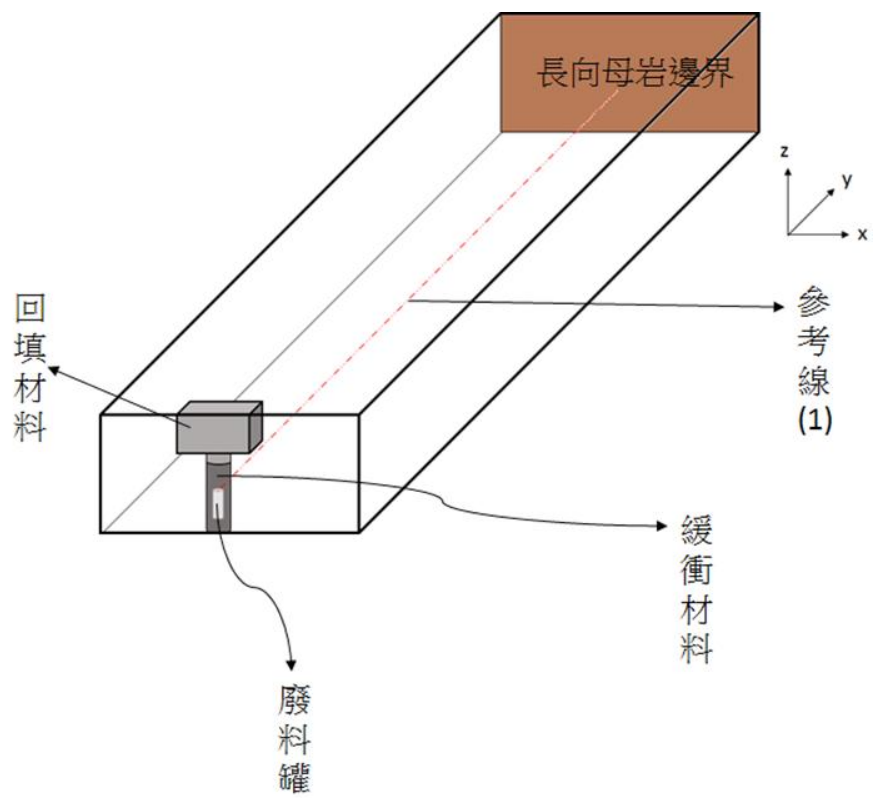
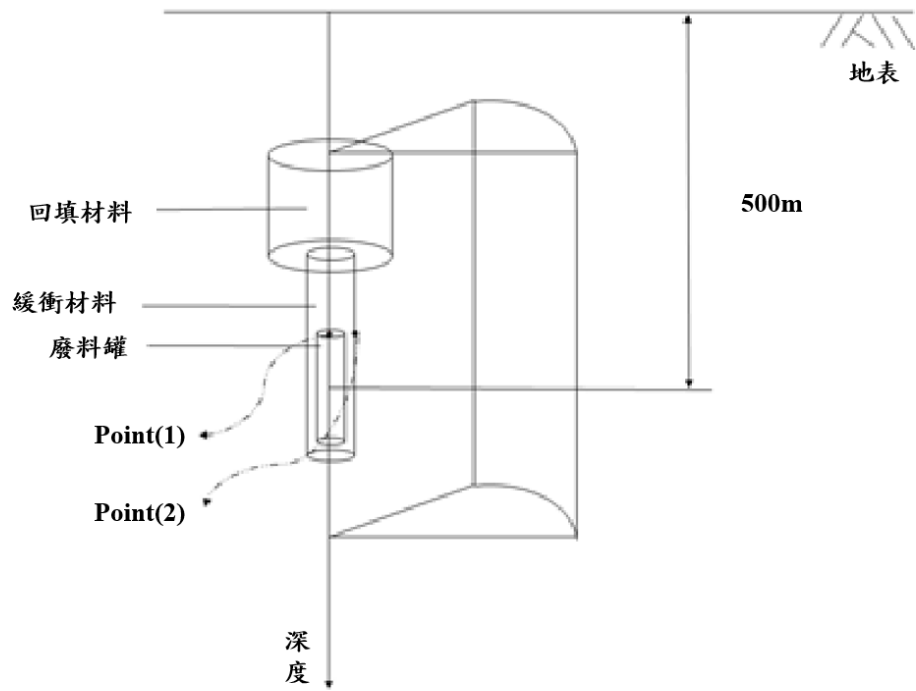


圖 4-9 分析之位置

## 4.6 完全耦合熱分析結果

在溫度方面，由完全耦合分析結果可知，原始模型及間隙模型，溫度在廢棄物罐衰變熱作用下上升，但因為間隙的低熱傳導性，點 1 溫度峰值差異很大。

從溫度歷時(圖 4-10)可了解點 1 溫度變化之趨勢，四個案例之趨勢相近無特別明顯之浮動變化；但 GAP\_2 與 GAP\_3 因熱傳係數較低，溫度隨著時間始終較 GAP\_1 與 GAP\_4 高，且 GAP\_3 之熱傳導係數 0.04 又比 GAP\_2 之熱傳導係數 0.1 更低而點 1 溫度更高；在第八年溫度分佈曲線與雲彩圖(圖 4-11、4-12)也可看出，間隙明顯的影響廢棄物罐消散熱能的能力，熱能都被集中在廢棄物罐周圍，雲彩圖則以 GAP\_1 與 GAP\_2 為例，GAP\_2 中紅色最高溫的位置都集中在間隙中，代表熱能無法如 GAP\_1 一般消散出去。

溫度峰值差異整理於表 4-5 中，GAP\_2 與 GAP\_3 之溫度峰值超過安全設計標準的 100°C，與 GAP\_1 相比差了 5.421%和 13.474%，差異百分比很大；而熱傳係數為 0.6 的 GAP\_4，因為熱傳導係數較高就結果而言，差異與 GAP\_1 相比不大，且溫度峰值發生時間較其他案例晚一年。

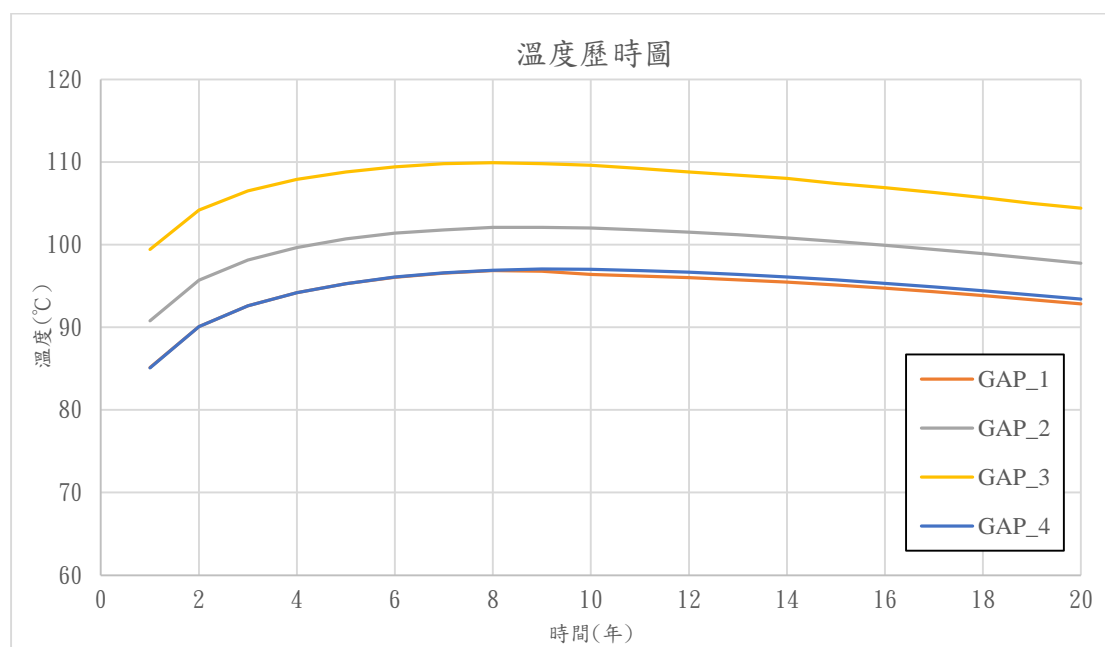


圖 4-10 間隙溫度歷時圖



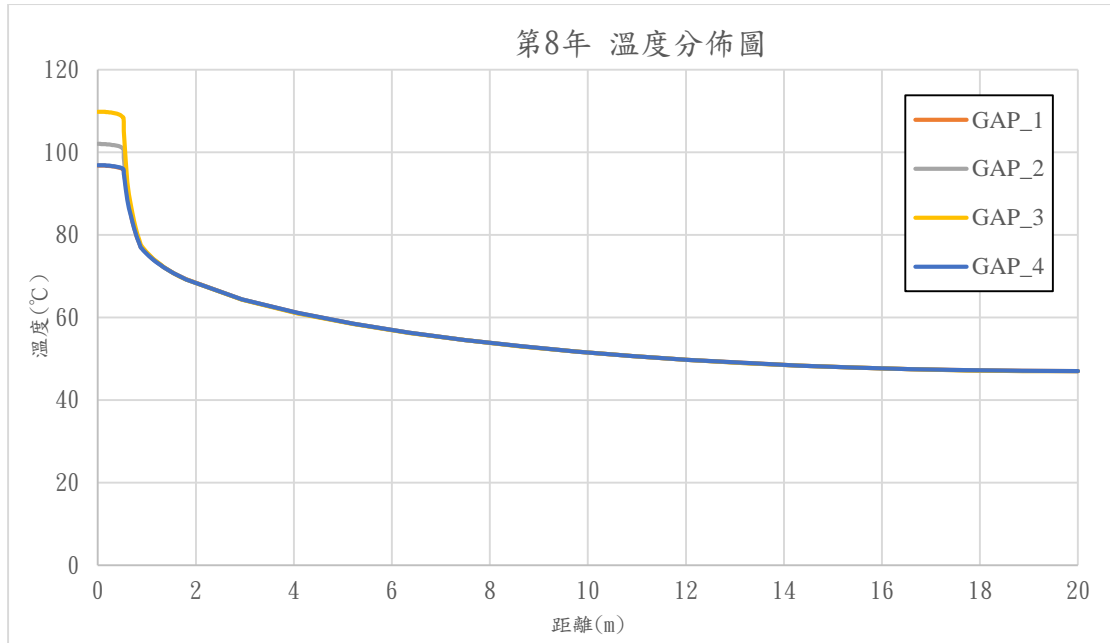


圖 4-11 溫度歷時圖

表 4-5 間隙溫度峰值分析結果

溫度峰值			
分析案例	發生時間(年)	溫度(°C)	相異百分比
GAP_1	第 8 年	96.85	-
GAP_2	第 8 年	102.10	5.421%
GAP_3	第 8 年	109.90	13.474%
GAP_4	第 9 年	97.05	0.207%

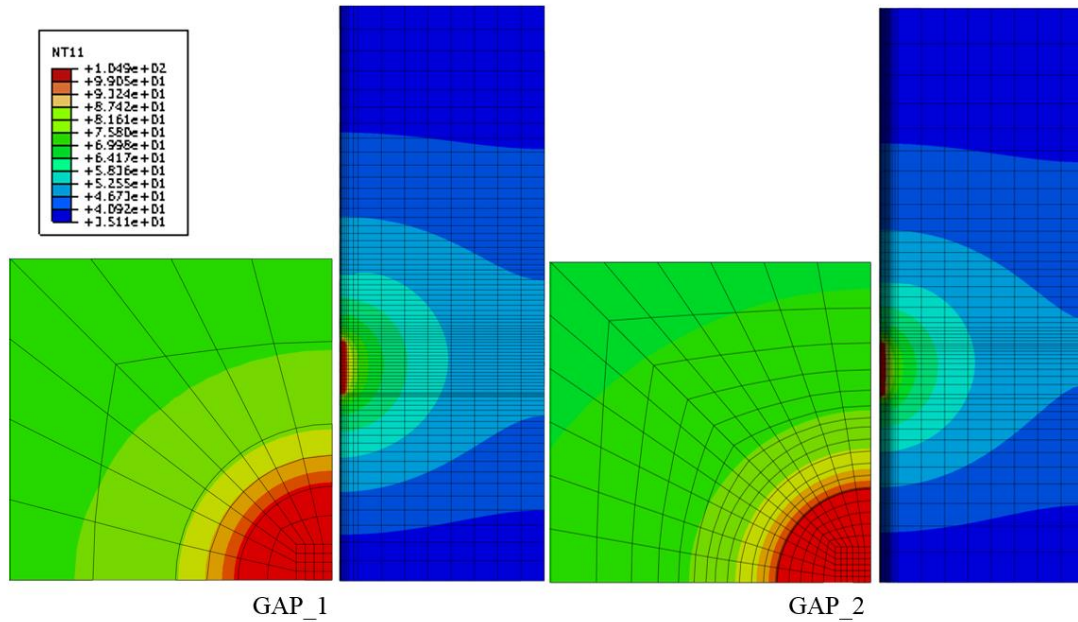


圖 4-12 間隙溫度雲彩圖

#### 4.7 完全耦合水-力學分析之飽和度結果

圖 4-13 為廢棄物罐頂部正中央位置之完全耦合分析之飽和度分析之結果。GAP\_1 之點 1 飽和度因為處置場飽和再分配或稱逆飽和現象，導致在分析初期有先下降再升高的趨勢，這個現象將持續直到邊界之孔隙水壓 5000kPa 滲入至緩衝材料使飽和度上升。

其他有間隙之案例，並無飽和再分配現象，因為廢棄物罐與緩衝材料之間隙設定的初始飽和度 0.8 或 1，而間隙中有對應設定之飽和水，在緩衝材料的負孔隙壓力下，水被吸入緩衝材料，直接的補足緩衝材料從材料本身吸入較材料內部之飽和水，所以點 1 上飽和度不會先降再升，而是直接上升達到飽和。

飽和度曲線會受到間隙的影響，間隙提供了緩衝材料之飽和水，讓緩衝材料之飽和度上升速度較 GAP\_1 快，飽和度提早一年達到 98%，但緩衝材料之負孔隙壓力不足再將更多的水吸入，最後還是由邊界孔隙水壓滲入緩衝材料，且使其飽和。飽和度分析結果整理於表 4-6。

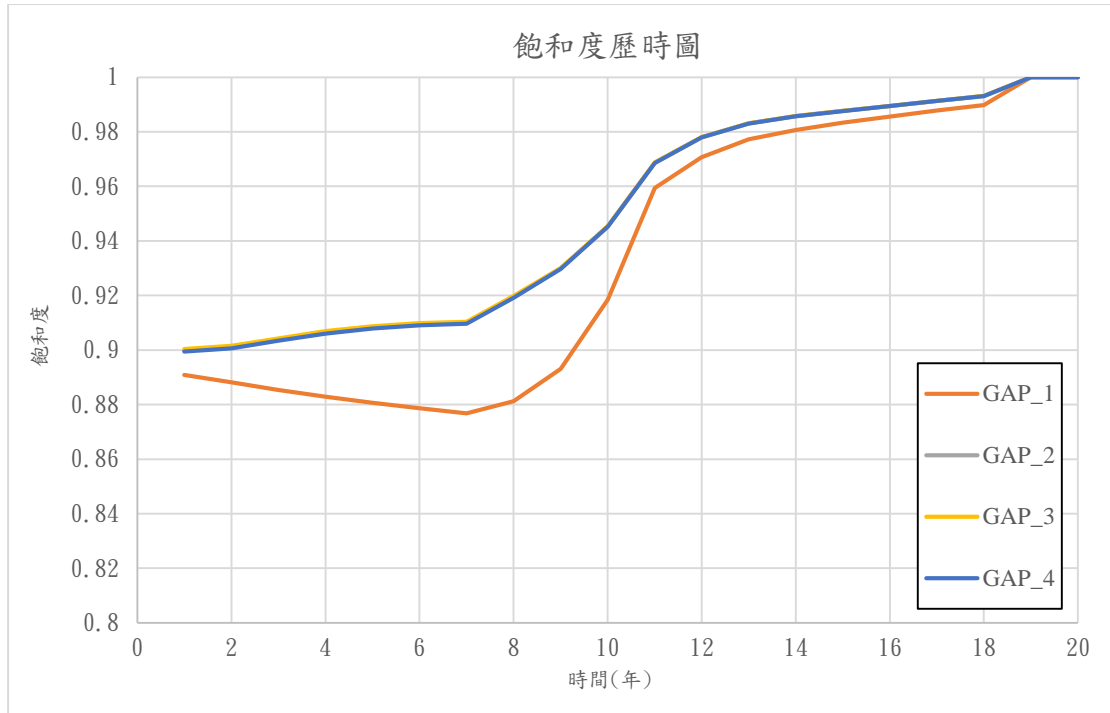


圖 4-13 間隙飽和度歷時圖

表 4-6 間隙飽和度分析結果

廢棄物罐頂部點 1 到達飽和時間(年)				
飽和度(%)	GAP_1	GAP_2	GAP_3	GAP_4
飽和度到達 95%	11	11	11	11
飽和度到達 98%	14	13	13	13
飽和度到達 100%	19	19	19	19

圖 4-14、4-15 為第 8 年參考線 1 上應力分佈圖。由圖可知，GAP\_1 在緩衝材料與母岩交界處有最高的應力值，因為沒有間隙提供緩衝材料膨脹的空間，導致比其他案例有更大的應力集中結果，然而間隙範圍小影響的差異只有 1% 左右；而 GAP\_3 的溫度較 GAP\_2 與 GAP\_4 高，熱膨脹的結果使 GAP\_3 應力值較高。

有間隙存在之案例，在間隙中有局部的應力集中現象，是由廢棄物罐與緩衝材料膨脹共同擠壓間隙而產生，三個案例應力集中峰值差不多，而 GAP\_3 溫度最高則應力峰值最高。應力峰值分析結果整理於表 4-7。

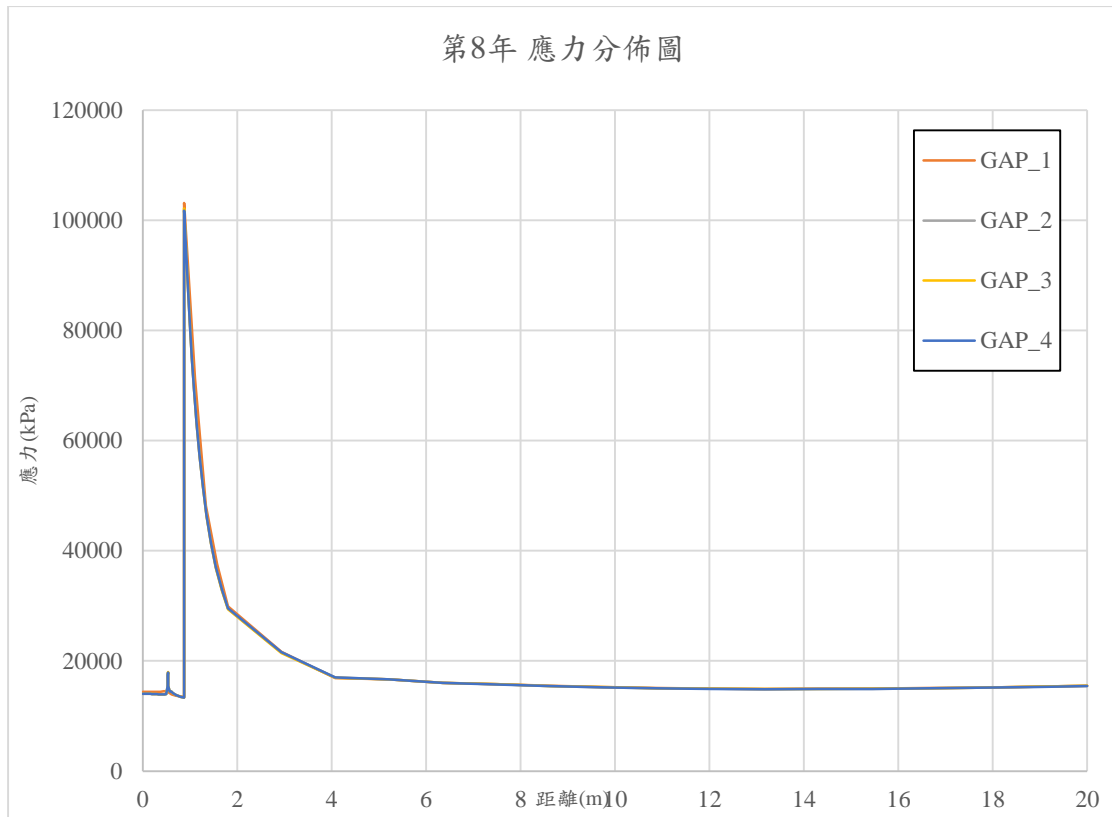


圖 4-14 第八年 間隙應力分佈圖

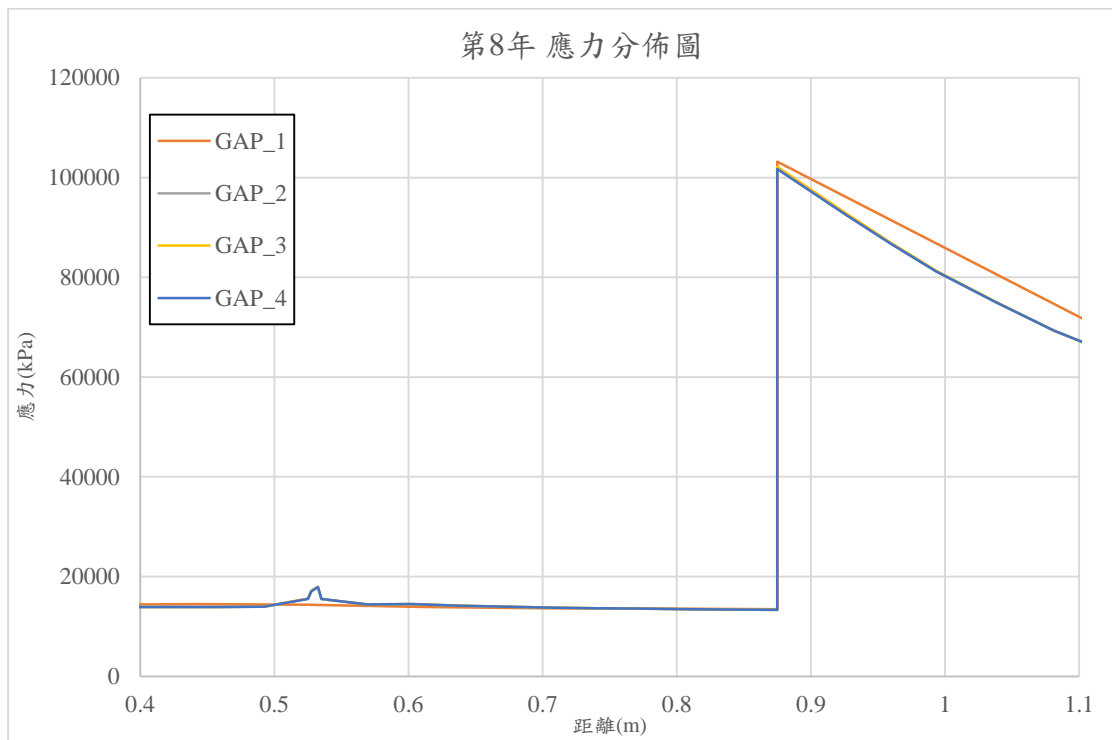


圖 4-15 第八年 間隙應力分佈圖(局部放大)

表 4-7 間隙應力分析結果

應力峰值(kPa)		
分析案例	間隙內應力峰值	緩衝材料與母岩交界
GAP_1	-	103159
GAP_2	17927.6	101827
GAP_3	17968.2	102135
GAP_4	17904.0	101732

圖 4-16、4-17、4-18 分別為第 8、16、20 年參考線 1 上孔隙水壓分析結果圖。在處置場溫度最高的第 8 年，間隙案例因為有間隙提供緩衝材料飽和水，在靠近間隙位置(0.525~0.535m)處之吸力(負孔隙壓力)就較 GAP\_1 小；孔隙水壓受到間隙的影響非常明顯，從圖上可看出，不管溫度最高的第 8 年、接近飽和的 16 年或是飽和的第 20 年，有間隙之案例孔隙水壓都高於 GAP\_1 無間隙模型。

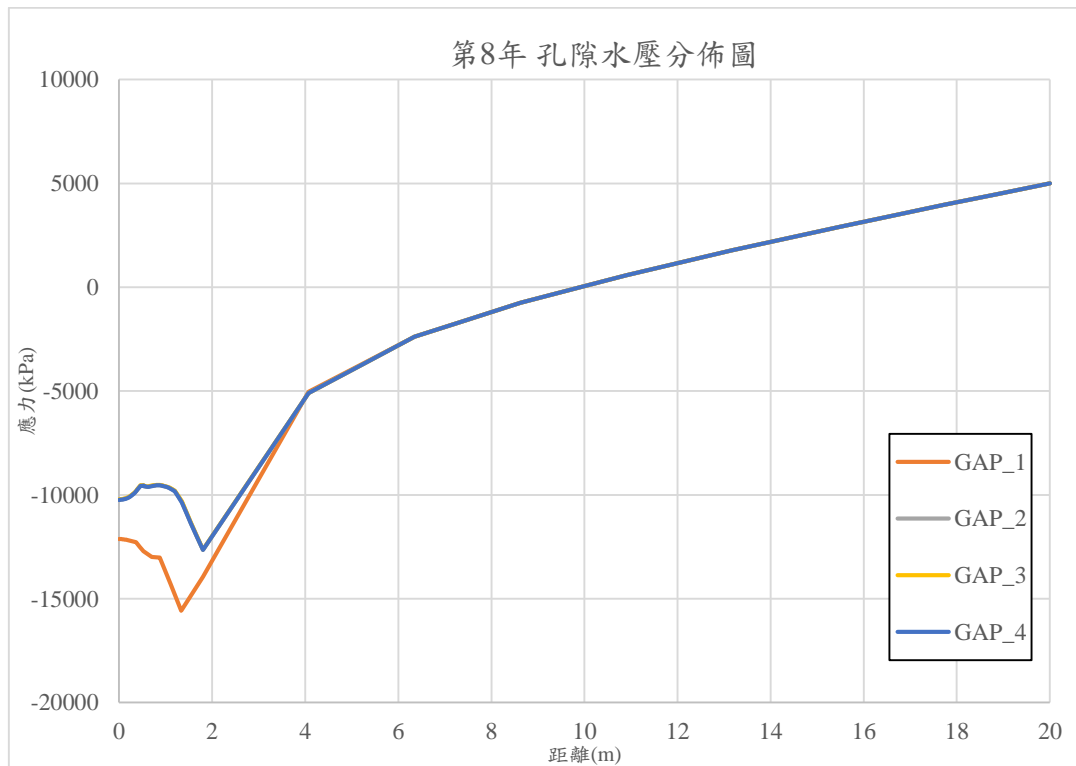


圖 4-16 第 8 年 間隙應力分佈圖

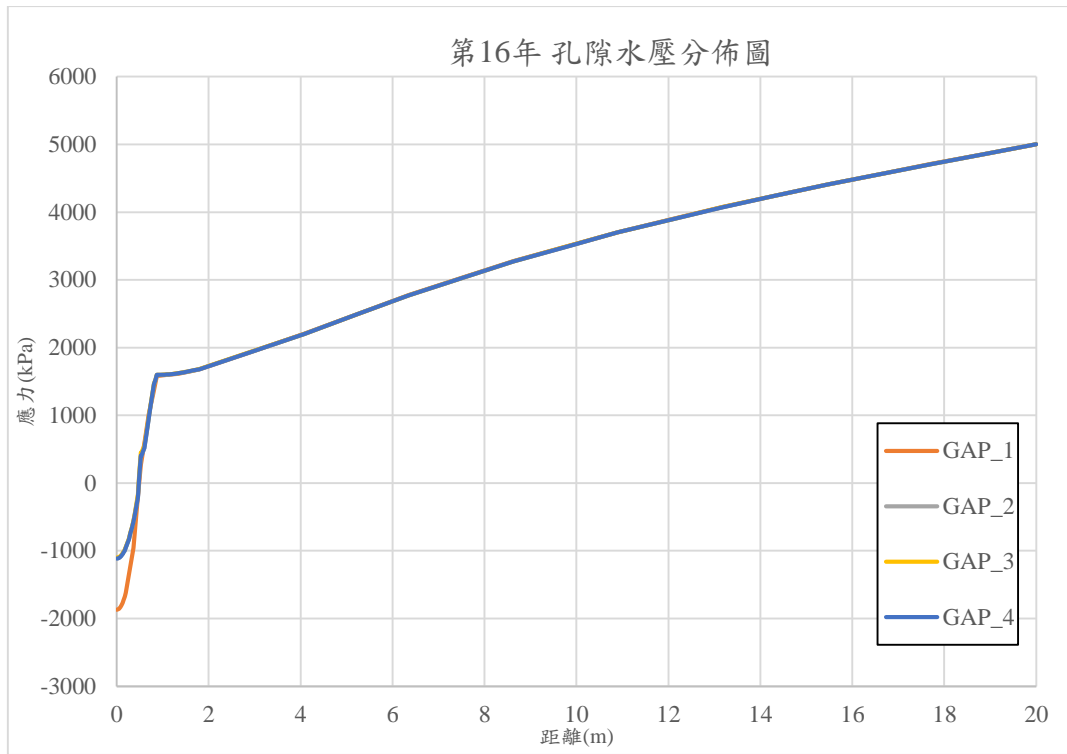


圖 4-17 第 16 年間隙應力分佈圖

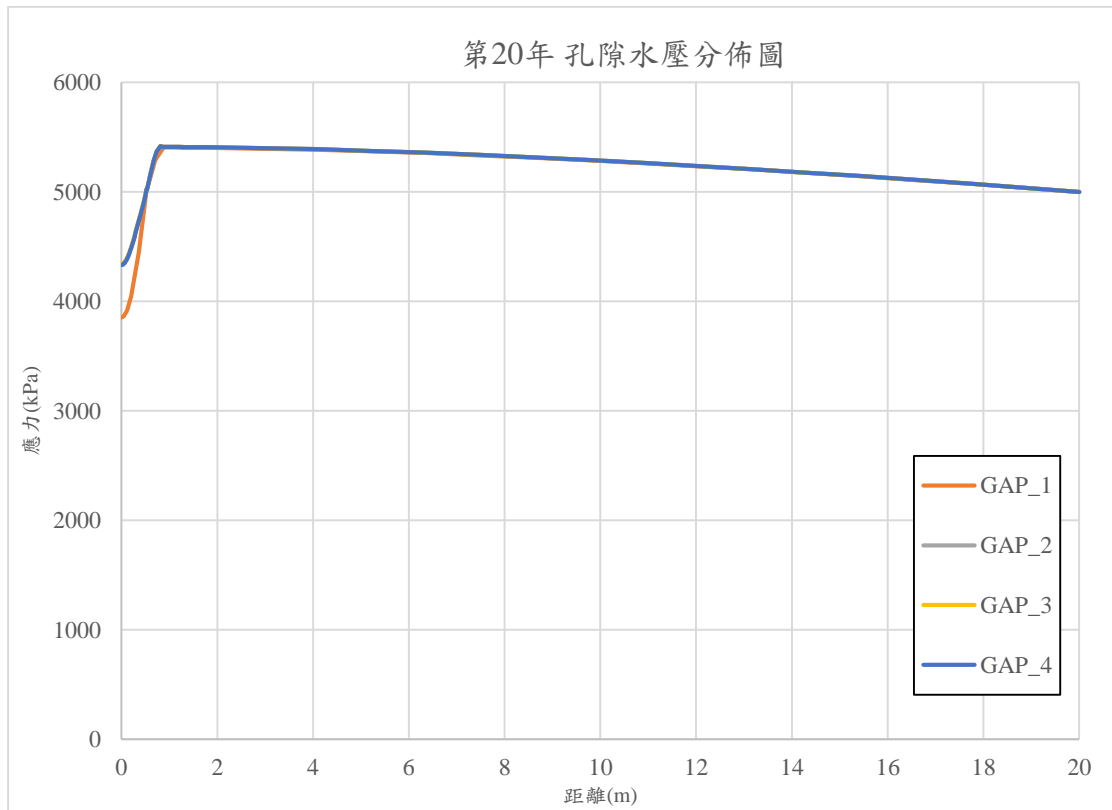


圖 4-18 第 20 年 間隙應力分佈圖

## 4.8 多孔幾何配置模型模型尺寸、材料參數、初始條件與邊界條件

多孔幾何模型是由代表體單元陣列組合而成，而一個完整的代表體積單元是由前面之四分之一代表體積單元鏡射組成，如圖 4-19。本研究中多孔幾何配置模型中為二十孔，分析案例整理於表 4-8，模型處置場是由兩條平行隧道組成，每一條隧道有十個處置孔，如圖 4-20 紅色網格的部份。

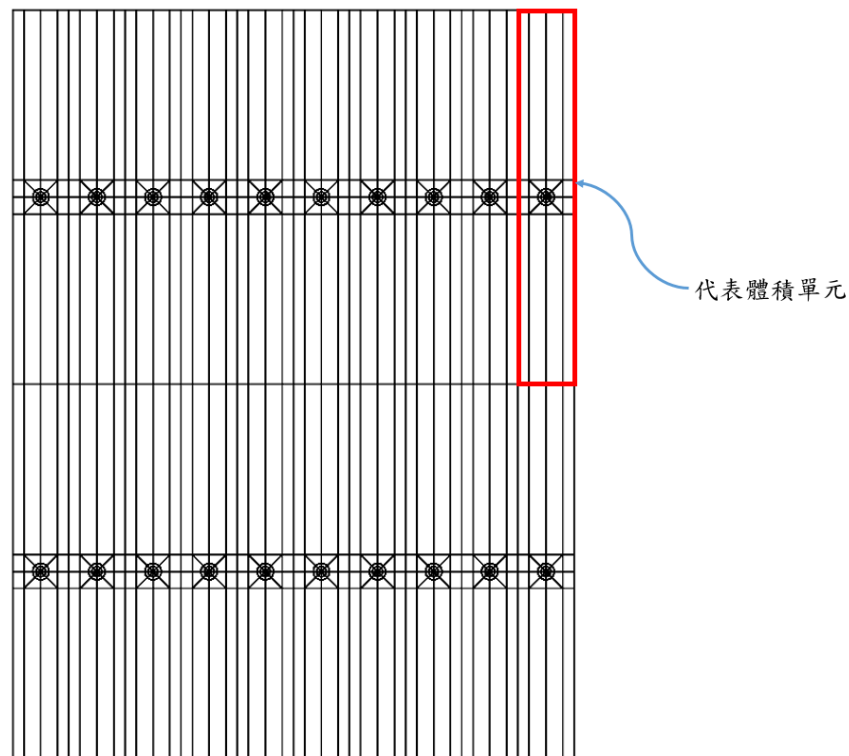


圖 4-19 代表體積陣列組成多孔幾何模型示意圖

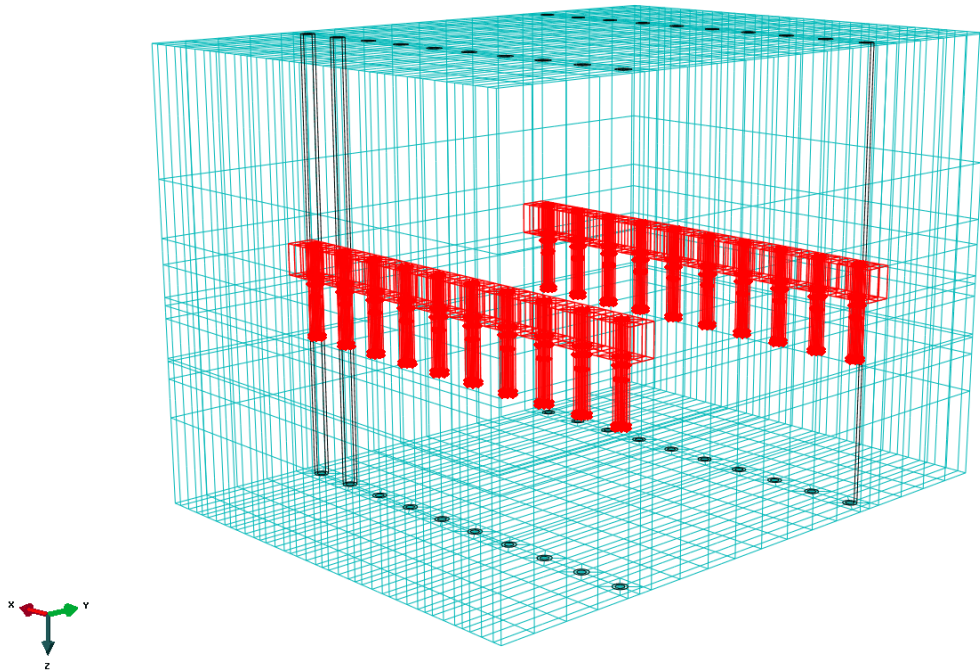


圖 4-20 多孔幾何配置模型示意圖

表 4-8 間隙分析案例編號與說明

案例編號	案例說明
EZGP20	雙隧道，共 20 孔，單邊隧道五孔有間隙和五孔無間隙

#### 4.8.1 完全耦合熱-水-力學分析結果

本章節分析為第八年之圖形與分析之數據，分析之位置為廢棄物罐上方與緩衝材料交界處沿著短向方向之參考線(示意圖 4-21 紅線)，用以分析隧道中廢棄物罐上方之溫度與飽和度；廢棄物罐上方高度沿處置孔邊緣與短向方向之參考線(示意圖 4-22 紅線)，用以分析隧道中各處置孔壁 Mises 應力峰值。



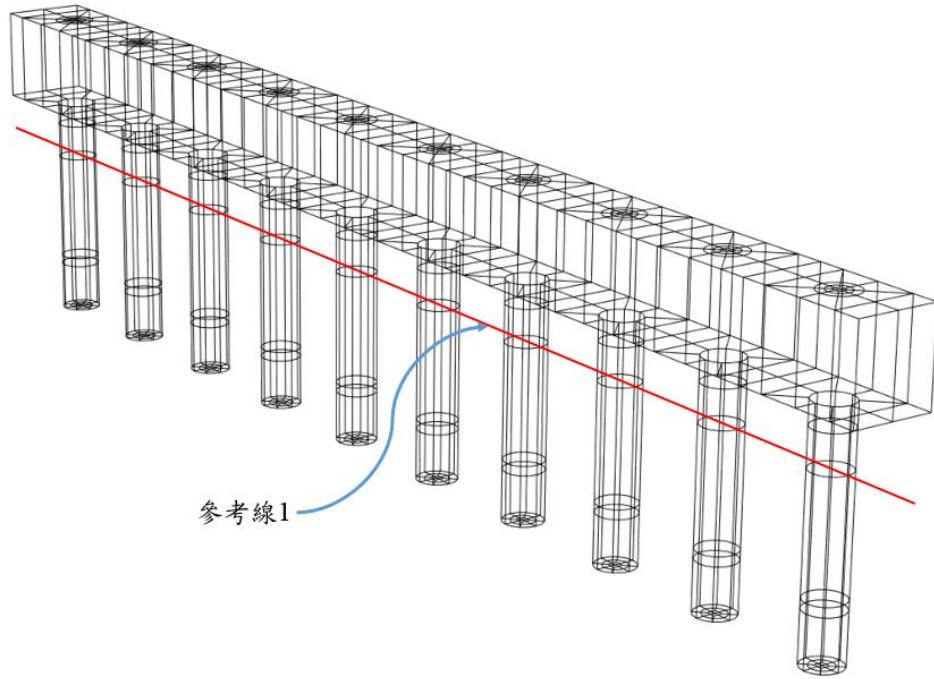


圖 4-21 分析位置示意圖

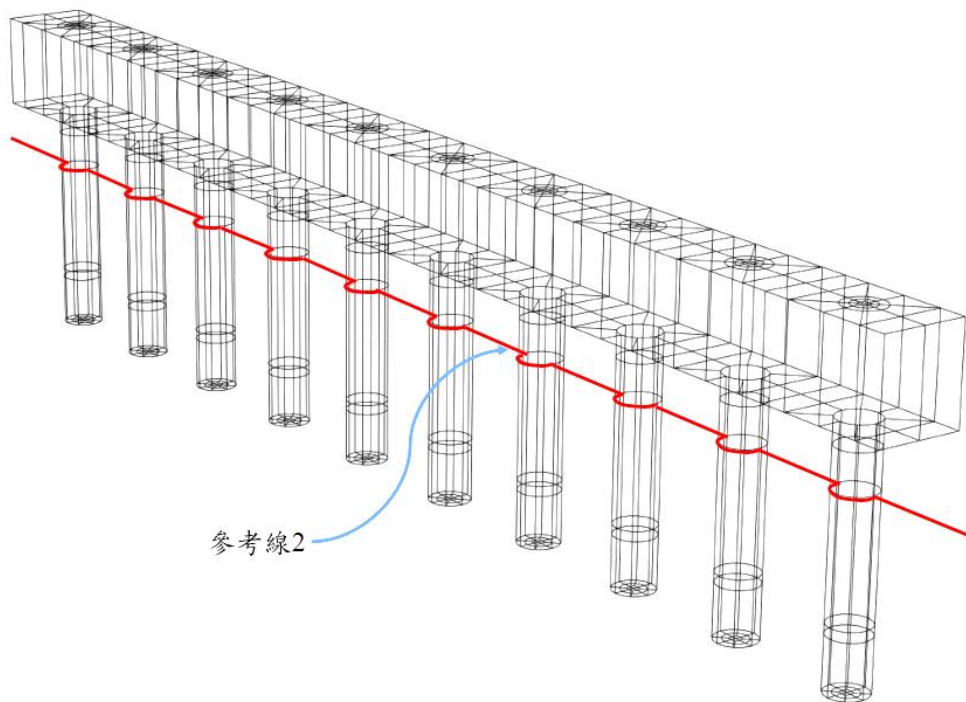


圖 4-22 分析位置示意圖

## 4.8.2 案例 EZGP20

案例 EZGP20 是在處置隧道中，有間隙與無間隙之處置孔各設置一半案例中兩條隧道之分析結果相同，因而只討論一側結果即可。案例之分析結果(圖 4-23、4-24、4-25、4-26)，除了溫度分佈圖有明顯差異外，飽和度與應力之分析結果，不論是否有無間隙結果都很相近，差異不到 1%；然而同一性質之處置孔溫度峰值有差異，其差異也小於 1%。圖 4-34 為溫度、飽和度及應力分析結果之雲彩圖。

表 4-9 為第八年溫度、飽和度、應力分析結果，處置孔從左向右排序，從模型中取四個處置孔進行討論，分別為最兩側的處置孔與最中間的兩個處置孔，EZGP20 取的處置孔為 1、5、6、10。

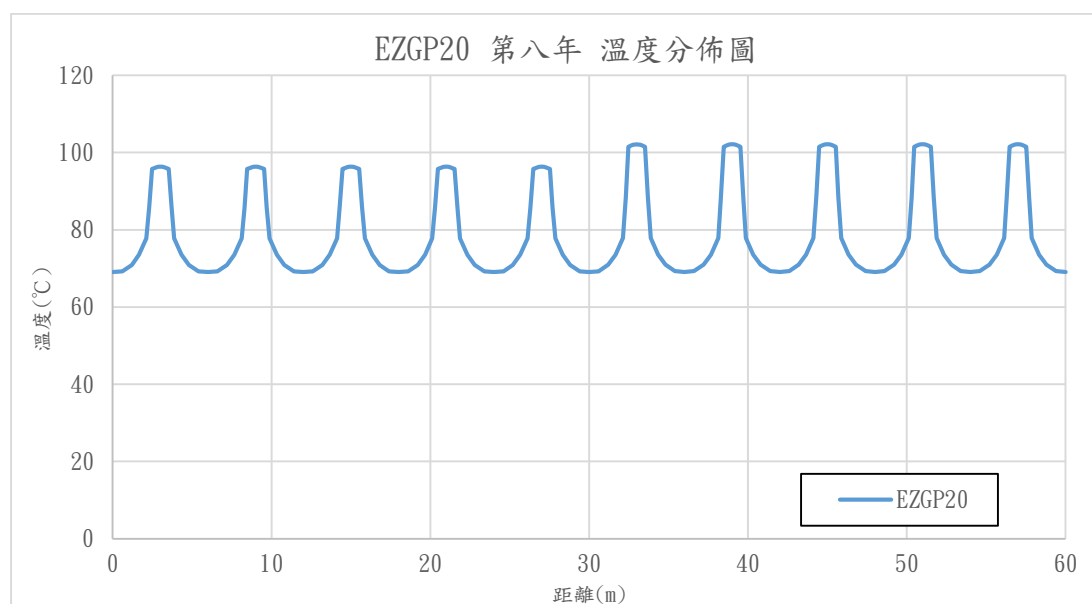


圖 4-23 EZGP20 第八年 溫度分佈圖

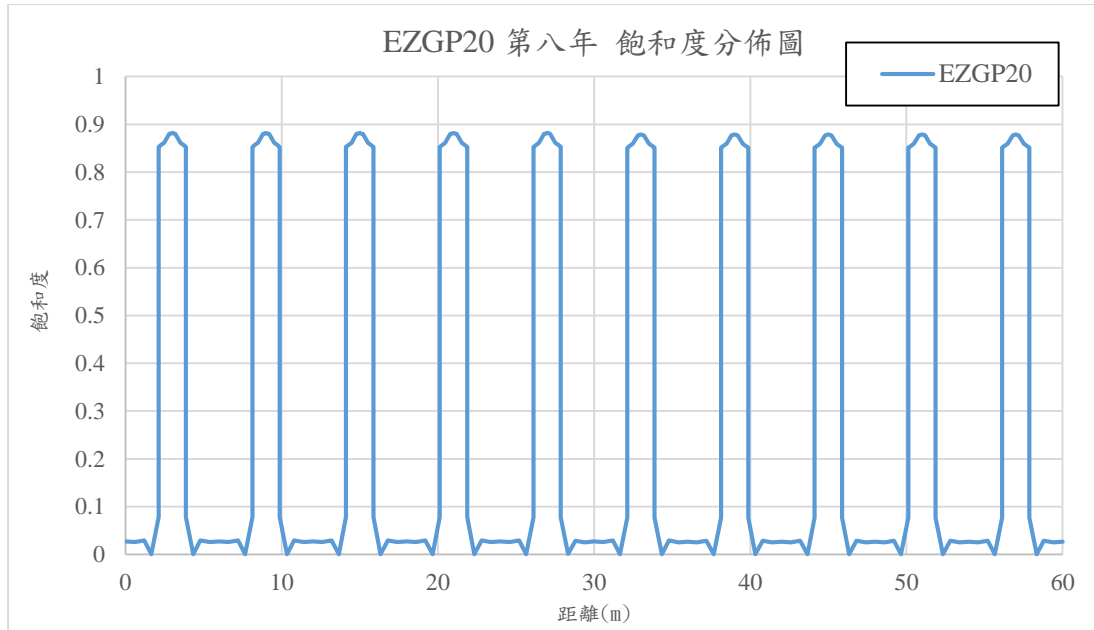


圖 4-24 EZGP20 第八年 飽和度分佈圖

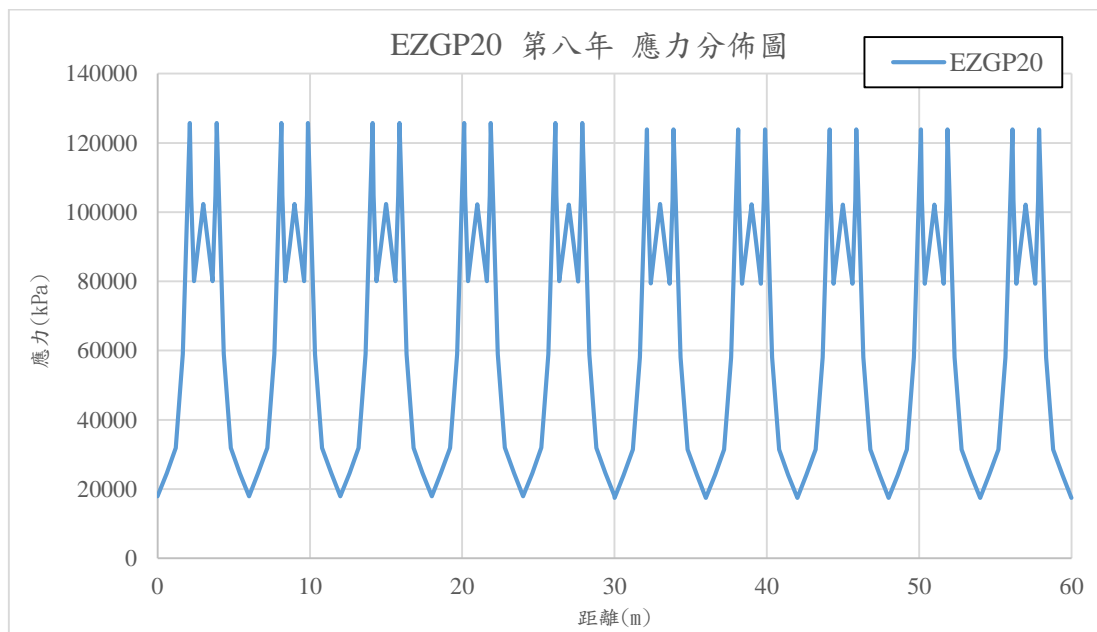


圖 4-25 EZGP20 第八年 應力分佈圖

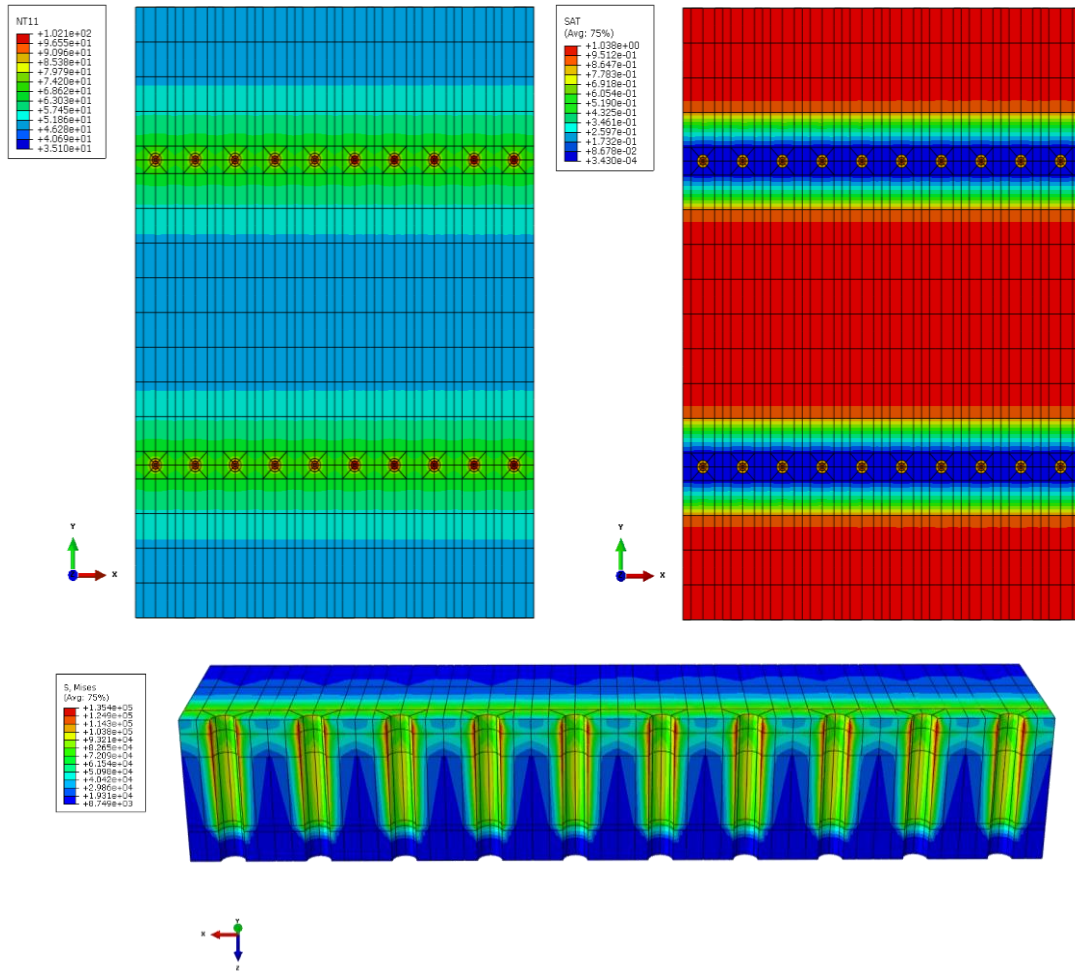


圖 4-26 EZGP20 第八年 溫度、飽和度及應力雲彩圖

表 4-9 EZGP20 第八年溫度、飽和度、應力分析結果

	EZGP20_1 (無 GAP)	EZGP20_5 (無 GAP)
點 1 發生最高溫度時間(年)	第 8 年	第 8 年
第八年 點 1 溫度結果值(°C)	96.36	96.36
第八年 點 1 飽和度結果值	0.882	0.882
第八年 MISES 應力峰值(kPa)	125720	125770
	EZGP20_6 (有 GAP)	EZGP20_10 (有 GAP)
點 1 發生最高溫度時間(年)	第 8 年	第 8 年
第八年 點 1 溫度結果值(°C)	102.13	102.13
第八年 點 1 飽和度結果值	0.879	0.879
第八年 MISES 應力峰值(kPa)	123861	123910

## 第五章、開挖擾動帶完全耦合分析

本節之研究同樣採行核能研究所之概念設計，考慮沿處置隧道方向之處置罐間短向間距為 6m、處置孔半徑 0.875 m、深長 7.91 m、處置罐半徑為 0.525 m、全長 4.91 m，採行上下邊界間距 56 m 之局部區域，並以代表體積單元之概念建立有限元素分析模型，以縮小分析區域、減少網格數量。另一方面，在開挖擾動帶之設置上，參考現有文獻之方式，將寬度 1 cm 之開挖擾動帶設置於處置孔周圍與母岩接觸之表面；此外，為考慮開挖精度的不確定性，亦將考慮其他厚度的擾動帶，依此進行分析比較。

### 5.1 前言

處置孔及障壁系統由處置罐、緩衝材料、回填材料及母岩組成，分析中須考慮之材料性質包含熱傳導係數、比熱、密度、楊氏模數等，其中緩衝材料之熱傳導係數隨著飽和度變化，而緩衝材料、回填材料、母岩及擾動帶之孔隙水壓亦隨飽和度改變。在進行初始熱傳分析時，緩衝材料之飽和度設定為 0.8，並依此可判定其對應之熱傳導係數；開挖擾動帶之滲透係數則設定為母岩滲透係數的 100 倍，楊氏模數為母岩楊氏模數之 1、0.1 及 0.01 倍；多孔介質材料內孔隙水之體積模數設定為  $2.1 \times 10^6$  kPa。本節分析參數之依據，參考自文獻[21]

### 5.2 網格設置與建立幾何模型

本研究採核能研究所(2002)之概念設計為基準，本章將採用文獻[23]之模型尺寸進行模擬計算，即處置隧道之間長向間距為 40m，沿處置隧道方向之廢棄物罐間短向間距為 6m，處置孔半徑 0.875m，深長 7.91m，廢棄物罐半徑為 0.525m，全長 4.91m，處置場距離地表 500m，處置層向下延伸 500m 為下層母岩。

文獻[24]中已針對上段全域模型及局部之模型(位於深 500m 之熱源中心截取處置層上下約 56m，圖 5-1)進行熱傳分析結果比較，由文獻結果可以發現，建立模型上下邊界間距共 56m 的局部模型，在母岩上下水平面邊界設置熱對流係數後，其與完整模型之熱傳分析結果非常近似。

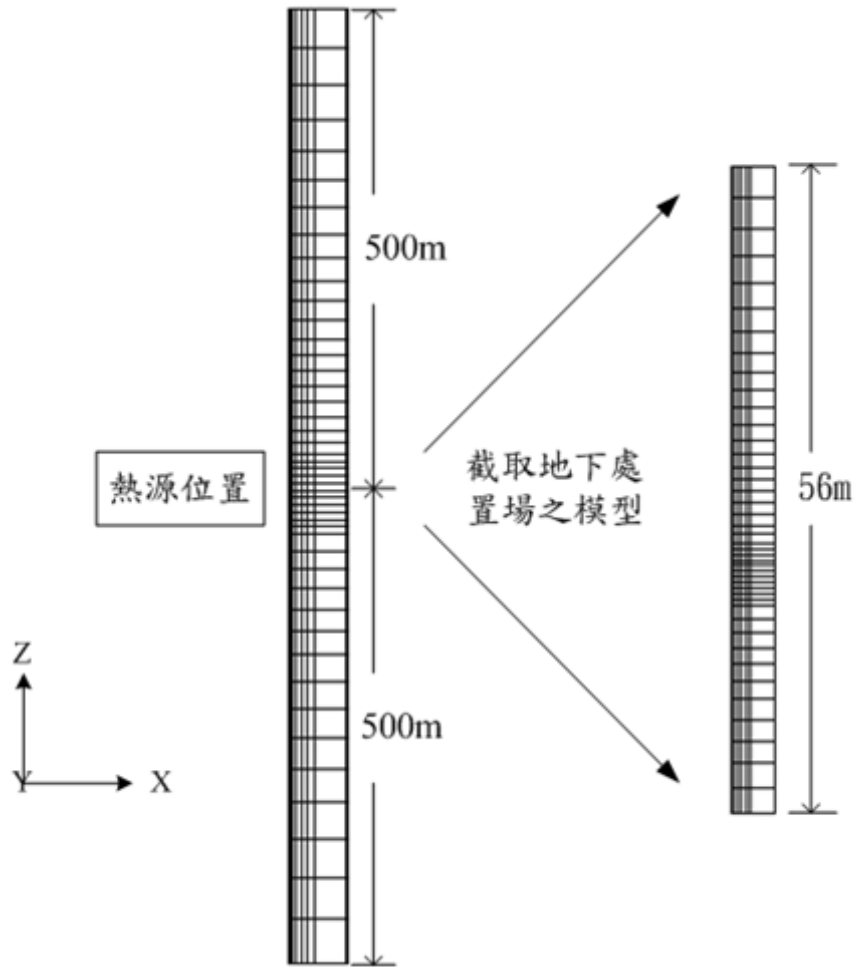


圖 5-1 截取之分析模型尺寸示意圖

本節將引用吳佩蓉[24]之局部模型(上下邊界間距 56m)進行分析，以縮小模型、減少網格數量，然後針對特定局部位置作網格的細化，以在特定位置上取得較精確結果與加速分析時間。為代表體積單元之概念建立分析模型，故模型尺寸之長 20m、寬 3m、深度 56m 進行分析，圖 5-2、5-3 為詳細之網格尺寸示意圖，圖 5-4 1cm 與 10cm 擾動帶位置示意圖，在圖 5-3 中網格較黑的一圈為 1cm 擾動帶位置，圖 5-4、5-5 為擾動帶位置示意圖。

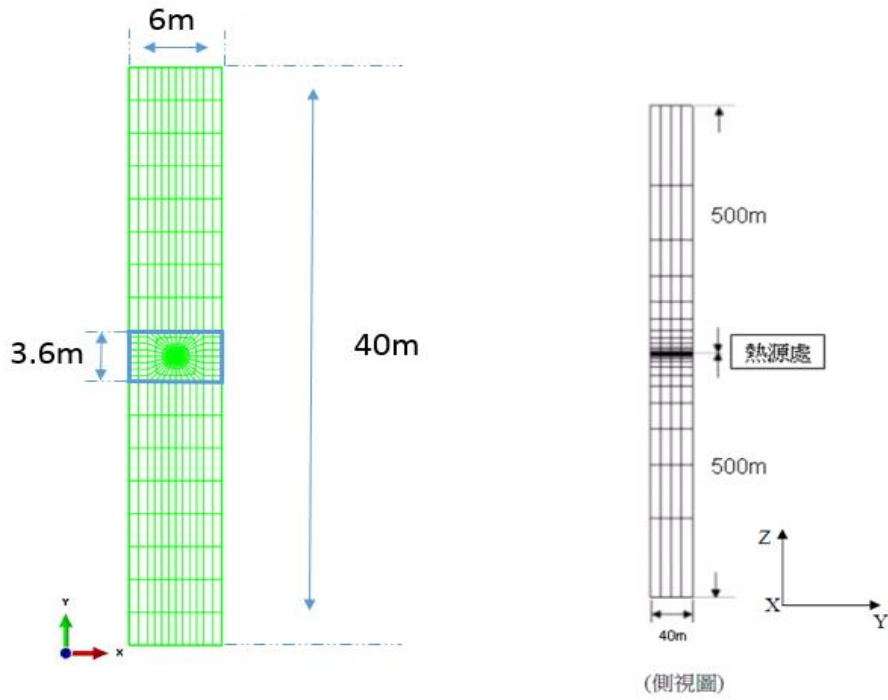


圖 5-2 模型尺寸示意圖

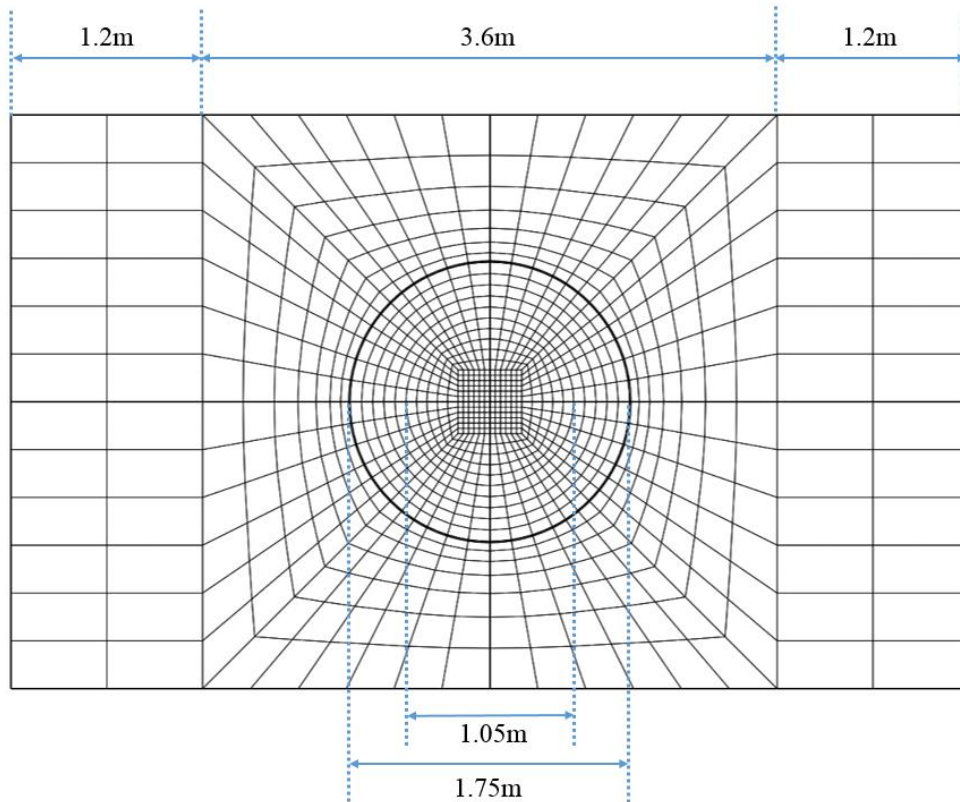


圖 5-3 模型尺寸示意圖(局部放大，以 1cm 擾動帶為例)



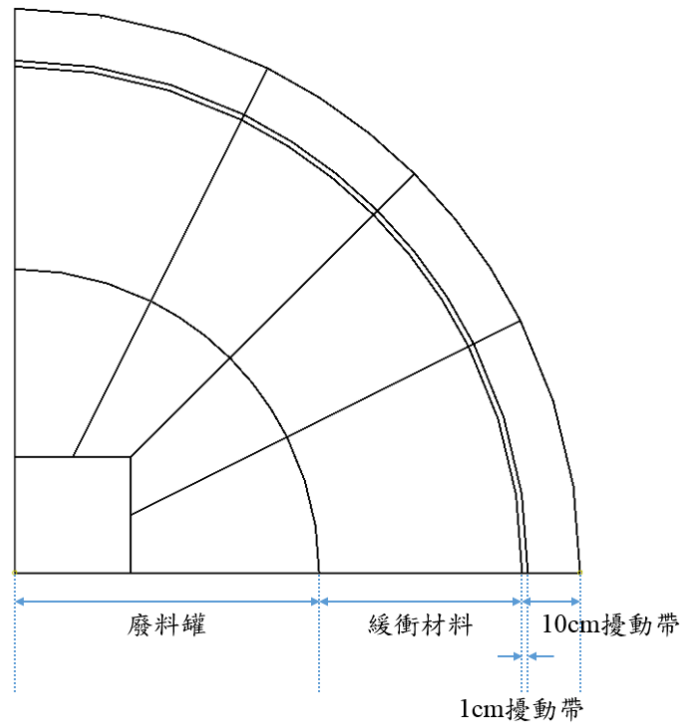


圖 5-4 擾動帶位置示意圖

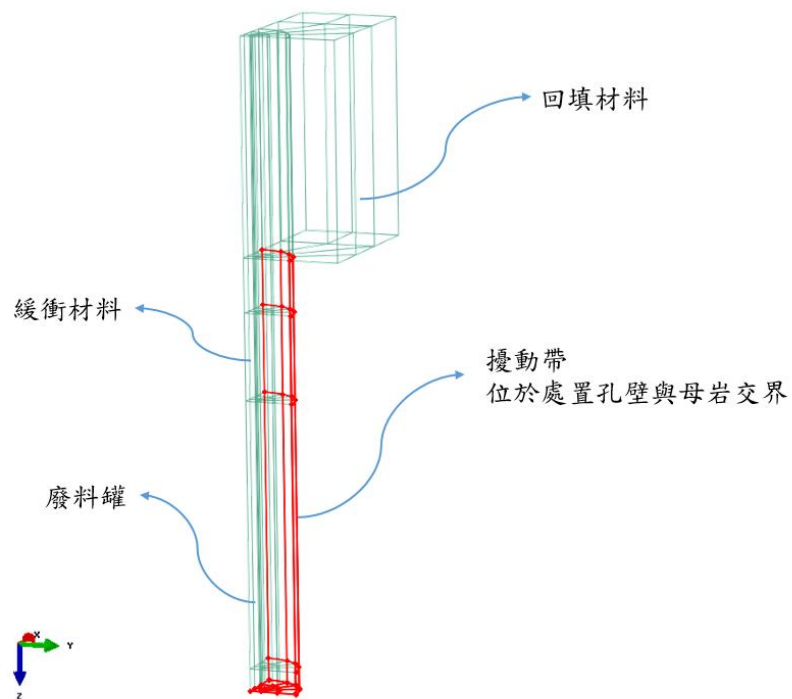


圖 5-5 三維處置孔周圍擾動帶位置示意圖

本研究開挖擾動帶之設置參考瑞典 SKB[21]報告書。開挖擾動帶設置於處置孔周圍與母岩接觸之表面，寬度為 1cm；考慮到開挖精度的不確定性，另外多設了 10cm 的擾動帶，作為擾動帶影響範圍的極端情況，來進行兩者的分析比較。

進行熱傳分析時，元素型式採用 20 個節點的三維熱傳分析元素 DC3D20；水-力學分析時，元素型式則為三維 20 個節點的孔隙壓力元素 C3D20P(僅熱源的部分，在分析中不考慮其吸水性質，採用之元素為 C3D20)。

### 5.3 材料參數介紹

材料為廢棄物罐、緩衝材料、回填材料及母岩，各材料性質包含熱傳導係數、比熱、密度、楊氏模數等。各材料參數詳細介紹如表 5-1，緩衝材料之熱傳導係數隨飽和度變化如表 5-2，緩衝材料、回填材料、母岩及擾動帶之吸力(suction)與飽和度對應關係見表 5-3。

緩衝材料之飽和度在進行初始熱傳分析時，根據文獻[20]設定為 0.8，並由表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數關係可知對應之熱傳導係數為 1.3 W/m-K。根據文獻[21]，開挖擾動帶之滲透係數設定為母岩滲透係數的 100 倍，楊氏模數為母岩楊氏模數之 1、0.1 及 0.01 倍。設定材料孔隙中之液體體積模數  $2.1 \times 10^6$  kPa[21]。

表 5-1 模型分析之材料參數[7,19]

材料性質	材料種類				
	熱源	緩衝材料	回填材料	母岩	擾動帶
熱傳導係數 (W/m-K)	59	1.3	1.25	3	3
比熱 (J/kg-K)	460	800	800	845	845
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	7800	1600	1400	2650	2650
楊氏模數 E (kPa)	2×10 <sup>8</sup>	2.04×10 <sup>4</sup>	1.74×10 <sup>3</sup>	6×10 <sup>7</sup>	見案例
波松比	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
線膨脹係數( $\frac{1}{^{\circ}\text{C}}$ )	1.4×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>	1×10 <sup>-5</sup>
滲透係數 (m <sup>2</sup> )	---	6.5×10 <sup>-21</sup>	5×10 <sup>-16</sup>	6.9×10 <sup>-19</sup>	見案例
孔隙率	---	0.41	0.63	0.02	0.02

表 5-2 緩衝材料飽和度與熱傳導係數對應關係[7]

飽和度	熱傳導係數(W/m-K)
0.2	0.3
0.3	0.4
0.4	0.55
0.5	0.75
0.6	0.95
0.7	1.1
0.8	1.3
0.9	1.35
1.0	1.4

表 5-3 多孔材料之孔隙壓力與飽和度對應關係[7,19,21]

	母岩	緩衝材料	回填材料	擾動帶
飽和度	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)	孔隙壓力 (kPa)
0.01	-20000	-400000	-400000	-20000
0.1	-10000	-240000		-10000
0.2	-9000	-160000		-9000
0.28			-50000	
0.3	-8000	-100000		-8000
0.33			-20000	
0.4	-7000	-70000	-12000	-7000
0.43			-5000	
0.48			-3000	
0.5	-6000	-47000		-6000
0.58			-1050	
0.6	-5000	-31000		-5000
0.67			-500	
0.7	-4000	-22000		-4000
0.77			-230	
0.8	-3000	-17000		-3000
0.87			-110	
0.9	-2000	-11000		-2000
0.92			-80	
0.925		-10000		
0.95		-8000		
0.97			-50	
0.975		-4000		
0.99	-1000	-1000		-1000
0.995		-100	-40	
0.996		-55		
0.997	-500	-40		-500
0.998	-250	-20		-250
0.999	-100	-10		-100
1	0	0	0	0

## 5.4 初始條件與邊界條件

在熱傳分析中，假設地表溫度為 20°C，每向下延伸 100m 溫度上升 3°C，廢棄物罐中心於地表下 500m，因此假設初始溫度約為 35°C 作為處置場分析的初始溫度。本章節採用代表體積單元模型的概念進行分析，模型上下邊界間距為 56m，在模型上下邊界設置對流係數 10W/m<sup>2</sup>-K，如圖 5-6。

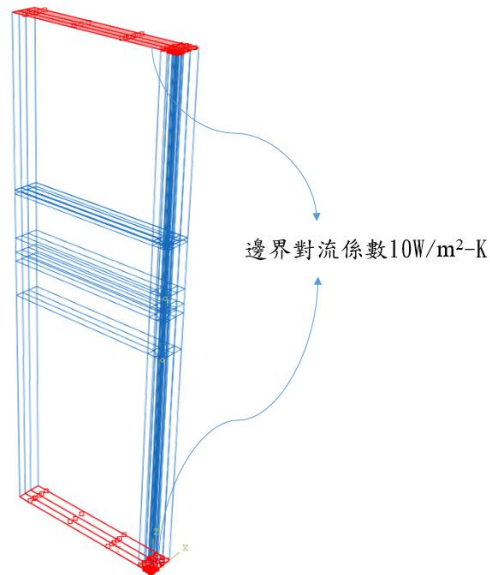


圖 5-6 邊界熱對流係數設置示意圖

根據核研所(2002)所提出處置場之單一廢棄物罐產生之熱能為 1714W，熱源之發散熱強度將隨時間行進而衰減。所使用之熱衰減公式如(5.1)式：

$$Q = Q_0(\alpha_1 e^{-\alpha_2 t} + (1 - \alpha_1) e^{-\alpha_3 t}) \dots \dots \dots (5.1)$$

其中

Q: 為隨時間進行而變化之發散熱強度

Q<sub>0</sub>: 為處置完成之初始發散熱強度(1714W)

$$\alpha_1 = 0.696$$

$$\alpha_2 = 0.02$$

$$\alpha_3 = 0.0013$$

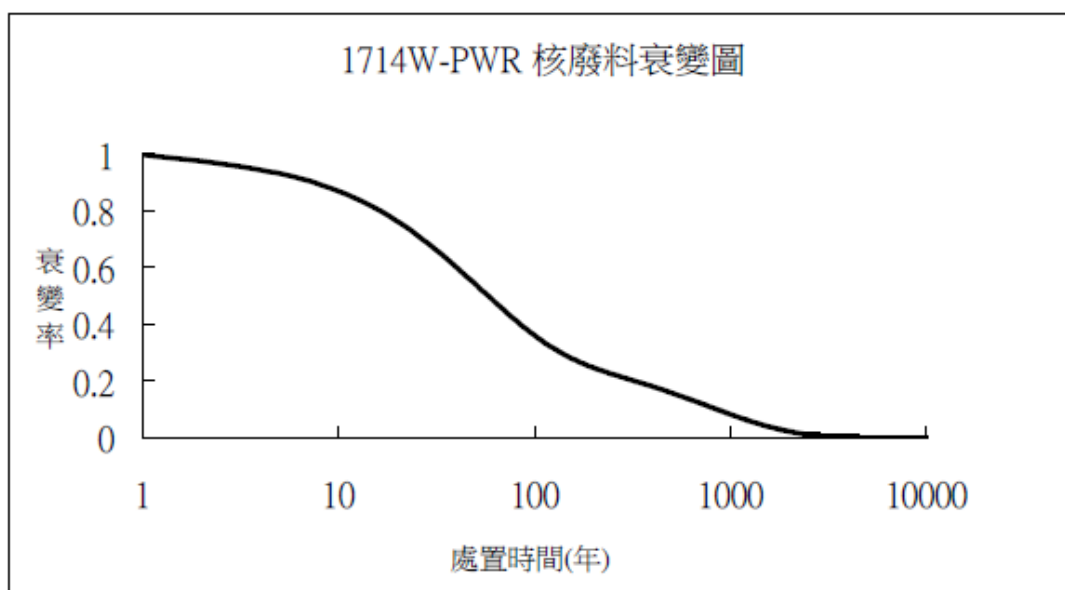


圖 5-7 熱源衰變圖歷時圖

在水力學分析模型中，處置場位於地表下 500m 處，承受覆土載重，故於處置場模型力學邊界條件上，以滾支承束制模型之垂直向與水平向之位移，如圖 5-8 所示；在水力模型分析中，處置場周圍地下水壓甚高，因此於母岩邊界設置 5000kPa 之邊界孔隙水壓，以模擬於地表下 500m 深的地下水壓，如圖 5-9 所示。

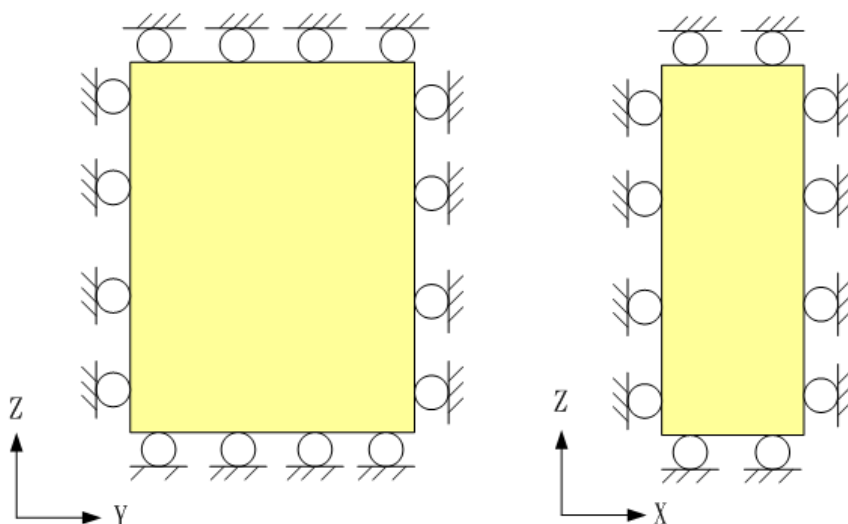


圖 5-8 力學邊界條件設置示意圖

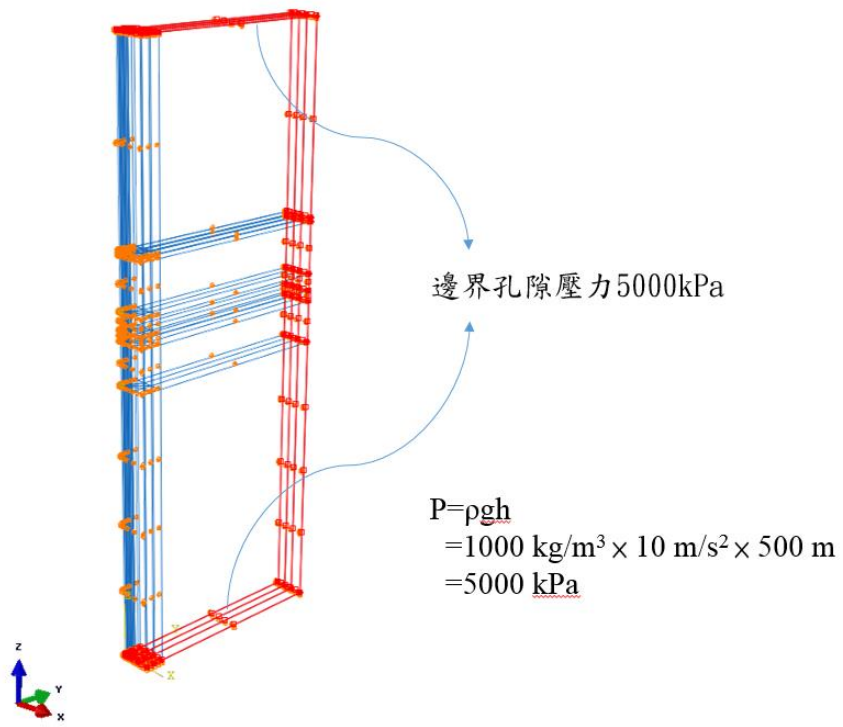


圖 5-9 孔隙壓力邊界示意圖

## 5.5 完全耦合熱-水-力學分析

本章節以七個案例進行分析，分別為無擾動帶之原始模型；1cm 擾動帶，滲透係數為母岩之 100 倍，楊氏模數為母岩之 1、0.1、0.01 倍，共三個案例；同樣的，10cm 擾動帶，滲透係數為母岩之 100 倍，楊氏模數為母岩之 1、0.1、0.01 倍，共三個案例，如表 5-4。

表 5-4 分析案例編號與說明[21]

案例編號	案例說明		
	擾動帶寬度	滲透係數(m <sup>2</sup> )	楊氏模數(kPa)
EDZ_1	無擾動帶	-	-
EDZ_2a	1cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^7$
EDZ_2b	1cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^6$
EDZ_2c	1cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^5$
EDZ_3a	10cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^7$
EDZ_3b	10cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^6$
EDZ_3c	10cm	$6.9 \times 10^{-17}$	$6 \times 10^5$

本章節之完全耦合分析之分析位置為廢棄物罐中心上方與緩衝材料交界上的點，以下稱之點 1，為處置場中溫度最高的位置。再來是點 2，點 2 與點 1 等高，位於緩衝材料與母岩交界處，為處置場中應力集中的點。另外參考線 1 為點 1 向模型長向邊界水平延伸出去的直線，如圖 5-10 所示。



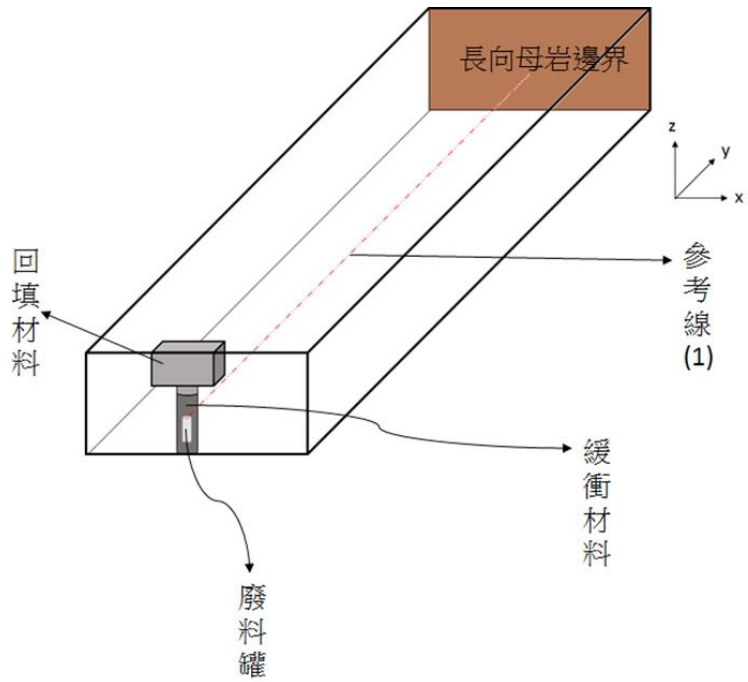
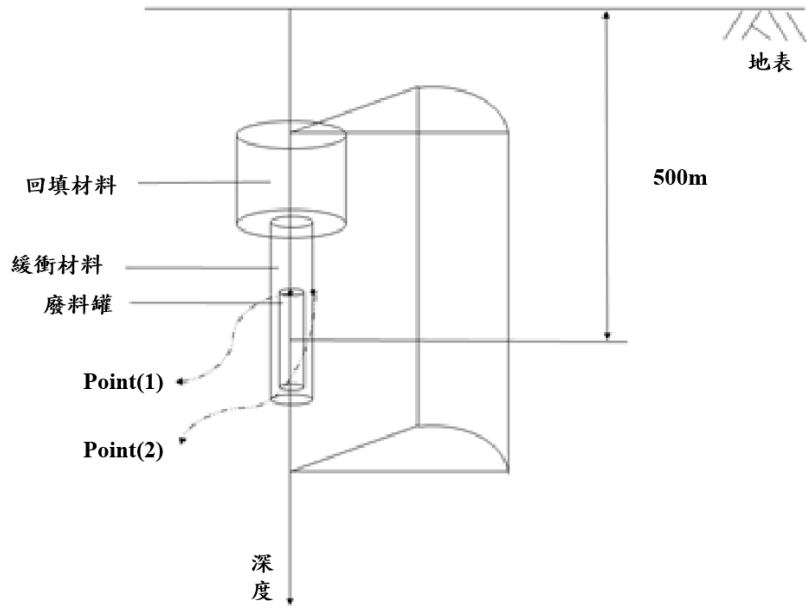


圖 5-10 分析之位置

## 5.6 完全耦合熱分析結果

在溫度方面，由完全耦合分析結果可知，原始模型、1cm 及 10cm 擾動帶，溫度隨著廢棄物罐提供的能量而上升，點 1 在最高溫度方面上差異不大，差異均小於 1%，而溫度上升與下降的趨勢，隨著擾動帶大小的不同，區分出三種主要的趨勢；然而在 10cm 的案例中，因為擾動帶的範圍變大，楊氏模數對溫度影響的程度比 1cm 來的大上許多，如圖 5-11、5-12，表 5-5 為溫度峰值分析結果。

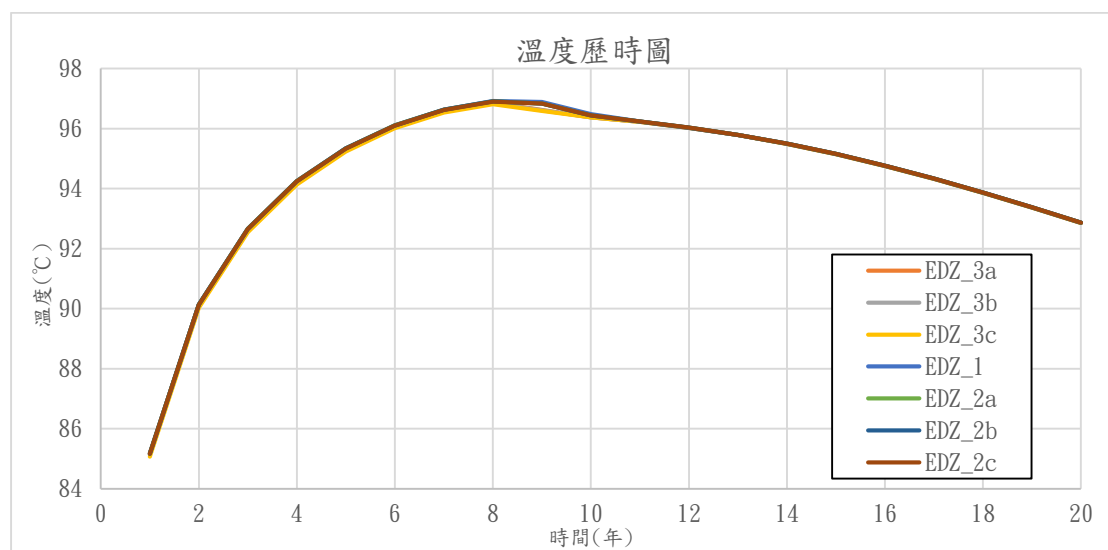


圖 5-11 擾動帶溫度歷時圖

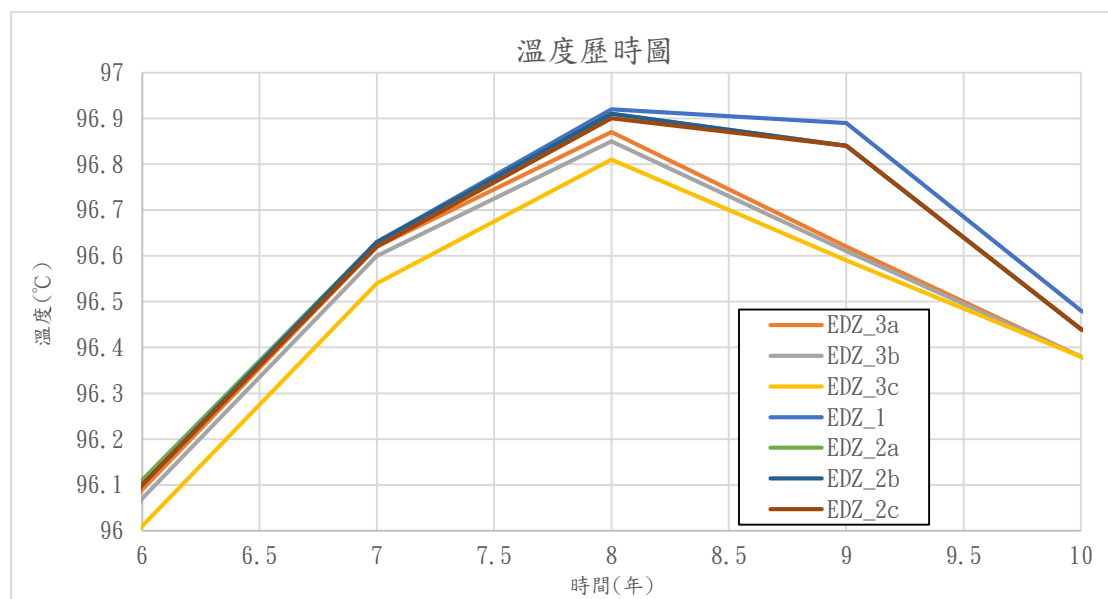


圖 5-12 擾動帶溫度歷時圖(局部放大)

表 5-5 擾動帶溫度峰值分析結果

溫度峰值			
分析案例	發生時間(年)	溫度(°C)	相異百分比
EDZ_1	第 8 年	96.92	-
EDZ_2a	第 8 年	96.91	-0.010%
EDZ_2b	第 8 年	96.91	-0.010%
EDZ_2c	第 8 年	96.90	-0.021%
EDZ_3a	第 8 年	96.87	-0.052%
EDZ_3b	第 8 年	96.85	-0.072%
EDZ_3c	第 8 年	96.81	-0.113%

在案例分析中，溫度的趨勢主要隨著滲透係數及擾動帶範圍影響。擾動帶的滲透係數為母岩之 100 倍，或是擾動帶的範圍變大，當水從母岩邊界傳遞到擾動帶時，水滲透的速度比原本母岩快，水更快進入緩衝材料，造成緩衝材料飽和度上升，熱傳導係數上升，廢棄物罐熱能更快傳遞出去，點 1 位置的熱量無法累積，則溫度較低，圖 5-13 為第 8 年擾動帶溫度分析結果雲彩圖。

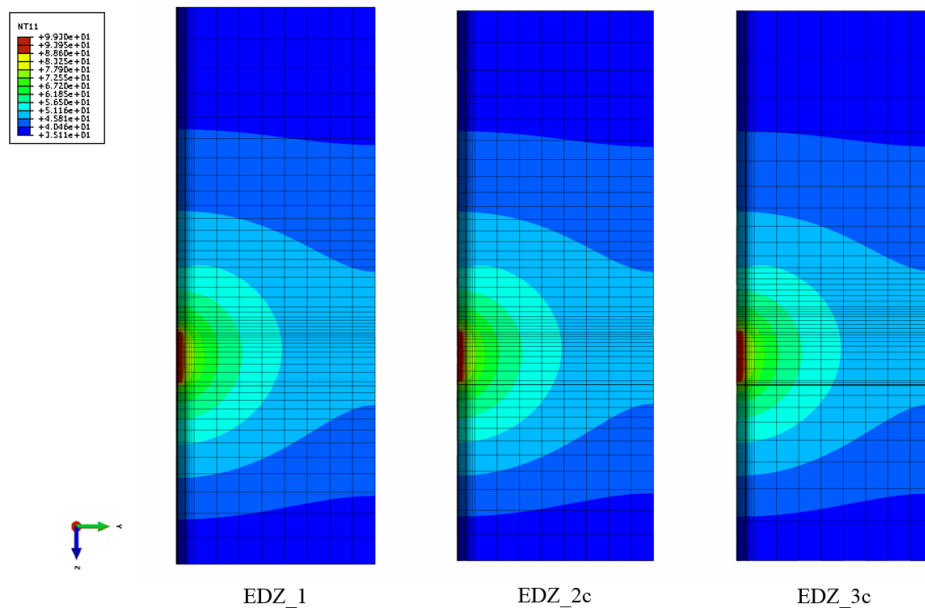


圖 5-13 第八年 擾動帶模型溫度雲彩圖

## 5.7 完全耦合水-力學分析之飽和度結果

圖 5-14 為廢棄物罐頂部正中央位置之完全耦合分析之飽和度分析之結果。點 1 飽和度在分析初期有先下降再升高的趨勢，這個現象稱為處置場飽和再分配或是逆飽和，發生的原因是處置場分析初期，設定的初始飽和水因為緩衝材料的初始負孔隙壓力，水被吸入緩衝材料內部，因此在緩衝材料與廢棄物罐交界處的點 1，飽和度下降，直到邊界之孔隙水壓 5000kPa 滲入至緩衝材料使飽和度上升。

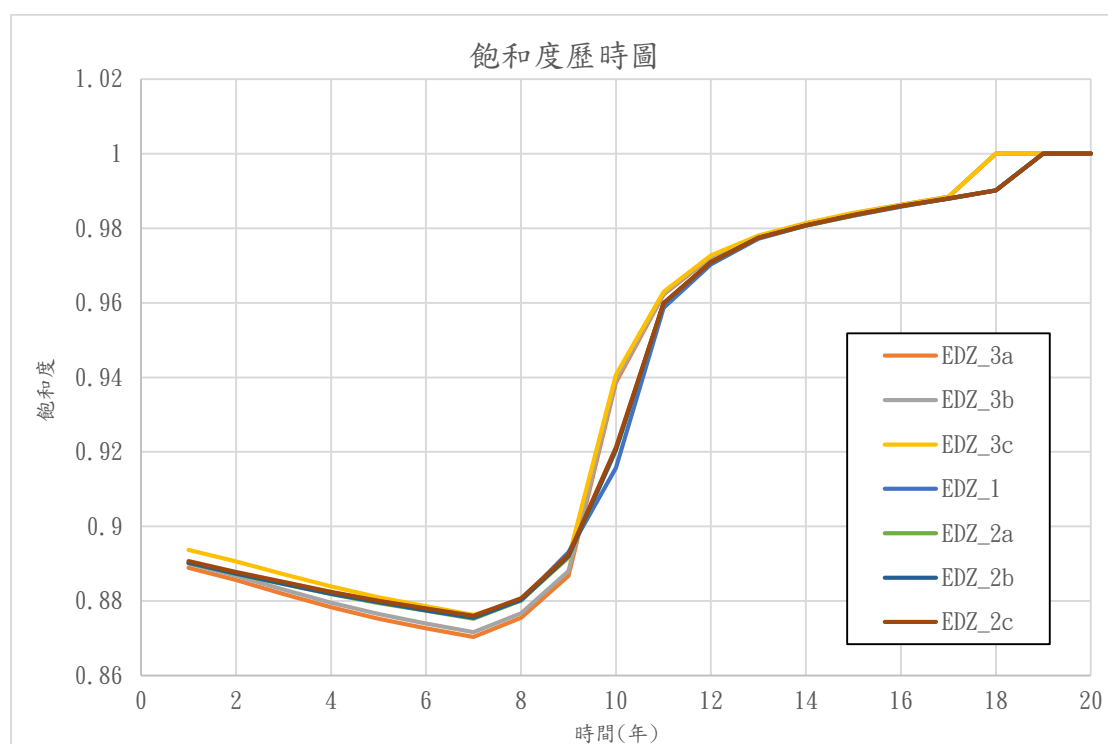


圖 5-14 擾動帶飽和度歷時圖

飽和度曲線直接受擾動帶的影響，主因還是因為擾動帶滲透係數較高的關係。1cm 擾動帶因為範圍太小，對點 1 飽和度影響不大，飽和曲線的趨勢與原始模型相比仍有些微改變；10cm 擾動帶的影響，在飽和度歷時圖上很明顯，點 1 達到飽和時間比 1cm 與原始模型早 1 年，緩衝材料更快達到飽和，提高緩衝材料傳熱的能力，表 5-6 為飽和度分析結果整理，圖 5-15 為第 8 年擾動帶飽和度分析結果雲彩圖。

表 5-6 擾動帶飽和度分析結果

廢棄物罐頂部		點 1 達到飽和度時間(年)					
飽和度(%)	EDZ_1	EDZ_2a	EDZ_2b	EDZ_2c	EDZ_3a	EDZ_3b	EDZ_3c
飽和度>95%	11	11	11	11	11	11	11
飽和度>98%	14	14	14	14	14	14	14
飽和度=100%	19	19	19	19	18	18	18

處置孔壁		點 2 達到飽和度時間(年)					
飽和度(%)	EDZ_1	EDZ_2a	EDZ_2b	EDZ_2c	EDZ_3a	EDZ_3b	EDZ_3c
飽和度>95%	11	10	10	10	10	10	10
飽和度>98%	11	11	11	11	11	11	11
飽和度=100%	12	12	12	12	12	12	12

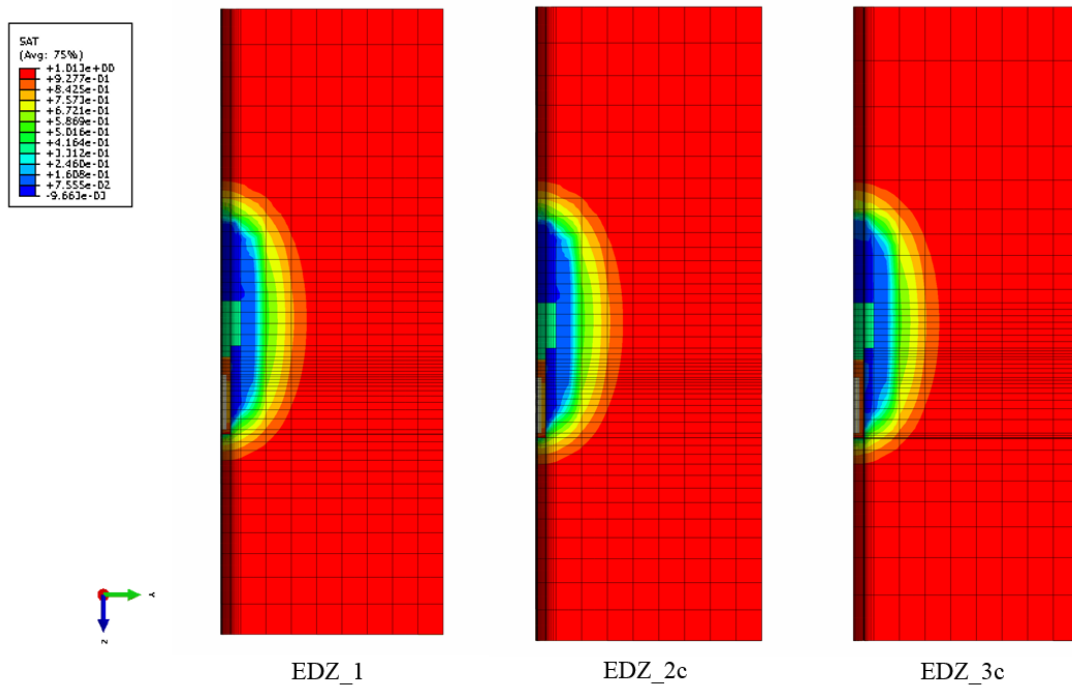


圖 5-15 第八年 擾動帶模型飽和度雲彩圖

圖 5-16、5-17 為第 8 年參考線 1 上應力分佈圖。由圖可知，原始模型在處置孔與母岩之交界處有應力集中的現象，而有擾動帶的模型則是擾動帶外緣與未受擾動母岩之交界處有應力集中的現象。楊氏模數較低的擾動帶，吸收部分的熱膨脹應力，變成廢棄物罐與母岩之間力學行為上的緩衝帶，轉移緩衝材料受到應

力破壞的影響，而應力集中的峰值也較原始模型低。擾動帶楊氏模數影響著承受應力的能力，以 10cm 擾動帶為例，模型楊氏模數 0.1 與 0.01 的比較，前者於 0.875m 處有比較高的應力集中，而在 0.885m 處則較低，結果整理於表 5-7。

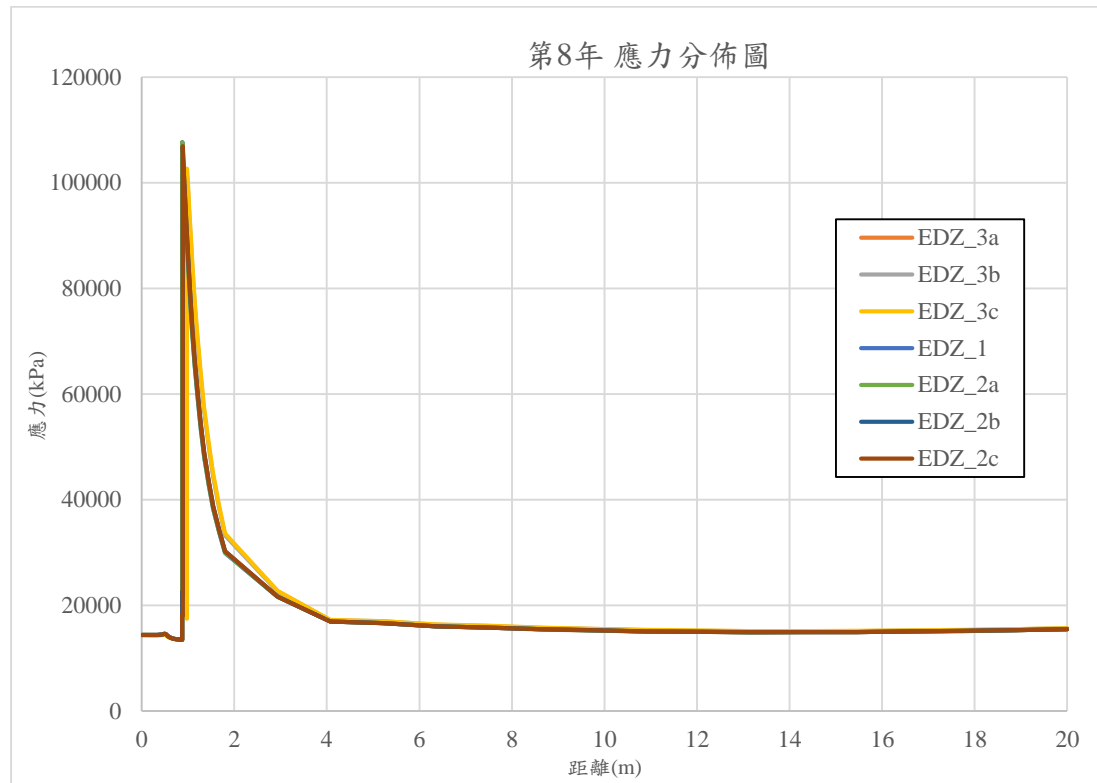


圖 5-16 第八年 擾動帶應力分佈圖

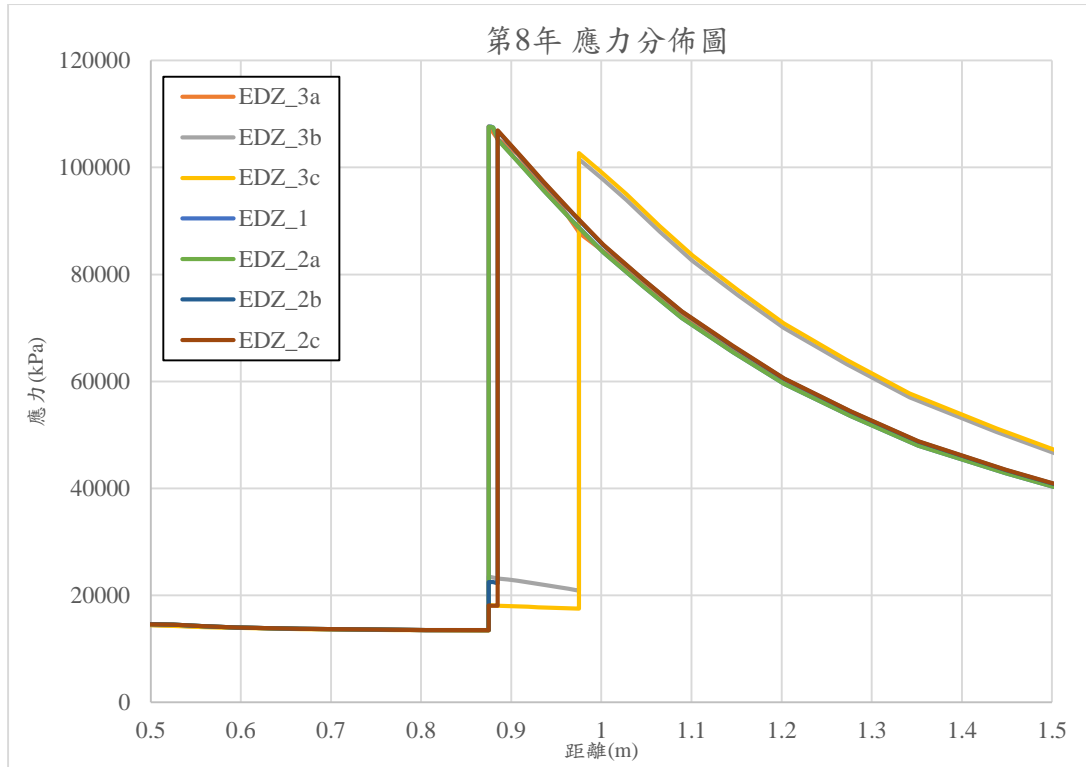


圖 5-17 第八年 擾動帶應力分佈圖(局部放大)

表 5-7 擾動帶 MISES 應力分析結果

分析案例	應力峰值(kPa)	
	緩衝材料與擾動帶交界	擾動帶與母岩交界
EDZ_1	107665	-
EDZ_2a	107630	105204
EDZ_2b	22509	106805
EDZ_2c	18082	106916
EDZ_3a	102452	87763
EDZ_3b	22722	101537
EDZ_3c	17934	102671

圖 5-18、5-19、5-20 分別為第 8、16、20 年參考線 1 上孔隙水壓分析結果圖。在處置場溫度最高的第 8 年，孔隙水壓並無太明顯的變化；處置場飽和度接近飽和的第 16 年，孔隙水壓因為飽和度的不同而有三種趨勢變化，而飽和度受擾動帶的影響很大；在處置場完全已經飽和的第 20 年，孔隙水壓變化則無明顯變化。

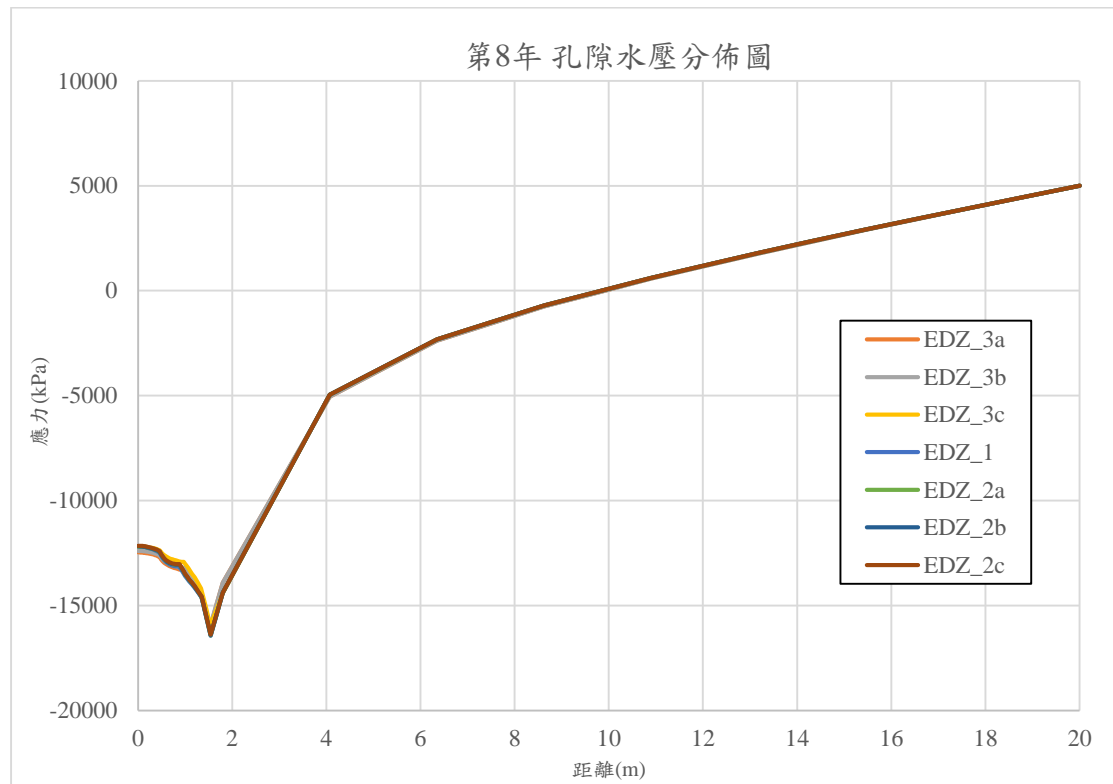


圖 5-18 第八年 擾動帶孔隙壓力分佈圖



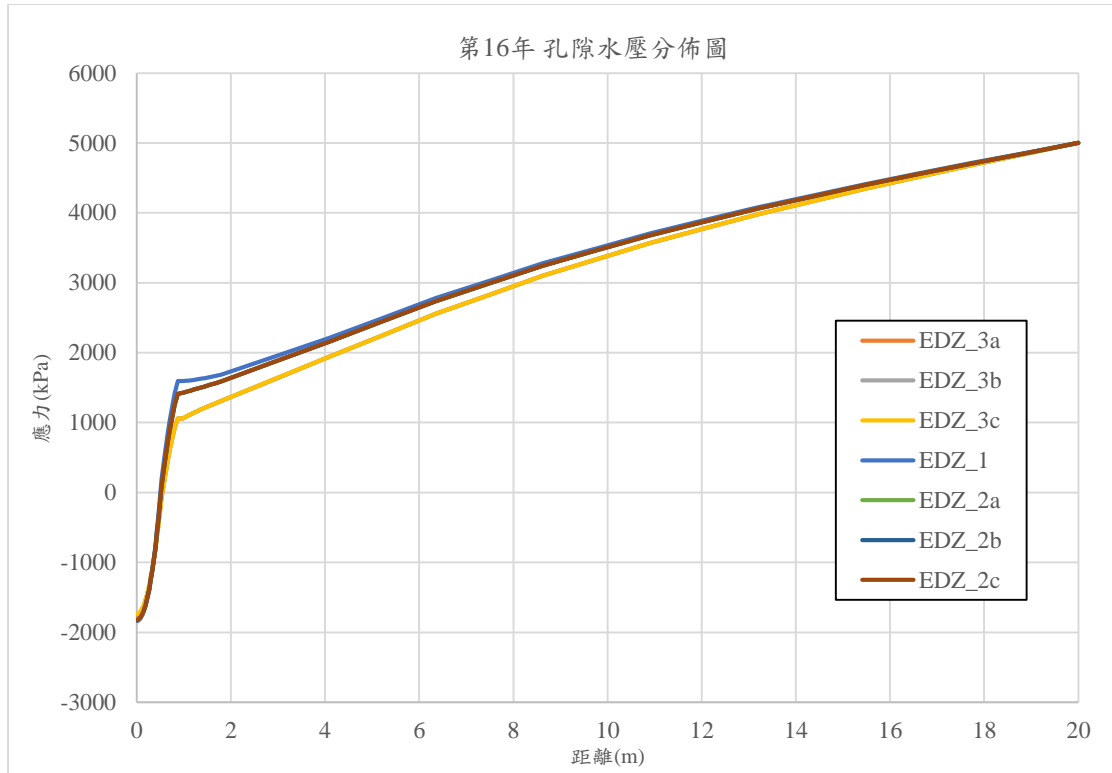


圖 5-19 第 16 年 擾動帶孔隙壓力分佈圖

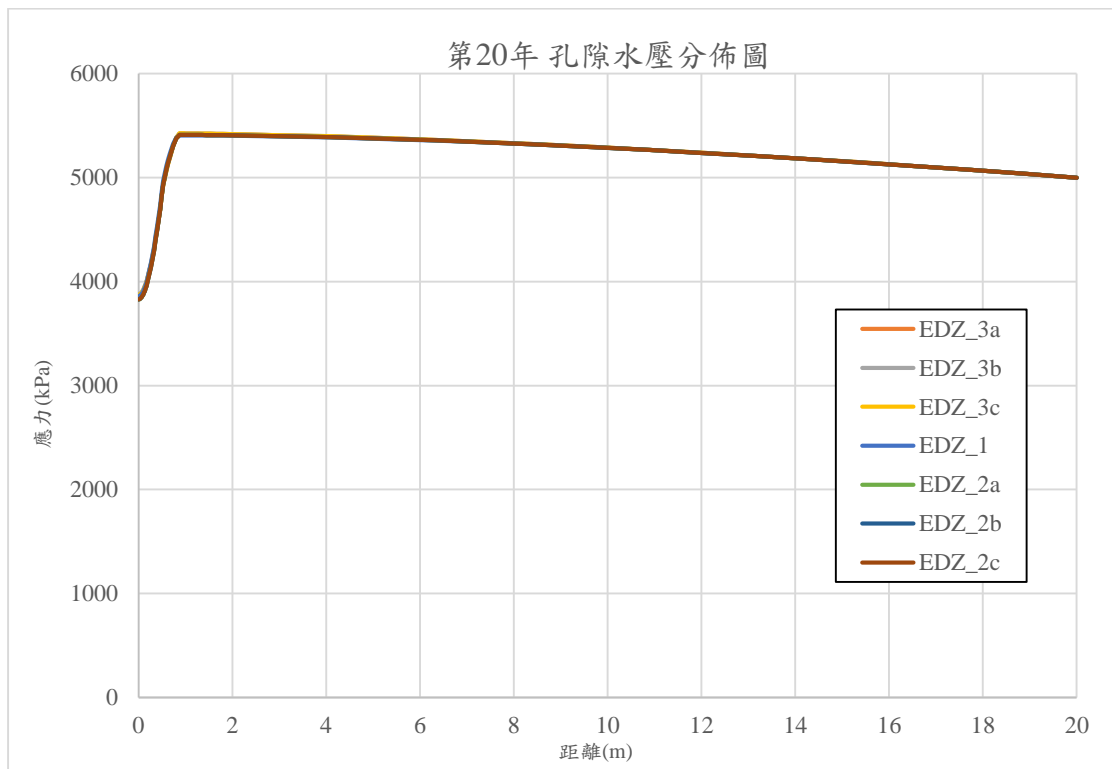


圖 5-20 第 20 年 擾動帶孔隙壓力分佈圖

## 第六章、深地層處置設施耦合分析關鍵議題及審查重點

### 6.1 前言

對於深層地質處置設施的設計必須要相當謹慎，因此，必須要制定所謂的安全標準進行審查評估，而在設計時必須要滿足相對應的標準，通常都是根據各項材料所擁有的材料特性訂定安全標準，而如果無法達到相對應的標準，多重障壁系統將會喪失原先的功效，所以建議深層地質處置設施審查重點的參考事項。

### 6.2 關鍵議題

有鑒於國外針對用過核子燃料最終處置計畫進行審查經過、審查要項、結果及關鍵技術等研究，我國需要進行普遍重視且已進行之國際合作計畫內容的資料蒐集及研發，並建立對處置設施多孔幾何配置的「等效熱傳導」及「等效熱-水力耦合」數值分析模型技術建立、相關案例評估及影響效應分析以及與國際相關案例運算結果之設計與安全規範，安全規範將參考文獻[9][10]之內容。

文獻[10]主要內容講述 Posiva 與 SKB 合作制定用過核子燃料處置場的長遠安全原則的設計準則，並於內文提及技術設計之要求、績效目標以及安全性之基礎。除此之外，文獻[10]會針對處置場所需人工材料部分進行設計以及安全規範進行更詳細的說明，其中包括用過核子燃料、銅罐、緩衝材料、回填材料以及封閉填充材料等，而其設計以及安全評估的內容包括設計尺寸、可承受的機械荷重、剪力強度、滲透性、水力傳導係數、膨脹係數、微生物特性以及熱傳導係數等等因素，以便對於深層地質處置場的建立以及其安全性有更多的保障。

以下是有關於進行深地層處置設施耦合分析的審查重點及參考事項，參考資料來源文獻[9]、[10]：

- (1) 為了保持膨潤土緩衝材料的化學性質以及其屏蔽效果，使其在處置場內有著長期的耐久性，緩衝材料溫度不可以超過攝氏 100 度。
- (2) 為了避免高放射性廢棄物產生的核廢液穿過緩衝材料，因此緩衝材料的乾密度 (dry density) 須大於  $1000 \text{ kg/m}^3$ 。
- (3) 緩衝材料應該要不透水使得地下水不會經由母岩進入處置孔內腐蝕金屬罐，亦或是核廢液不會穿透緩衝材料進入母岩，所以緩衝材料的水力

傳導係數須要小於  $10^{-12}$  m/s。

- (4) 為了防止廢棄物罐下陷 (sinking)，緩衝材料的膨脹應力須要大於 0.2 MPa。
- (5) 為了確保緩衝材料的均質性，緩衝材料的膨脹應力須要大於 1 MPa。
- (6) 緩衝材料必須要有能力限制微生物的活動，膨脹壓力須要大於 2 MPa。
- (7) 為了防止廢棄物罐受到母岩剪力負載危害，緩衝材料的密度須要大於  $2050 \text{ kg/m}^3$ 。
- (8) 為了要防止膠體 (colloid) 在回填材料中流動，回填材料的密度須要大於  $1650 \text{ kg/m}^3$ 。
- (9) 為了要防止核廢液在回填材料傳輸流動，回填材料的膨脹壓力須要超過 0.1 MPa (假設封閉且均值) 且水力傳導係數須要小於  $10^{-10}$  m/s。
- (10) 為了防止廢棄物罐受到外在壓力負載的危害，緩衝材料的膨脹壓力須要小於 10 MPa、溫度須要高於攝氏-2.5 度。
- (11) 為了保持緩衝材料在生命週期內可以保持一定的質量，緩衝材料與水接觸的陽離子當量  $\sum q[\text{Mq}^+] > 8 \times 10^{-3} \text{ mol/L}$ 。
- (12) 為了提供有利的水力以及傳輸狀態，應該要限制裂縫的滲透率 (transmissivity)。
- (13) 為了提供力學上的穩定情況，處置孔的剪力位移須要小於 0.1m。

### 6.3 建議審查重點及注意事項

對於數值分析相關之成果報告，建議應考慮下列重點：

- (1) 建議對使用數值模型之幾何條件、材料模型、邊界條件、等相關參數予以較詳細說明。
- (2) 建議說明模型中所採行參數之原因及其合理性。
- (3) 對平行驗證之分析成果建議詳細討論相符或相異之原因，並分析其成果延伸應用後之影響效應。

## 第七章、結論

本研究首先以數值分析法建立一初步之對照參考圖，並與瑞典 SKB 報告之結果進行驗證比對；其次，建構處置孔周圍間隙效應模擬分析之驗證技術；同時，就擾動帶問題進行數值驗證技術模型的建構與分析。此外，持續蒐集、綜整及分析國際合作研究資訊，對國際或國內階段成果報告耦合數值分析議題進行驗證及技術評析。各項研究結果綜合說明如下：

### 1. 瑞典 SKB 報告或其他國際評估有關溫度參數之平行驗證計算結果

- (1) 瑞典 SKB 之設計參考圖使用解析解建立，其假設並非完整；而本文與台電 SNFD 2017 報告皆以符合處置場幾何配置之模型進行有限元素模擬。
- (2) 本文依照瑞典 SKB 提供設計參考圖之條件，使用代表體積單元進行分析，由於與台電 SNFD 2017 報告整體模型尺寸不同且台電 SNFD 2017 報告邊界條件沒有完整說明，造成分析結果略有差異。

### 2. 間隙效應之完全耦合分析結果

- (1) 間隙效應之熱傳分析結果，間隙明顯的影響處置場內部之溫度變化，將熱能集中在廢棄物罐周圍，甚至會使處置場內最高溫超過設計標準之 100 °C。
- (2) 間隙效應之飽和度分析結果，間隙中的飽和水會直接被吸入緩衝材料中，使緩衝材料處置初期之飽和度上升，且使緩衝材料飽和再分配現象消失，同時讓處置場在飽和歷時之飽和度上升。
- (3) 間隙效應之應力分析結果，位在廢棄物罐與緩衝材料之間隙，有應力集中之現象。
- (4) 間隙效應之孔隙壓力分析結果，緩衝材料因為間隙飽和水的吸入，孔隙壓力上升，使緩衝材料吸力降低。

### 3. 開挖擾動帶完全耦合分析

- (1) 擾動帶熱傳分析之溫度結果，本文假設之擾動帶參數對於處置場內部溫度，不論是 1cm 或是 10cm 之擾動帶，對溫度分析之結果影響不大。

- (2) 擾動帶水-力分析之飽和度結果，擾動帶的產生會減少處置孔達到飽和的時間，然而 1cm 之擾動帶因為範圍太小，影響的範圍有限，而沒有太大的影響；10cm 擾動帶，則減少一年的達到飽和需求時間。
- (3) 擾動帶水-力分析之應力結果，擾動帶力學性質上有如彈簧，吸收部份之應力，使應力集中發生在擾動帶與母岩交界，有效降低緩衝材料受到之應力。
- (4) 擾動帶水-力分析之孔隙壓力分析結果，當地下水傳遞到擾動帶時，擾動帶會加速飽和水的吸入，減少處置場達到飽和之時間。

## 參考文獻

- [1] Erdem Toprak, Nadia Mokni, Sebastia Olivella, (2013) “Thermo-Hydro-Mechanical Modelling of Buffer Synthesis Report”, POSIVA 2012-47
- [2] Kiviranta, L., Kumpulainen, S. (2011). Quality Control and Characterization of Bentonite Materials. Posiva Working report 2011-84. Eurajoki. Finland.
- [3] Karnland, O., Olsson, S., Nilsson, U. (2006). Mineralogy and sealing properties of various bentonites and smectite-rich clay materials. SKB TR-06-30. Stockholm, Sweden.
- [4] Juvankoski, M., Jalonen, T., Ikonen, K. (2012). Buffer Production Line 2012 - Design, production and initial state of the buffer. Posiva Report 2012-17. Eurajoki. Finland.
- [5] Autio, J., Hassan, Md. M., Karttunen, P., Keto, P. (2012). Backfill design 2012. Posiva report 2012-15. Eurajoki. Finland.
- [6] Börgesson, L., Dixon, D., Gunnarsson, D., Hansen, J., Jonsson, E., Keto, P. (2009). Assessment of backfill design for KBS-3V repository. Posiva Working report 2009-115. Eurajoki. Finland.
- [7] 台灣電力公司，『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成果報告』，2013。
- [8] Svensk Kärnbränslehantering AB, “Model summary report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-51, 2010.
- [9] SKI, 「Review of SKB’s Work on Coupled THM Processes Within SR-CAN」, SKI Report 2008 : 08 (2008)。
- [10] SKB, 「Safe functions, performance targets and technical design requirements for a KBS-3V repository」, 2017。
- [11] Svensk Kärnbränslehantering AB, “Buffer, backfill and closure process report for the safety assessment SR-Site”, TR-10-47, 2010.
- [12] Jonny Rutqvist, Chin-Fu Tsang, “Review of SKB’s Work on Coupled THM Processes Within SR-Can”, SKI Report 2008:08, 2008.
- [13] SSM, “SR-Site Independent Modelling of Engineered Barrier Evolution and Coupled THMC: Contribution to the Initial Review Phase.”, SSM 2012:18
- [14] 台灣電力公司，『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(2)  
處置設計與工程技術」, 106 年 12 月, TPC-SNFD2017-TSR02。

- [15] SKB 『Strategy for thermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel』, R-09-04,(2009b)
- [16] 林泓安,「用過核子燃料最終處置場之熱傳導等效模型建立及參數分析」, 國立中央大學, 碩士論文, 105 年 6 月。
- [17] 郭力璋,「用過核子燃料最終處置場之熱傳導多處置孔模型建立與空間異質性分析」, 國立中央大學, 碩士論文, 106 年 6 月。
- [18] Lars-Erik Johannesson, Ola Kristensson, Mattias Åkesson, “Tests and simulations of THM processes relevant for the buffer installation”, P-14-22, 2014.
- [19] JNC, “H12-Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan”, Japan Nuclear Cycle Development Institute, 2000.
- [20] 鄭博昇,「台灣用過核燃料最終處置之參數影響分析」, 國立中央大學, 所碩士論文, 2014
- [21] Lennart Börgesson, and Jan Hernelind, “Coupled thermal-hydro-Mechanical calculations of the water saturation phase of a KBS-3 deposition hole”, SKB Technical Report 99-41, 1999.
- [22] Hökmark H, Lönnqvist M, Kristensson O, Sundberg J, Hellström G, 2009. Strategy for hermal dimensioning of the final repository for spent nuclear fuel. SKB R-09-04, Svensk ärnbränslehantering AB.
- [23] 謝馨輝,「核廢料地下處置之熱傳導及初步熱應變分析」, 國立中央大學, 碩士論文, 2003。
- [24] 吳佩蓉,「核廢料最終處置場依序耦合熱—水—力學分析之溫度與飽和度歷程變化」, 國立中央大學, 所碩士論文, 2009。

(此頁空白)



行政院原子能委員會放射性物料管理局

107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證  
技術建立

子項計畫三：高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變  
及處置環境模型實驗審驗技術研析

期末報告

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：鐘志忠

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：107FCMA003

中 華 民 國 一 〇 七 年 十 二 月

(此頁空白)

107 年用過核子燃料處置安全審驗及  
平行驗證技術建立

子項計畫三：高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變  
及處置環境模型實驗審驗技術研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：鐘志忠

研究期程：中華民國 107 年 2 月至 107 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾柒萬貳仟伍佰伍拾參元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

## 摘要

先進核能國家一致認同將用過核子燃料進行深層地質處置是目前解決高放射性廢棄物最可行的方法，而其用過核子燃料深層處置場之近場組成包括廢棄物包件、緩衝材料、回填材料等工程障壁，以及相鄰岩體。其中工程障壁材料如緩衝材料及回填材料屬於土石材料，其受水分入侵時之行為與所處環境溫度場相關。此外，由於各工程障壁元件皆緊密圍束於處置坑及連通隧道內，其力學行為亦受環境溫度及水分所影響，故對熱-水力-力學 (T-H-M) 耦合作用相關課題進行研究，其重點分成三個部份。第一部分為國外緩衝材料相關性質收集與彙整，主要針對 SKB 報告中對於潛變行為進行研析；第二部分為小型熱-水-力耦合試驗，透過試驗觀察緩衝材料之熱-水-力耦合試驗情形及利用現有參數建立數值模型，進行相互驗證，第三部分，透過建立潛變參數量測試驗(單向度壓密試驗及直接剪力試驗)之技術量測之緩衝材料之潛變參數，以及參考 SKB 報告並建立最終處置場潛變行為之數值模型並作為參數應用於其中，盼能有助於用過核子燃料最終處置計畫之工程障壁相關審查工作。

(此頁空白)

# 目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	v
表目錄.....	ix
第一章、緒論.....	1
1.1 研究動機.....	1
1.2 研究方法.....	2
1.3 研究目的.....	2
第二章、文獻回顧.....	3
2.1 最終處置場設計概念.....	3
2.2 SKB 研究報告.....	5
2.2.1 SKB-TR-99-32.....	5
2.2.2 SKB-TR-10-11.....	6
2.2.3 SKB-TR-87-29.....	10
2.3 韓國小型耦合試驗.....	11
第三章、熱-水-力耦合試驗及模擬分析.....	15
3.1 實驗材料、試體.....	16
3.2 實驗設備.....	18
3.3 實驗方法.....	20
3.3.1 小型熱-水-力耦合試驗建立.....	20
3.3.2 有限元素程式 ABAQUS 數值模擬.....	23
3.4 試驗結果.....	28
3.4.1 含水量-視介電常數-溫度三相圖建立.....	28
3.4.2 小型熱-水-力耦合試驗結果.....	31
3.4.3 有限元素程式 ABAQUS 數值模擬結果.....	47
3.4.4 熱-水-力耦合實驗與模擬相互驗證結果.....	56
第四章、潛變技術研析及模擬分析建立.....	61
4.1 實驗材料及參數計算.....	61

4.2 單向度壓密試驗設計.....	62
4.2.1 試體製作.....	62
4.2.2 試驗儀器.....	63
4.2.3 試驗規劃.....	63
4.3 直剪試驗設計.....	64
4.3.1 試體製作.....	64
4.3.2 試驗儀器.....	65
4.3.3 試驗流程規劃.....	67
4.4 潛變模型建立.....	68
4.4.1 力學行為參數.....	68
4.4.2 網格建立.....	71
4.4.3 初始條件.....	72
4.4.4 載重.....	74
4.4.5 邊界條件.....	74
4.5 實驗結果.....	76
4.5.1 單向度壓密試驗結果.....	76
4.5.2 直接剪力試驗結果.....	81
4.5.3 潛變模型模擬建立結果.....	90
第五章、結論與審查重點.....	97
5.1 結論.....	97
5.2 審查重點.....	98
參考文獻.....	99



## 圖目錄

圖 2.1 日本深地層處置場多重障壁概念圖.....	4
圖 2.2 MX-80 膨潤土 $\varepsilon_{cd0}$ and $D_r$ 關係圖.....	7
圖 2.3 MX-80 膨潤土隨著時間之潛變速率變化圖.....	7
圖 2.4 第 1 階段潛變行為變化.....	8
圖 2.5 第 2 階段數值模擬潛變變化.....	9
圖 2.6 KRS 處置系統配置圖.....	11
圖 2.7 試驗之模具及配置.....	12
圖 2.8 數值模擬之模型.....	13
圖 2.9 攝取水試驗與數值模擬結果對照.....	14
圖 3.1 SPV 200 膨潤土.....	16
圖 3.2 試體俯視示意圖(未按比例).....	17
圖 3.3 壓桿、分裂模內模組合圖.....	17
圖 3.4 TDR1500.....	18
圖 3.5 5RG58- A/U 同軸線.....	18
圖 3.6 真空凡士林.....	19
圖 3.7 溫度量測系統.....	19
圖 3.8 TDR 小型熱-水-力耦合試驗進水示意圖.....	20
圖 3.9 試體分層含水量計算概念.....	21
圖 3.10 分層含水量計算.....	22
圖 3.11 小型熱-水-力耦合模型網格建立.....	23
圖 3.12 BH 膨潤土於不同溫度下之土壤-水份特性曲線(莊宜芳, 2008).....	24
圖 3.13 乾密度 $1.5 \text{ g/cm}^3$ 視介電常數-溫度-含水量關係圖.....	28
圖 3.14 乾密度 $1.6 \text{ g/cm}^3$ 視介電常數-溫度-含水量關係圖.....	29
圖 3.15 不同乾密度之視介電常數-溫度-含水量關係圖.....	30
圖 3.16 TDR 感測器埋設配置圖.....	31
圖 3.17 試驗之恆溫水槽.....	32
圖 3.18 $40^\circ\text{C}$ 下初始乾密度 $1.4 \text{ g/cm}^3$ 體積含水量歷時曲線.....	33

圖 3. 19 40°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	33
圖 3. 20 40°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	34
圖 3. 21 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線 .....	35
圖 3. 22 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	36
圖 3. 23 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	36
圖 3. 24 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 試驗期間試體俯瞰圖 .....	37
圖 3. 25 25°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線 .....	38
圖 3. 26 25°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	38
圖 3. 27 25°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	39
圖 3. 28 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線 .....	40
圖 3. 29 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	41
圖 3. 30 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	41
圖 3. 31 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線 .....	42
圖 3. 32 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	43
圖 3. 33 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	43
圖 3. 34 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線 .....	44
圖 3. 35 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線 .....	45
圖 3. 36 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 試體拆卸剖面 .....	45
圖 3. 37 1.4 g/cm <sup>3</sup> 下 40°C試驗結束後之試體內部變化 .....	46
圖 3. 38 模擬乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下歷時含水量變化.....	48
圖 3. 39 模擬乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下歷時含水量變化.....	48
圖 3. 40 模擬乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下歷時含水量變化.....	49
圖 3. 41 膨潤土 60 秒自然吸水變化.....	49
圖 3. 42 模擬 7 天後乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下孔隙比.....	50
圖 3. 43 模擬 7 天後乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下孔隙比.....	51
圖 3. 44 模擬 7 天後乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下孔隙比.....	51
圖 3. 45 模擬初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化.....	52
圖 3. 46 模擬初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化.....	53
圖 3. 47 模擬初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化.....	53
圖 3. 48 模擬 7 天後乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下位移相對變化.....	54

圖 3.49 模擬 7 天後乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下位移相對變化.....	55
圖 3.50 模擬 7 天後乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 不同溫度下位移相對變化.....	55
圖 3.51 40°C 乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	56
圖 3.52 60°C 乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	57
圖 3.53 25°C 乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	57
圖 3.54 40°C 乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	58
圖 3.55 25°C 乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	58
圖 3.56 40°C 乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照 .....	59
圖 4.1 潛變速率與應力、時間相關圖.....	62
圖 4.2 膨潤土飽和試驗儀器.....	63
圖 4.3 單向度壓密試驗配置圖及儀器.....	63
圖 4.4 處置場關閉後及長期處置之應力參考數據圖.....	64
圖 4.5 剪力盒內部配置圖.....	64
圖 4.6 油壓試驗機.....	65
圖 4.7 量測高度及含水量示意圖.....	65
圖 4.8 直接剪力試驗機.....	66
圖 4.9 應變-時間關係圖 .....	66
圖 4.10 最終處置場之組件持水特性及水力傳導性(SKB TR-10-11).....	68
圖 4.11 潛變模型網格配置圖.....	71
圖 4.12 回填材料材料地壓應力設定圖.....	72
圖 4.13 緩衝材料材料地壓應力設定圖.....	73
圖 4.14 母岩地壓應力設定圖.....	73
圖 4.15 載重設定圖.....	74
圖 4.16 第 1 步驟邊界條件設定圖.....	75
圖 4.17 第 2 步驟邊界條件設定圖.....	75
圖 4.18 單向度壓密試驗試體高度變化圖.....	76
圖 4.19 單向度壓密試驗應變隨時間變化之關係圖.....	77
圖 4.20 單向度壓密試驗應變率隨時間變化之關係圖.....	77
圖 4.21 單向度壓密試驗正向應力與應變率關係圖.....	78
圖 4.22 單向度壓密試驗不同剪力與應變率關係圖.....	79

圖 4.23 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力與應變率關係.....	80
圖 4.24 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力與應變率關係.....	80
圖 4.25 SPV200 於乾密度 $1.6 \text{ kg/m}^3$ 下不同含水量之剪應力與水平位移關係....	81
圖 4.26 直剪試驗水平及垂直位移關係.....	82
圖 4.27 隨著時間變化之不同含水量水平位移變化.....	83
圖 4.28 SPV200 於不同乾密度下之剪應力與水平位移關係.....	84
圖 4.29 不同乾密度下直剪試驗之水平及垂直位移關係.....	85
圖 4.30 隨著時間變化之不同乾密度下水平位移變化.....	85
圖 4.31 直接剪力試驗應變與時間關係圖.....	86
圖 4.32 直接剪力試驗應變速率與時間關係圖.....	86
圖 4.33 直接剪力試驗應變率與時間關係圖.....	87
圖 4.34 直接剪力試驗不同剪力與應變率關係圖.....	88
圖 4.35 直接剪力試驗應變率與時間關係圖( $t_0=10000\text{s}$ ).....	89
圖 4.36 直接剪力試驗( $t_0=10000 \text{ s}$ )不同剪力與應變率關係圖.....	89
圖 4.37 垂直位移變化(m)初始狀態(左圖) 模擬 100000 年後(右圖).....	90
圖 4.38 垂直位移變化(m)之模擬 100000 年後(SKB).....	91
圖 4.39 處置罐因回脹及潛變隨著時間變化之位移變化.....	92
圖 4.40 處置罐因潛變隨著時間之位移變化(SKB).....	92
圖 4.41 緩衝材料與回填材料界面隨時間變化之潛變行為.....	93
圖 4.42 緩衝材料與回填材料界面隨時間變化之潛變行為(SKB).....	94
圖 4.43 回脹與壓密作用後之平均應力(左圖)和潛變行為後(右圖).....	95
圖 4.44 回脹與壓密作用後之平均應力(左圖)和潛變行為後(右圖)(SKB).....	96

## 表目錄

表 2.1 處置罐下沉預測計算結果 .....	6
表 2.2 SKB 潛變模擬邊界條件參數.....	8
表 2.3 乾密度 2.1 g/cm <sup>3</sup> 直接剪力試驗參數 .....	10
表 2.4 韓國試驗膨潤土成分表 .....	12
表 2.5 輸入之基本參數 .....	13
表 3.1 SPV 200 膨潤土成份分析表 .....	16
表 3.2 不同乾密度與溫度之水力傳導係數關係圖 .....	25
表 3.3 水力傳導係數影響倍率與飽和度關係 .....	26
表 3.4 應變與飽和度關係 .....	27
表 3.5 MX-80 膨潤土物理性質參數.....	27
表 3.6 40°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%) .....	34
表 3.7 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%) .....	37
表 3.8 25°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%) .....	39
表 3.9 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%) .....	42
表 3.10 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%) .....	44
表 3.11 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 分層重量含水量(%).....	46
表 3.12 乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算 .....	59
表 3.13 乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算 .....	60
表 3.14 乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算 .....	60
表 4.1 降伏函數.....	70
表 4.2 初始條件參數表.....	72
表 4.3 單向度壓密試驗時不同剪力下之應變率.....	79
表 4.4 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力之應變率 .....	81
表 4.5 不同含水量之實際剪切速率.....	83
表 4.6 不同乾密度下之位移與實際剪切速率.....	84
表 4.7 直接剪力試驗時不同剪力下之應變率.....	87
表 4.8 直接剪力試驗 10000s 時不同剪力之應變率 .....	88

(此頁空白)

# 第一章、緒論

## 1.1 研究動機

核電廠反應器產生之用過核子燃料具有高度放射性，其中部分核種壽命長達千年甚至到十萬年以上，而透過高放射性廢棄物作用所產生的衰變熱，長期形成一定範圍的溫度場效應，為不使放射性廢棄物影響到自然環境，高放射性廢棄物之管理方法多年來一直是國際間關注的焦點，而如何有效安全及長期處置高放射性廢棄物成為使用核能國家共同研究討論的環保議題。國際間目前一致採用「深層地質處置」的方式，以多重障壁的設計，將用過核子燃料埋置於地下數百公尺深的穩定地層中，利用廢棄物包件、工程障壁及周圍岩層等將廢棄物層層保護，使之與人類生活環境完全隔離。各核能發展先進之國家如瑞典、美國、中國等，均積極研究其相關的處置技術。

根據我國「放射性物料管理法施行細則」第4條中對於高放射性廢棄物定義，指用過核子燃料或經過再處理所產生之萃取殘餘物，但現有高放射性廢棄物處理上並未經過再處理之程序，因此高放射性廢棄物即是用過核子燃料。針對用過核子燃料之最終處置場建置，對放射性核廢料管理策略以技術、安全、經濟、政治、人文社會及自然環境等六大因素規劃近、中、長程計畫，近程採用廠內燃料池貯存；中程則進行乾式貯存；長程以最終處置作為我國之管理策略。

深地層處置設施中，其影響範圍依廢棄物衰變熱與放射性影響區域分為近場、遠場、生物圈，當中以近場受到的影響最大，近場包括廢棄物的處置孔或隧洞內之緩衝材料、回填材料、開挖擾動區及外圍接觸的母岩；未受到衰變熱及放射性影響的區域部分稱為遠場或地質圈，而人類與其他生命有機體居住的環境則稱為生物圈。

高放射性廢棄物深地層處置場的近場與遠場演化程序，主要受到四大因素所影響，包含熱學(Thermal, T)、水力(Hydraulic, H)、力學(Mechanical, M)、化學(Chemical, C)，簡稱為T-H-M-C耦合效應，其中單一因素或複雜的耦合交互作用進而影響最終處置場之預期功能。因此，雖然國際間對於處置場之研究設計相關研究甚多，但考慮各國的處置環境不同，難以將國外研究成果直接應用，故建立符合國內適合的環境與最終處置場耦合影響過程的研究，具有不可替代的必要性。

## 1.2 研究方法

近場 T-H-M-C 效應對於處置場的完整功能性具有相當重要性，然而目前各國對於此四項耦合效應的試驗尚未發展完善，因其中化學效應參與反應的因子及條件極為複雜，難以在短時間內有效理解，因此各國間透過相互合作關係，多先針對熱-水-力效應進行實驗，並利用數值模擬對實驗室獲得之數據做相互驗證，而國內尚在起步階段，目前均集中致力於 T-H-M 耦合效應的實驗及數值模擬。另外本子計畫將建立緩衝材料潛變參數量測技術，探討緩衝材料在處置場關閉後，受到處置罐自重及回填材料重量，甚至地下水入侵等影響，使緩衝材料產生位移變形行為。

本子計畫擬定透過實驗室之物理模型試驗，以膨潤土為研究材料，建立 T-H-M 小型耦合模型，以模擬深地層處置地下水環境下緩衝材料相關性質，針對緩衝材料配置不同狀態實驗以模擬現實處置場現況，及建立潛變模型量測技術，探討緩衝材料在受到重量及回脹壓力(M)影響變化情形，以取得適合國內相關參數，作為有限元素分析之重要參數，供未來國內處置計畫細部設計之參考依據。

## 1.3 研究目的

本子計畫首先將透過文獻回顧，以掌握目前國際間用過核子燃料深層地質處置之工程障壁設計及材料特性要求，同時針對各國材料特性及其於 T-H-M 耦合作用下之行為加以分析整理，供國內深地層最終處置緩衝材料考量，部分資料並可提供其他子計畫有限元素模型分析參考運用。

為探討緩衝材料受地下水入侵至逐漸飽和情形，對處置場之之影響，本子計畫將 106 年計畫執行的小型熱-水(T-H)耦合試驗加以延伸為熱-水-力(T-H-M)耦合試驗進行探討，透過改變實驗模式以較符合於現實處置情況，如先受熱後進水，並建立有限元素模型，與實驗進行比較並驗證；本子計畫今年建立潛變參數量測技術，瞭解緩衝材料受重量及回脹壓力(M)影響產生位移變形行為，此實驗獲得之參數將用於未來設計參考之重要依據，同時參考 SKB 研究報告中關於潛變行為之數值模擬，建立其數值模擬模型，所量測之數據將應用於模型中。



## 第二章、文獻回顧

### 2.1 最終處置場設計概念

針對用過核子燃料(高放射性廢棄物)，深地層處置為國際間核能先進國家對放射性廢棄物最終管理較推崇之方式，依照影響範圍之環境分為近場、遠場、生物圈，其近場(near field)包含廢棄物處置坑室、隧洞、緩衝區與回填區、開挖擾動區及周圍接觸母岩，此部分皆為用過核子燃料衰變熱與輻射影響所及區域；遠場(far field)或地質圈(geosphere)則為處置區域外圍未受衰變熱與輻射侵擾的基岩部分；生物圈(biosphere)為人類與其他生命有機體居住之環境稱之。

日本深地層處置場多重障壁概念圖如圖 2.1 所示，其設計理念為選取足夠體積且完整的岩體，於適當之深度鑽鑿坑道，將固化處理後之放射性廢棄物，利用廢棄物包件、緩衝材料、回填材料及周圍岩層等組成多重障壁系統(multi-barrier system)，於高放射性廢棄物四周加以圍阻，構成近場的一部份。其功能以阻絕、延遲放射性廢棄物外釋或影響地下環境，達到將放射性廢棄物永久隔離生物圈之目的。在用過核子燃料經中期貯存 30~40 年後，將用過核子燃料裝填於內部鑄鐵外部銅殼之廢棄物罐，藉以提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物體，也可防止核種外釋至自然環境中。接著將廢棄物罐運送至處置場址，利用豎井輸送至地下至少 300 公尺或更深處已開挖好的岩體處置坑中，在將廢棄物罐嵌入前，處置坑內事先已襯填夯實的膨潤土塊(處置坑底部)與膨潤土圈(環繞於廢棄物罐周圍)，嵌入廢棄物罐後再利用膨潤土塊填滿處置坑。此項介於處置基岩與廢棄物罐間之系統稱之為緩衝材料(buffer)，具有防止侵蝕性物質直接侵蝕廢棄物罐，以及減緩廢棄物罐內核種釋出等功能，在設計使用年限內，確保廢棄物與外部環境完全隔離。當處置工作完成後，工作坑道與豎井將會利用膨潤土與碎石混合料填充，以維持處置場的穩定性。



圖 2.1 日本深地層處置場多重障壁概念圖

## 2.2 SKB 研究報告

關於緩衝材料的潛變行為是指定符合環境安全標準的最終處置場設計，緩衝材料位在處置罐和母岩之間作為機械和化學力之間的保護層。而膨潤土作為緩衝材料需要維持其功能至少 10 萬年。緩衝材料必須保持處置罐在物理上穩定，避免位移而對其產生損壞，使具有放射性之核種釋放出來，發生條件不僅由處置罐本身的重量而且由外力引起的位移及如在相對較低的覆土壓力下，處置罐可能會沉澱，導致處置罐下方的緩衝材料發生潛變行為。

而本研究於此節針對 SKB 報告書中，回顧緩衝材料之潛變行為，及透過試驗取得潛變方程式之參數，利用此參數應用於有限元素程式 ABAQUS，模擬處置場經長期處置期間，處置罐重量對於緩衝材料之潛變行為變化，對處置場近場環境之影響，作為實際處置情況之依據。

### 2.2.1 SKB-TR-99-32

為探討緩衝材料在處置場關閉後，受到處置罐自重及回填材料重量影響，使緩衝材料產生位移變形行為，本研究根據 SKB 研究報告 TR99-32 指出用於表示潛變行為之黏土參數為 A、B 及  $t_0$ ，其公式定義如下式，而此方程式對於大部分黏土針對於長期潛變的行為下有良好的表示：

$$\gamma = B \ln(t + t_0) + A \quad (\text{式 2.1})$$

其中  $\gamma$  = 角應變

A = 常數

B = 倒剪係數〔高值表示低剪係數和其僵硬行為〕

$t_0$  = 潛變開始之初始時間

於報告中其中一個模擬案例，假設處置罐及緩衝材料之間及緩衝材料與母岩之間有滑動情形，並遵循其下式方程式，乘上一距處置罐距離 h，可以預測處置罐於 100 萬年之後，位於處置罐下方之 0.5 m 膨潤土之應變，結果於下表 2.1 顯示。

$$\gamma = \frac{\text{Shear stress}}{\text{Shear Stress (experimental)}} [B \ln(t + t_0) + A] \quad (\text{式 2.2})$$

$$\delta = h * \left[ \frac{\text{Shear stress}}{\text{Shear Stress (experimental)}} [B \ln(t + t_0) + A] \right] \quad (\text{式 2.3})$$

表 2.1 處置罐下沉預測計算結果(SKB-TR-99-32)

t (years)	t (seconds)	$\Delta_{av}(m)$	$\Delta_{av}(mm)$
1	31536000	3.584E-04	0.358
10	315360000	4.256E-04	0.426
100	3.154E+09	4.929E-04	0.493
1000	3.154E+10	5.602E-04	0.560
10000	3.154E+11	6.275E-04	0.627
100000	3.154E+12	6.947E-04	0.695
1000000	3.154E+13	7.620E-04	0.762

### 2.2.2 SKB-TR-10-11

此報告根據 SKB-TR-95 潛變理論，並利用其潛變速率之方程式進行有限元素建模，其方程式如下式：

$$\dot{\epsilon}_{cdt} = \dot{\epsilon}_{cd0} \cdot e^{\alpha D_r} \cdot e^{-\alpha D_{r0}} \cdot \left[ \frac{t}{t_0} \right]^{-n} \quad (\text{式 2.4})$$

$\dot{\epsilon}_{cdt}$  = 在任何時間上之偏向潛變速率

$\dot{\epsilon}_{cd0}$  = 在  $t = 0$  時之偏向潛變

$t$  = 時間

$t_0$  = 參考時間

$e$  = 設定之土壤孔隙比 (2.7183)

$D_r$  = 剪力強度  $(\sigma_1 - \sigma_3) / (\sigma_1 - \sigma_3)_f$

$(\sigma_1 - \sigma_3)$  = 偏應力

$(\sigma_1 - \sigma_3)_f$  = 失敗時偏應力

$D_{r0}$  = 參考剪力強度

$\alpha$  =  $\dot{\epsilon}_{cd0}$  與  $D_r$  之關係曲線圖，取其斜率，如圖 2.2

$n$  =  $\dot{\epsilon}_{cdt}$  與  $t$  之間關係圖，取其斜率，如圖 2.3

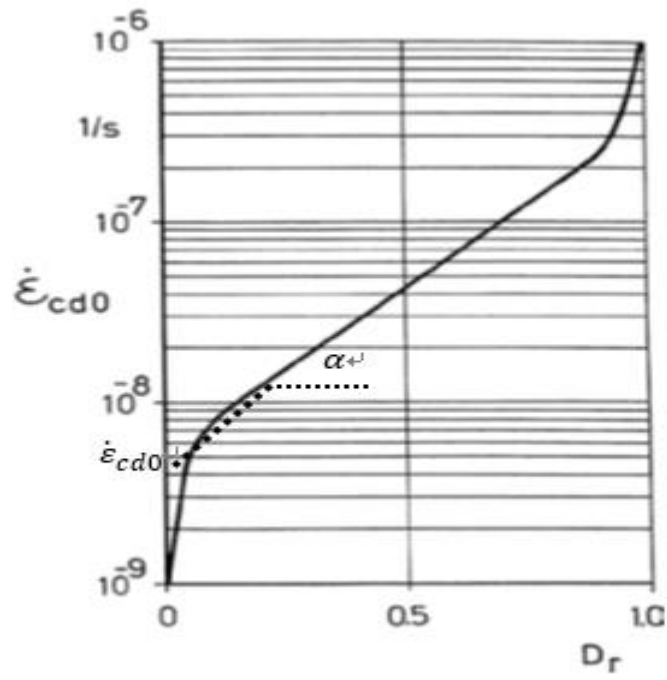


圖 2.2 MX-80 膨潤土  $\dot{\epsilon}_{cd0}$  and  $D_r$  關係圖(SKB-TR-99-32)

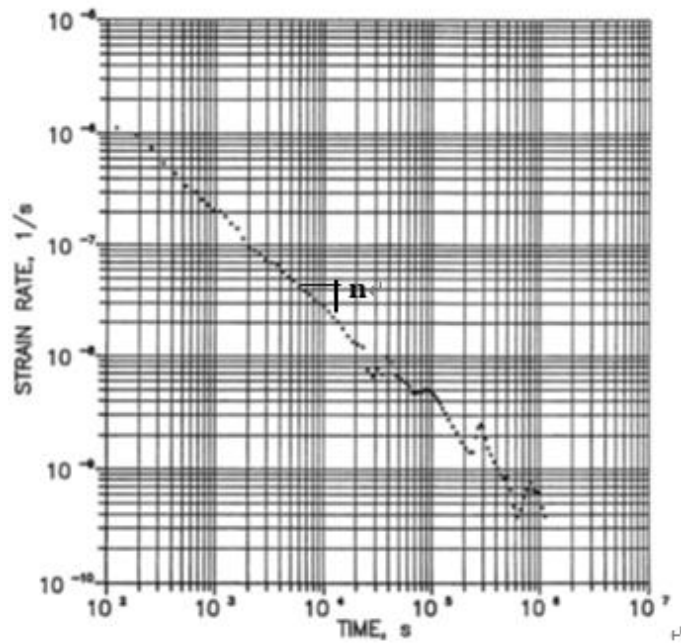


圖 2.3 MX-80 膨潤土隨著時間之潛變速率變化圖(SKB-TR-99-32)

SKB 對於不同情況，即設定不同邊界條件參數進行模擬計算，假設膨潤土飽和密度為  $\rho_m = 2.01 \text{ g/cm}^3$ ，回脹壓力  $p = 7,000 \text{ kPa}$ ，楊氏係數  $E = 33,000 \text{ kPa}$ ，模擬計算分為 2 種階段，其他邊界條件參數如表 2.2，第 1 種階段為壓密作用，僅因處置罐自重造成緩衝材料之潛變行為，設定岩石及回填材料邊界上都是固定的；在第 2 階段，考量岩石與回填材料之間的相互作用，並模擬可能受海水入侵使膨潤土飽和回脹行為。由 SKB 報告模擬結果顯示(Case 1)第一階段未加入回填材料計算，數據結果顯示出處置罐因自重影響下沉 2.2 cm，圖 2.4 表示經模擬後，因潛變所產生網格的位移、變形變化。

表 2.2 SKB 潛變模擬邊界條件參數(SKB-TR-99-32)

Calculation No	Void ratio e	Density at saturation $\rho_m$ (kg/m <sup>3</sup> )	Swelling pressure p (kPa)	Mises' stress at failure $q_f$ (kPa)	Young's modulus E (kPa)
1 (base case)	0.76	2,010	7,000	2,238	33,000
2	0.87	1,950	3,500	1,312	16,500
3	0.99	1,890	1,750	770	8,250
4	1.13	1,840	875	451	4,125

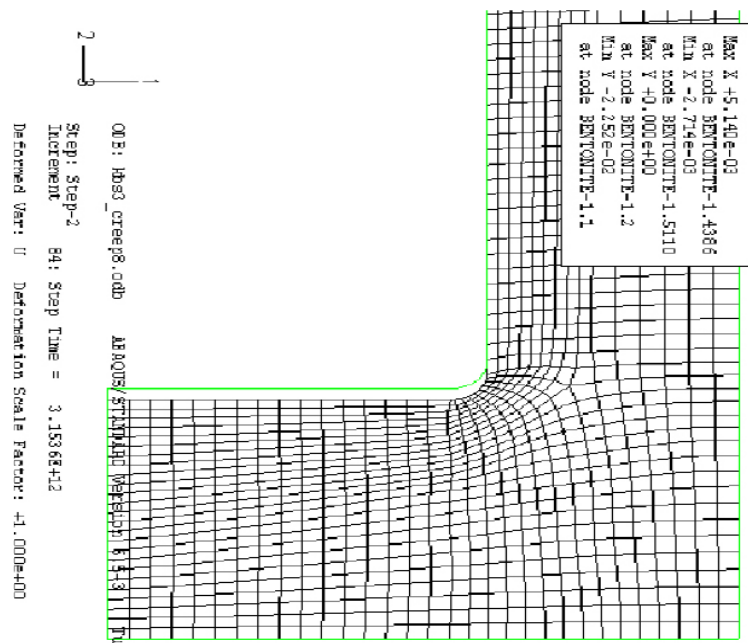


圖 2.4 第 1 階段潛變行為變化(SKB-TR-99-32)

在第 2 種形式中，加入了回填材料及岩石邊界互制條件，預測緩衝材料之潛變行為達 10 萬年，發現因緩衝材料的回脹潛能下，處置罐上方之緩衝材料潛變量最為顯著，如圖 2.5 所示。

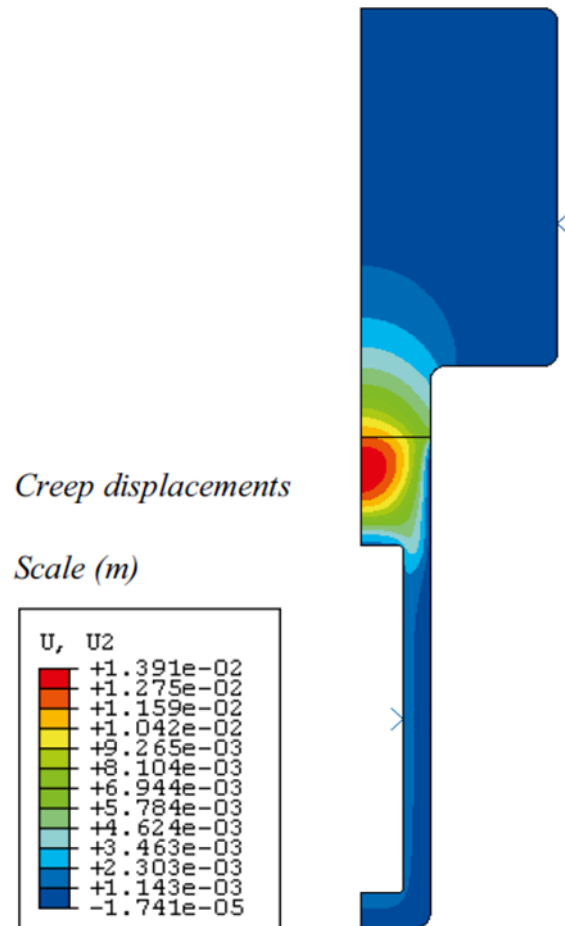


圖 2.5 第 2 階段數值模擬潛變變化(SKB-TR-99-32)

### 2.2.3 SKB-TR-87-29

報告中使用之膨潤土為 MX-80 膨潤土，乾密度為 2.1 g/cm<sup>3</sup>，進行直接剪切試驗研究膨潤土之潛變行為，並以蒸餾水及 3.5% CaCl<sub>2</sub> 溶液進行試驗，其試驗結果及參數擷取表示於下表 2.3。研究指出在高鹽度溶液中，粘土之  $t_0$  值較高，表示在施加载重的情況下，初始之微觀結構改變及有較低的土壤黏度。

表 2.3 乾密度 2.1 g/cm<sup>3</sup> 直接剪力試驗參數(SKB-TR-87-29)

Clay	Shear stress $\tau$ , MPa	Dr	A*	B*	$t_0$
Distilled water (shear strength 2.4 MPa)	1.07	0.45	-13.8	3.7	1075
	1.34	0.56	-22.7	6.7	612
	1.60	0.67	-48.7	11.2	453
	1.87	0.78	-111.6	22.4	468
3.5% CaCl <sub>2</sub> solution (shear strength 2.9 MPa)	1.07	0.37	-20.8	3.8	5168
	1.60	0.55	-20.7	4.7	1615
	2.14	0.73	-114.1	17.8	1641
	2.41	0.83	-262.5	36.2	2492
	2.67	0.92	-	915	10500



## 2.3 韓國小型耦合試驗

### 1. 韓國最終處置場系統概念

韓國原子能研究所(KAERI)於 2006 年提出最終處置設計概念(簡稱 KRS)，類似與 SKB KBS-3V 設計概念，該設計以花崗岩岩層作為處置時之母岩，並於地下深 500 公尺埋置處置罐，其處置場分為 3 個部分，分別為處置區域、受控之區域及不受控之區域，其中處置區域包含處置孔及處置隧道，不受控之區域為處置場以外之遠場環境，如圖 2.6 並以國內生產之鈣型膨潤土作為緩衝材料，設計乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$ ，導熱率約為  $1 \text{ W/m}^\circ\text{C}$ ，且設計之厚度為 50 cm，用以盡量減少放射性核種釋放速率。而此小節將回顧 Lee.etl, (2010)，對於緩衝材料小型耦合試驗及數值模擬研究。

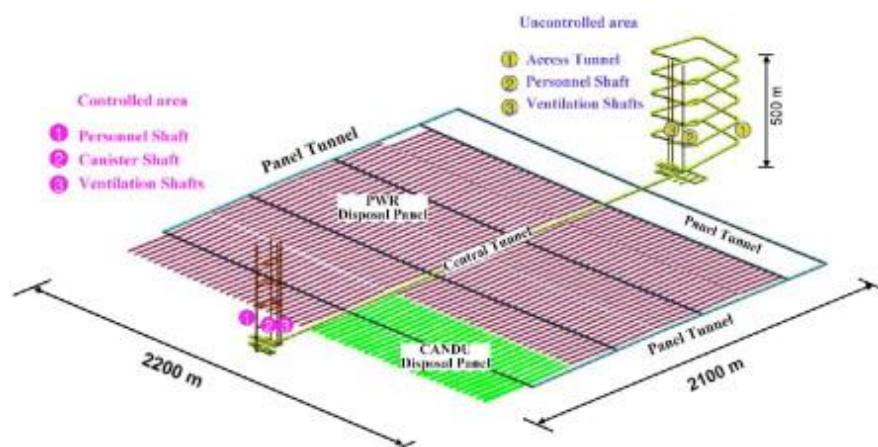


圖 2.6 KRS 處置系統配置圖

## 2. 試驗之膨潤土

使用 Jinmyeong mine, Kyeongju, Korea 生產之膨潤土，並在 110°C 下乾燥，且通過標準篩#200 號，主要成分為蒙托石(70%)、長石(29%)及少量石英，其化學成分如表 2.4，以鈣離子為主要交換離子，屬鈣型膨潤土。

表 2.4 韓國試驗膨潤土成分表

成分	SiO <sub>2</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	CaO	MgO	K <sub>2</sub> O	FeO	SO <sub>3</sub>	TiO <sub>2</sub>
含量(%)	56.8	20.0	6.0	2.6	0.8	1.3	0.2	1.3	0.8

## 3. 攝取水試驗

試驗模具採直徑 3 cm、高 3 cm 之圓柱試體，乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 並在中心挖孔用以放置濕度感測器，圖 2.7 試驗之模具及配置，完成組裝後放置恆溫水槽中進水，分別試驗不同天數後拆卸試體並進烘箱烘乾 24 小時。

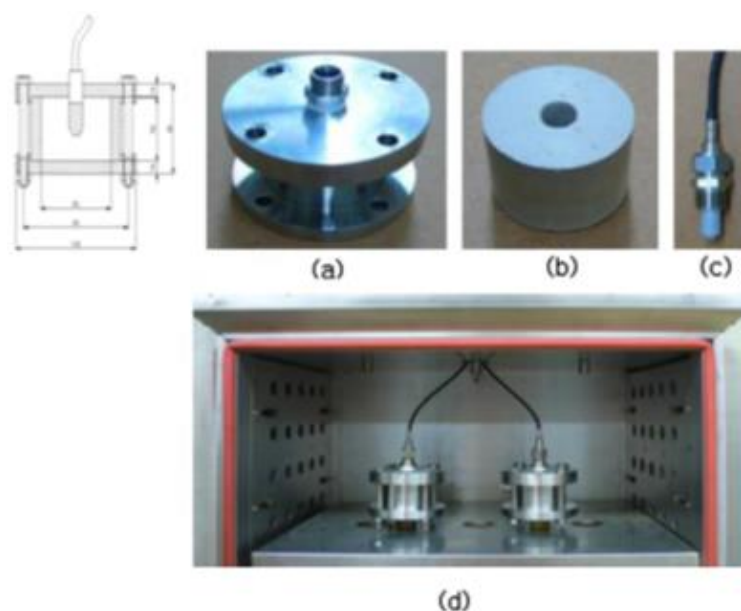


圖 2.7 試驗之模具及配置

#### 4. 有限元素模擬

此試驗採有限元素程式 ABAQUS，利用水-力耦合模型進行，並透過膨潤土之基本試驗，得到基本參數應用於數值模型上，其參數如表 2.5，建立一 2-D 圓形模型模擬未飽和之壓實緩衝材料受水入侵吸水之行為，如圖 2.8。

表 2.5 ABAQUS 輸入之基本參數

Input parameters and their values used for the model calculation.

Parameters	Value	Unit	Remarks
Young's modulus	590	MPa	
Poisson's ratio (-)	0.18	-	
Friction angle	37	Degree	
Cohesion	1	MPa	
Permeability, $K$	-	-	
- For $e = 0.61$	$8.9 \times 10^{-14}$	m/s	
- For $e = 0.71$	$2.3 \times 10^{-13}$	m/s	
- For $e = 0.83$	$5.8 \times 10^{-13}$	m/s	
Permeability (unsaturated), $K_p = (S_r)^\delta K$ $-\delta$	3	-	$S_r$ : degree of saturation
Suction versus degree of saturation	Refer to the suction curves of Fig. 5		
Moisture swelling relation	Refer to Fig. 11		$MS = \log(1 + \Delta\varepsilon_v)$

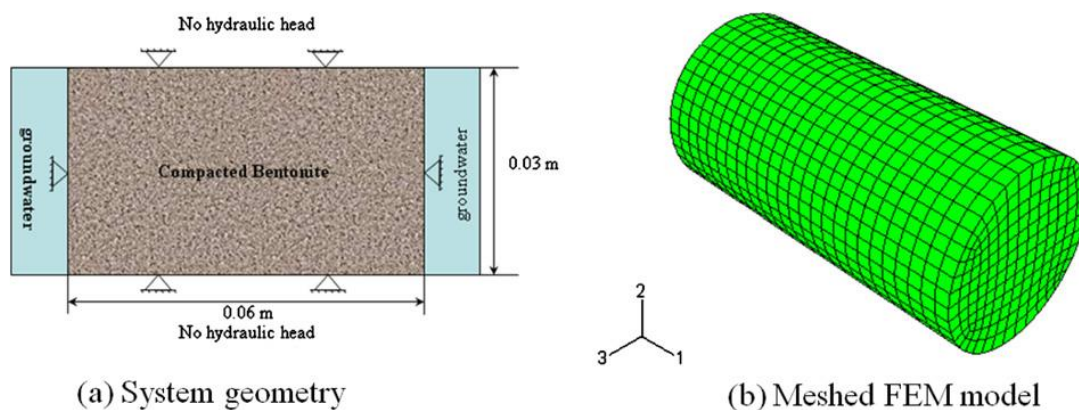


圖 2.8 ABAQUS 數值模擬之模型

## 5. 試驗結果

攝取水試驗與數值模擬相互參照之結果非常相似，如圖 2.9，皆為從進水口向試體內部並隨著時間逐漸飽和，唯獨在攝取水實驗中量測到進水口含水量偏高，原因來自在接口接觸地方有水分殘留，造成量測到較高含水量，總結上，數值模擬能有效模擬緩衝材料吸水之含水量變化趨勢。

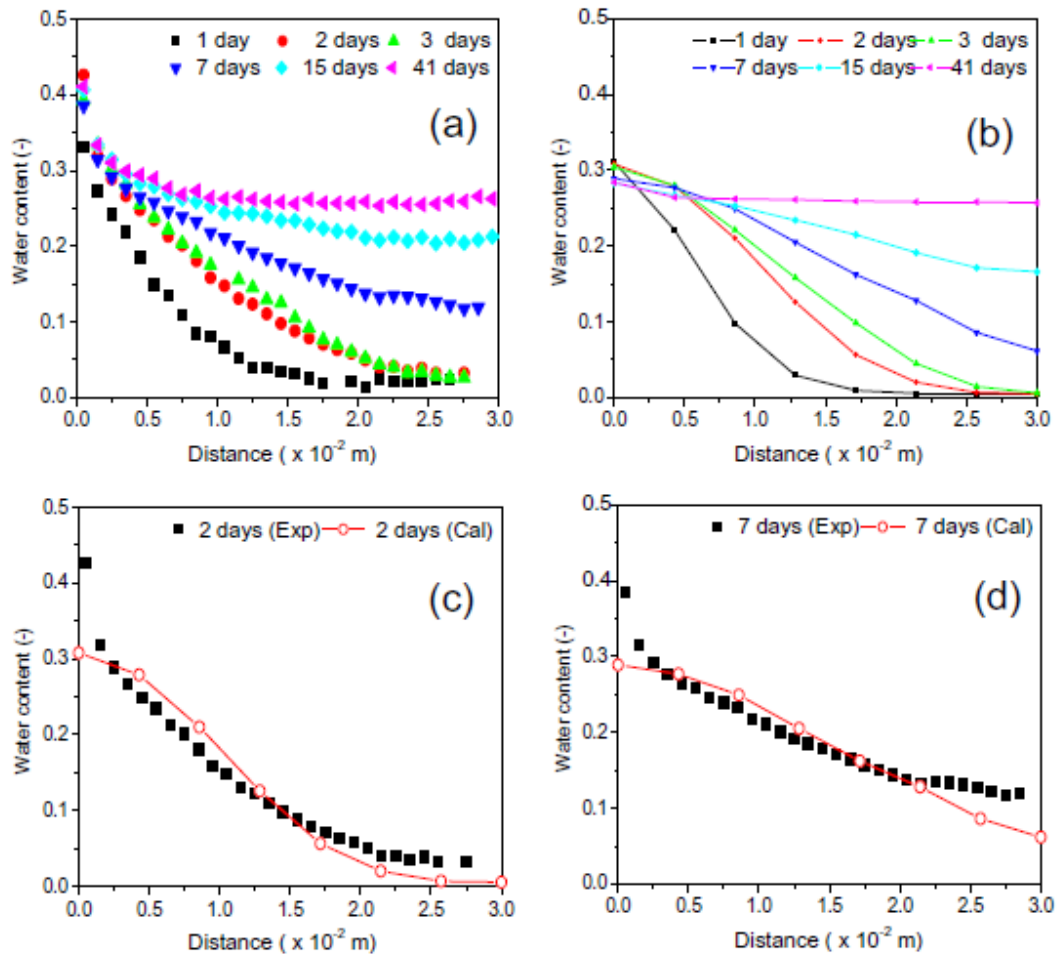


圖 2.9 攝取水試驗與數值模擬結果對照

### 第三章、熱-水-力耦合試驗及模擬分析

由於用過核子燃料處置場在將廢料罐埋放至處置孔之前，會將處置孔內的地下水抽乾，使之整個環境為一乾燥的狀態，此時初期之含水量為緩衝材料自然體積含水量，然而在處置開始，經歷數百年之後，處置場近場環境周圍之地下水開始回注至緩衝材料，使緩衝材料含水量逐漸增加並趨於飽和，而在國際間核能發展先進之國家均積極進行大型實驗室實驗及現地實驗，透過實驗獲取良好的經驗及數據，並搭配數值模擬用以驗證其實驗結果，均有良好成果。但由於我國尚處於起步階段，現階段以小型試驗開始，透過建立小型熱-水-力耦合模型，模擬緩衝材料在受到地下水入侵，並監測觀察其緩衝材料內部之熱-水-力耦合情形，收集實驗參數。

在 106 年度計畫中所執行的小型熱-水(T-H)耦合試驗，係透過時域反射法 (Time Domain Reflectometry, TDR) 系統，藉由搭配建立之含水量-介電常數-溫度三相圖，並改良 TDR 量測系統，完成在不同溫度場環境下〔25°C、40°C、60°C〕之分層含水量歷時變化，量測之數據與將試體拆卸後至烘箱烘乾之含水量結果相當一致。

而本項研究將 106 年度計畫延伸，以不同模式進行小型熱-水-力耦合試驗，先將緩衝材料加熱，當達到設定溫度後，隨後開始進水，觀察其熱-水-力耦合情形，此模式較符合於現實情況，緩衝材料先受到用過核子燃料所產生之衰變熱，使緩衝材料持續加熱乾燥，隨後受到地下水開始入侵。另外，試驗不同乾密度(1.5 g/cm<sup>3</sup>、1.6 g/cm<sup>3</sup>)之小型耦合試驗，觀察其耦合情形，並建立該乾密度之三相圖，換算其體積含水量歷時變化，同時為驗證試驗之結果，將利用有限元素程式 ABAQUS，搭配現有之實驗參數，建立一模型模擬小型熱-水-力耦合試驗並相互驗證，未來藉此能透過數值模擬試驗來進行長時間之模擬。

### 3.1 實驗材料、試體

#### 1. 實驗材料

本研究所使用為美國懷俄明州所生產之膨潤土(Volclay Bentonite SPV)，由 BlackHill 公司所開採生產，簡稱 SPV200 膨潤土，如圖 3.1 所示。而 SPV200 膨潤土的可交換陽離子以  $\text{Na}^+$  為主，屬於鈉型膨潤土，組成以蒙脫石、長石、黑雲母及石膏等礦物，其中蒙脫石含量約 90 %。詳細規格如表 3.1：



圖 3.1 SPV 200 膨潤土

表 3.1 SPV 200 膨潤土成份分析表

Elemental Analysis	SiO <sub>2</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	MgO	CaO	LOI	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	FeO	Na <sub>2</sub> O	Trace
%	63.02	3.25	2.67	0.65	5.64	21.08	0.35	2.57	0.72

#### 2. 實驗試體

採用分裂模之觀念設計，並在外圍利用圓形不鏽鋼圈(外束環)加以束制，以達到使兩半圓柱土體密合的效果。經由土體間隙測試及耦合回脹測試，結果發現分裂外模不僅可以使兩土體中間達到近乎無間隙，同時也發揮了良好的束制效果。

圖 3.2 為設計模具之俯視分配圖。而本研究先採用乾密度  $1.4 \text{ g/cm}^3$  作為實驗之試體。

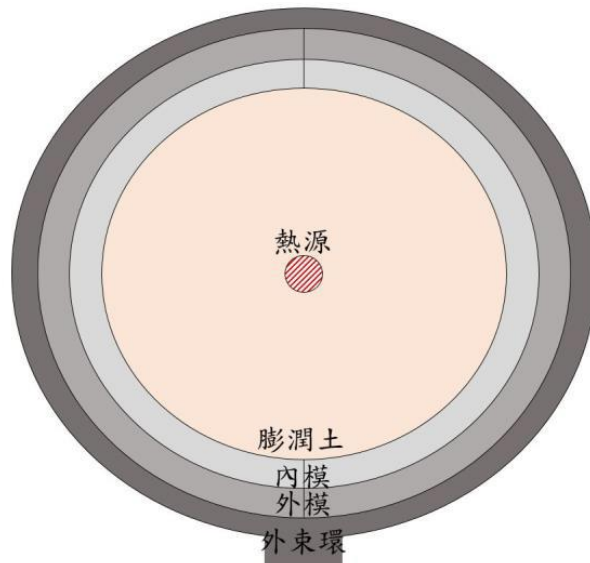


圖 3.2 試體俯視示意圖(未按比例)

將秤好所需設計之乾密度的膨潤土重量放入組合好的分裂模具中，如圖 3.3 所示，將壓桿放置在土樣上，隨後使用萬能試驗機以靜壓夯實方式壓製，最後兩個半圓模組成高 10 cm，半徑 5 cm 的圓柱試體。



圖 3.3 壓桿、分裂模內模組合圖

## 3.2 實驗設備

### 1. TDR1500

由德國公司 SYMPULS 製造，如圖 3.4，頻寬為 1.5 GHz，測量時間軸之範圍為 -50 ps ~ 20  $\mu$ s，最快擷取時距(Sampling time interval)為 10 ps，設計上接口為 USB，可直接與電腦連接進行控制與監測作業。



圖 3.4 TDR1500

### 2. RG58 同軸線(Radio Guide-58)

為 50 $\Omega$  同軸電纜線，其使用型號為 RG-58 A/U，以細銅線捲繞在一起當中央導線，如圖 3.5，由外至內部結構為包覆體(PVC)、外部導體(軟銅線網)、遮蔽層(鋁箔)、絕緣體(LDPE)、中心導線(軟銅線)。其性能適用溫度可達 90 $^{\circ}$ C，標稱阻抗為 50 $\Omega$ ，使用頻率最高可達 1GHz。



圖 3.5 RG58- A/U 同軸線



### 3. 真空凡士林

為確保浸水試驗之水源由底部進入，因此使用真空凡士林將可能進入水的地方塗上真空凡士林，又稱矽油脂膏，如圖 3.6。採用道康寧(Dow Corning)，其顏色為白色透明，適用溫度為-40 至 204°C，可耐酸鹼與水，常用於化學加工、實驗設備、管路系統上做為防漏劑與潤滑劑。



圖 3.6 真空凡士林

### 4. 溫度量測系統

將熱電偶埋於試體中，透過量測系統量測整個試體之即時溫度，圖 3.7。



圖 3.7 溫度量測系統

### 3.3 實驗方法

#### 3.3.1 小型熱-水-力耦合試驗建立

利用時域反射法 TDR 進行監測及探查之方法。其原理由脈衝電磁波製造器產生脈衝電磁波進入一同軸電纜，沿著同軸電纜傳播脈衝電磁波到感測器中，並進入待測物體，利用電磁波進入試體之阻抗不連續，所量測繪製之波型圖計算介電常數換算其含水量。將組合完成的模具並於中間埋設所需量測深度之 TDR 感測器，以下方進水的方式進行試驗，其實驗配置如圖 3.8 所示。

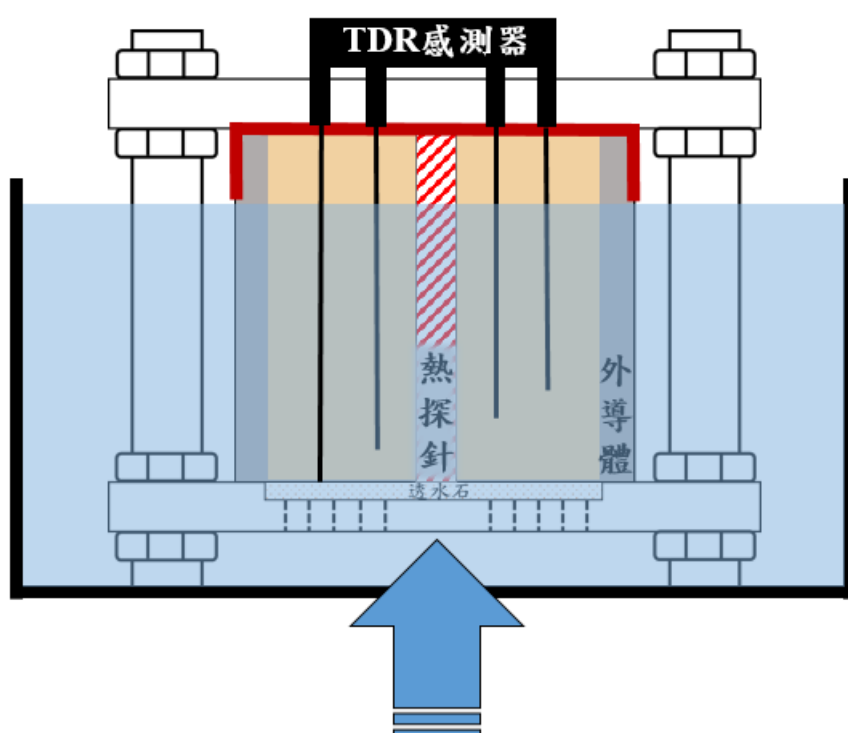


圖 3.8 TDR 小型熱-水-力耦合試驗進水示意圖

使用 TDR 系統進行體積含水量監測，目的為了解緩衝材料之體積含水量歷時變化，並進一步得出分層含水量之歷時體積含水量變化，實際試體尺寸如圖 3.9 所示。

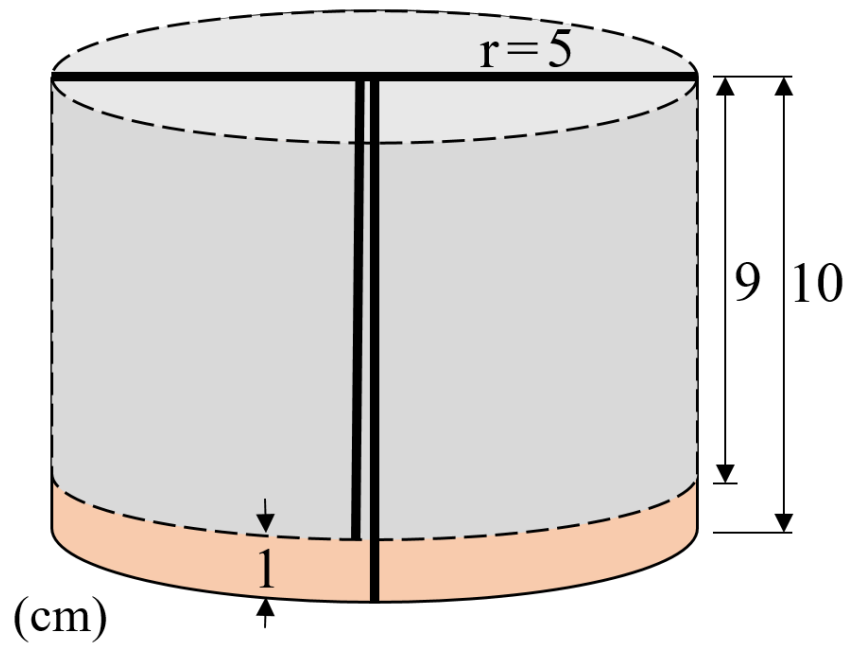


圖 3.9 試體分層含水量計算概念

藉由 TDR 感測器不同深度(9、10 cm)與固定半徑  $r$  為 5 cm，分別計算出體積，即為平均體積含水量。而分層含水量係將兩體積之平均體積含水量相減即為如圖 3.10 之 1 cm 之分層含水量，詳細如式 3.1。

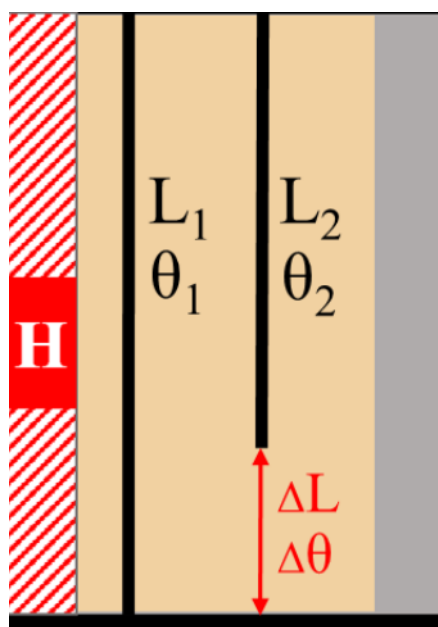


圖 3.10 分層含水量計算

$$L_1\theta_1 = L_2\theta_2 + \Delta L\Delta\theta$$

$$\rightarrow \Delta\theta = (L_1\theta_1 - L_2\theta_2) / \Delta L \quad (\text{式 3.1})$$

$L_1$ 、 $L_2$ ：兩不同深度之感測器， $L_1 > L_2$  (m)。

$\theta_1$ 、 $\theta_2$ ：由  $L_1$ 、 $L_2$  求得之體積含水量(%)。

$\Delta L$ ： $L_1$ 、 $L_2$  相互深度差(m)。

$\Delta\theta$ ： $\Delta L$  深度之體積含水量(%)。

再者將上述之體積概念簡化，扣除共有之半徑  $r$ ，因此可簡化推導為感測器深度與含水量關係。由兩條不同感測器深度  $L_1$ 、 $L_2$ ，其分別測得各體積下之平均體積含水量  $\theta_1$ 、 $\theta_2$ ，目的求得  $\Delta L$  下之  $\Delta\theta$ ，即為分層含水量，而相互關係表示於公式，經由移項後可得  $\Delta L$  下之  $\Delta\theta$ 。

### 3.3.2 有限元素程式 ABAQUS 數值模擬

#### 1. 元素網格、邊界條件建立

為驗證緩衝材料分層含水量之監測結果，使用有限元素分析程式 ABAQUS 進行進水模擬分析，設定試體體積固定，上下左右四邊皆為束制情形，當水分由底部進入時，允許試體因吸水回脹後產生上下位移。並在模型底部施加一為 0 之孔隙水壓，模擬試體底部與水接觸情形，建立高 10cm，直徑 5cm 之一維軸對稱模型，在網格設置中，建立 25\*50 之元素網格，如圖 3.11 小型熱-水-力耦合模型網格建立。模擬膨潤土吸水後試體內部由底部 0 cm 至頂部 10 cm 之試體細微膨脹位移及飽和度變化情形，試體初始乾密度  $1.4 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.5 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.6 \text{ g/cm}^3$ ，對應初始飽和度，初始試體溫度分別以  $25 \text{ }^\circ\text{C}$ 、 $40 \text{ }^\circ\text{C}$ 、 $60 \text{ }^\circ\text{C}$  三個不同系統由試體下方進水。

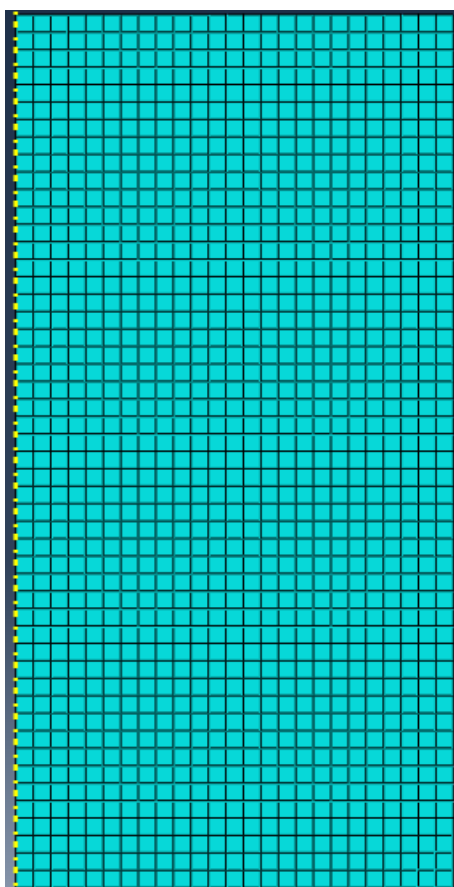


圖 3.11 小型熱-水-力耦合模型網格建立

## 2. 參數設定

### (1) 土壤-水分特性曲線

描述緩衝材料在未飽和的狀態下，飽和度與吸力之關係曲線，且在不同溫度的影響下，根據毛細管理論，當土壤孔隙水份減少，水與空氣介面上之曲率半徑變小，導致毛細壓力變大。在相同吸力狀態下，土壤含水量會隨溫度越高而減少，換言之，相同含水量下，土壤吸力隨溫度升高而降低，顯示溫度會影響土壤的持水能力，而本研究將採用莊宜芳(2008)所推估之土壤-水分特性曲線進行參數設定，如圖 3.12。

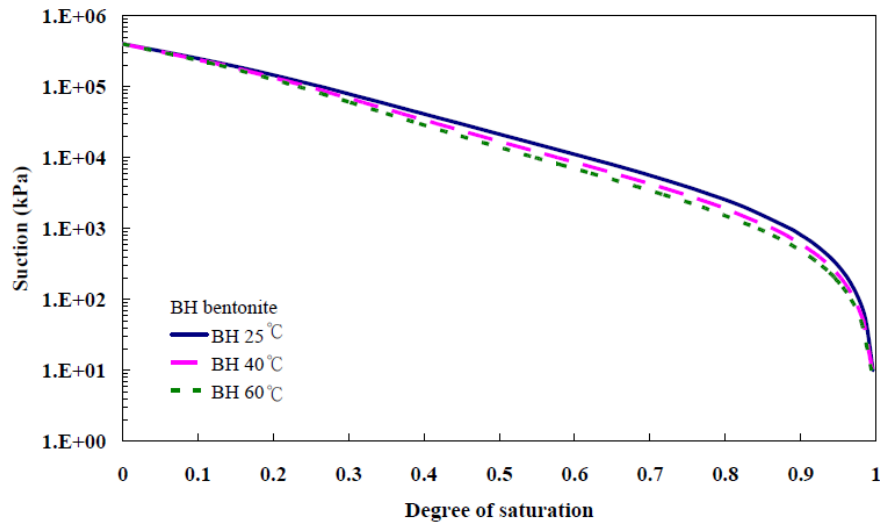


圖 3.12 BH 膨潤土於不同溫度下之土壤-水份特性曲線(莊宜芳，2008)

## (2) 滲透係數

滲透係數又稱為水力傳導係數，其定義上為孔隙比之函數，本研究使用李冠宏(2016)於室溫 25°C 不同乾密度下(1.5 g/cm<sup>3</sup>、1.6 g/cm<sup>3</sup> 及 1.7 g/cm<sup>3</sup>)之 SPV200 膨潤土水力傳導係數作為參數之設定。隨著溫度的升高，在假設只有流體性質受溫度影響，會因水的黏度變化促使水力傳導係數增加，使膨潤土在 80°C 的水力傳導係數為 20°C 時的 3 倍(Cho et al., 1999)。故參考 SPV200 膨潤土水力傳導係數進行於不同溫度之水力傳導係數推估，如表 3.2：

表 3.2 不同乾密度與溫度之水力傳導係數關係圖

乾密度(g/cm <sup>3</sup> )	溫度			
	20°C	40°C	60°C	80°C
1.5	1.98E-11	2.67E-11	3.99E-11	5.94E-11
1.6	1.22E-11	1.65E-11	2.46E-11	3.66E-11
1.7	7.81E-12	1.06E-11	1.57E-11	2.34E-11

## (3) 未飽和滲透係數

土壤之滲透係數一般定義為在土壤完全飽和之水力傳導性質，若土壤處於未飽和狀態時，水力傳導性能將會低於完全飽和時之土壤，且飽和度越低，水力傳導度將會越低，為簡化其關係，Borgesson (1999) 提出一公式表示水力傳導係數於飽和與未飽和之間的關係，如式 3.2，而本研究將參考 SKB 報告與第二章回顧之韓國報告中所選用之  $\delta=3$  進行模擬，其影響倍率( $K_s$ )與飽和度關係如下表 3.3：

$$K_p = (S_r)^\delta * K \quad (\text{式 3.2})$$

其中：

$\delta$ =係數，通常為 3~10

K=完全飽和時水力傳導係數

$K_p$ =未飽和時水力傳導係數

$S_r$ =飽和度

表 3.3 水力傳導係數影響倍率與飽和度關係

K <sub>s</sub>	S <sub>r</sub>
0.3684	0.05
0.4642	0.1
0.5313	0.15
0.5848	0.2
0.6300	0.25
0.6694	0.3
0.7047	0.35
0.7368	0.4
0.7663	0.45
0.7937	0.5
0.8193	0.55
0.8434	0.6
0.8662	0.65
0.8879	0.7
0.9086	0.75
0.9283	0.8
0.9473	0.85
0.9655	0.9
0.9830	0.95
1.0000	1

#### (4) 水分回脹參數

在 T-H-M 耦合試驗中，關於 M 之描敘為膨潤土自身回脹特性所產生回脹壓力之力學效應，造成膨潤土膨脹產生體積上的改變，而水分回脹是指體積應變的改變量相對於飽和度的函數，體積應變量和飽和度關係如表 3.4，由於在 ABAQUS 中在分析未飽合狀態時，有效應力的計算存在缺陷，因此可透過水分回脹參數來進行修正。



表 3.4 應變與飽和度關係

應變	Sr
-0.2	0
-0.01	0.1
0.02	0.2
0.03	0.3
0.02	0.4
0.01	0.5
0	0.6
-0.02	0.7
-0.03	0.8
-0.04	0.88
-0.06	0.94
-0.11	0.97
-0.24	0.99
-0.81	1

(5) 其他物理性質參數值

參照 SKB(Borgesson, 1999)報告中所提及之有關 MX-80 膨潤土材料參數值，如表 3.5：

表 3.5 MX-80 膨潤土物理性質參數

比重	2.67
楊氏係數(kPa)	3E4
柏松比	0.4
熱膨脹係數(1/°C)	1E-5
水體積模數	2.1E6
土壤顆粒體積模數	2.3E8

### 3.4 試驗結果

#### 3.4.1 含水量-視介電常數-溫度三相圖建立

本研究以體積含水量之關係為基礎，使用初始含水量 11% 進行不同體積含水量的調配，去年度計畫為  $1.4 \text{ g/cm}^3$  含水量-視介電常數-溫度三相圖建立，而今年度延續其計畫，並新增  $1.5 \text{ g/cm}^3$  及  $1.6 \text{ g/cm}^3$  之含水量-視介電常數-溫度三相圖建立，以利試驗不同初始乾密度之 T-H-M 小型耦合試驗。

透過試驗在不同溫度之加熱試驗，圖為乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  視介電常數與溫度之關係圖，在不同初始含水量的情況下，隨著溫度的提高，較高含水量下的試體，因導電度的提升，所量測出的視介電常數上升情形相較於較低之初始含水量量測之視介電常數來得迅速，並利用 Matlab 演算程式將視介電常數-溫度-含水量之關係繪製成圖，如圖 3.13。

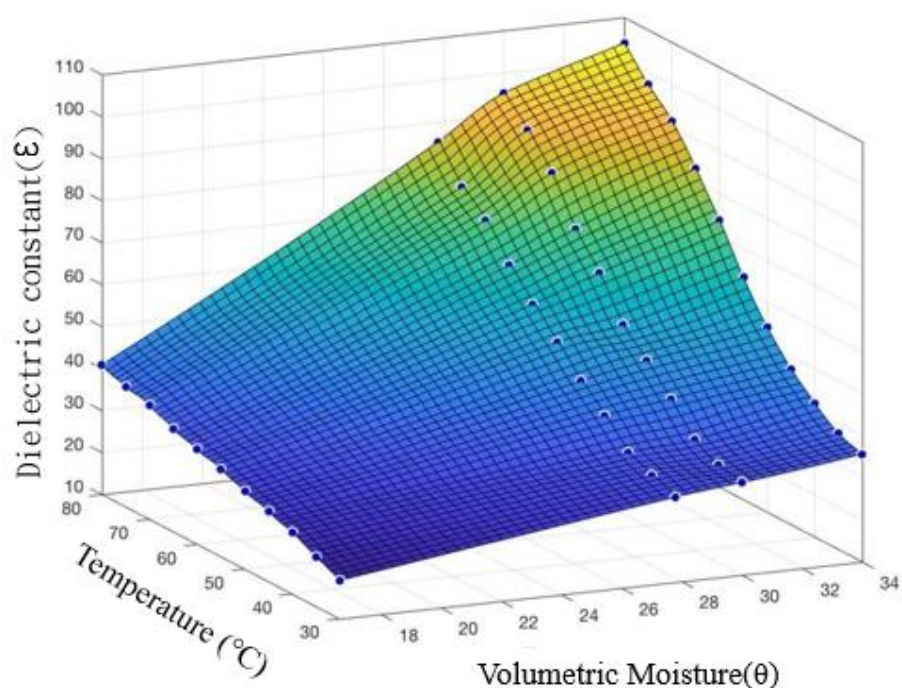


圖 3.13 乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  視介電常數-溫度-含水量關係圖

同樣的，試驗乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  之試體，整體趨勢與乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  相似，將介電常數與溫度之關係並繪製成視介電常數-溫度-含水量之三相圖，如圖 3.14 可以發現都在高溫度及高含水量的狀態下，有著較高的視介電常數，而且高於水在常溫下視介電常數 81。

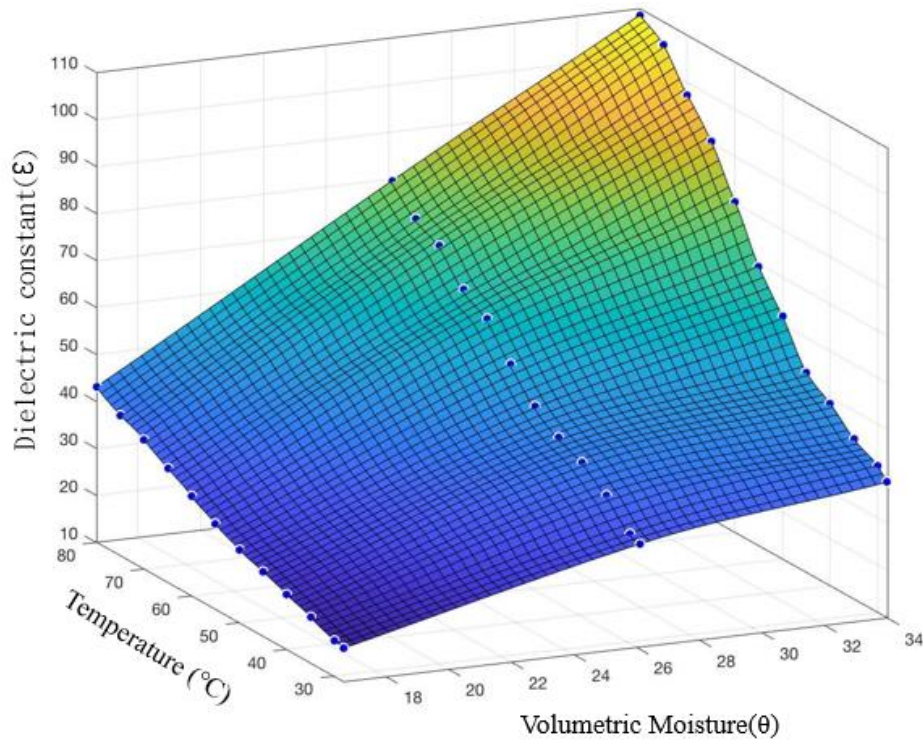


圖 3.14 乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  視介電常數-溫度-含水量關係圖

經由建立出乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  及乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  之視介電常數-溫度-含水量關係圖三相圖試驗結果，並與去年度計畫所建立  $1.4 \text{ g/cm}^3$  之三相圖透過 Matlab 演算程式加以合併對照，如圖 3.15，可以發現雖不同乾密度之三相圖圖形相似，但因在固定體積下及乾密度上的不同，使整體體積含水量不同，造成量測出膨潤土介電常數的差異；從後方檢視，越高溫情況下，不同乾密度之間視介電常數差距越大，由下圖顯示三相圖依序往下乾密度為  $1.4 \text{ g/cm}^3$  至  $1.6 \text{ g/cm}^3$ 。

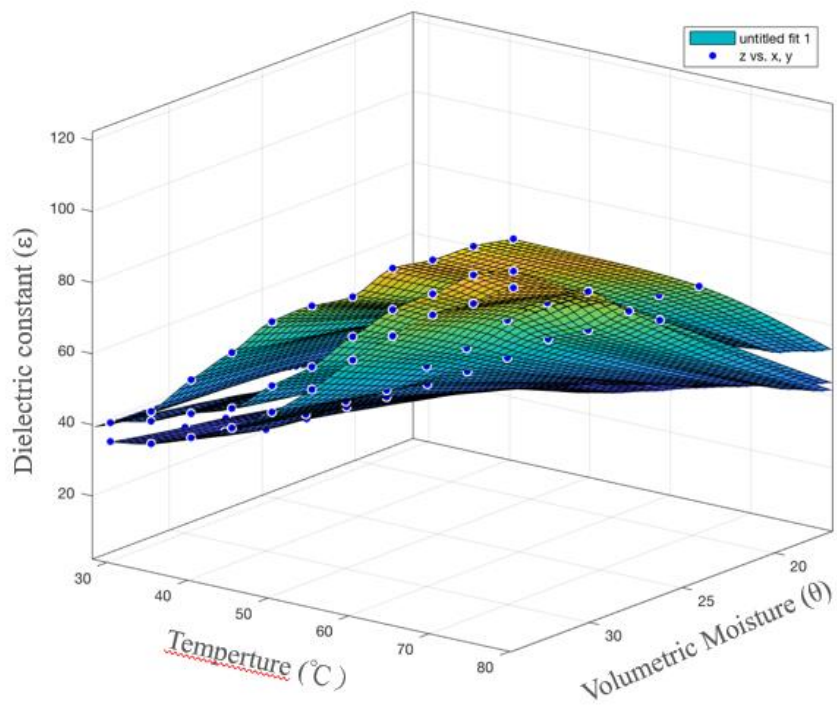
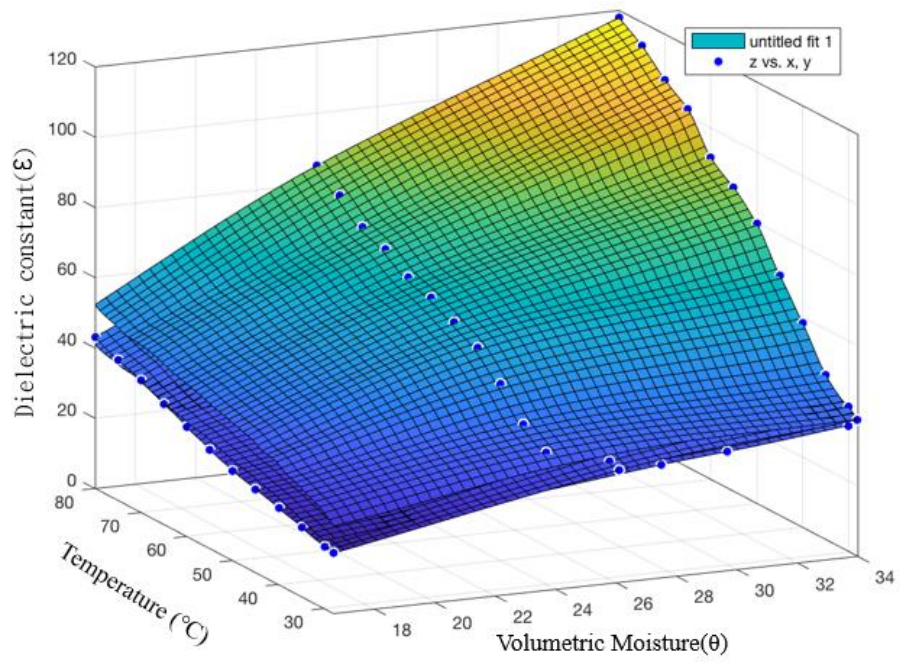


圖 3.15 不同乾密度之視介電常數-溫度-含水量關係圖

### 3.4.2 小型熱-水-力耦合試驗結果

試體壓製完成後，將所需埋設分層解析度 1 cm 之 TDR 感測器（感測器長度分別為 8cm、9cm 及 10cm），如圖 3.16 所示，並將熱電偶固定至試體中央，隨後將模具組裝，外圍以外束環束制，將其放置到固定模具基座上，上蓋後將螺絲拴緊，並將底部之進水口封住，將整組試體放置於恆溫水槽中，如圖 3.17 所示。試驗初始注水至與膨潤土試體同高，之後同時將恆溫水槽與 TDR 系統開啟並開始試驗，至膨潤土試體達設定之試驗溫度且平衡後將進水口開放。

TDR 系統使用多工器以每 3 小時自動記錄 TDR 波型至實驗結束，並輔以 matlab 程式進行波形抓點，計算視介電常數  $K_a$ ，利用含水量-視介電常數-溫度三相圖，換算出對應之體積含水量後，搭配分層體積含水量公式進行解析度 1 cm 之分層含水量計算，實驗結束後將試體拆卸以觀察試體浸水狀況，分層刮取試體至於 90 °C 烘箱內烘乾 24 小時，再以秤重方式計算試體重量含水量，以驗證所測得之歷時分層含水量。

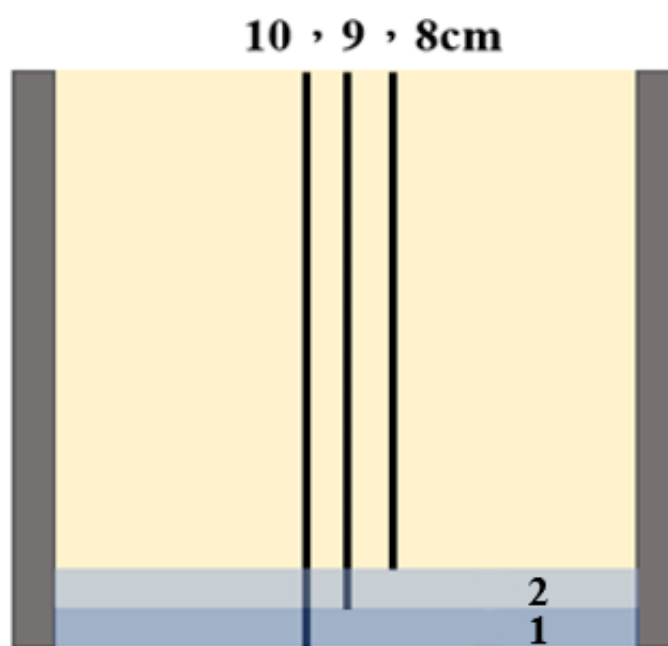


圖 3.16 TDR 感測器埋設配置圖



圖 3.17 試驗之恆溫水槽

## 1. 初始乾密度 $1.4 \text{ g/cm}^3$ 小型耦合試驗

### (1) $40^\circ\text{C}$ 溫度系統

將試體置於  $40^\circ\text{C}$  之恆溫水槽中升溫，並於浸水前先將進水口封閉再放置到恆溫水槽中，待達到設定之  $40^\circ\text{C}$  溫度後開啟進水口，透過時域反射儀 TDR 監測系統，並利用去年度計畫所建立之乾密度  $1.4 \text{ g/cm}^3$  視介電常數-溫度-含水量三相圖計算各 TDR 深度之平均體積含水量並繪製如圖 3.18，變化範圍從初始體積含水量 14% 逐漸提升到 22.9%(8 cm) 及 31.6%(10 cm)，接著利用分層體積含水量計算公式，繪製分層體積含水量歷時曲線，如圖 3.19，於在進水初期水分入侵使含水量迅速提高，並透過分層含水量計算公式，得到第 1 層體積含水量為 44.4% 和第 2 層體積水含水量為 29.2%。

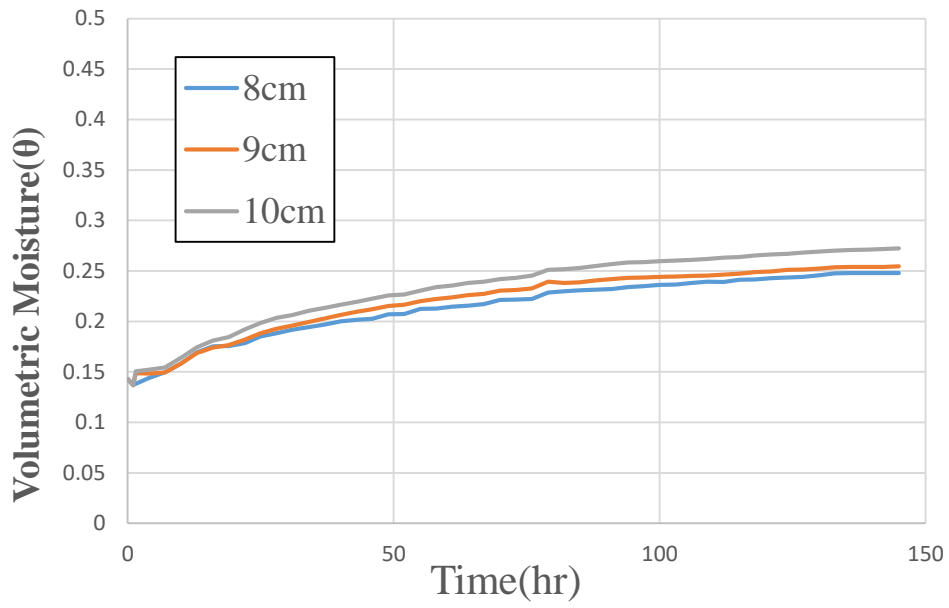


圖 3.18 40°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線

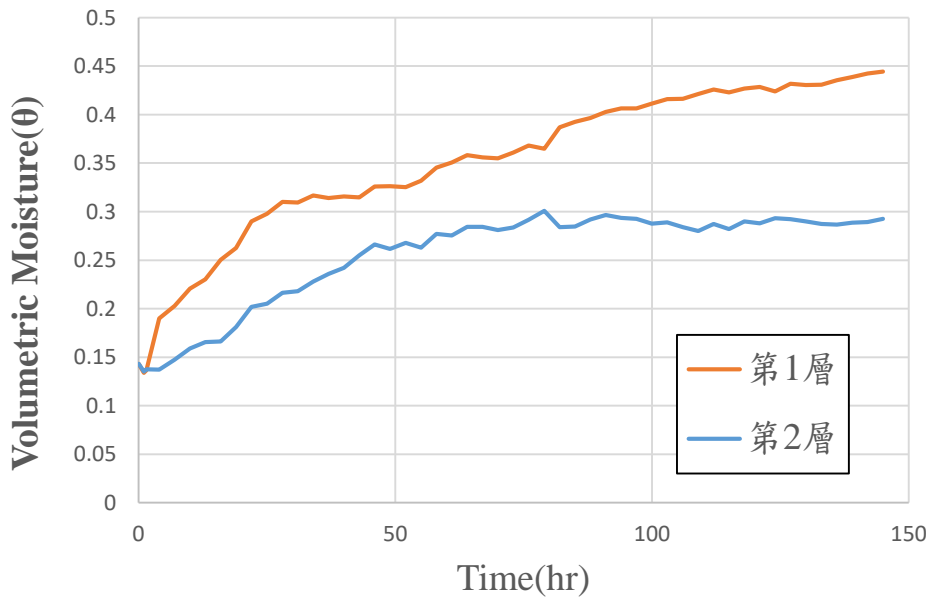


圖 3.19 40°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線

試驗結束後將試體進行拆卸，觀察到底部約 1.5 cm 處有明顯較深顏色表示水分的入侵，且呈現 U 字型，原因來自模具與膨潤土之間之毛細現象，使水沿著之間向上入侵。如圖 3.20，隨後將拆卸後試體刮取底部 1、2 層之膨潤土且分為內外兩圈至 90°C 烘箱烘乾 24hr，量測各分層之重量含水量，經秤重後試體各分層量測之重量含水量如表 3.6，外圈量測到之重量含水量高於內圈重量含水量，並經由計算第 1 層重量含水量為 28.3%，第 2 層為 23.5%。

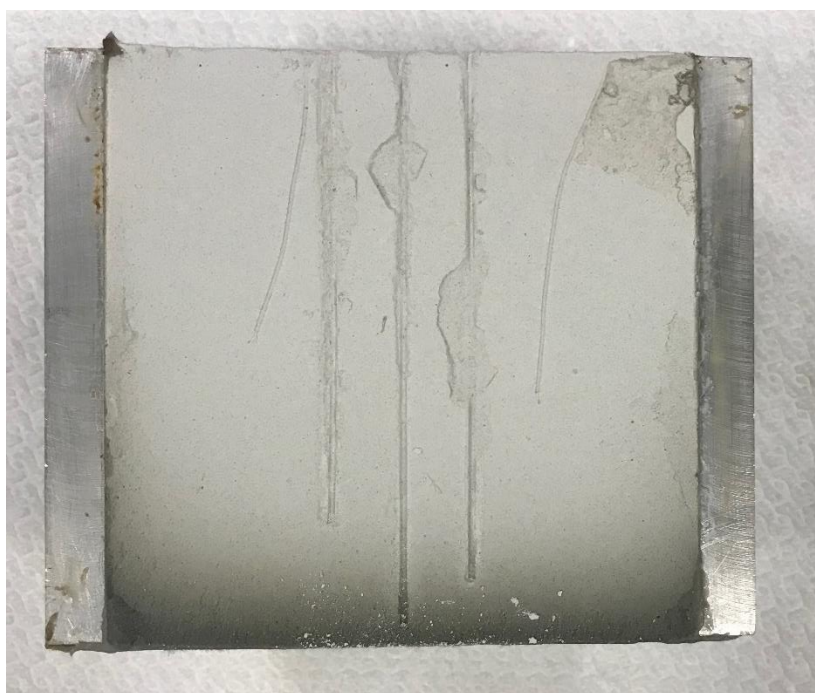


圖 3.20 40°C 下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 試體拆卸剖面

表 3.6 40°C 下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.286	0.277	0.238	0.227
層平均	0.283		0.235	



## (2) 60°C 溫度系統

如同 40°C 溫度系統之實驗步驟，將試體置於 60°C 之恆溫水槽中，並先將進水口封閉，待量測到穩定之 60°C 溫度，隨後開放進水口，利用時域反射儀 TDR 監測系統，並透過乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 視介電常數-溫度-含水量三相圖換算各 TDR 深度之平均體積含水量並繪製如圖 3.21，觀察量測到各深度之 TDR 感測器之體積含水量皆逐漸升高，變化範圍從初始體積含水量 15.4% 逐漸提升到 21%(8 cm)及 24.1%(10 cm)，相較於 40°C 溫度系統下體積含水量上升速度平緩許多，接著利用分層體積含水量計算公式，繪製分層體積含水量歷時曲線，如圖 3.22，且封閉進水口期間，加熱過程中膨潤土因受熱乾縮，達到設定溫度後開放進水口瞬間所量測到含水量瞬間升高。

另外，膨潤土在高溫環境下限制其回脹能力，相較於 40°C 溫度下回脹能力降低，回脹應變下降後，對內部試體孔隙比變化較小，即對飽和度影響變小，因此在計算分層體積含水量時，呈現結果相較於 40°C 溫度環境表現更好。

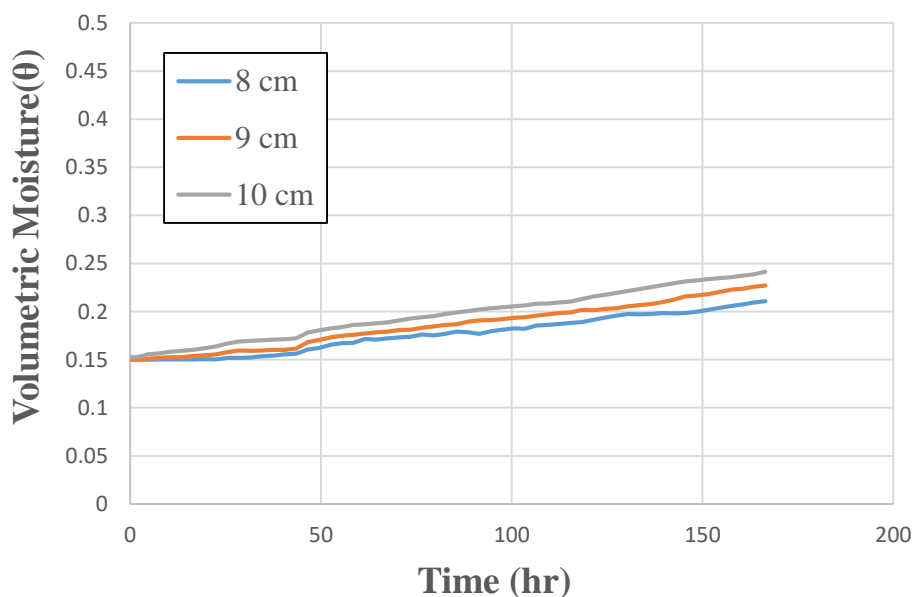


圖 3.21 60°C 下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線

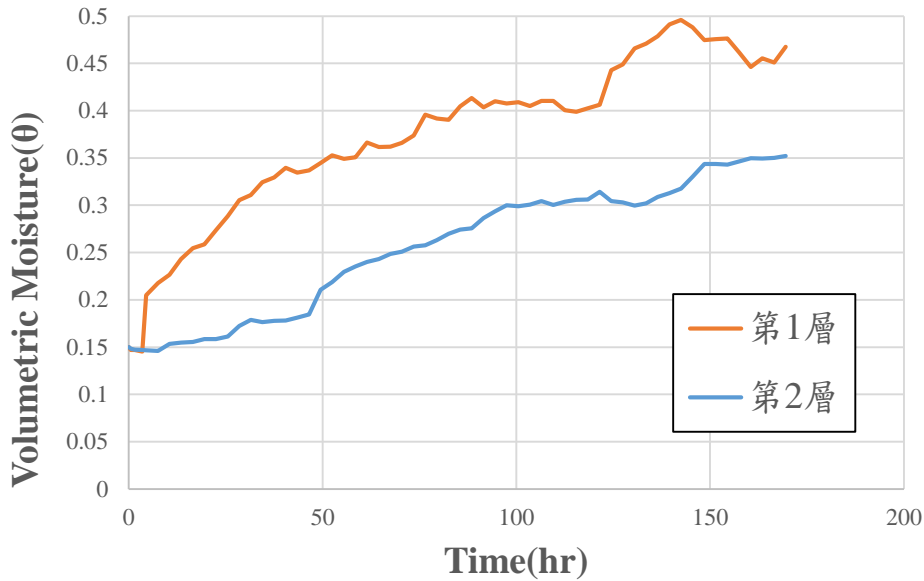


圖 3.22 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線

試驗結束後將試體進行拆卸，觀察到底部約 1 cm 處有明顯較深顏色表示水分的入侵，如圖 3.23，另外，在 60°C溫度環境下，試體頂部因為未有水分入侵，且受熱使試體頂部與空氣接觸部分因水蒸發，使試體內部含水量降低導致乾縮出現接縫，如圖 3.24。將拆卸後試體刮取底部 1、2 層之膨潤土且分為內外兩圈至 90°C烘箱烘乾 24hr，量測各分層之重量含水量，經秤重後試體各分層量測之重量含水量如表 3.7，結果表示第 1 層重量含水量為 28.5%，第 2 層為 22.6%，外圈量測之重量含水量高於內圈重量含水量，原因來自模具與膨潤土之間縫隙之毛細現象，使水沿著之間向上入侵。



圖 3.23 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 試體拆卸剖面



圖 3.24 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 試驗期間試體俯瞰圖

表 3.7 60°C下初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.292	0.28	0.236	0.231
層平均	0.289		0.234	

## 2. 初始乾密度 $1.5 \text{ g/cm}^3$ 小型耦合試驗

### (1) $25^\circ\text{C}$ 溫度系統

將試體置於  $25^\circ\text{C}$  之恆溫水槽中，使用時域反射儀 TDR 監測系統量測各 TDR 感測器之視介電常數，透過建立之乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  視介電常數-溫度-含水量三相圖換算各 TDR 深度之平均體積含水量並繪製如圖 3.25，觀察到各 TDR 感測器量測之體積含水量皆逐漸升高，變化範圍從初始含水量 16% 提升到 22.5%(8 cm)及 33.7%(10 cm)，接著利用分層體積含水量計算公式，繪製分層體積含水量歷時曲線，如圖 3.26，計算結果兩層之體積含水量歷時變化皆隨時間增加，但是遠超過飽和膨潤土理論界限值之體積含水量 47% 情形。

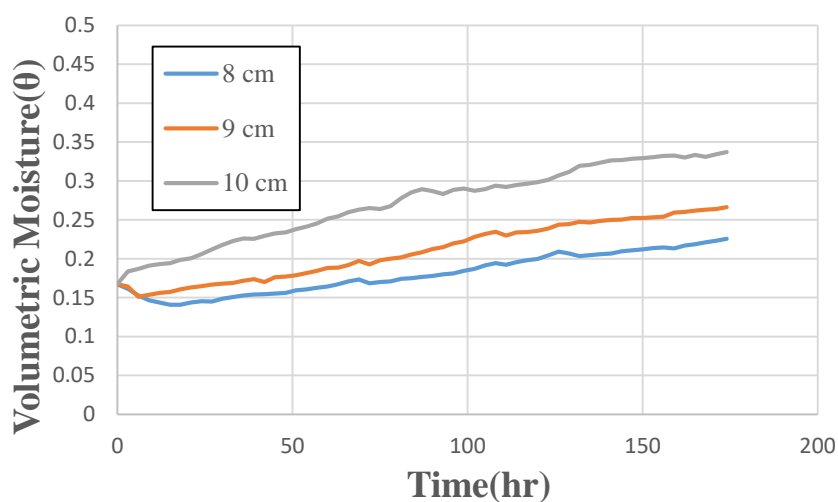


圖 3.25  $25^\circ\text{C}$  下初始乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  體積含水量歷時曲線

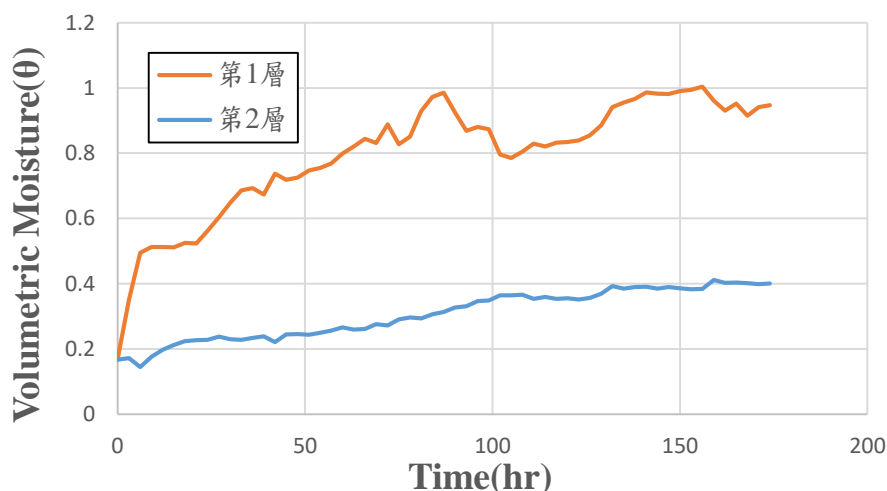


圖 3.26  $25^\circ\text{C}$  下初始乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  分層體積含水量歷時曲線

試體於試驗結束後拆卸，觀察到試體有明顯水分入侵底部約 1 cm 處，如圖 3.27，並刮取底部 1、2 層之膨潤土且分為內外兩圈至 90°C 烘箱烘乾 24hr，量測各分層之重量含水量，如表 3.8，經秤重後試體各分層量測之重量含水量結果第 1 層為 28.2%，第 2 層為 21.9%。另外外圈量測之重量含水量高於內圈重量含水量，原因來自膨潤土與模具間縫隙，水因毛細現象沿著向上入侵，造成外圈有著較高的含水量，可以經由試體剖面圖觀察入侵情況呈現 U 字型。



圖 3.27 25°C 下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 試體拆卸剖面

表 3.8 25°C 下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.288	0.262	0.223	0.207
層平均	0.282		0.219	

## (2) 40°C 溫度系統

將試體置於 40°C 之恆溫水槽中，並先將入水口封閉，待溫度達到 40°C 並穩定後將進水口開放，並使用時域反射儀 TDR 監測系統量測各 TDR 感測器之視介電常數，透過建立之乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 視介電常數-溫度-含水量三相圖換算各 TDR 深度之平均體積含水量並繪製如圖 3.28，觀察量測到個深度之 TDR 感測器之體積含水量皆逐漸升高，變化範圍從初始含水量 16% 提升到 27.1%(8 cm)及 34.5%(10 cm)，接著利用分層體積含水量計算公式，繪製分層體積含水量歷時曲線，如圖 3.29，經計算結果兩層之體積含水量歷時變化雖然皆隨時間增加，但含水量歷時變化曲線呈現不規則跳動，且遠超過飽和膨潤土理論界限值之體積含水量 47% 情形。

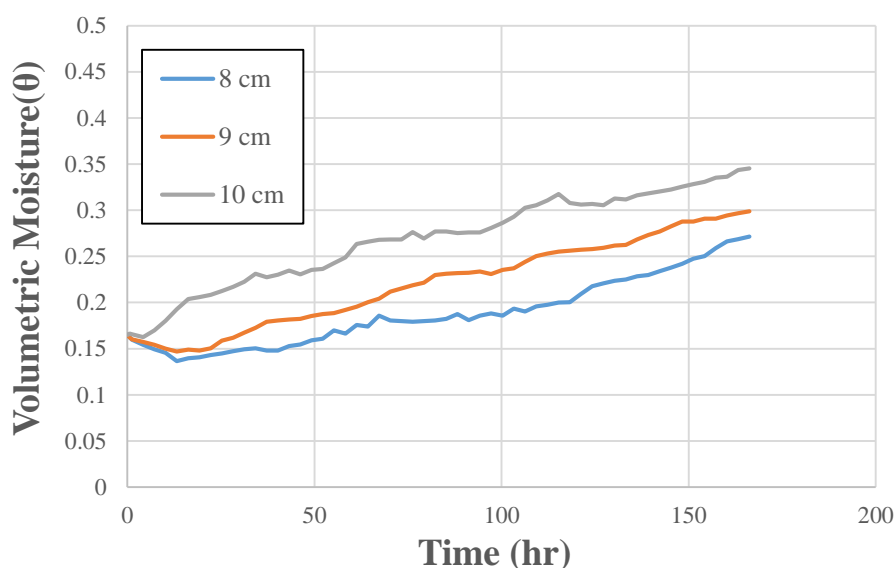


圖 3.28 40°C 下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線

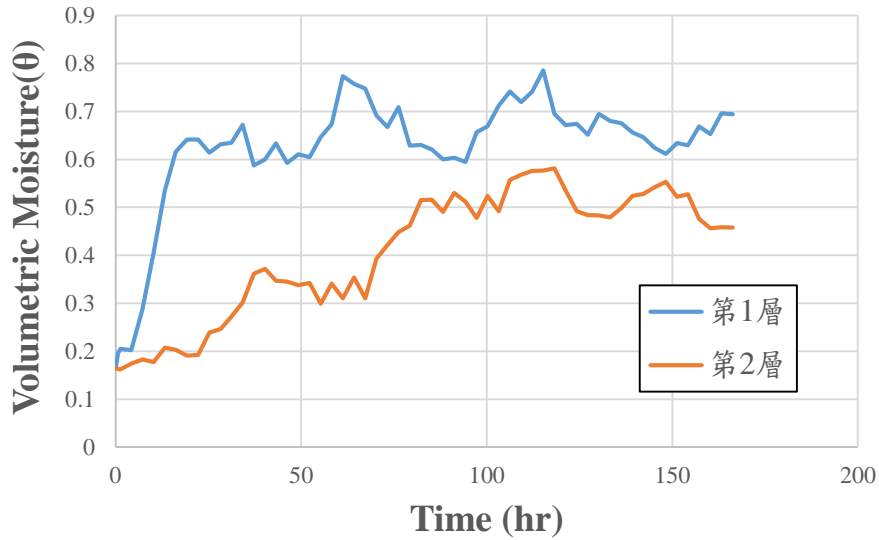


圖 3.29 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 分層體積含水量歷時曲線

同樣試體於試驗結束後拆卸，觀察到試體有明顯水分入侵至底部約 1 cm 處，且與 25°C 溫度下試驗一樣底部有明顯呈現 U 字型之進水痕跡，如圖 3.30，並同樣刮取底部 1、2 層之膨潤土且分為內外兩圈至 90°C 烘箱烘乾 24hr，量測各分層之重量含水量如表 3.9，經秤重後外圈之重量含水量仍高於內圈重量含水量，而試體各分層量測之重量含水量結果第 1 層為 26.7%，第 2 層為 21.5%。

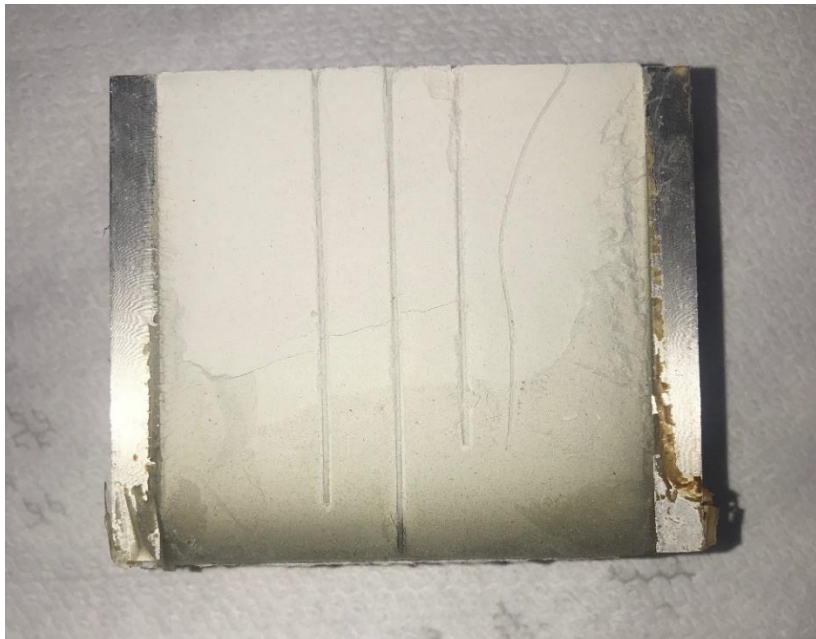


圖 3.30 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 試體拆卸剖面

表 3.9 40°C下初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.269	0.261	0.218	0.205
層平均	0.267		0.215	

### 3. 初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 小型耦合試驗

#### (1) 25°C 溫度系統

經由建立之 1.6 g/cm<sup>3</sup> 視介電常數-溫度-含水量三相圖，將時域反射儀 TDR 監測系統所記錄之視介電常數  $K_a$  換算成體積含水量，並繪製歷時含水量變化，如圖 3.31，其體積含水量變化從初始體積含水量 17.6%，變化範圍為 23% (8 cm)至 27.2% (10 cm)，再由分層含水量計算公式，計算並繪製分層體積含水量歷時變化，如圖 3.32，計算結果觀察出 1、2 層體積含水量雖然皆隨著時間逐漸提升，但由於膨潤土有著較大回脹潛能，吸水時造成試體內部乾密度變化，透過視介電常數-溫度-含水量三相圖計算體積含水量為對應之初始乾密度，因此計算並繪製分層歷時體積含水量時，曲線呈現不規則上下起伏，且還會出現高於飽和膨潤土理論界限值之體積含水量 47%情況

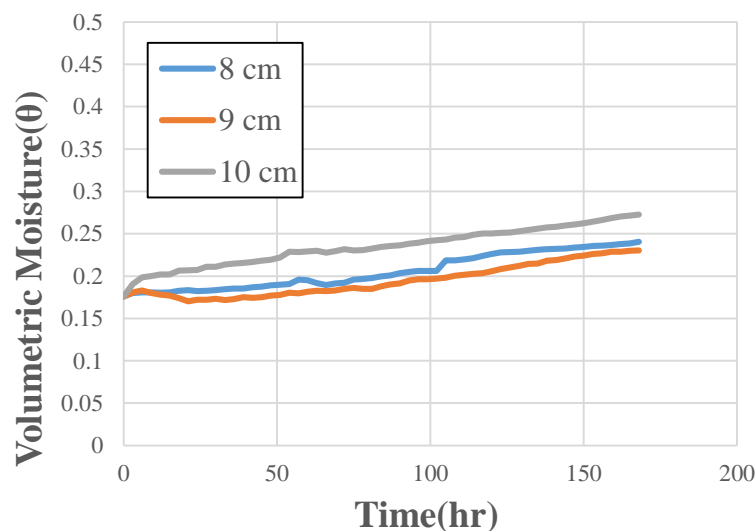


圖 3.31 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線



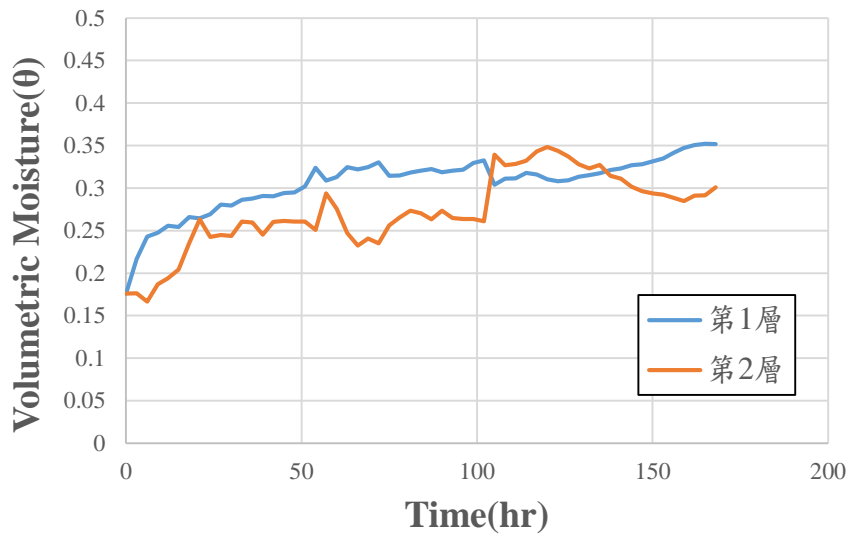


圖 3.32 25°C下初始乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  分層體積含水量歷時曲線

試驗結束後，拆卸試體剖面如圖 3.33，觀察到在較高乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  試體在拆卸時，因有較高的回脹能力及吸水後，使試體底部黏合在一起，且在  $1.6 \text{ g/cm}^3$  乾密度時進水速率降低，上部尚未進水呈現較乾燥狀態，所以於拆卸時試體由上部斷裂，底部試體緊黏於另一半試體。刮取試體底部 1、2 層並分內外兩圈，並放置於  $90^\circ\text{C}$  烘箱烘乾 24hr 進行稱重，計算分層之試體重量含水量，結果如表 3.10，同樣外圈因毛細現象，水沿著模具入侵，使刮取外圈之膨潤土含水量高於內圈之膨潤土。

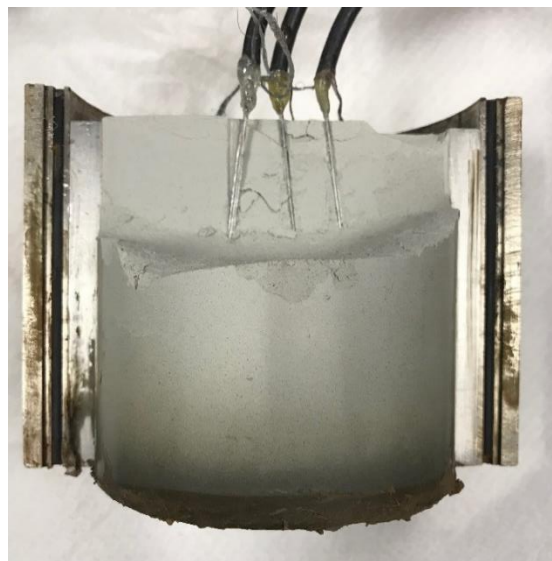


圖 3.33 25°C下初始乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  試體拆卸剖面

表 3.10 25°C下初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.262	0.253	0.201	0.195
層平均	0.26		0.2	

## (2) 40°C溫度系統

將模具進水口封閉後放置到 40°C 恆溫水槽中，待試體溫度達到 40°C 後，開啟入水口隨後試驗開始，透過時域反射儀 TDR 監測系統量測到不同長度之 TDR 感測器，體積含水量隨時間逐漸增加，變化範圍由初始體積含水量 17.6% 提升至 20.3%(8 cm) 及 27%(10 cm)，如圖 3.34，並透過分層體積含水量計算公式計算分層歷時體積含水量，如圖 3.35，同樣與在 25°C 溫度下有一樣體積含水量上下變動情形。

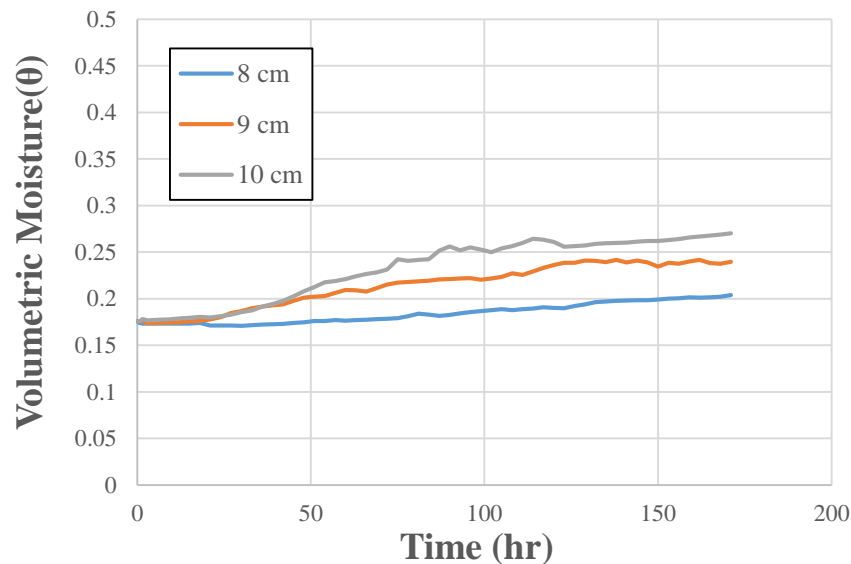


圖 3.34 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 體積含水量歷時曲線

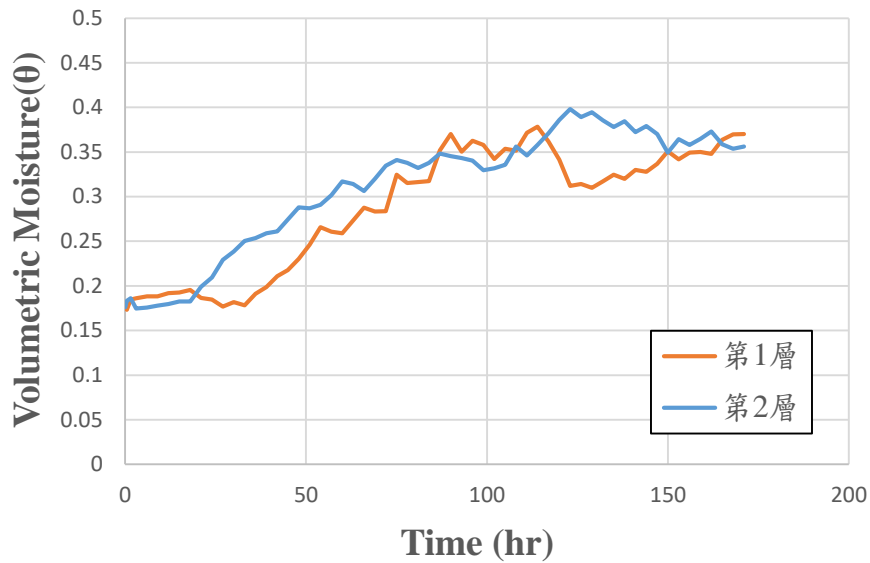


圖 3.35 40°C下初始乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  分層體積含水量歷時曲線

同樣於試驗結束後拆卸試體，與在  $25^\circ\text{C}$  溫度系統下同樣有底部膨潤土緊黏於另一半試體之情形，如圖 3.36，刮取試體底部 1、2 層之膨潤土，並分為內外兩圈放置到  $90^\circ\text{C}$  烘箱內烘乾 24hr，經烘乾秤重之重量含水量如表 3.11，同樣計算外圈重量含水量高於內圈重量含水量，經平均計算第 1 層重量含水量 26.6%，第 2 層為 21.3%。



圖 3.36 40°C下初始乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  試體拆卸剖面

表 3.11 40°C下初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 分層重量含水量

	第 1 層		第 2 層	
	外圈	內圈	外圈	內圈
平均	0.273	0.242	0.205	0.194
層平均	0.265		0.202	

#### 4. T-H-M 小型耦合試驗分析

T-H-M 小型耦合試驗利用時域反射儀 TDR 監測系統，可以監測含水量之歷時變化，且透過建立之視介電常數-溫度-含水量三相圖，可以在量測出一介電常數及所在溫度環境，可以迅速得出當時之體積含水量，但由於試驗之膨潤土具有較高的回脹壓力及回脹潛能，吸水後將產生回脹，對試體內部產生擠壓，造成孔隙改變，即乾密度的變化，如圖 3.37 為 1.4 g/cm<sup>3</sup> 下 40°C 試驗結束後之試體剖面圖，可以觀察到試體底部因回脹向上擠壓，同時又將 TDR 感測器往上推，所建立之視介電常數-溫度-含水量三相圖在換算時需對應其乾密度，在乾密度改變的情況下，將會造成計算上失準，無法反應出確實的體積含水量，因此在分層體積含水量計算上出現無法理解之歷時含水量變化曲線，故在試驗時，須將 TDR 感測器部分加強固定以及搭配數值模擬之乾密度變化結果修正 TDR 量測之誤差。



圖 3.37 1.4 g/cm<sup>3</sup> 下 40°C 試驗結束後之試體內部變化

另外，在試驗過程中，試驗模具因長期浸泡於恆溫水槽中，造成表面出現鏽蝕，使金屬離子溶於水中，當水進入試體時導致導電度提升，且時域反射儀 TDR 監測系統屬較於精密儀器，容易受到環境變化影響，促使 TDR 感測器量測到較高的視介電常數，換算得到較高的體積含水量，使試驗結果與量測有所差異。

### 3.4.3 有限元素程式 ABAQUS 數值模擬結果

本研究為了解緩衝材料其內部耦合行為，同時驗證 T-H-M 小型耦合試驗過程結果，使用有限元素程式 ABAQUS 進行模擬分析，整體模型概念與試驗相符，假設試體體積為束制固定，水與試體底部接觸，使緩衝材料從底部吸水，模擬不同乾密度( $1.4 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.5 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.6 \text{ g/cm}^3$ )及不同溫度環境下( $25^\circ\text{C}$ 、 $40^\circ\text{C}$ 、 $60^\circ\text{C}$ )之試體內部之耦合情形。

#### 1. 含水量模擬結果

以初始不同乾密度下在不同溫度環境下進行模擬 168 小時，如圖 3.38 至圖 3.40，觀察到不同乾密度下含水量變化趨勢呈現一致，起始當水與試體接觸並入侵至試體，底層之膨潤土含水量迅速提升，進水速率隨著乾密度提高而降低，由於膨潤土吸水後含水量升高將產生回脹，且回脹壓力受到溫度影響，高溫下( $65^\circ\text{C}$ )膨潤土回脹壓力發展低於室溫( $25^\circ\text{C}$ )時之回脹壓力(李冠宏，2016)，高溫下膨潤土回脹應變將受到限制，使試體內部乾密度變化量將低，因此在試體第 2 層含水量變化有較明顯不同，且隨著溫度升高，水的黏滯性降低，使膨潤土在高溫下有著較高的水力傳導性，由圖可觀察到第 2 層  $60^\circ\text{C}$  含水量略高於  $25^\circ\text{C}$  時的含水量。

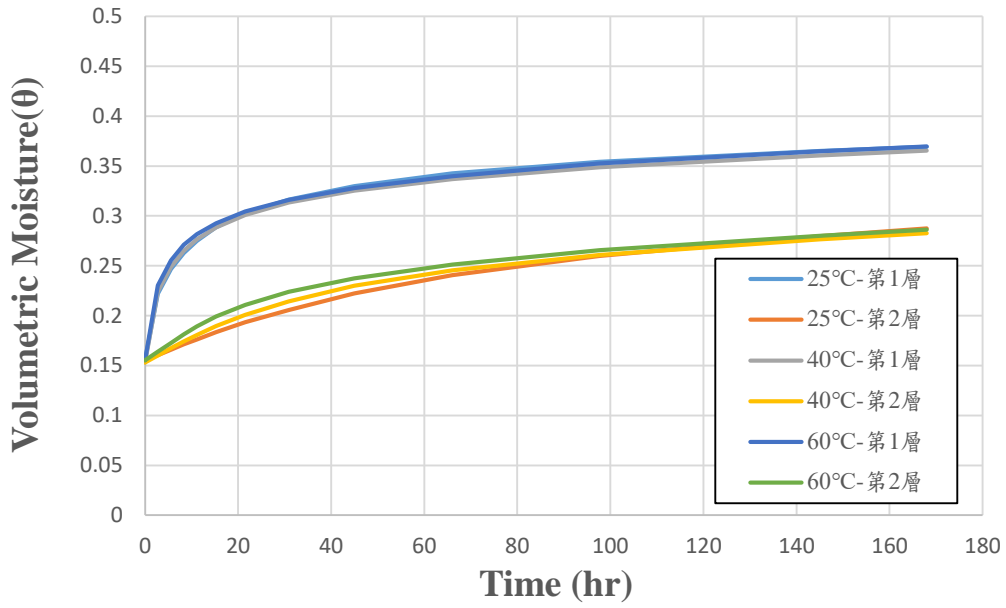


圖 3.38 模擬乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 不同溫度下歷時含水量變化

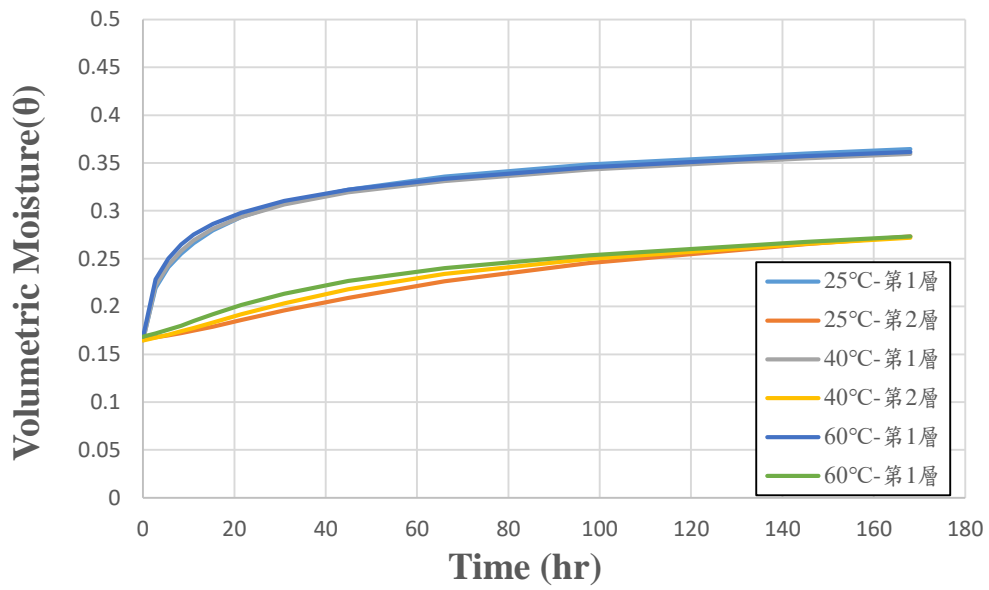


圖 3.39 模擬乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 不同溫度下歷時含水量變化

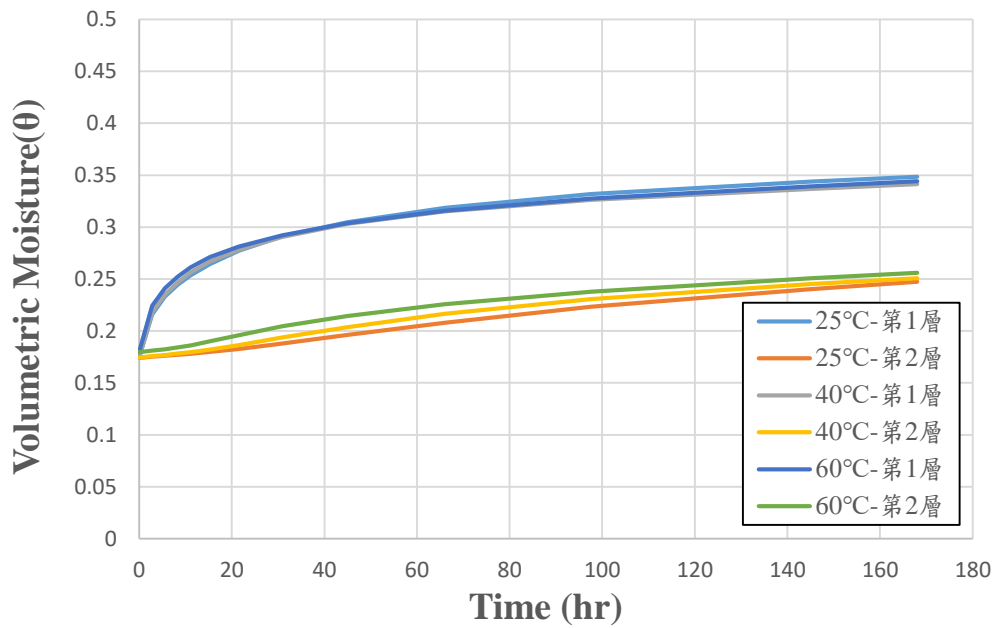


圖 3.40 模擬乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  不同溫度下歷時含水量變化

由於數值模擬不同乾密度於不同溫度系統之分層含水量歷時變化發現，在開始進水的瞬間底部含水量皆快速提升，為確認此情形是否合理，以壓製完之試體使用自然吸水之方式觀察其變化情形，發現在不到 3 分鐘內試體底部 0.5 cm 處有明顯的進水痕跡，如圖 3.41 為自然吸水時之試體，推測在進水瞬間膨潤土因尚未回脹使之孔隙比改變，因此膨潤土受到初始吸力使之迅速吸水，表示數值模擬之顯示結果有一定之準確性。



圖 3.41 膨潤土 60 秒自然吸水變化

## 2. 孔隙比模擬結果

由於膨潤土吸水膨脹之特性，會對試體內部之孔隙比產生變化，圖 3.42 至圖 3.44 為模擬 7 天後試體內部之孔隙比變化，因試體底部與水接觸，此時開始吸水並產生回脹，模型為束制狀態，整體體積不會發生改變，底部經回脹之膨潤土向上推擠造成上部之膨潤土因受擠壓，造成孔隙比降低，另外受到溫度影響，在高溫環境下，膨潤土回脹能力受到限制，因此在高溫下孔隙比變化量較小，並隨著初始乾密度提高，孔隙比變化範圍相對跟著變小。

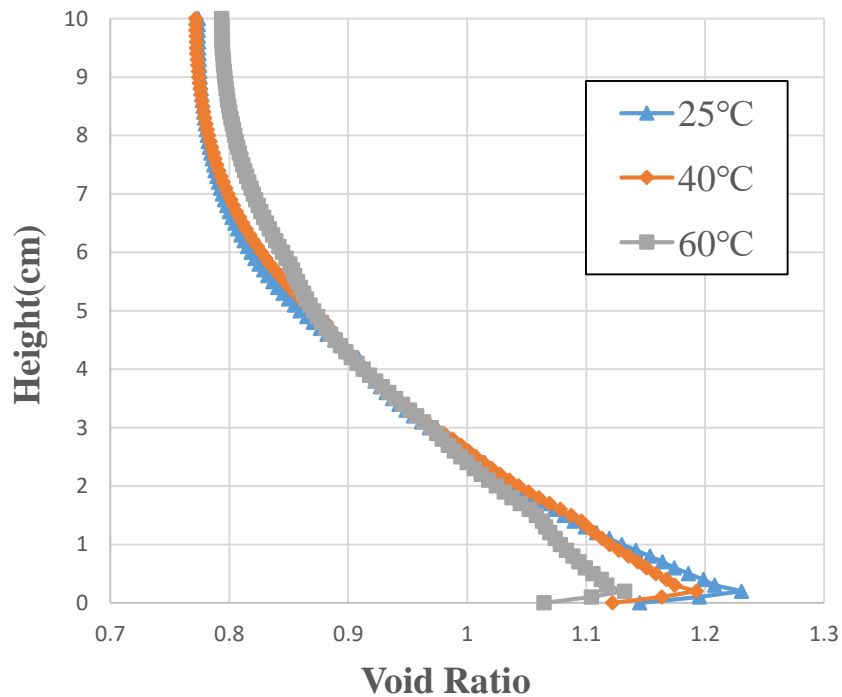


圖 3.42 模擬 7 天後乾密度  $1.4 \text{ g/cm}^3$  於不同溫度下之孔隙比



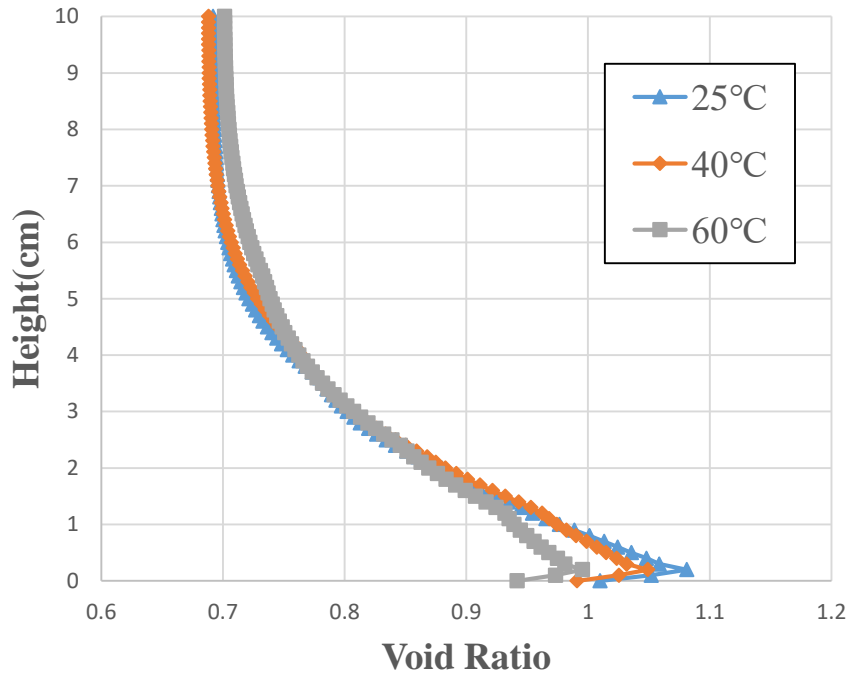


圖 3.43 模擬 7 天後乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  於不同溫度下之孔隙比

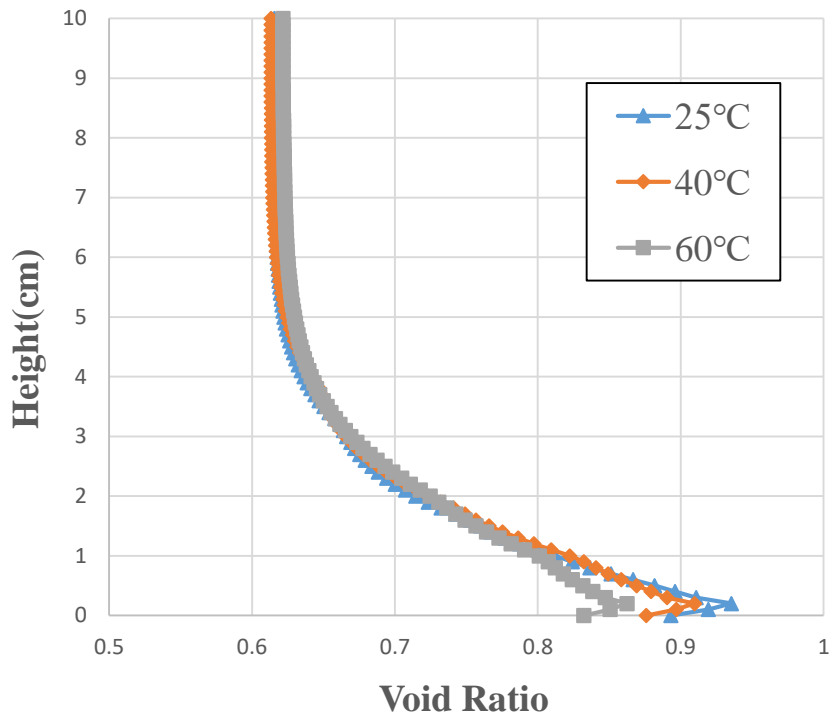


圖 3.44 模擬 7 天後乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  於不同溫度下之孔隙比

若將孔隙比轉換為乾密度，並繪製成歷時乾密度變化，如圖 3.45 至圖 3.47，第 2 層一開始受到第 1 層回脹影響，乾密度稍微稍高，接著可以發現在試體底部兩層因吸水回脹導致乾密度降低，隨著水逐漸入侵至試體內部，1、2 層上方也因吸水開始產生回脹，回脹過程中產生之回脹壓力推擠下層試體，使得底層之乾密度逐漸升高。同樣地，因溫度影響膨潤土之回脹潛能，在 60°C 溫度環境下，整體所影響的變化比在 25°C 及 40°C 來的小。

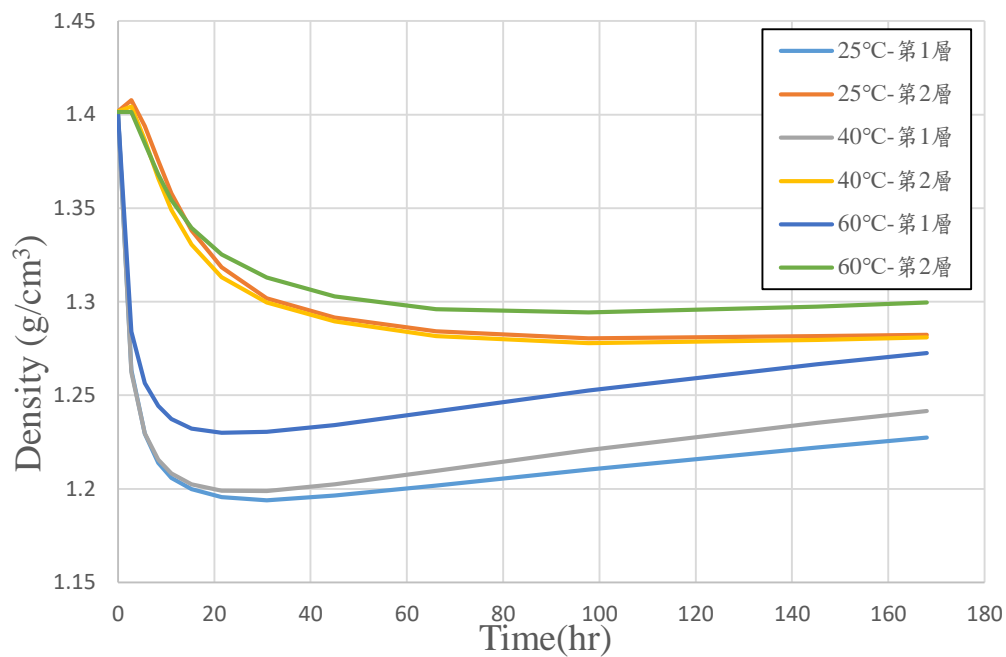


圖 3.45 模擬初始乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化

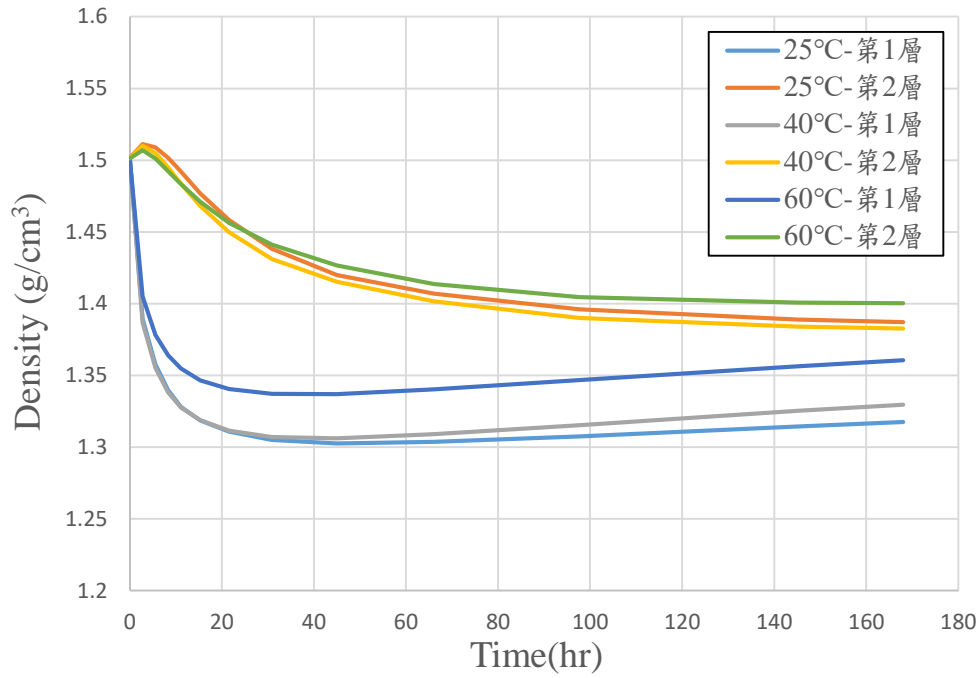


圖 3.46 模擬初始乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化

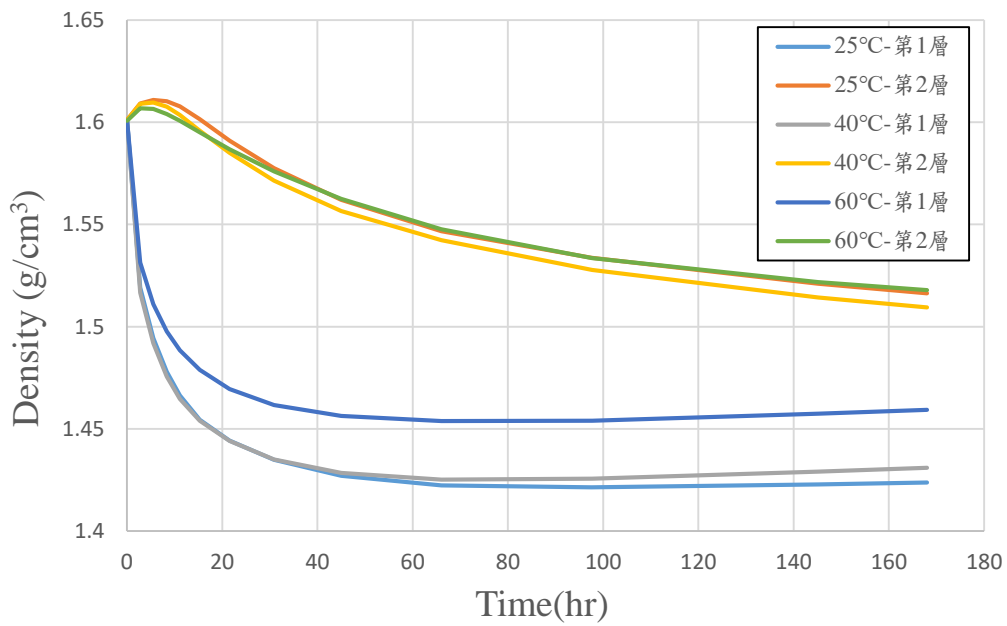


圖 3.47 模擬初始乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 不同溫度下乾密度歷時變化

### 3. 位移模擬結果

由圖 3.48 至圖 3.50 顯示模擬不同乾密度下 7 天後位移的變化，表示之位移定義為試體每一位置之相對位移，因此試體的底部及頂部位移變化皆為 0 公分，水分入侵時，膨潤土因吸水回脹產生應力，使內部試體擠壓，至使試體內部發生位移變化，然而，因膨潤土回脹潛能受到溫度影響，回脹能力與溫度成反比，隨著初始乾密度的提高，孔隙變小，在固定體積的狀態下，位移變化隨著乾密度變大而變小，原因在乾密度大的情況下，有著較大回脹壓力，在上方試體未受到水入侵的影響，抵禦下方試體的回脹，使得位移變化較小，而發生相對位移最大都在試體約在 2~5 cm 處。

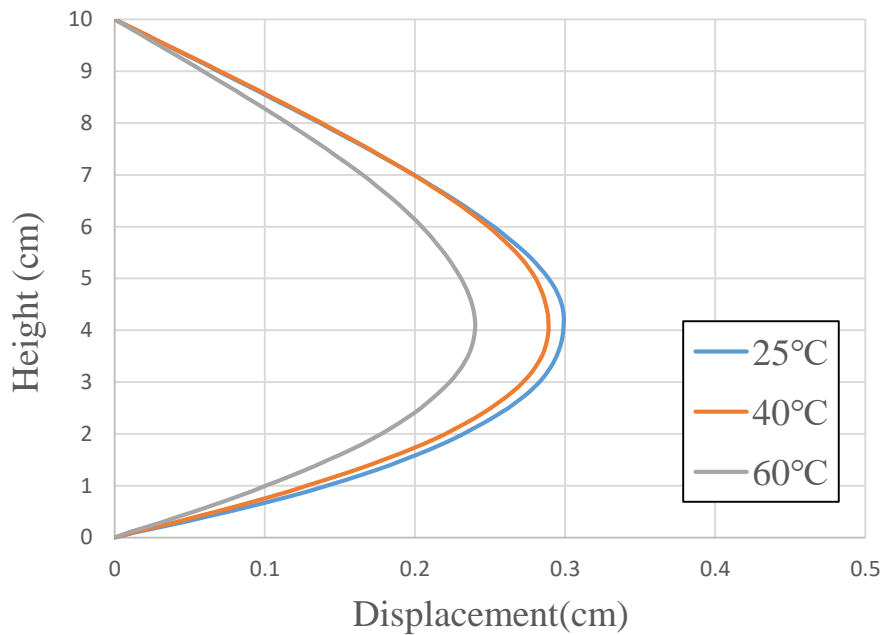


圖 3.48 模擬 7 天後乾密度  $1.4 \text{ g/cm}^3$  不同溫度下位移相對變化

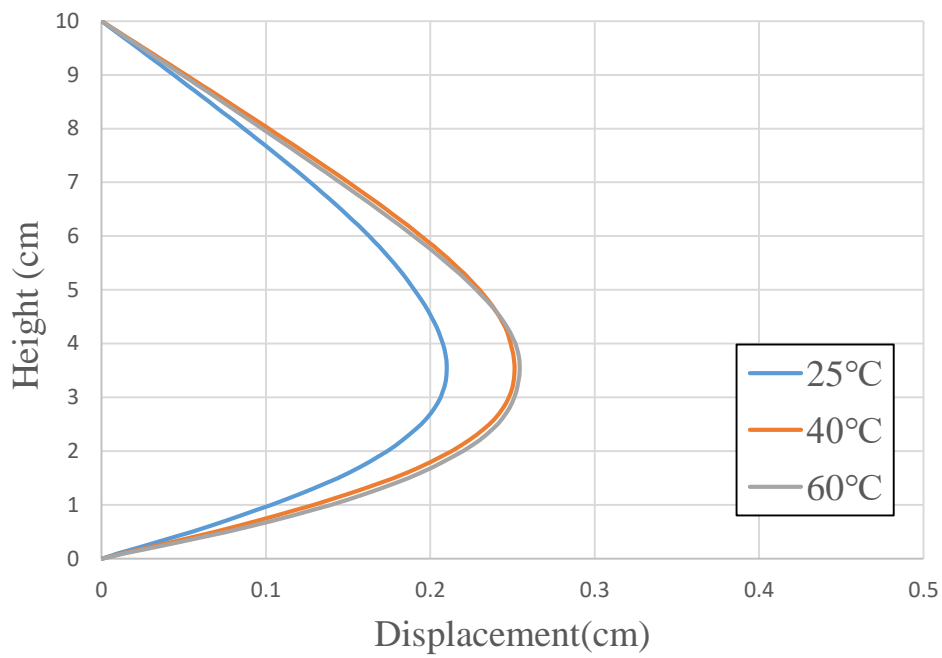


圖 3.49 模擬 7 天後乾密度  $1.5 \text{ g/cm}^3$  不同溫度下位移相對變化

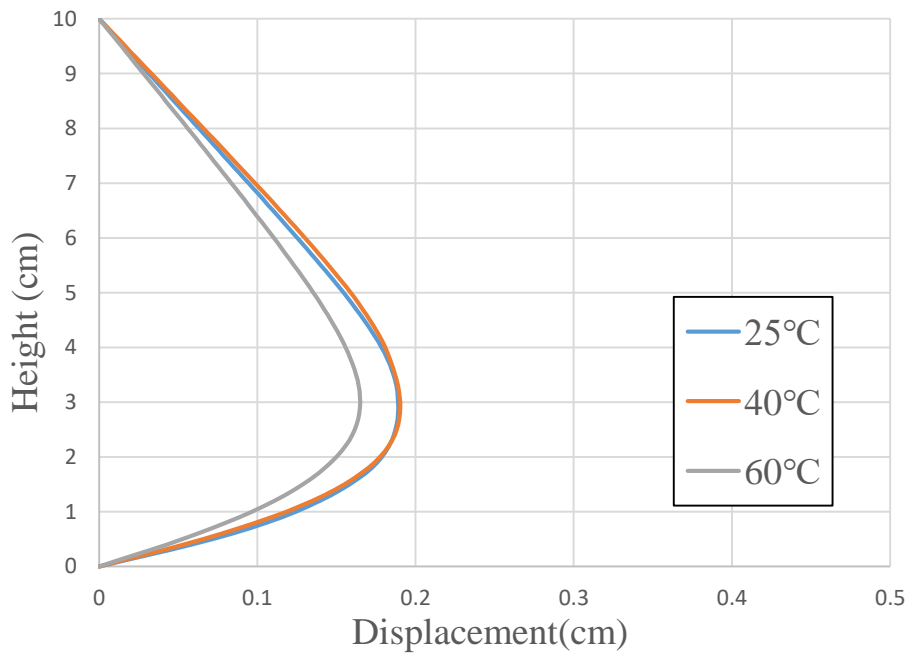


圖 3.50 模擬 7 天後乾密度  $1.6 \text{ g/cm}^3$  不同溫度下位移相對變化

### 3.4.4 熱-水-力耦合實驗與模擬相互驗證結果

在小型熱-水-力耦合實驗以 TDR 感測器各深度之體積含水量與數值模擬結果相互對照驗證，如圖 3.51 至圖 3.56 所示，膨潤土各深度之體積含水量均逐漸提升，但小型耦合實驗結果高於數模模擬結果，其原因膨潤土本身吸水回脹特性使在吸水過程中底部因體積膨脹向上推擠，造成內部孔隙的改變；在小型熱-水-力耦合實驗中經拆卸過後觀察到之情形，因這項特性除了造成試體內部乾密度的變化也對 TDR 感測器因底部試體回脹產生向上位移的情形，使在利用時域反射儀 TDR 監測系統造成量測上的失準的主要原因。

同時，時域反射儀 TDR 監測系統對於環境變化相當敏感，經長期實驗下，模具因長時間浸泡在恆溫水槽中，使模具表面產生鏽蝕，釋放之金屬離子溶於恆溫水槽，改變水的導電度，當膨潤土吸水時，則會影響到 TDR 感測器量測之結果。

另外，透過 ABAQUS 有限元素程式建立之模型為僅由下方吸水，其餘為封閉狀態之理想化模型，但在 T-H-M 小型耦合實驗中，模具上方開孔為埋設 TDR 感測器，經觀察發現 8 cm 之 TDR 感測器量測到體積含水量有稍微降低之情形，推測在實驗過程中有水分的散失。

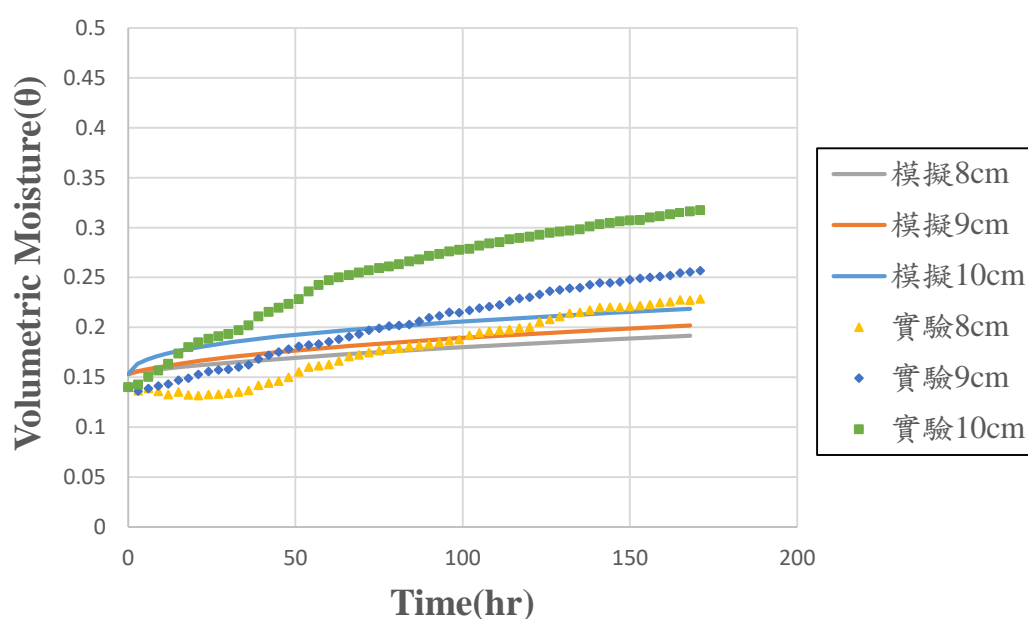


圖 3.51 40°C 乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照

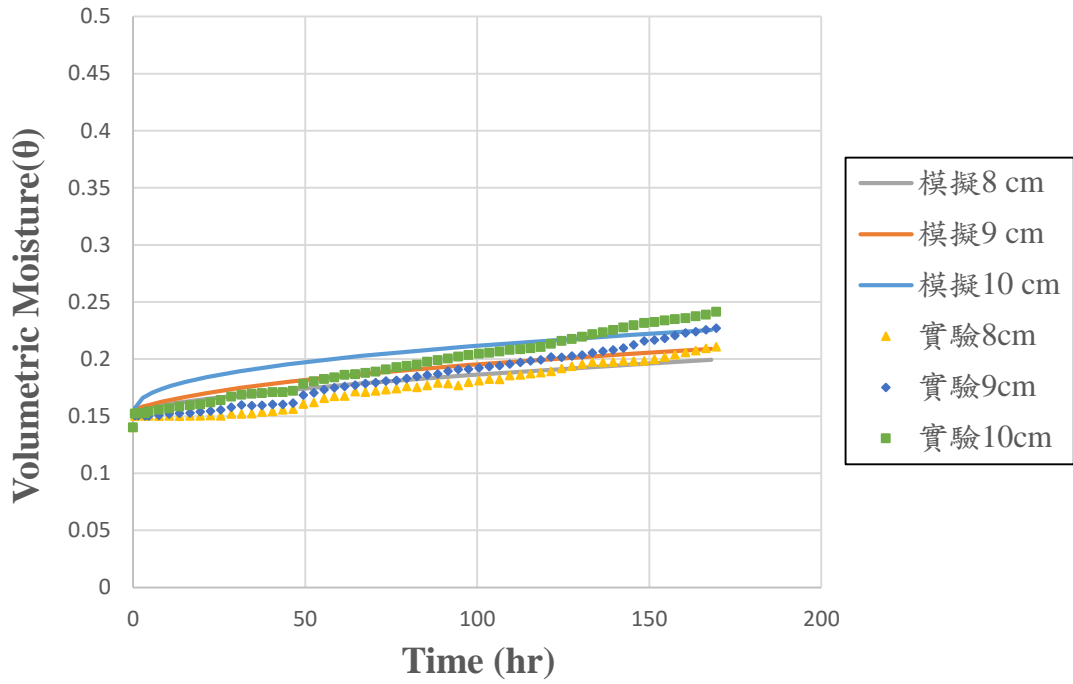


圖 3.52 60°C 乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照

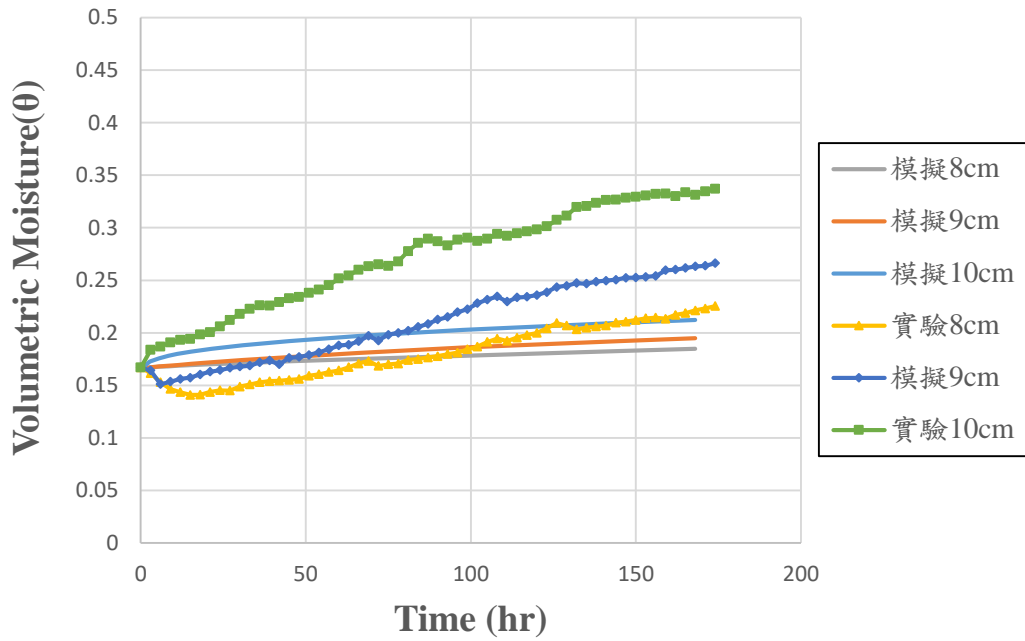


圖 3.53 25°C 乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照

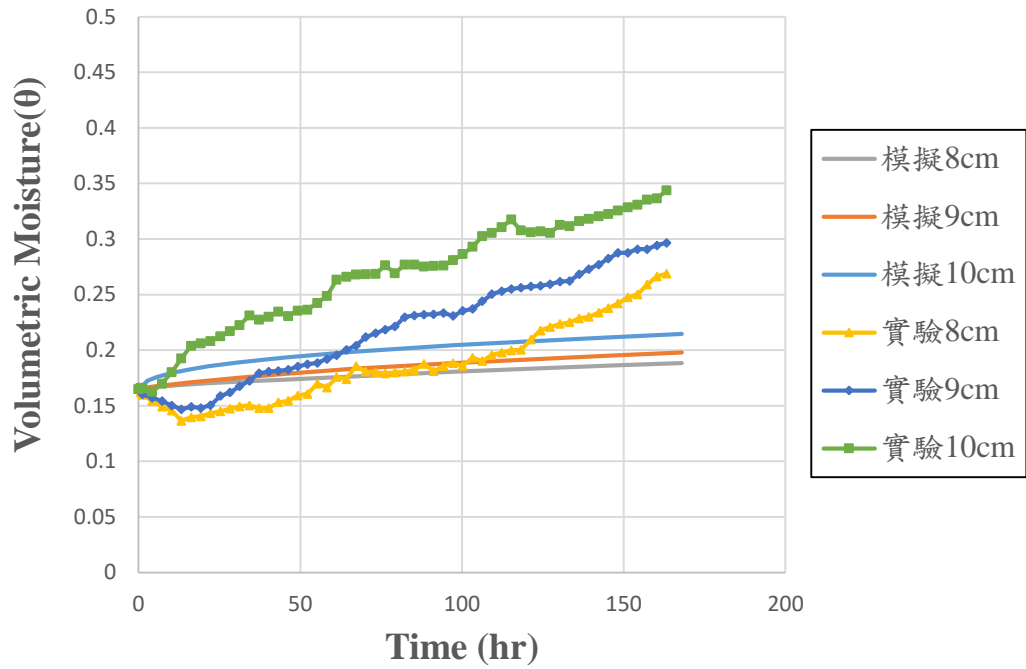


圖 3.54 40°C 乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照

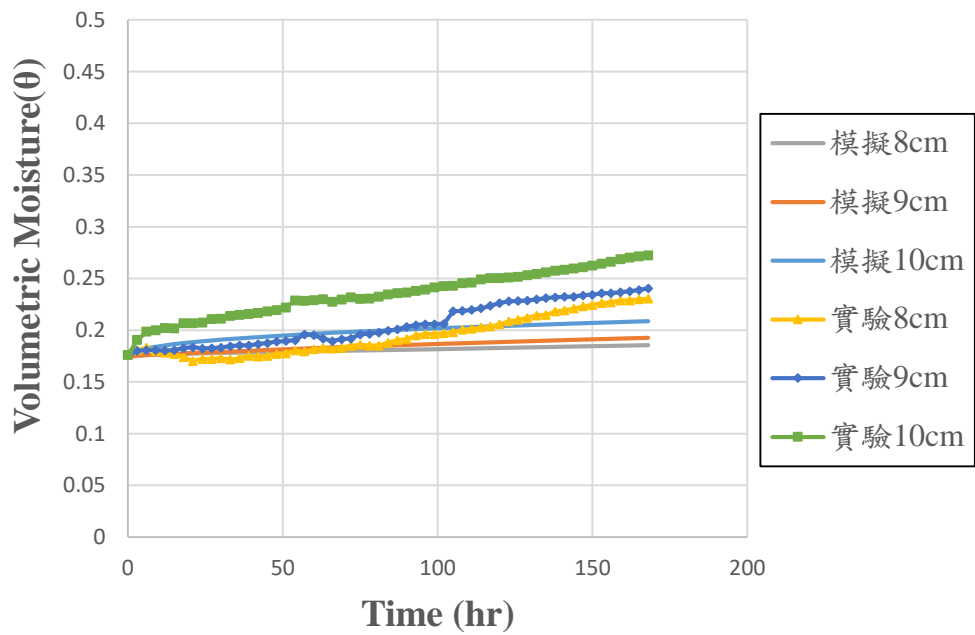


圖 3.55 25°C 乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照



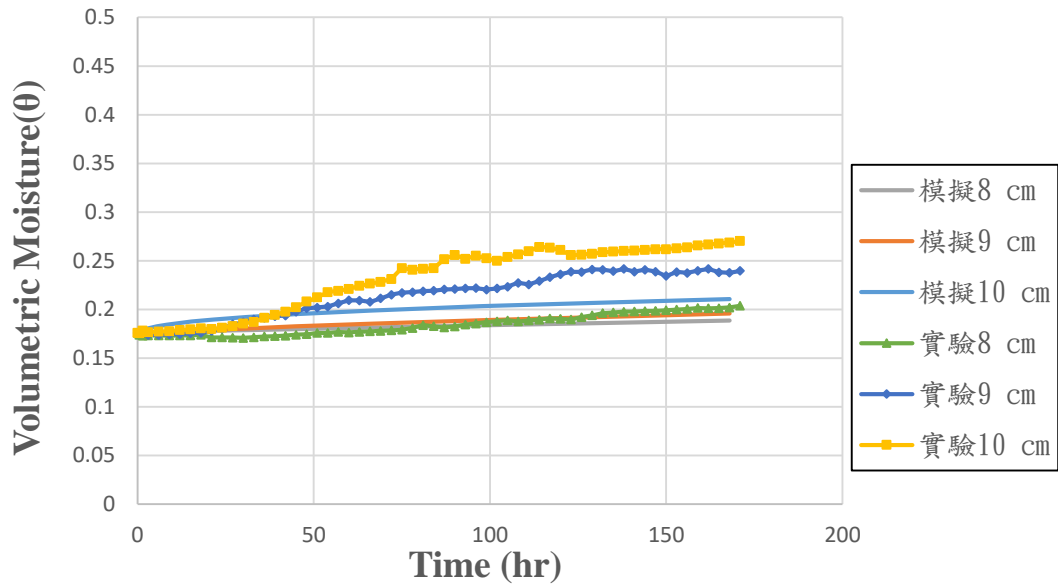


圖 3.56 40°C 乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 實驗與數值模擬結果相互對照

經試驗結束進行拆卸過後觀察到之情形，及每次試驗後拆卸之試體，烘乾秤重後量測計算每一分層之重量含水量，將嘗試以模擬之熱-水-力耦合試驗之乾密度變化結果，並將結果與之結合，換算每一分層之體積含水量，其主要原因為膨潤土因吸水而產生回脹，造成內部孔隙改變，即乾密度發生變化，以及因不同溫度對進水速率的不同，會對內部試體進水程度的差異，透過模擬計算其各個乾密度，原本重量含水量轉換為體積含水量如下表 3.12 至表 3.14，可以發現換算之結果與數值模擬之結果很相近，顯示對於數值模擬有一定的可信度。

表 3.12 乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算

		乾密度 1.4 g/cm <sup>3</sup>			
		試驗 重量含水量	數值模擬 層乾密度	試驗 體積含水量	數值模擬 體積含水量
40 度	第 1 層	0.283	1.242	0.351	0.377
	第 2 層	0.235	1.281	0.301	0.294
60 度	第 1 層	0.289	1.272	0.367	0.380
	第 2 層	0.234	1.3	0.304	0.297

表 3.13 乾密度 1.5 g/cm<sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算

		乾密度 1.5 g/cm <sup>3</sup>			
		試驗 重量含水量	數值模擬 層乾密度	試驗 體積含水量	數值模擬 體積含水量
25 度	第 1 層	0.282	1.318	0.371	0.375
	第 2 層	0.219	1.387	0.303	0.292
40 度	第 1 層	0.267	1.330	0.355	0.371
	第 2 層	0.215	1.383	0.297	0.287

表 3.14 乾密度 1.6 g/cm<sup>3</sup> 試驗之體積含水量換算

		乾密度 1.6 g/cm <sup>3</sup>			
		試驗 重量含水量	數值模擬 層乾密度	試驗 體積含水量	數值模擬 體積含水量
25 度	第 1 層	0.26	1.424	0.37	0.369
	第 2 層	0.2	1.516	0.303	0.274
40 度	第 1 層	0.265	1.431	0.379	0.364
	第 2 層	0.202	1.509	0.304	0.271

## 第四章、潛變技術研析及模擬分析建立

根據核能發展先進之各國經驗，選擇將結晶岩作為多重障壁的主要安全構件。在本研究中使用 SPV 200 膨潤土作為主要潛變行為研究對象，並採用實驗和數值模擬不同潛變參數下潛變行為的影響。

用過核子燃料受到熱-水-力 (T-H-M) 耦合效應的影響。必須評估耦合行為的安全性和穩定性作為處置孔參考之依據。在本研究中，探討不同飽和狀態之膨潤土，孔隙比及回脹壓力下緩衝材料的長期潛變行為。

本研究分為兩個階段規劃設計。第一階段：SPV200 膨潤土用於探討膨潤土作為緩衝材料的長期潛變參數。在具有未飽和度狀態下膨潤土進行單向度壓密試驗和直接剪力試驗。在單向度壓密試驗中，模擬緩衝材料於未來可能承受之載重下，不飽和及飽和狀態下之潛變行為。而直剪試驗利用在蒸餾水溶液中飽和之試體來試驗。根據應變速率方程式預測長達 100,000 年的潛變分析。第二階段：透過上述實驗所獲得潛變參數，這些參數將被使用於 ABAQUS 有限元素程式進行數值模擬，建立潛變行為，並與 100,000 年 SKB 報告結果進行相互驗證比較。

### 4.1 實驗材料及參數計算

#### 1. 實驗材料

將使用與小型熱-水-力耦合試驗實驗相同之膨潤土，詳細規格如表 3.1 SPV 200 膨潤土成份分析表。

#### 2. 參數計算

潛變速率可被模擬表示成隨著時間潛變行為硬化之過程，其方程式如下：

$$\dot{\epsilon}_{cr} = A\tilde{q}^{\alpha}t^m \quad (\text{式4.1})$$

而

$\dot{\epsilon}_{cr}$  = 潛變應變速率

A = 冪率乘數

$\tilde{q}$  = 偏應力

$\alpha$  = 等效偏應力

t = 時間

m = 時間順序

根據ABAQUS用戶手冊中，對於物理上定義合理行為，A和 $\alpha$ 必須為正，且 $-1 < m \leq 0$ 。方程式的有效性取決於圖4.1的兩個觀察值，即圖4.1的應變率和偏應力之間的關係取得斜率即為潛變參數 $\alpha$ 和將斜率延伸對應至偏應力 $q=0$ 之位置數值即為潛變參數A，及圖4.1中應變率和時間之間的關係取得潛變參數m。

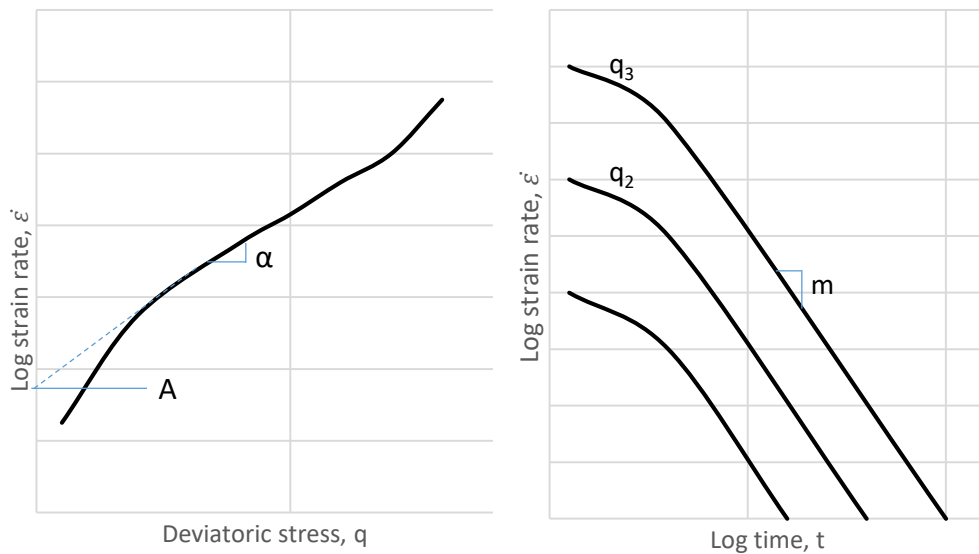


圖 4.1 潛變速率與應力、時間相關圖

## 4.2 單向度壓密試驗設計

### 4.2.1 試體製作

依照設計所需之膨潤土乾密度進行壓製，將自然含水量 11% 之膨潤土放置於模具中，直接進行壓製且不取出以減少試體在過程中之干擾，壓製完成後且放置試驗儀器中，如圖 4.2。



圖 4.2 膨潤土飽和試驗儀器

#### 4.2.2 試驗儀器

本試驗使用之單向度壓密試驗儀器為國際間相關研究之試驗儀器並加以改良以符合本試驗規劃，位移傳感器之解析度為 0.01 mm，並與顯示裝置連接，安裝於模具側面，用以觀察其位移變化，詳細配置如圖 4.3。

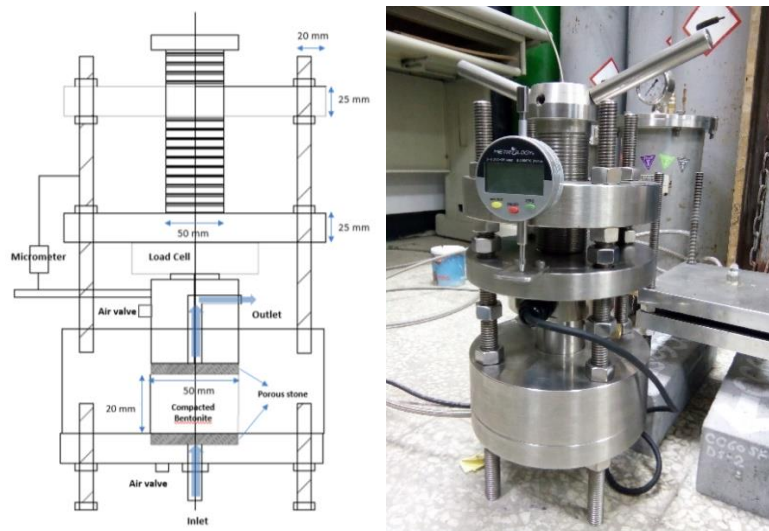
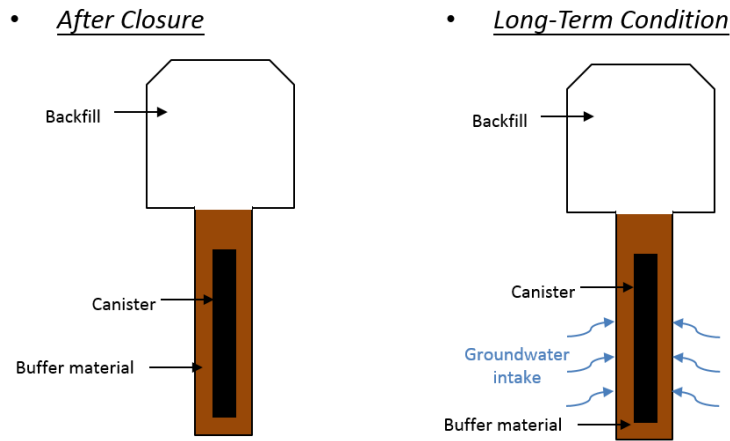


圖 4.3 單向度壓密試驗配置圖及儀器

#### 4.2.3 試驗規劃

荷重加載參考之現場處置孔之實際情況，仿真模擬的部份則是模擬處置場關閉後及長期處置下之條件，其相關條件試驗參數如圖 4.4，而本研究將以此條件作為實驗之依據，並將初始應力 0.6 MPa 逐步增加到 4.8 MPa。



Initial vertical stress applied (for  $\rho=1600 \text{ kg/m}^3$ ):

Source	Stress (MPa)
Canister weight	0.39
Backfill	0.1
Buffer (around and upper part of canister)	0.08
<b>Total</b>	<b>0.57</b>

Source	Stress (MPa)
Swelling Pressure	3.82
Canister weight	0.39
Saturated Backfill	0.4
Saturated Buffer (around and upper part of canister)	0.14
<b>Total</b>	<b>4.75</b>

圖 4.4 處置場關閉後及長期處置之應力參考數據圖

## 4.3 直剪試驗設計

### 4.3.1 試體製作

將膨潤土直接放置於直剪盒中分三層壓實，直剪盒內配置如圖 4.5，以 2 塊透水石包覆膨潤土，透水石與膨潤土之間使用濾紙間隔，在利用油壓機將試體壓製成總厚度為 2 cm 之膨潤土塊，如圖 4.6。

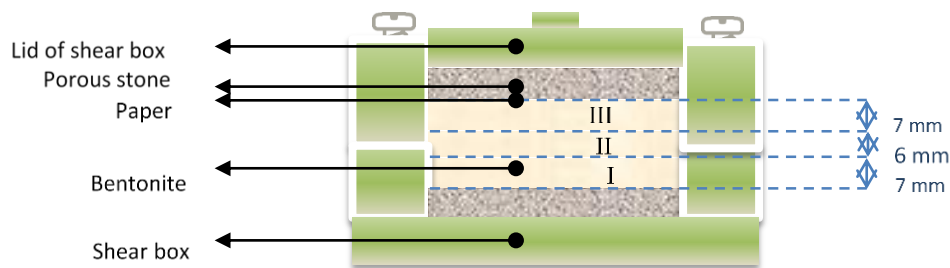


圖 4.5 剪力盒內部配置圖



圖 4.6 油壓試驗機

在試體壓製完成之後進行含水量測試，將試體分為 4 個區塊，如圖 4.7，分別量測其含水量，確保此壓製過程能夠使膨潤土內部均勻，並利用游標尺量測試體是否平整。

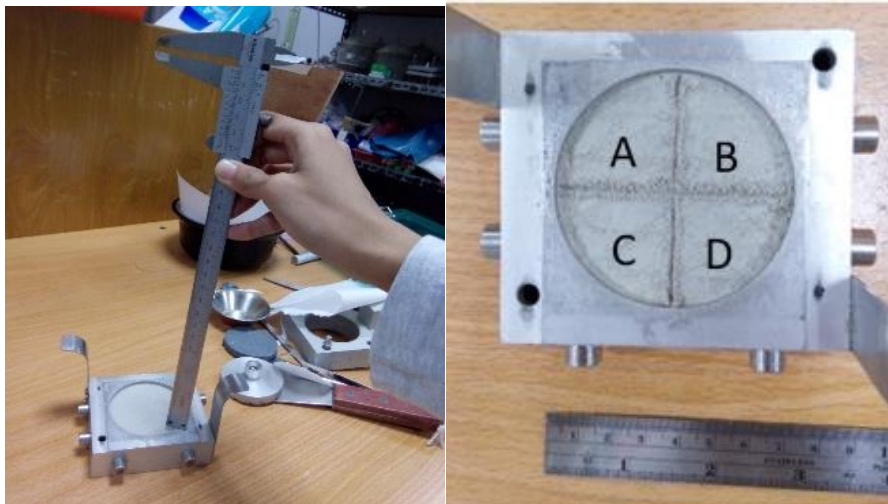


圖 4.7 量測高度及含水量示意圖

### 4.3.2 試驗儀器

直接剪力試驗將利用應力控制方式進行，其實驗儀器如圖 4.8，運用施加不同剪力，施加方式為由小至大，分段施加，施加大小為  $0.2 \tau_f$  (MPa) 至  $0.8 \tau_f$  (MPa)，其中  $\tau_f$  為一般直剪試驗下最大剪力強度。本試驗量測並記錄每階剪力下膨潤土之應變-時間關係，如圖 4.9，當剪應變速率小於  $10^{-8}$  時，施加下一階剪力。

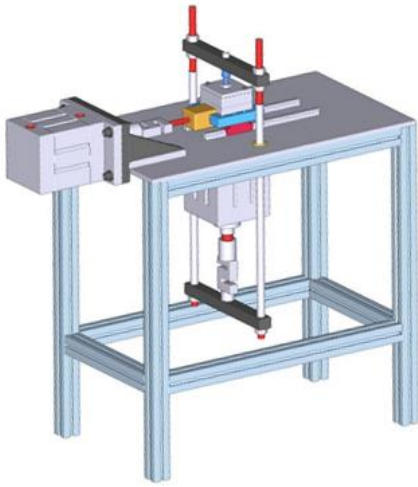


圖 4.8 直接剪力試驗機

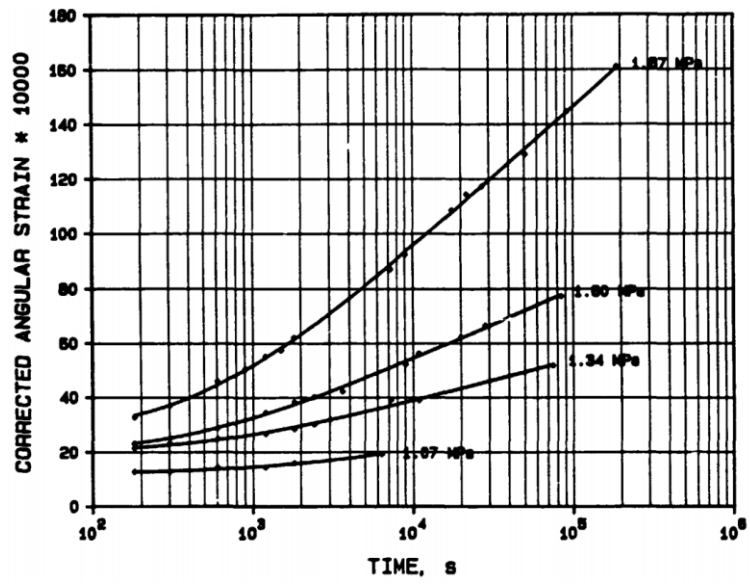


圖 4.9 應變-時間關係圖



### 4.3.3 試驗流程規劃

一般直接剪力試驗採用以應變控制之直接剪力試驗裝置，在完成試體製作後，將剪力盒放至直接剪力試驗機中，並設定應變速率，並施加一正向應力 1600 kPa，此條件適用於初始不同乾密度及含水量，透過數據擷取器每 15 秒紀錄其水平位移、垂直位移及剪力。所使用之直接剪力試驗機為氣壓轉換應力控制型，在試驗期間內紀錄試體之水平位移並同時保持恆定應力。

試驗規劃內容如下：

- (1) 乾密度  $1.6\text{g/cm}^3$  下不同含水量(自然含水量 11%、20% 及 29%)及
- (2) 自然含水量(11%)壓製不同乾密度試體( $1.5\text{g/cm}^3$ 、 $1.6\text{g/cm}^3$ 、 $1.7\text{g/cm}^3$ 、 $1.8\text{g/cm}^3$ )後，將剪力盒放至直接剪力試驗機並施加一正向力 1600 kPa，直至在 1 小時內，垂直位移變化不超過 0.01 mm 即開始試驗，設定應變速率為 0.15 mm/min，當水平位移達到 3 mm 時(試體直徑之 5%)，試驗結束。隨後將記錄之數據，繪製出水平位移與應力關係用以獲得剪力強度。
- (3) 以應力控制之剪力順序由  $0.2\tau_f$ 、 $0.4\tau_f$ 、 $0.6\tau_f$ 、 $0.8\tau_f$  並且記錄隨時間變化之水平位移，由於塑性區域的拉伸和試體剪切應力的分布(TR-87-29)，應將剪切應變數據校正為角剪切應變形式。

根據 SKB 報告中指出試體流變性質之塑化部分高度在黏土中心區為 6-8 mm，塑化區域直徑的為高度的 3 倍，在這項研究中，假設在塑性區域直徑為 24 mm，然後將用於角應變方程式。

角應變和時間之關係可以用半對數圖繪製得出角應變方程式，推導得出角應變速率方程式，因此，可以在雙對數圖中繪製角應變率和時間之關係圖，用以獲得曲線圖之斜率即為潛變方程式之參數  $m$ 。在另一方面，繪製角應變率與應變和強度比之間關係圖，可獲得潛變參數  $A$  及  $\alpha$ 。

## 4.4 潛變模型建立

潛變行為模式模型僅使用在緩衝材料在應變應力關係曲線為  $0.1 < \text{Dr} < 0.9$ ，其相關實驗參數可藉由實驗中獲得，數值模擬結果將與實驗結果相互驗證。

### 4.4.1 力學行為參數

本研究之潛變模型建立相關參數參考 SKB TR-10-11 報告書中使用之參數，且關於緩衝材料至完全飽和時間取決於許多參數，最重要的是母岩及膨潤土之水力特性，圖 4.10 顯示出 SKB 在 KBS-3V 最終處置場中保水特性及水力傳導性。

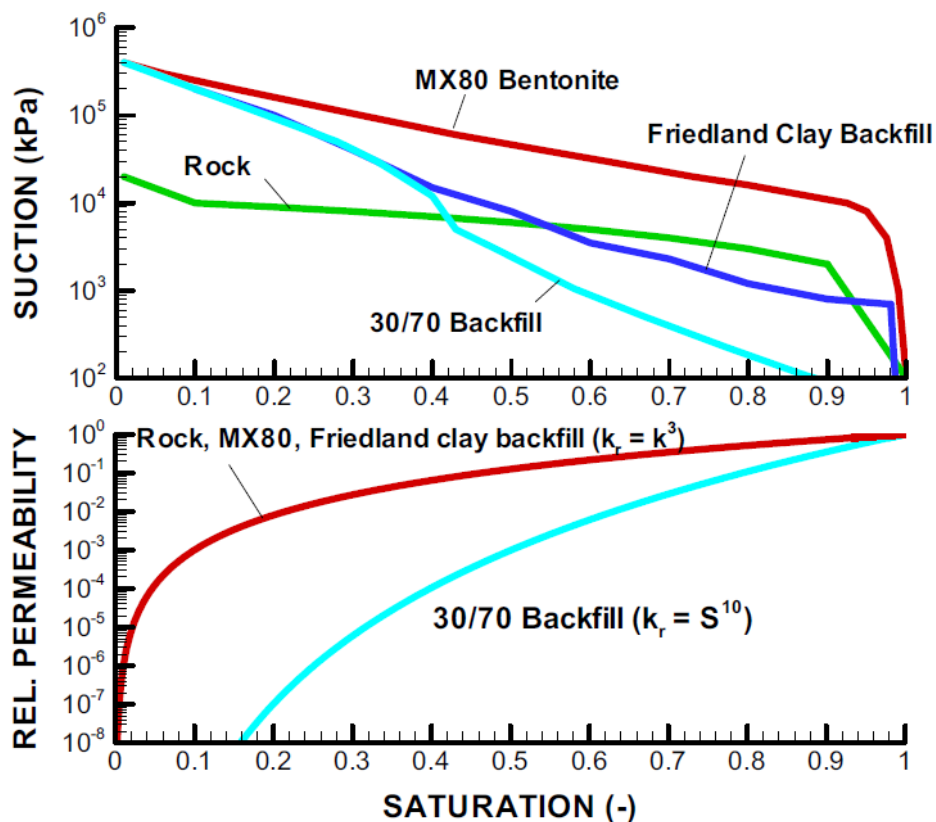


圖 4.10 最終處置場之組件持水特性及水力傳導性(SK B TR-10-11)

有效應力理論指出有效應力(總應力-孔隙壓力)決定了所有的力學行為。利用通過材料多孔性質及固體顆粒來建模，孔隙水密度 $\rho_w$ 、體積模量 $B_w$ 及固體顆粒 $B_s$ 是數值模擬所需之重要參數如下：

$$\text{水密度 } \rho_w = 1000 \text{ kg/m}^3$$

$$\text{體積模量 } B_w = 2.1 * 10^6 \text{ kPa}$$

$$\text{固體模量 } B_s = 2.1 * 10^8 \text{ kPa}$$

## 1. 緩衝材料

膨潤土作為緩衝材料之乾密度變為  $2.01 \text{ g/cm}^3$ ，楊氏係數為  $33000 \text{ kPa}$ ，柏松比為  $0.3$ 。

在控制潛變前之固結階段緩衝材料之力學性能基於 Drucker Prager 理論，其參數如下：

$$\beta = p-q \text{ 摩擦角}$$

$$d = p-q \text{ 平面之凝聚力}$$

$$\psi = \text{膨脹角度}$$

$$q = \text{降伏函數}$$

此參數來自 Drucker Prager 可塑性模型，詳細參數如下：

$$\beta = 16^\circ$$

$$d = 100 \text{ kPa}$$

$$\psi = 2^\circ$$

$$q = \text{如表 4.1} :$$

表 4.1 降伏函數

$q$ (kPa)	$\varepsilon_{pl}$
1	0
50	0.005
100	0.02
150	0.004
200	0.1

## 2. 回填材料

膨潤土作為回填土的密度為  $1.75 \text{ g/m}^3$ ，被認為是具有線彈性性質：

楊氏係數  $E = 30 \text{ MPa}$

柏松比  $\nu = 0.3$

假定熱膨脹係數  $\beta_T = 0.00001 \text{ 1/}^\circ\text{C}$

## 3. 處置罐

處置罐重量密度為  $7,000 \text{ kg/m}^3$ ，設定為線性彈性材料，並具有以下性質：

楊氏係數  $E = 210,000 \text{ MPa}$

柏松比  $\nu = 0.3$

## 4. 岩石

將岩石設定為剛體且為線性彈性材料

楊氏係數  $E = 68,000 \text{ MPa}$

柏松比  $\nu = 0.22$

#### 4.4.2 網格建立

處置孔的單元網格以軸對稱來建立，如圖 4.11 所示。緩衝材料的每一個網格設定約為  $3 \times 3 \text{ cm}^2$ ，元素共有 3942 個，而回填材料網格設定為  $5 \times 5 \text{ cm}^2$ ，元素共有 6520 個，處置罐為 8 節點之二維軸對稱應力單元類型，緩衝材料，回填材料岩石單元為 8 節點之二維孔隙流體-應力單元類型。

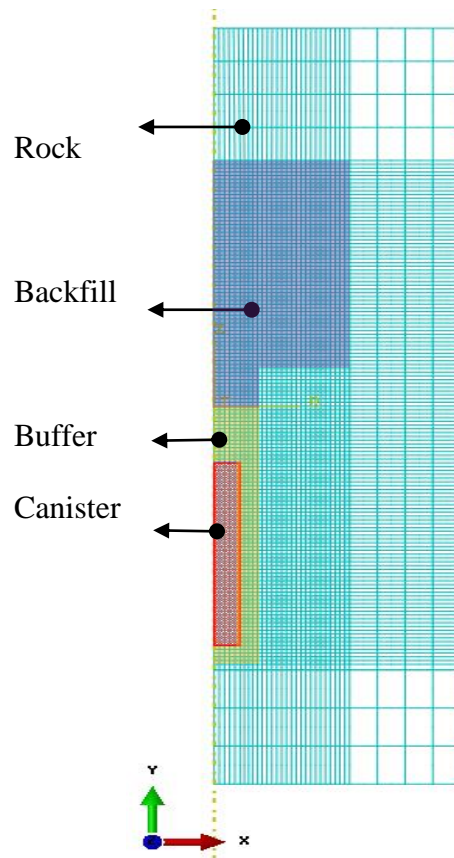


圖 4.11 潛變模型網格配置圖

### 4.4.3 初始條件

根據每種材料（緩衝材料、回填材料及岩石）屬性設定初始條件，包含其初始孔隙壓力、飽和度、及大地應力、孔隙比，如表 4.2 所示。

表 4.2 初始條件參數表

構件	孔隙壓力(T/M <sup>2</sup> )	飽和度	大地應力(T/M <sup>2</sup> )	孔隙比
Backfill	-900	0.6	-5542	1.7
Buffer	-30000	0.6	-23002	0.76
Rock	-3500	0.75	-7627	0.003

指定的大地應力條件是由各構件之初始條件下之孔隙壓力和飽和度相乘計算之結果。對於大地應力定義為在不發生位移之狀態下所受到之應力為靜土應力，而各構件之大地應力設定圖 4.12 至圖 4.14 所示。

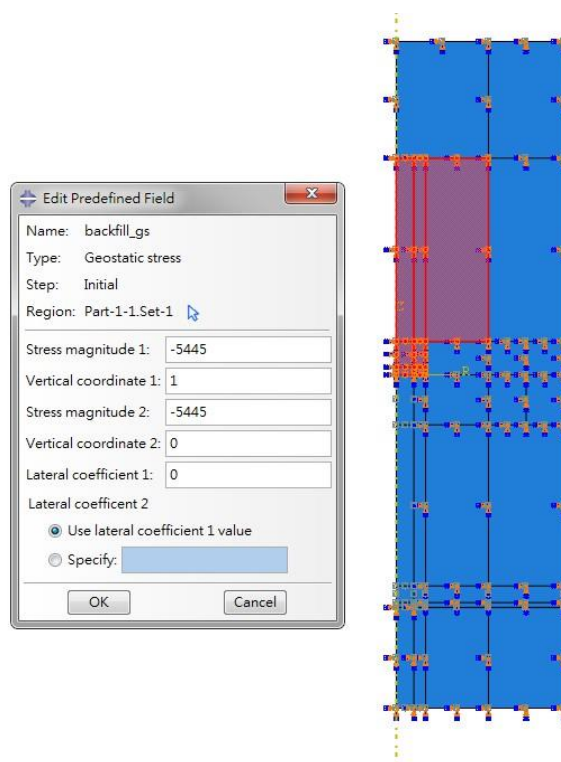


圖 4.12 回填材料大地應力設定圖

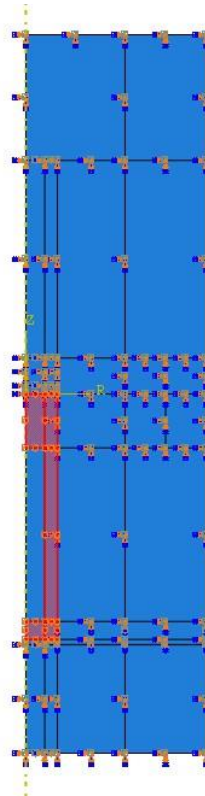
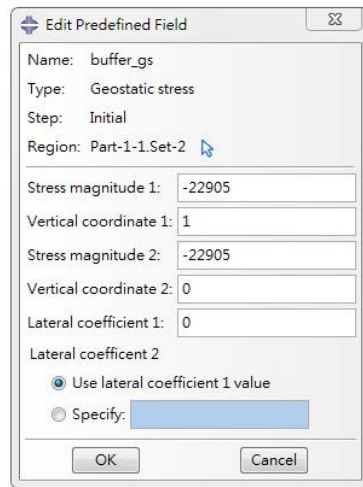


圖 4.13 緩衝材料大地應力設定圖

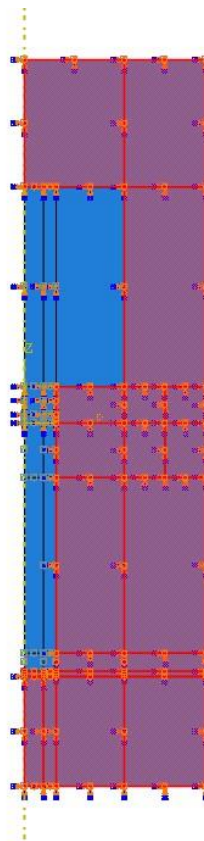
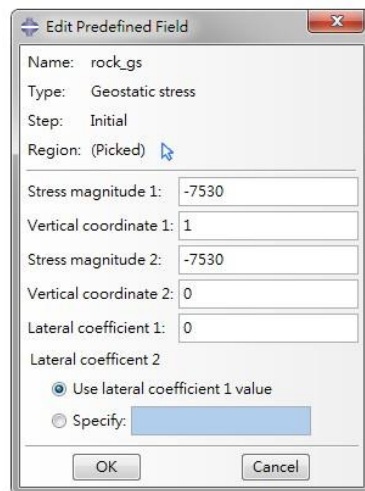


圖 4.14 母岩大地應力設定圖

#### 4.4.4 載重

由於處置場通常為位於地下數十至數百公尺，因此將模型的外側邊界施加一個載重來自處置孔的近場環境的靜水應力的壓力，深度為 500 m，施予一 4905 kPa 之應力，如圖 4.15 所示

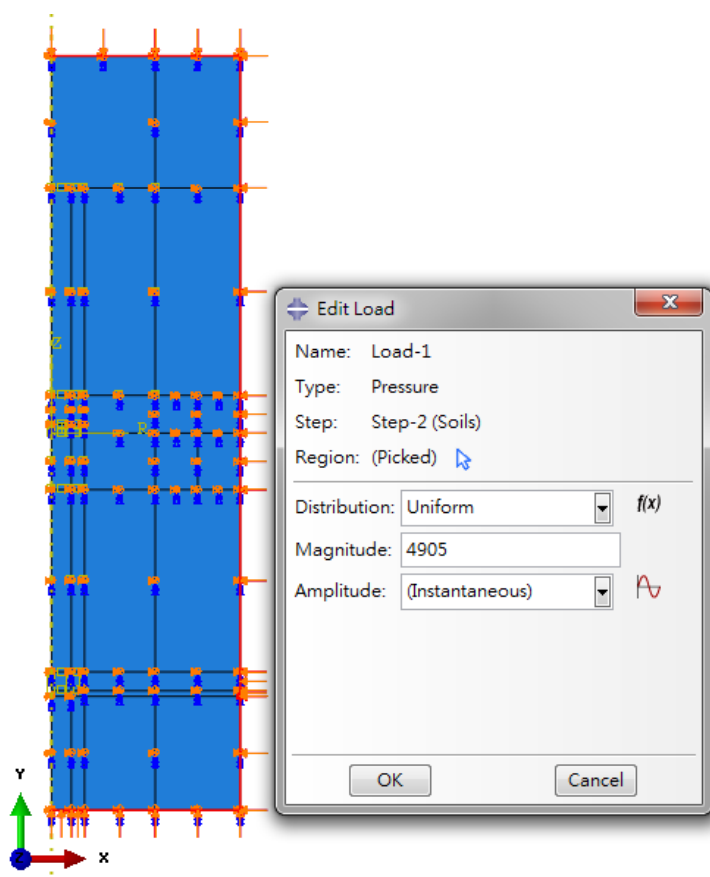


圖 4.15 載重設定圖

#### 4.4.5 邊界條件

在初始第 1 階段，參考 SKB 假設膨潤土僅受到處置罐與回填材料重量影響，將回填材料與岩石的整體邊界設定為束制情況，不允許發生位移變化，而在緩衝材料及處置罐則設定為只允許發生垂直 y 方向位移變化，並將 x 軸設定為束制，不允許發生側向的位移變化，設定的條件如圖 4.16，第 1 階段結束後，第 2 階段為模擬潛變行為變化，將整個模型束制，不允許產生位移變化，如圖 4.17 所示。



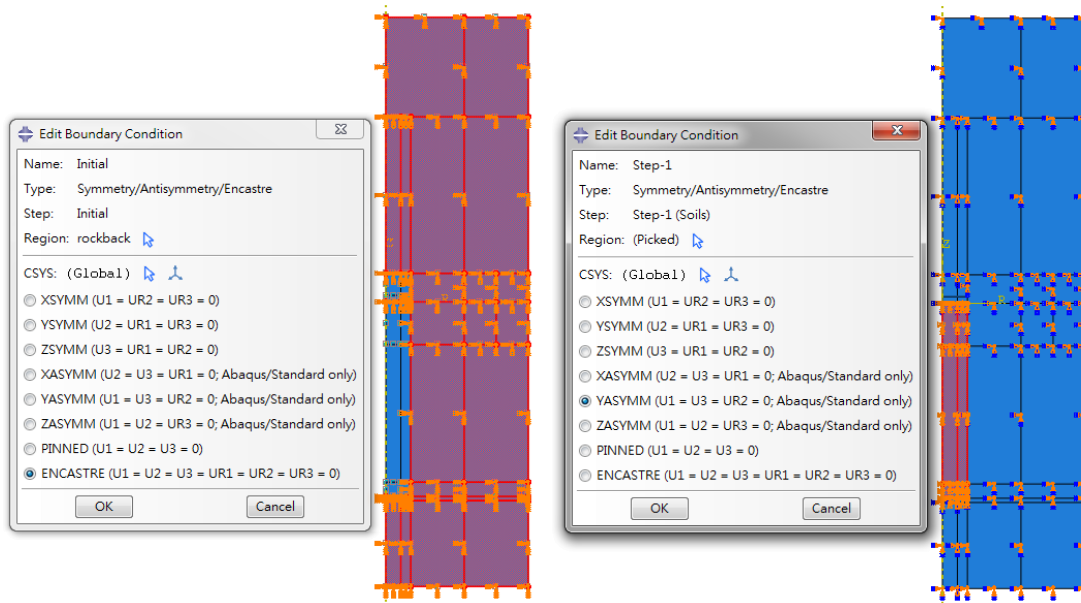


圖 4.16 第 1 階段邊界條件設定圖

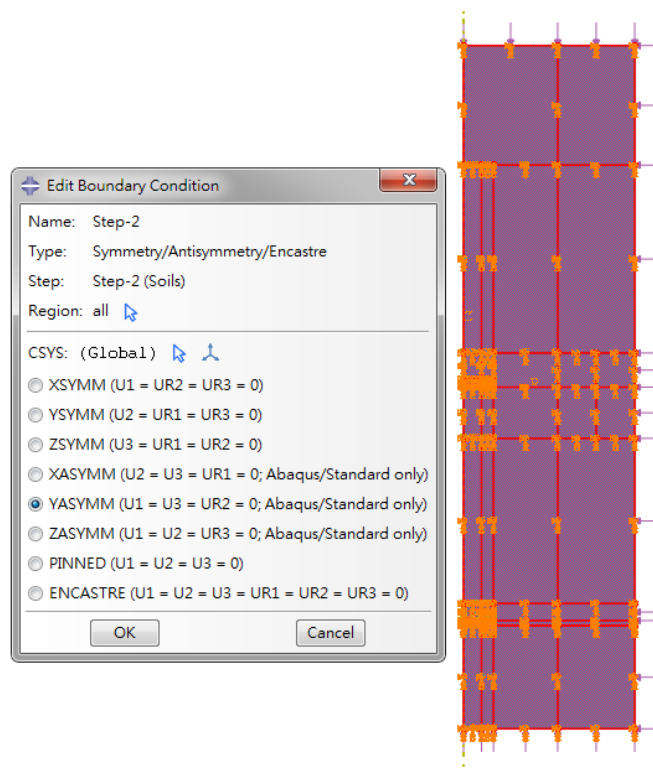


圖 4.17 第 2 階段邊界條件設定圖

## 4.5 實驗結果

### 4.5.1 單向度壓密試驗結果

在單向度壓密試驗中，主要模擬緩衝材料於未來可能承受之載重下，試驗不飽和狀態下之緩衝材料潛變行為，圖 4.18 為模擬未飽和施加一固定 0.6 MPa 至 4.8 MPa 之應力，試體高度變化情形，顯示在初始給予較大應力，試體高度瞬間降低，且試驗期間高度變化量變小。

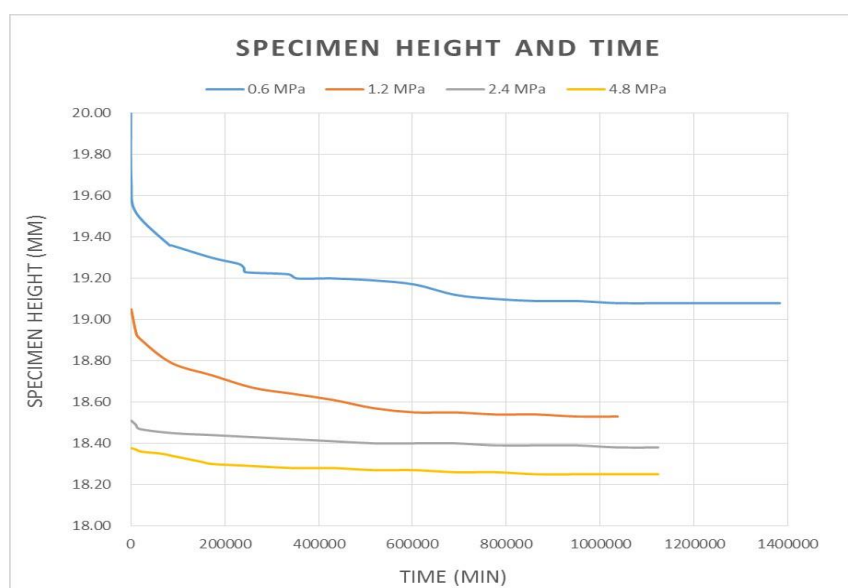


圖 4.18 單向度壓密試驗試體高度變化圖

在每一次重量加載結束後，應變計算為試體垂直位移及初始高度之比值，繪製應變和時間之關係，如圖 4.19，用以獲得其各正向應力下之應變方程式，並經推導得出應變率數據，經繪製應變率及時間關係結果如圖 4.20。

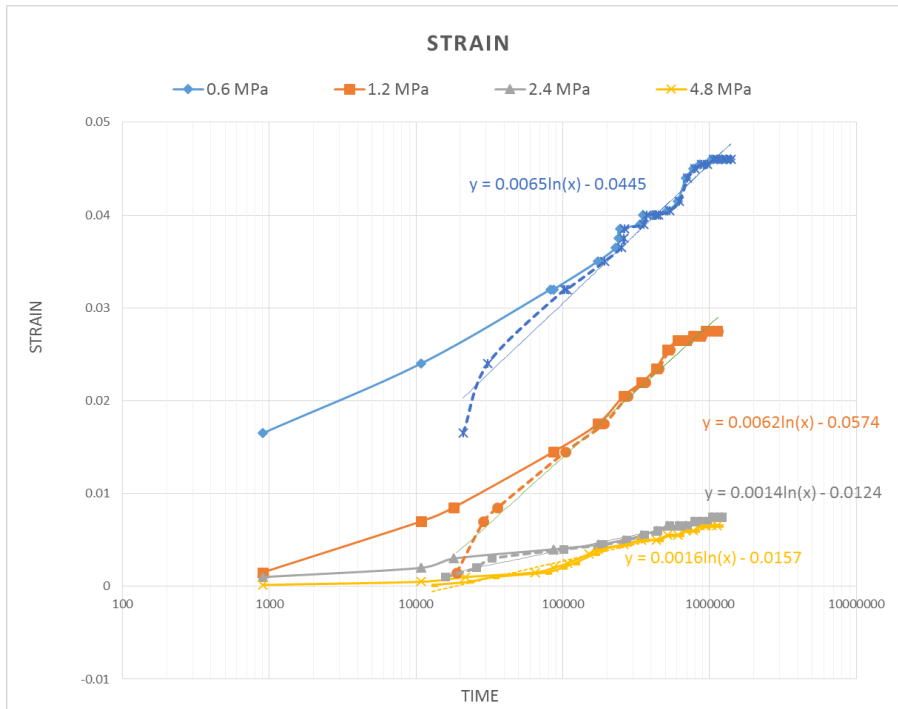


圖 4.19 單向度壓密試驗應變隨時間變化之關係圖

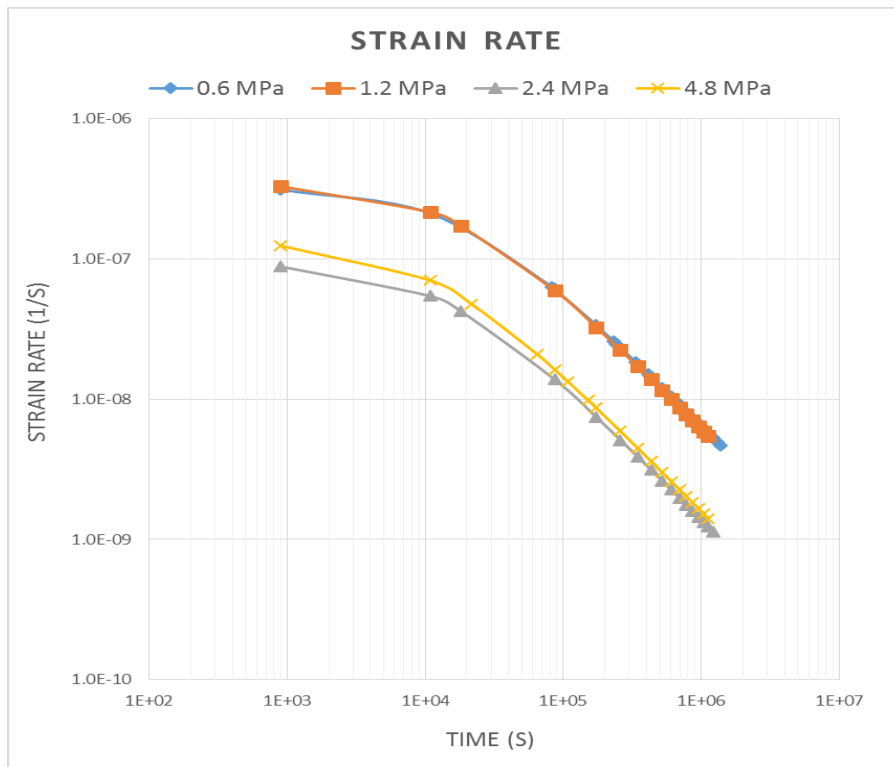


圖 4.20 單向度壓密試驗應變率隨時間變化之關係圖

接著將應變與時間之關係曲線以雙切線法求得各應力下之潛變開始時間  $t_0$ ，並重新繪製如圖 4.21，以指數法顯示其方程式，得出其潛變參數  $m=0.9$ ，然後根據 SKB TR-87-29 報告中使用之應變率與時間之關係方程式，並帶入求得之潛變開始時間  $t_0$  接著繪製成應變率與正向應力之關係，如圖 4.22，詳細數據如表 4.3，經回歸得出其方程式，將以外推得出潛變參數  $A=2*10^{-7}$  (1/s)，及此方程式之斜率為潛變參數  $\alpha=-1.206$ 。

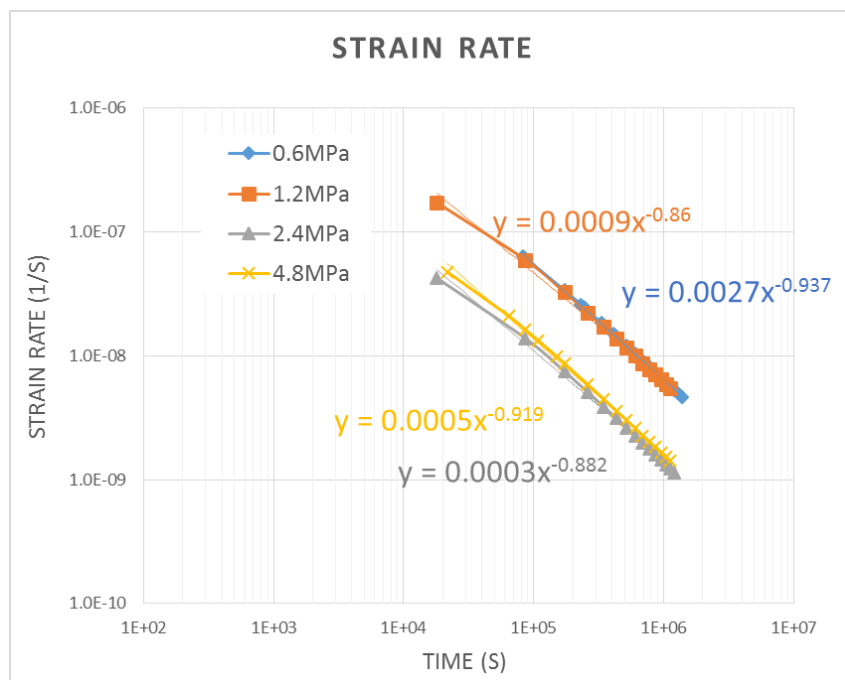


圖 4.21 單向度壓密試驗正向應力與應變率關係圖(參考 SKB TR-87-29)

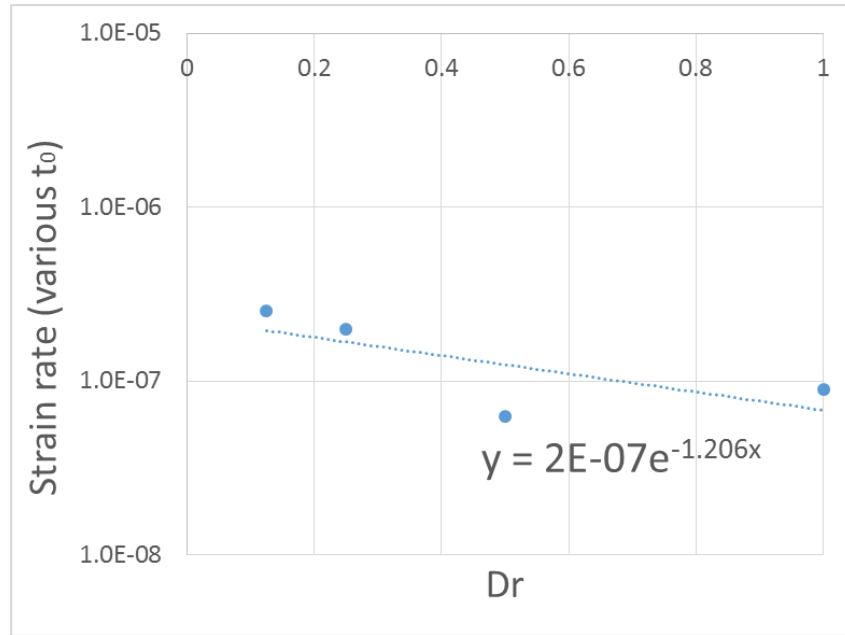


圖 4.22 單向度壓密試驗不同剪力與應變率關係圖(參考 SKB TR-87-29)

表 4.3 單向度壓密試驗時不同剪力下之應變率

Normal Stress (MPa)	Dr	Integer	t <sub>0</sub>	m	Strain rate
0.6	0.125	0.003	20000	0.937	2.52E-07
1.2	0.25	0.0027	18000	0.86	1.97E-07
2.4	0.5	0.0007	15000	0.882	6.22E-08
4.8	1	0.0008	12000	0.919	8.92E-08
<b>Average</b>				0.90	

根據 SKB TR-88-30 報告中，表示潛變行為穩定時間為 10000 s，故將圖 4.20 之數據取 10000 s 後之數據並重新繪製如圖 4.23，透過顯示其方程式得出潛變參數之 m 值= 0.88，並且繪製於 10000 s 不同剪力下之應變率關係圖，如圖 4.24，詳細數據如表 4.4，回歸得出其關係方程式，將方程式外推對應之應變率之值，即為潛變參數  $A=4*10^{-7}$  (1/s)，斜率即為潛變參數  $\alpha=-1.912$ ，於 SKB 報告中 10000 s 時應力與應變( $\sigma_1/\sigma_f$ )之比值為 0.5，結果經得出為  $\dot{\epsilon} = 1.54*10^{-7}$  (1/s)。

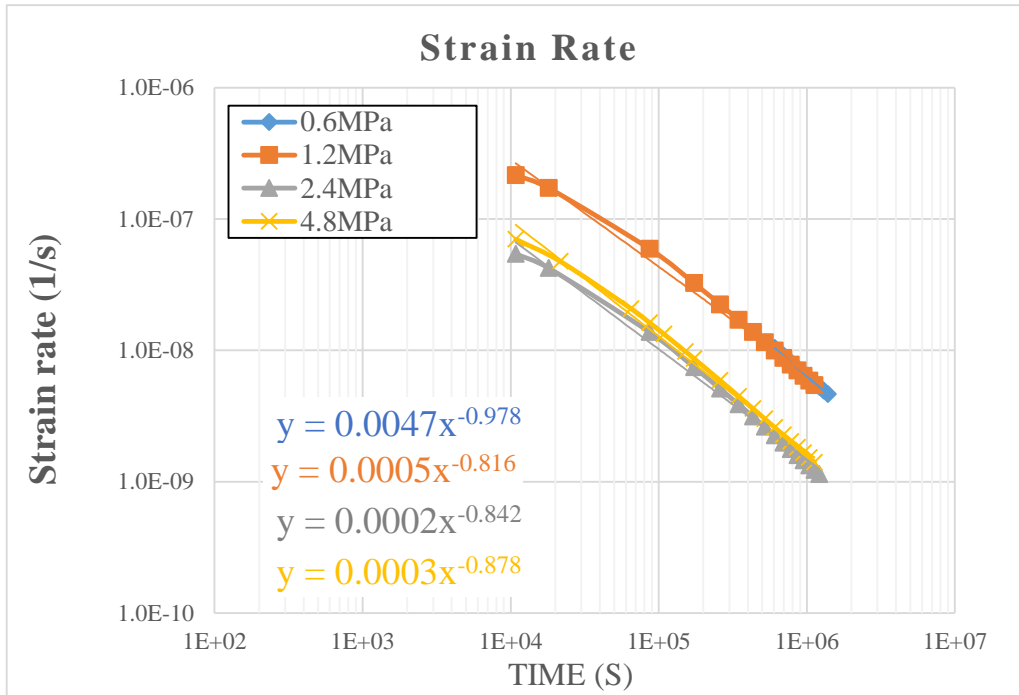


圖 4.23 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力與應變率關係(參考 SKB TR-88-30)

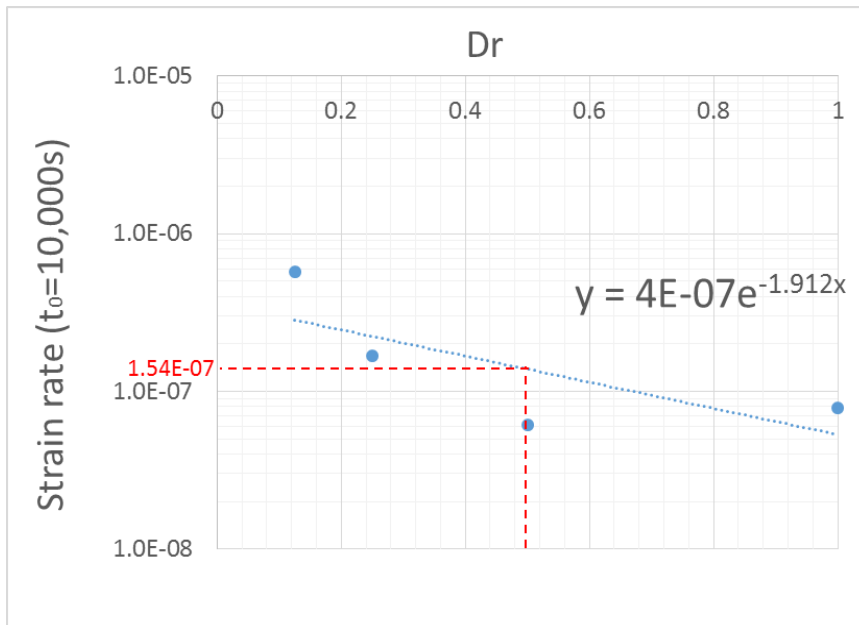


圖 4.24 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力與應變率關係(參考 SKB TR-88-30)

表 4.4 單向度壓密試驗 10000s 時不同剪力之應變率

$\sigma_1/\sigma_f$	Integer	$t_0$	m	Angular strain rate
0.125	0.0047	10000	0.978	5.76E-07
0.25	0.0005	10000	0.816	1.69E-07
0.5	0.0002	10000	0.842	6.09E-08
1	0.0003	10000	0.878	7.86E-08
<b>Average</b>			0.88	

#### 4.5.2 直接剪力試驗結果

下圖 4.25 顯示出 SPV200 膨潤土之剪力強度隨著含水量的提高而降低，且隨著含水量的增加，對於膨潤土之峰值強度逐漸向右位移，SPV200 之初始含水量為 11.1%，在水平位移 1.27 mm 處達到最大 1236.48 kPa 之剪力強度；在含水量 20% 試體下，水平位移 1.29 mm 處達到 1020.75 kPa 之剪力強度；而在較高含水量 29% 的試體下，水平位移達 1.61 mm 時，得到最大之剪力強度 887.56 kPa。

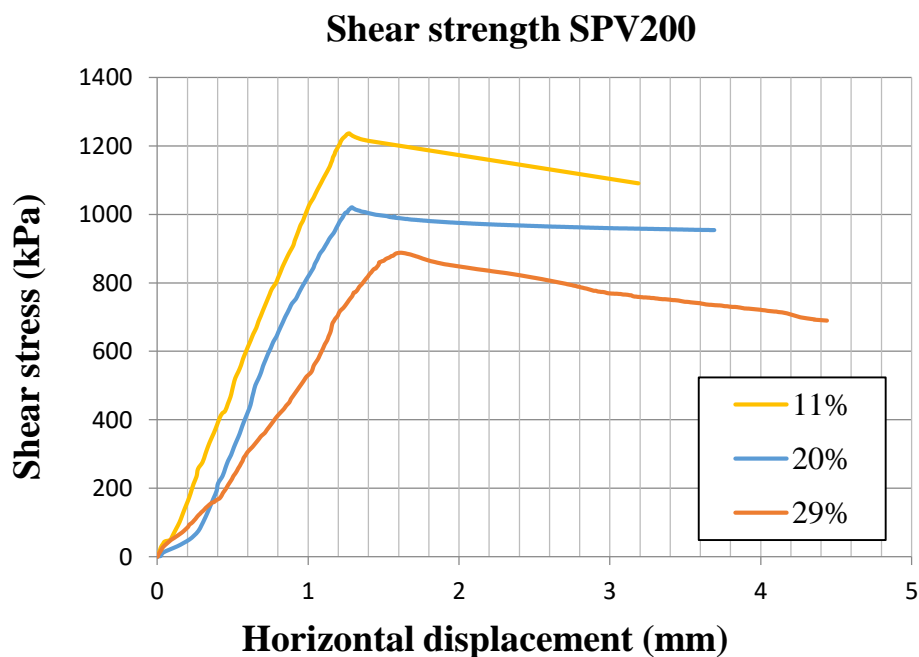


圖 4.25 SPV200 於乾密度  $1.6 \text{ kg/m}^3$  下不同含水量之剪應力與水平位移關係

在直接剪力試驗中，垂直位移之監測應施加正常應力下 1 小時後開始，目的使試體固化，然後將量測之錶歸零，隨後開始進行試驗，圖 4.26 顯示出水平及垂直位移關係，圖 4.27 顯示出膨潤土試體在進行直接剪力試驗中試體變形的過程。在自然含水量 11.1% 時，施加一正向應力 1 小時後，試體高度被壓縮了 0.014 mm，而在剪切過程中，試體高度仍會持續降低；在含水量 20% 之試體中，試體高度因正向應力壓縮了 0.02 mm，隨著在剪切過程中逐漸被壓縮，但伴隨的膨潤土的回脹特性，在進行直接剪力試驗之前，試體高度僅被壓縮了 0.022 mm，並在試驗過程中持續回脹。表 4.5 為試驗 2 小時後不同含水量之水平位移和實際剪切速率。

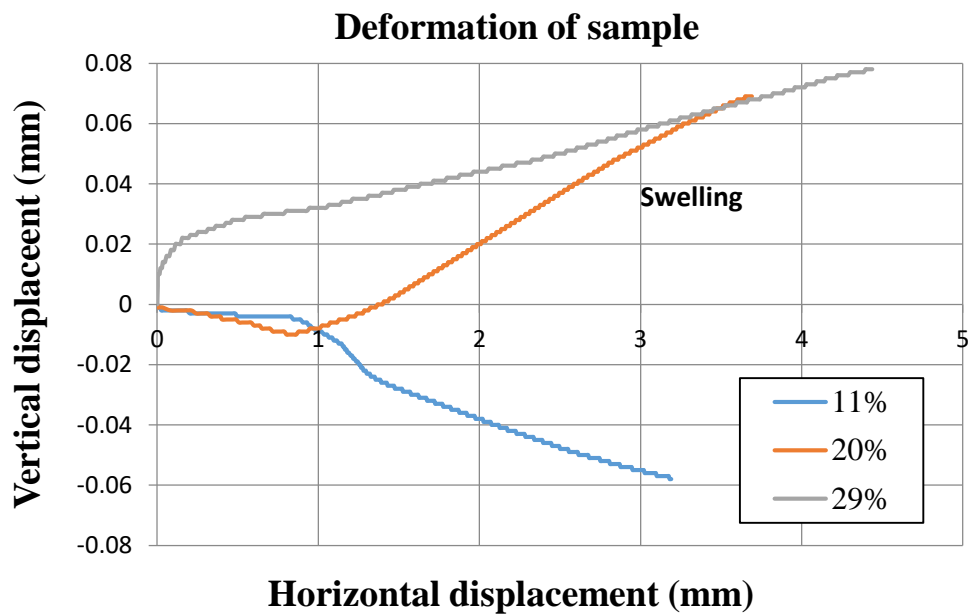


圖 4.26 直剪試驗水平及垂直位移關係



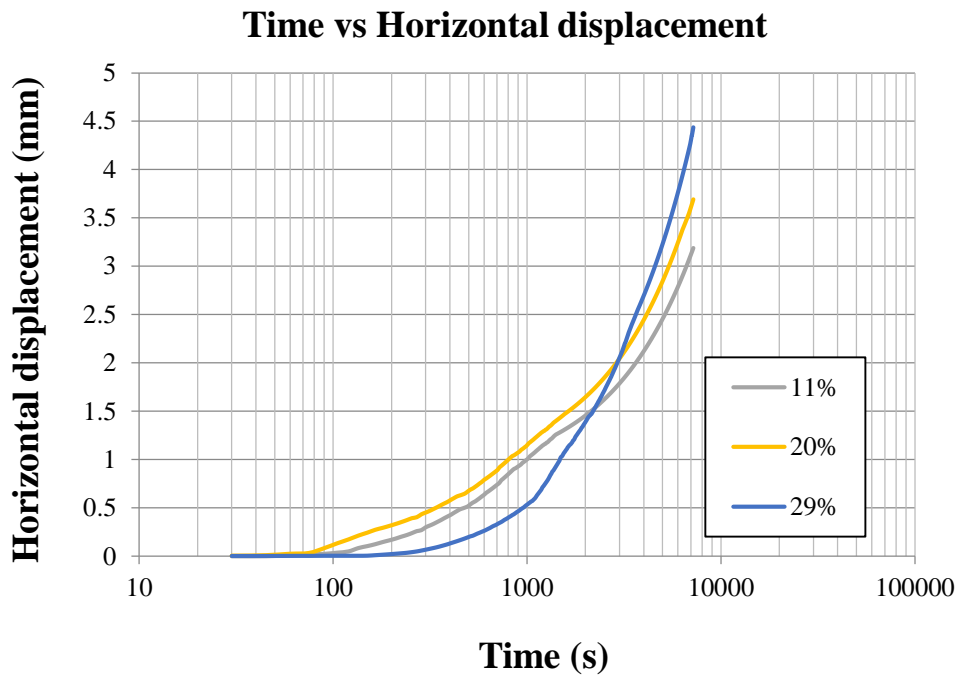


圖 4.27 隨著時間變化之不同含水量水平位移變化

表 4.5 不同含水量之實際剪切速率

Water content %	Time		$\Delta_h$ (mm)	Actual shear rate (mm/min)
	(s)	(min)		
11.1	7200	120	3,19	0,027
20.2	7200	120	3,69	0,031
29.2	7200	120	4,44	0,037

另外，壓製不同乾密度之試體進行試驗，圖 4.28 為不同乾密度之水平位移及剪應力關係圖，顯示出隨著乾密度的提高有著較大的剪應力，然而隨著初始乾密度的下降，最大峰值剪力強度逐漸向右位移，在乾密度  $1.8 \text{ kg/m}^3$  下，在水平位移  $0.093 \text{ mm}$  有著  $1315.98 \text{ kPa}$  剪力強度，而在  $1.5 \text{ kg/m}^3$  乾密度下；最大剪應力  $1157.06 \text{ kPa}$  發生在水平位移  $1.42 \text{ mm}$  時。

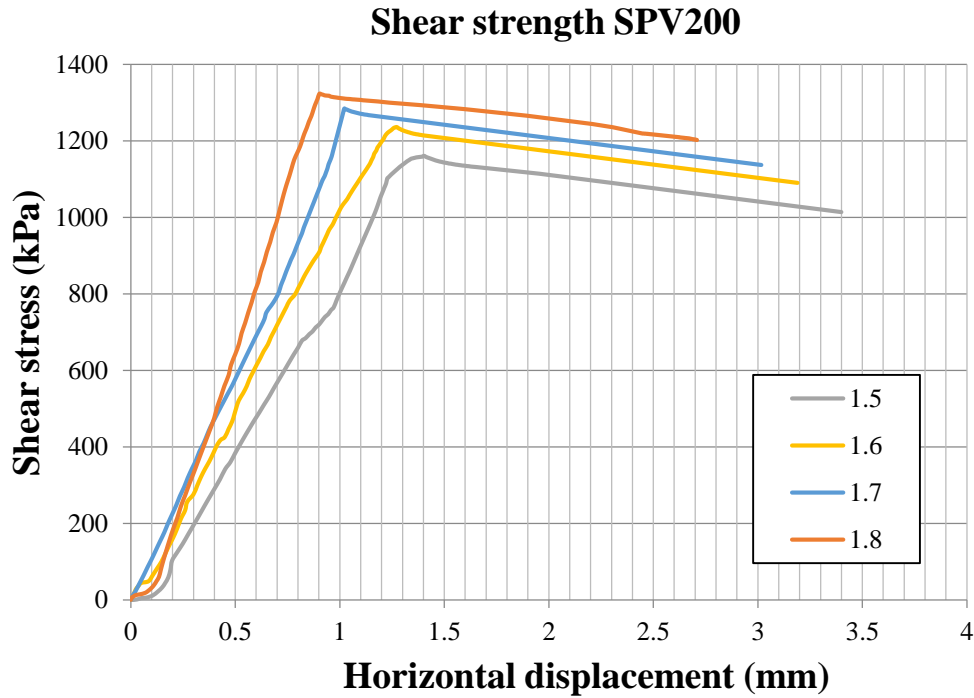


圖 4.28 SPV200 於不同乾密度下之剪應力與水平位移關係

同樣垂直位移之監測施加一正常應力下 1 小時後開始，目的使試體固化，然後將量測之錶歸零，隨後開始進行試驗，圖 4. 29 顯示出水平及垂直位移關係圖及圖 4.30 顯示出膨潤土試體在進行直接剪力試驗中試體變形的過程。在自然含水量 11.1% 時，施加一正向應力 1 小時後，試體高度被壓縮，而在剪切過程中，試體高度會持續降低，直至試驗結束，詳細剪力與位移關係如表 4. 6。

表 4.6 不同乾密度下之位移與實際剪切速率

Dry density (g/cm <sup>3</sup> )	Time		$\Delta_h$ (mm)	Actual shear rate (mm/min)
	(s)	(min)		
1.5	7200	120	3.4	0.028
1.6	7200	120	3.19	0.027
1.7	7200	120	3.016	0.025
1.8	7200	120	2.709	0.023

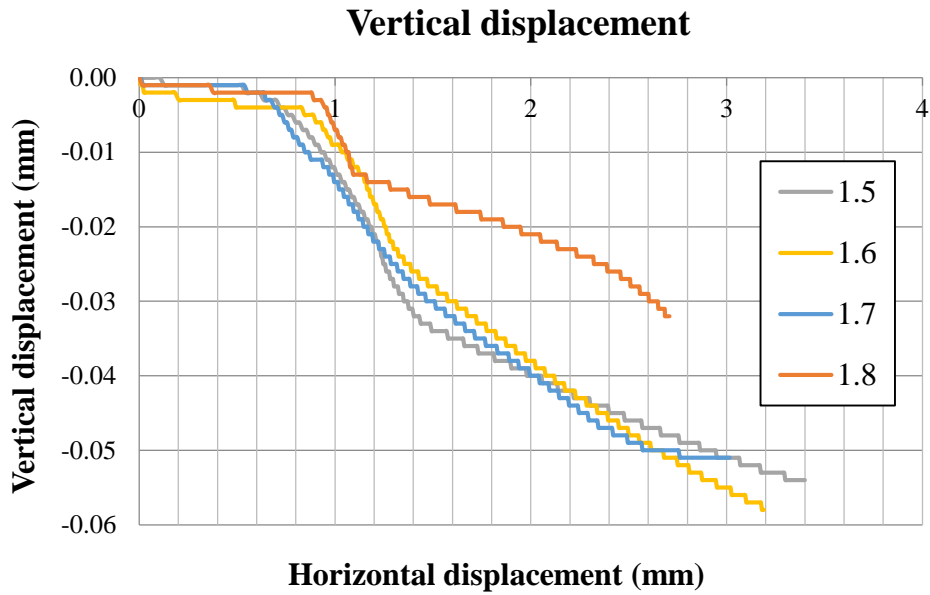


圖 4.29 不同乾密度下直剪試驗之水平及垂直位移關係

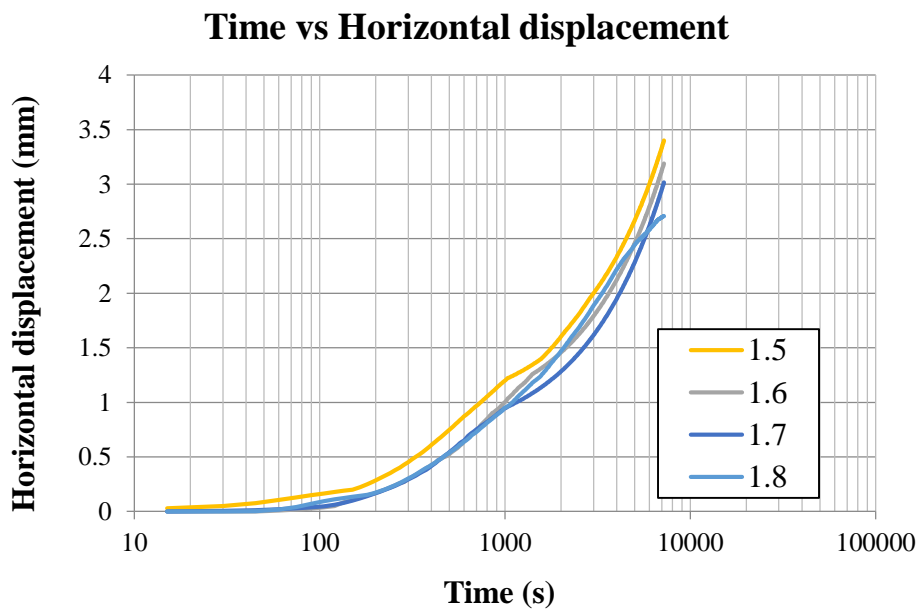


圖 4.30 隨著時間變化之不同乾密度下水平位移變化

為獲得潛變參數，進行應力控制之直接剪力試驗規劃為以自然含水量下調配 29.2% 含水量且乾密度  $1.6 \text{ kg/m}^3$  試體，並參考上節成果，以施予不同剪力比例 ( $0.2\tau_f$ 、 $0.4\tau_f$ 、 $0.6\tau_f$ 、 $0.8\tau_f$ ) 進行試驗，透過應變計算為位移和初始高度的比率，繪製應變與時間之關係如圖 4.31 所示，並經推導之後繪製成應變率及時間關係如圖 4.32 所示。

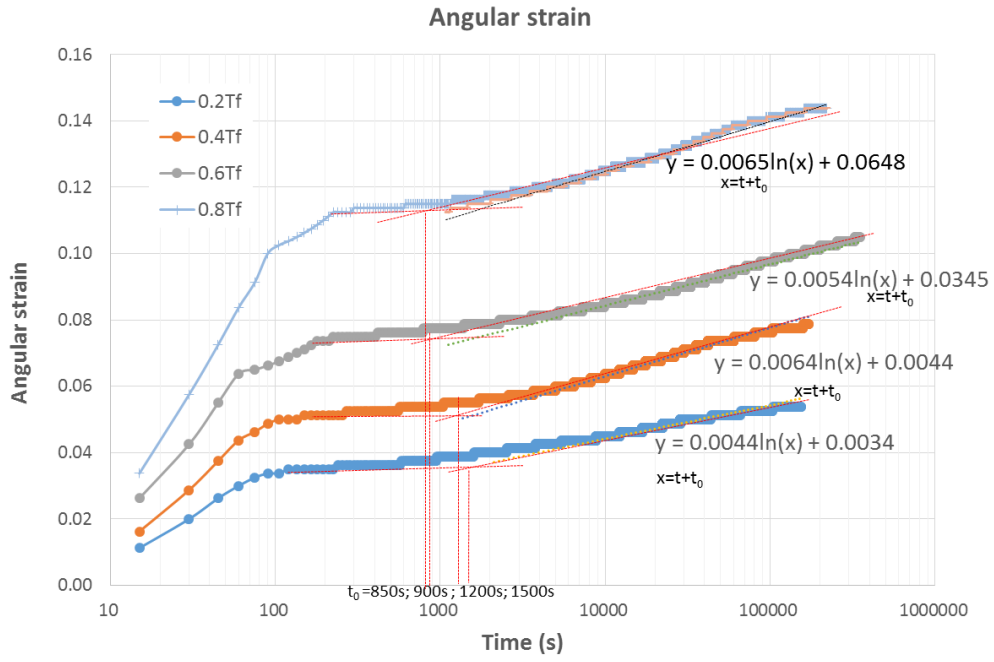


圖 4.31 應力控制之直接剪力試驗應變與時間關係圖

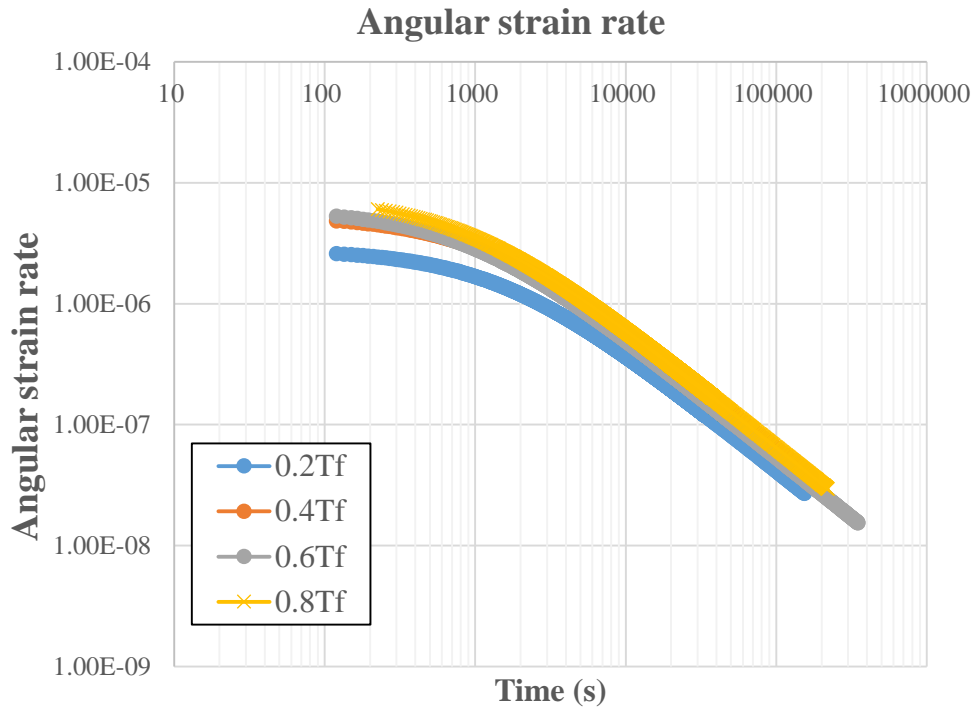


圖 4.32 應力控制之直接剪力試驗應變速率與時間關係圖

接著將圖 4.31 應變與時間之關係曲線以雙切線法求得各應力下之潛變開始時間  $t_0$ ，將圖 4.32 重新繪製如圖 4.33，以指數法顯示其方程式，得出其潛變參數  $m=0.922$ ，然後根據 SKB TR-87-29 報告中使用之應變率與時間之關係方程式，並帶入求得之潛變開始時間  $t_0$  接著繪製成應變率與剪力之關係，如圖 4.34，經回歸得出其方程式，將以外推得出潛變參數  $A=2*10^{-6}$  (1/s)，及此方程式之斜率為潛變參數  $\alpha=1.06$ ，詳細數據如表 4.7。

表 4.7 直接剪力試驗時不同剪力下之應變率

Dr	Integer	$t_0$ (s)	m	Angular strain rate (mm/min)
0.20	0.0025	1500	0.93	2.78E-06
0.40	0.0027	1200	0.913	3.86E-06
0.60	0.0025	900	0.93	4.47E-06
0.80	0.00	850	0.916	5.39E-06
Average			0.922	

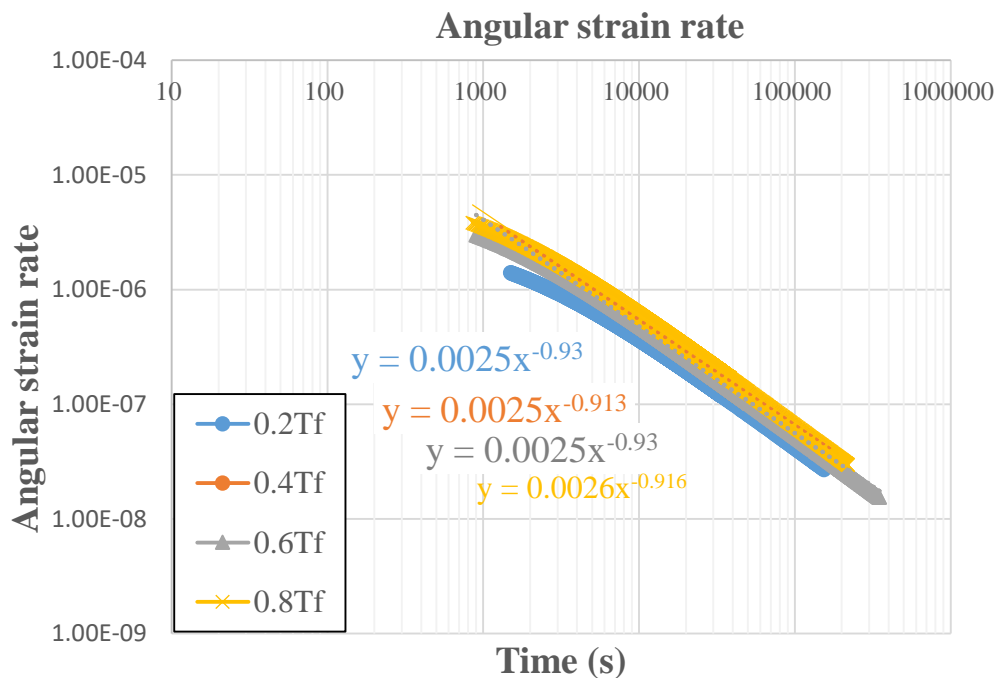


圖 4.33 直接剪力試驗應變率與時間關係圖

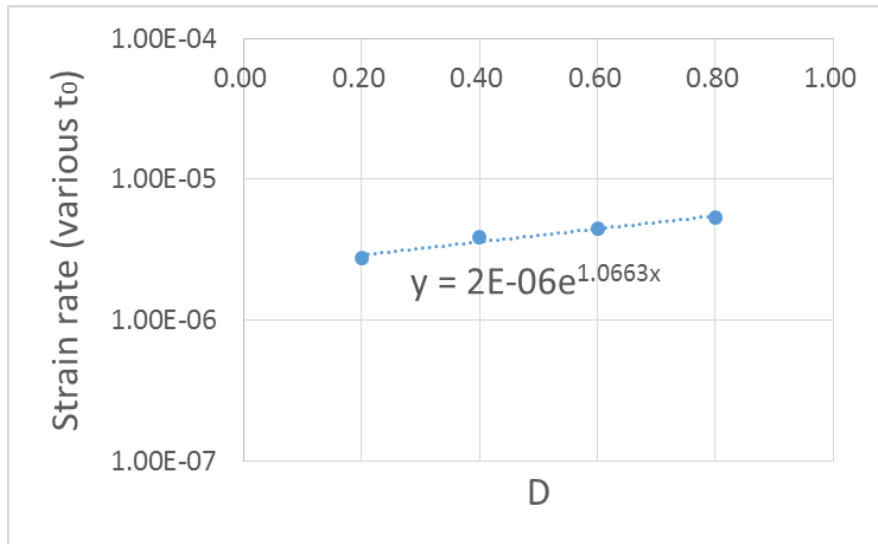


圖 4.34 直接剪力試驗不同剪力與應變率關係圖

根據 SKB TR-88-30 報告中，表示潛變行為穩定時間為 10000 s，故將圖 4.32 之數據取 10000 s 後之數據並重新繪製如圖 4.35，透過顯示其方程式得出潛變參數之 m 值=0.96，接著並且繪製於 10000 s 不同剪力下之應變率關係，如圖 4.36，詳細數據如表 4.8，回歸得出其關係方程式，將方程式外推對應之應變率之值，即為潛變參數  $A=4*10^{-7}$  (1/s)，斜率即為潛變參數  $\alpha=0.689$ ，於 SKB 報告中 10000 s 時應力與應變之比值為 0.5，結果經得出為  $\dot{\gamma} = 5.65*10^{-7}$  (1/s)。

表 4.8 直接剪力試驗 10000s 時不同剪力之應變率

Dr	Integer	t <sub>0</sub> (s)	m	Angular strain rate (mm/min)
0.20	0.0023	10000	0.948	3.71E-07
0.40	0.0041	10000	0.961	5.87E-07
0.60	0.0041	10000	0.976	5.11E-07
0.80	0.0048	10000	0.973	6.16E-07
Average			0.96	

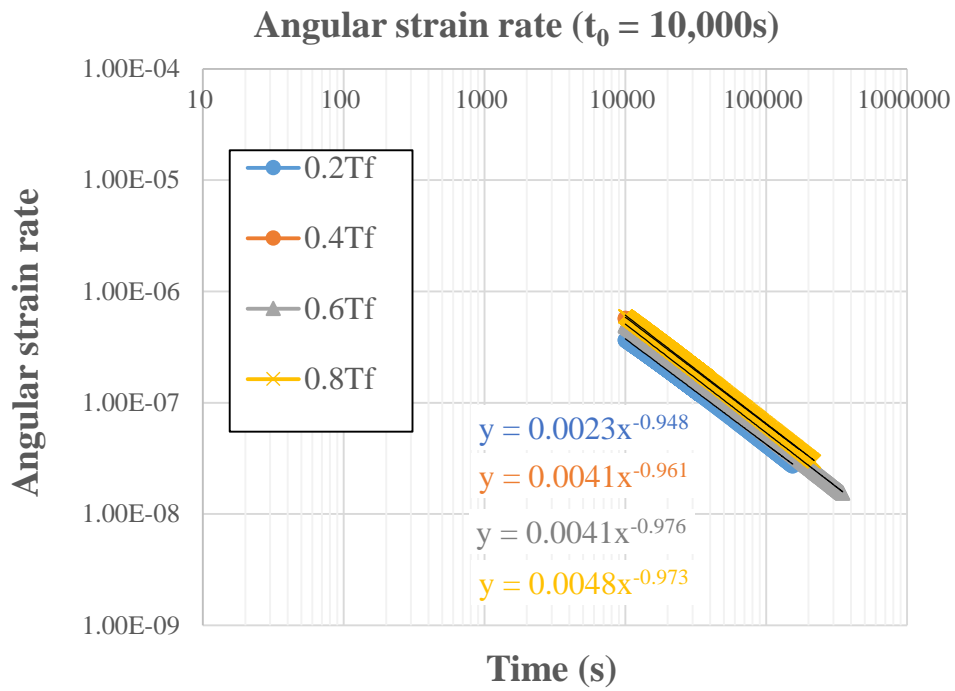


圖 4.35 直接剪力試驗應變率與時間關係圖( $t_0=10000s$ )(參考 SKB TR-88-30)

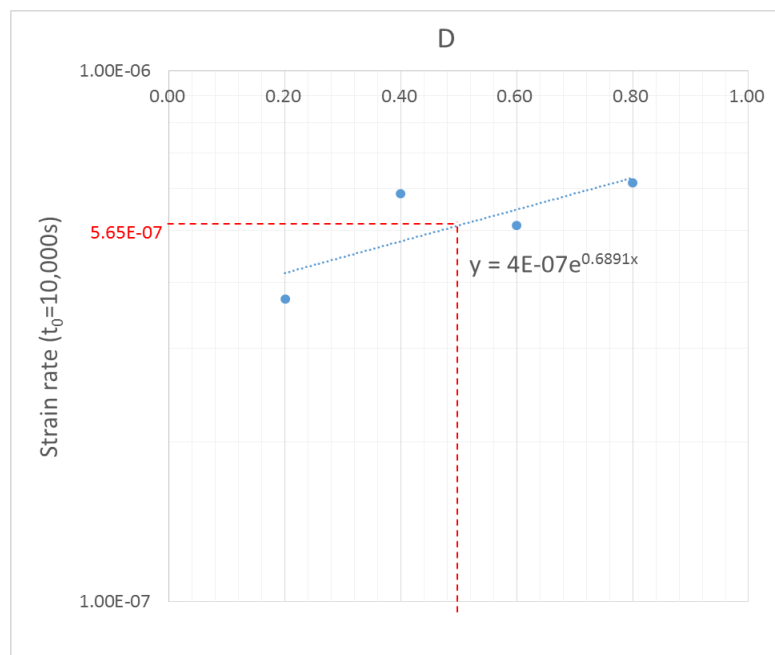


圖 4.36 直接剪力試驗( $t_0=10000 s$ )不同剪力與應變率關係圖(參考 SKB TR-88-30)

### 4.5.3 潛變模型模擬建立結果

本研究根據上述模擬設定，在第一階段情境中，若僅考慮計算處置罐重量，結果顯示垂直 y 方向在處置罐下方 1.29 mm 的最大變形位移，如圖 4.37，這意味著處置罐發生升降起伏，而在模擬 100000 年後，緩衝材料與回填材料接觸之界面產生最大位移，與 SKB 模擬如圖 4.38 有相同之情形。

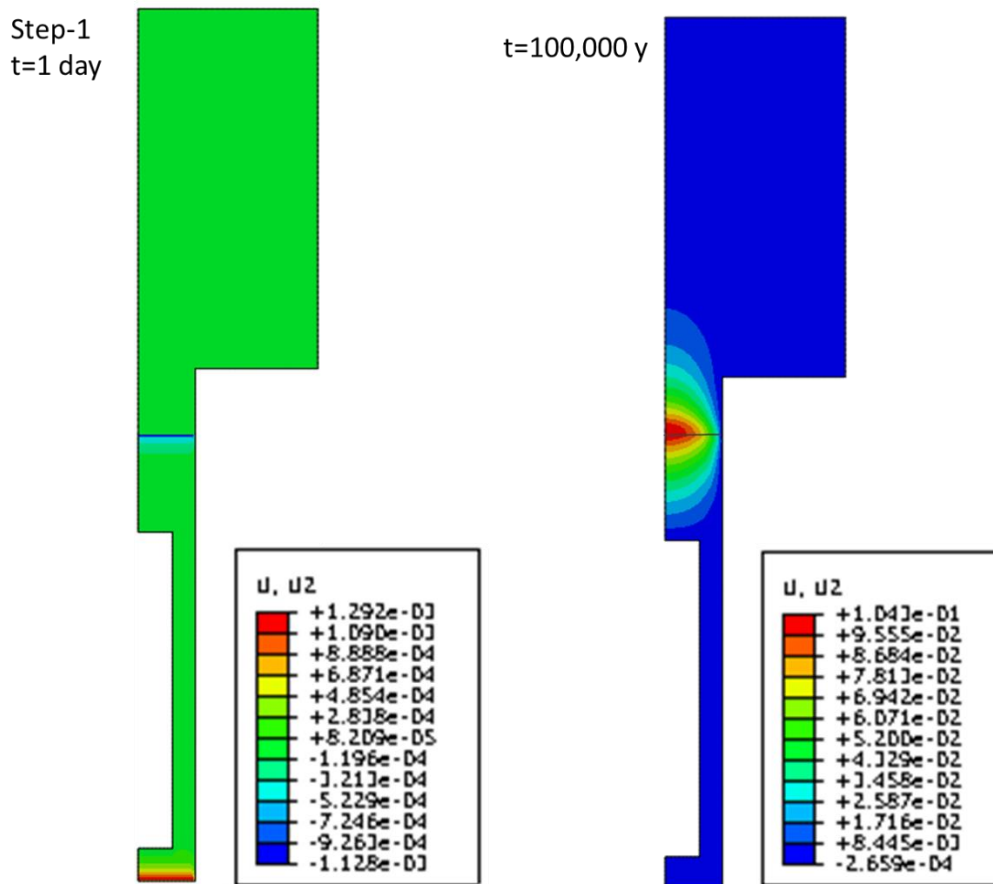


圖 4.37 垂直位移變化(m)初始狀態(左圖) 模擬 100000 年後(右圖)



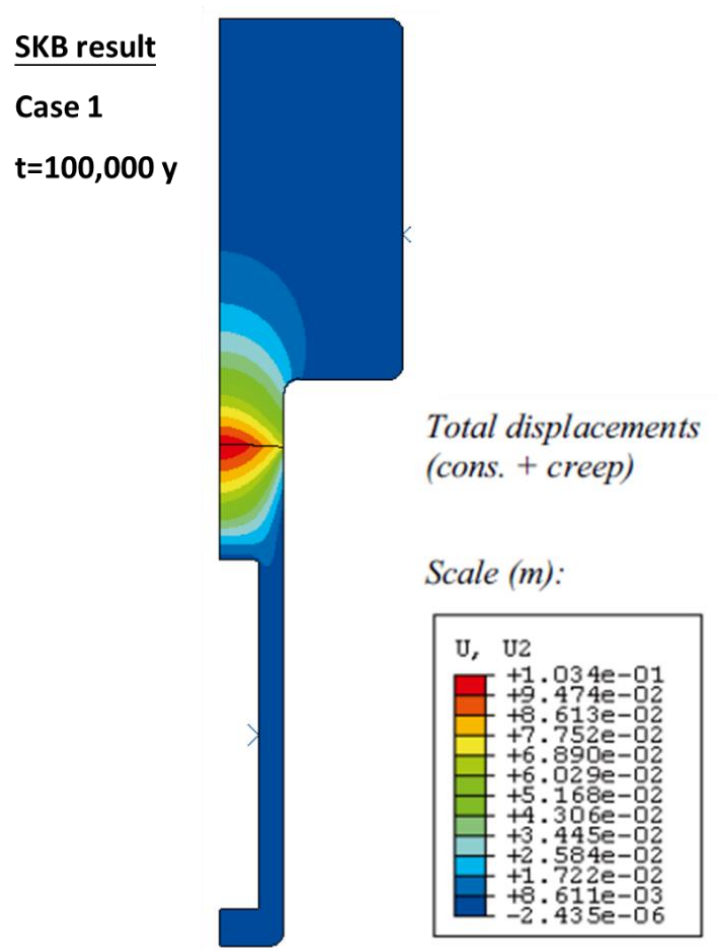


圖 4.38 垂直位移變化(m)之模擬 100000 年後(SKB)

如圖 4.39 所示，在潛變階段時處置罐的位移被高估，原因自潛變計算中在 1 秒時開始計算，並且在 105 秒後潛變為 0.5 mm，由於剪力強度和楊氏係數的值是基於在 1-10 天之間的測試，因此這種潛變行為已經包含在整個模型中，且模擬計算之潛變結果實際上應該在該時間後開始，然而這種估計是保守的(產生過大的潛變變形)，並且實際時間起點並沒有被完整的定義，因此結果尚未得到正確的修正。

來自不同階段之處置罐位移變化(模擬)

僅回脹行為：1.48 mm

僅潛變行為：0.12 mm

總位移變化(回脹及潛變)：1.6 mm

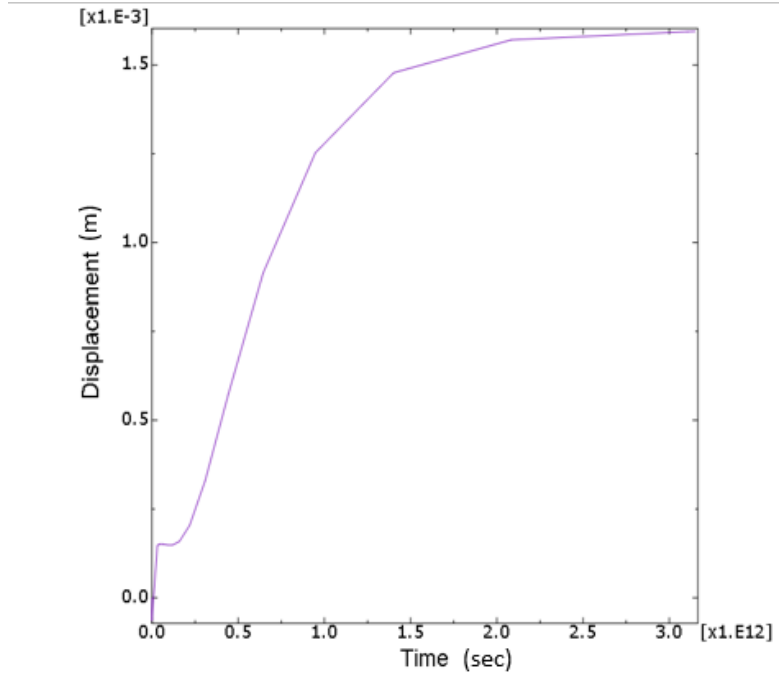


圖 4.39 處置罐因回脹及潛變隨著時間變化之位移變化

SKB 報告結果如圖 4.40 所示：

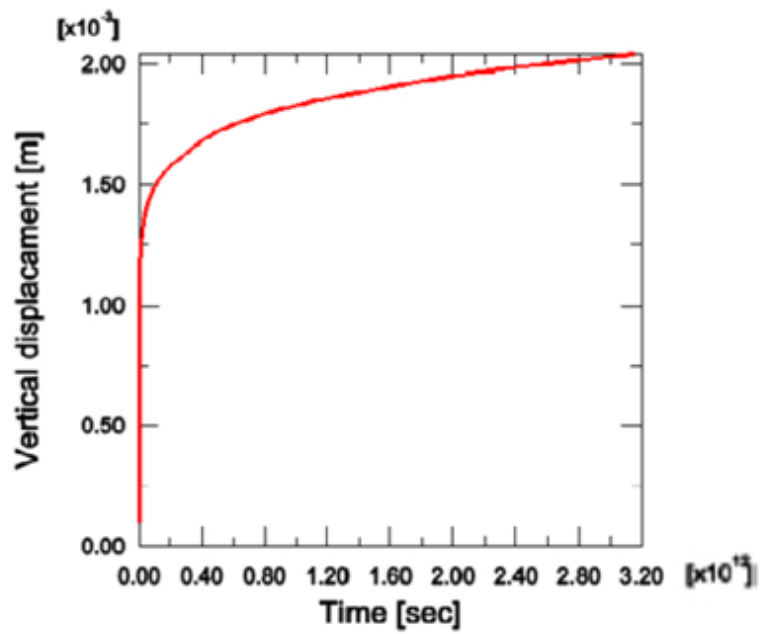


圖 4.40 處置罐因潛變隨著時間之位移變化(SKB)

在步驟 2 中，將母岩及回填材料納入受到地下水入侵時吸水的計算，圖 4.41 結果顯示出地下水入侵時向上回脹能力高於在潛變階段時的回脹能力，且處置罐的重量對於緩衝材料與回填材料間的界面向上位移影響佔有重要的主導地位。

來自不同階段緩衝材料與回填材料接觸面之位移變化(模擬)

僅回脹行為：87 mm

僅潛變行為：14 mm

總位移變化(回脹及潛變)：101 mm

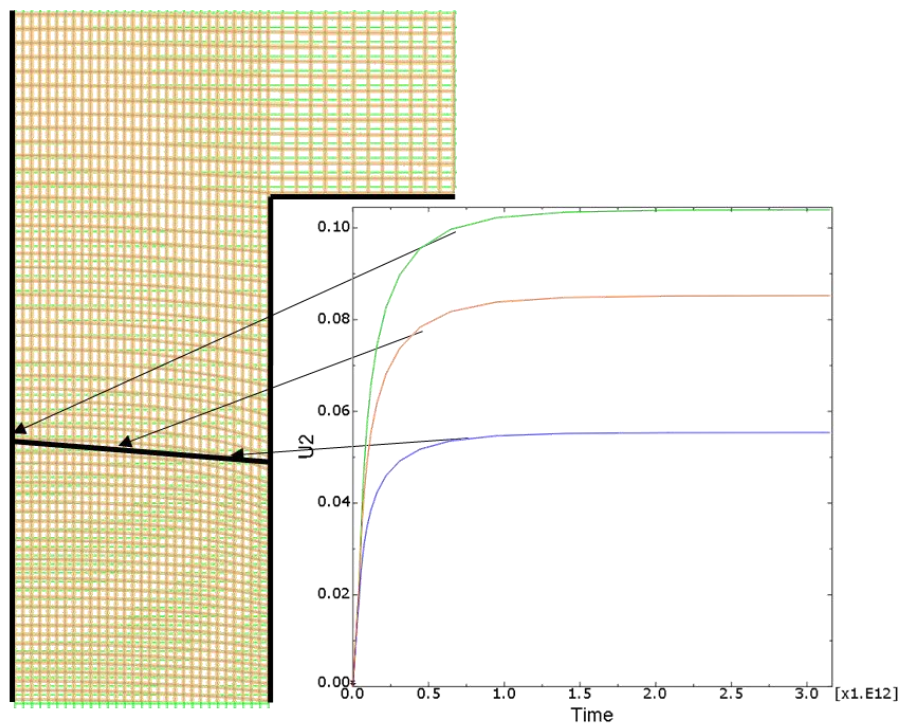


圖 4.41 緩衝材料與回填材料界面隨時間變化之潛變行為

SKB 結果顯示來自不同階段緩衝材料與回填材料接觸面之位移變化如圖 4.42(SK B)

僅回脹行為：95 mm

僅潛變行為：12 mm

總位移變化(回脹及潛變)：107 mm

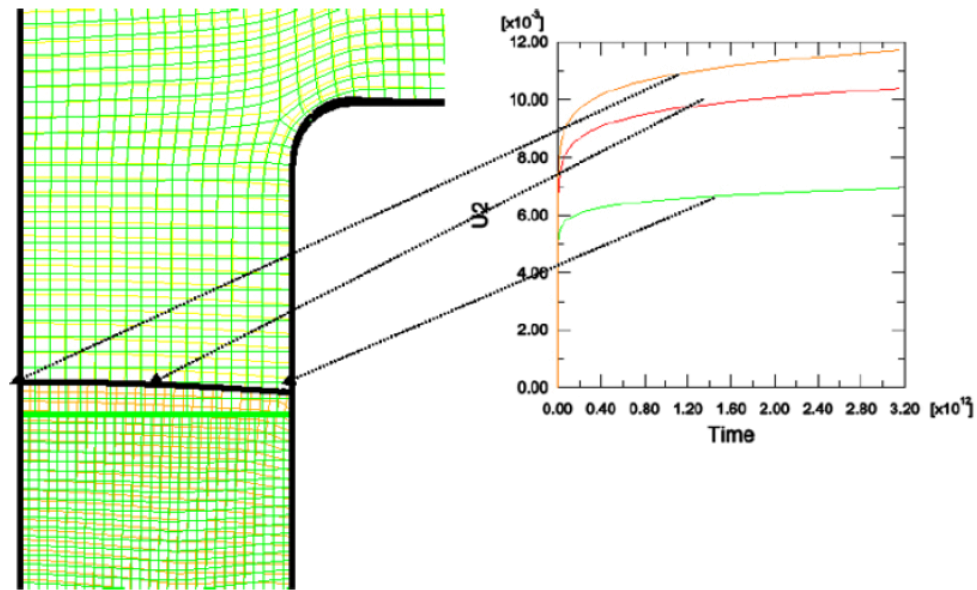


圖 4.42 緩衝材料與回填材料界面隨時間變化之潛變行為(SK B)

回脹 swell 行為、壓密 consolidation 作用及潛變 Creep 行為對於緩衝材料之平均壓力影響如圖 4.43，緩衝材料因回脹降低了上部的回脹壓力，且潛變行為對於緩衝材料與回填材料接觸地方的壓力沒有顯著的影響。經模擬結果表示潛變行為發生在處置罐上方，且回脹壓力僅稍微降低至約 700 kPa，而在 SKB 報告中模擬結果則為 500 kPa，如圖 4.44。

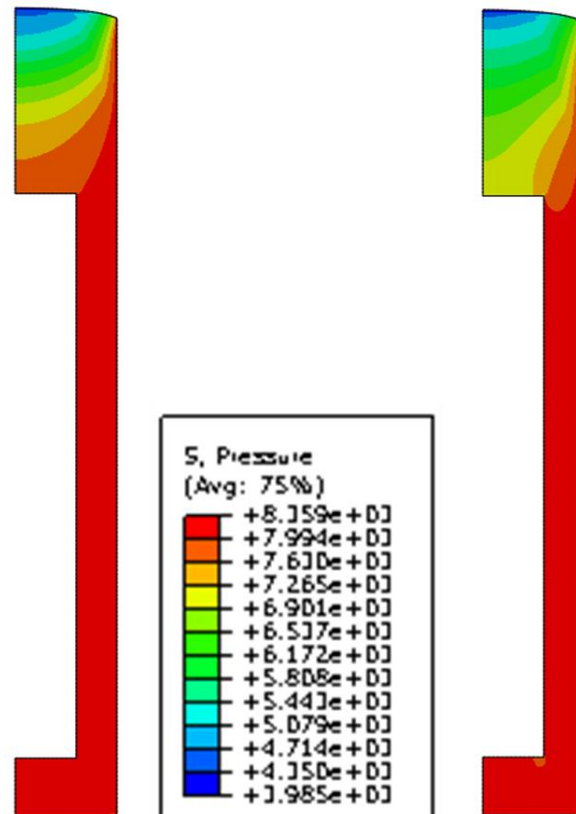


圖 4.43 回脹與壓密作用後之平均應力(左圖)和潛變行為後(右圖)

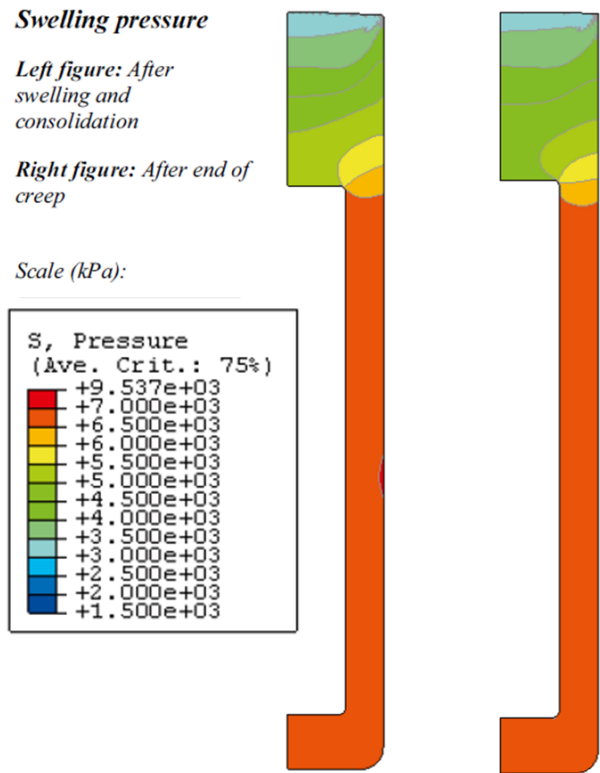


圖 4.44 回脹與壓密作用後之平均應力(左圖)和潛變行為後(右圖)(SKB)

## 第五章、結論與審查重點

### 5.1 結論

1. 第二章韓國小型試驗中，所進行之試驗與本子計畫同樣於恆溫水槽中試驗，並利用 ABAQUS 有限元素程式進行驗證，與本子計畫不同為韓國試驗必須於不同天數後進行拆卸並量測其含水量變化，且發現在進水口端皆有較高的含水量。

韓國 ABAQUS 數值模擬之結果與試驗有相當符合之趨勢，其在模擬參數選擇上及模型建立模式可供本研究參考應用。

2. 第三章 TDR 於 T-H-M 小型耦合試驗，主要延續去年度計畫  $1.4 \text{ g/cm}^3$  成果，並建立  $1.5 \text{ g/cm}^3$ 、 $1.6 \text{ g/cm}^3$  之含水量-視介電常數-溫度三相圖，以進行較高乾密度之 T-H-M 小型耦合試驗，並於進行較高溫度試驗時，先將進水口封閉，待溫度達設定溫度及平衡後開放進水口開始試驗，較符合於實際之緩衝材料先受到衰變熱影響再受到地下水入侵之情況。

- (1) 在 T-H-M 小型耦合試驗中，因膨潤土自身回脹特性，於底部吸水時產生回脹，底部之膨潤土回脹推擠上部之膨潤土，造成試體內部乾密度的變化，使在利用 TDR 系統及三相圖量測計算時產生失準。

- (2) 使用 ABAQUS 有限元素程式模擬，可以良好顯示含水量變化，但在進水瞬間底層含水量瞬間提升，透過實驗驗證，發現底部約 0.5 公分處有明顯進水痕跡，推測膨潤土在水進入因本身回脹能力尚未發展，導致含水量迅速升高。

- (3) 經由每次 T-H-M 小型耦合試驗後拆卸後，烘乾秤重後之重量含水量，搭配 ABAQUS 模擬之試體乾密度變化，並與數值模擬含水量進行比較，結果非常接近，表示試體內部因吸水回脹產生乾密度變化。

3. 在本研究中，為探討不同飽和狀態之膨潤土，孔隙比及回脹壓力下緩衝材料的長期潛變行為，參考 SKB 報告中潛變行為相關文獻，並建立剪力控制之直接剪力試驗及單向度壓密試驗儀器規劃及實驗流程，且透過實驗取得潛變行為之參數。

- (1) 在一般應變控制之直接剪力試驗中，剪力強度隨著含水量的提高而降低，且隨著含水量的增加，對於膨潤土之峰值強度逐漸向右位移，而在不同乾密度下，隨著乾密度的提高有著較大的剪應力，隨著初始乾密度的下降，最大峰值剪力強度逐漸向右位移。
- (2) 在單向度壓密試驗及剪力控制之直接剪力試驗中，SKB 報告(TR-87.29 及 TR -88-30)對於潛變開始時間  $t_0$  定義的不同，使潛變參數計算結果也會不同。
- (3) 本研究參考 SKB 報告已建立潛變數值模擬模型，利用報告中之邊界條件及實驗參數進行模擬，其潛變行為數值模擬建立成果與 SKB 報告中結果具有相當符合，潛變行為經模擬皆發生在處置罐的上方。

## 5.2 審查重點

1. 對於 T-H-M 小型模擬試驗，TDR 監測系統因試體內部乾密度的改變，造成量測含水量的失準，建議在使用 TDR 系統時 TDR 探針須加強固定，及使用溫度-視介電常數-體積含水量之三相圖進行計算可以搭配模擬之乾密度結果，修正量測之體積含水量結果。
2. 剪力控制之直接剪力試驗之飽和膨潤土為以自然含水量調配至飽和後，壓製於模具裡，於調配期間膨潤土已開始回脹，建議以初始之膨潤土先行壓製於模具內通水至飽和後再進行試驗。
3. 在單向度壓密試驗及剪力控制之直接剪力試驗中，SKB 報告(TR-87.29 及 TR -88-30)對於潛變開始時間定義的不同，計算結果也會不同，應多方參考相關文獻，了解適當之定義方法。
4. 經由 ABAQUS 數值模擬建立之結果與 SKB 報告中之模擬結果相符，在母岩邊界條件限制情況下，經潛變行為後之最大位移發生在處置罐上方，即緩衝材料與回填材料之交界處產生之位移變化，對於處置罐之位移僅有一點變化，後續可應用本研究取得之潛變參數或實際處置情況之參數進行模擬，與 SKB 報告相互比較。
5. 在數值模擬方面，模擬最終處置場之耦合或潛變行為時，如何選用及定義模擬參數上須符合現實處置情形及材料性質加以研究探討。



## 參考文獻

- 陳文泉，(2004)，「高放射性廢棄物深層地質處置緩衝材料之回脹行為研究」，國立中央大學土木工程學系，博士論文。
- 王雅薇，(2008)，「緩衝材料在熱/水力耦合作用下溫度分布與水力傳導性研究」，國立中央大學，碩士論文。
- 莊怡芳，(2008)，「未飽和緩衝材料與水力傳導度推球及再飽和行為」，國立中央大學，碩士論文。
- 行政院原子能委員會，(2010)，「放射性物料管理法」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，華總一義字第 09100248760 號。
- 林伯聰，(2013)，「國際高放射性廢棄物最終處置場址技術準則之研究」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託研究計畫研究報告。
- 黃偉慶，(2014)，「用過核子燃料深層地質處置場近場緩衝材料耦合效應研析」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- 李冠宏，(2016)，「最終處置場近場環境對緩衝材料回脹壓力之影響」，國立中央大學，碩士論文。
- 林柏吾，(2017)，「深地層最終處置場緩衝材料小型熱-水耦合實驗中分層含水量量測改善」，國立中央大學，碩士論文。
- 台灣電力公司，(2015)，「用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段」，103 年度成果報告上冊。
- 鈴木英明，藤崎淳，藤田朝雄，(1994)，「緩衝材の地球化学プロセスに着目した熱-水-化学連成挙動に関する工学規模の人工バリア試験と解析評価」，原子力バックエンド研究，Vol.16 No.1。
- Pusch, R., Borgesson, L. and Erlstrom, M. (1987a) Alteration of isolating properties of dense smectite clay in repository environment as exemplified by seven preQuaternary clays. SKB Technical Report TR 87-29. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden.

- Lennart, B., Harald, H., Ola, K., (1988) Rheological properties of sodium smectite clay. SKB Technical Report TR 88-30, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden.
- Roland, R., Robert, A., (1999) Creep in buffer clay. SKB Technical Report TR 99-32. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden.
- Mattias, Å ., Ola K., Lennart B., Ann D., and Jan H., (2010) THM modelling of buffer, backfill and other system components. SKB Technical Report TR10-11 Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden.
- Jae Owan Lee , Won Jin Cho, Sangki Kwon,(2010) Suction and water uptake in unsaturated compacted bentonite , Korea Atomic Energy Research Institute, Republic of Korea.

行政院原子能委員會放射性物料管理局

107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證  
技術建立

子項計畫四：高放處置設施低鹼性混凝土  
性質審驗技術及其與周邊環境作用機制資訊研析

期末報告

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：王韡蒨

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：107FCMA003

中 華 民 國 一 〇 七 年 十 二 月



107 年用過核子燃料處置安全審驗及  
平行驗證技術建立

子項計畫四：高放處置設施低鹼性混凝土  
性質審驗技術及其與周邊環境作用機制資訊研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：王韡蒨

研究期程：中華民國 107 年 2 月至 107 年 12 月

研究經費：新台幣陸拾柒萬貳仟伍佰伍拾叁元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 107 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

## 摘要

本報告為子項計畫四的期末報告，預計完成的五個項目均依計畫時程完成。第一及第二個項目，在國際資訊研析方面，蒐集及整合處置場混凝土及環境作用機制，內容重點包括：(1)封塞用水泥-矽灰-飛灰的三系統低鹼性混凝土配比設計、新拌性質、力學性質及耐久性性質等研究及應用現況。(2)最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制。(3)低鹼性混凝土受壓力作用下的水密特性。

本年度相較於 105 年及 106 年度的研究內容，在混凝土硬固性質及耐久性性質方面具有更深入的研究，並獲得以下成果：

矽灰取代量越高，所需強塑劑用量相對增加，可藉加入飛灰改善工作性，最適添加量為 10—20 % 之間。單以矽灰取代水泥量越高，凝結時間越長。若再加入飛灰，凝結時間又再增加。單以矽灰取代部分水泥 40% 的強度表現最佳，若再加入飛灰，則混凝土抗壓強度隨飛灰比例增加而降低，但仍高於對照組，若要符合低鹼性自充填混凝土(SCC)的抗壓強度要求(大於 50 MPa)，需使用足夠的膠結材料用量，且加入矽灰及飛灰對抗壓強度增加有幫助。若單以矽灰為摻料，40 % 取代水泥量可達到低鹼性要求。但若再加入飛灰，對混凝土孔隙溶液 pH 值的降低幅度有限。膠結材料除水泥及矽灰外再加入飛灰，要注意提高總膠結量能達到 50%，而飛灰用量要控制低於矽灰。單以矽灰取代水泥之配比具有與普通混凝土相當的體積穩定性，配合飛灰進行取代後，則將會使混凝土收縮量會增加。加入適量(10%)飛灰取代水泥進行抗硫酸鹽能力試驗，可獲得與普通混凝土相當之耐久性。三系統及雙系統膠結材料的 RCPT 電滲量均遠低於普通混凝土。單以矽灰取代部分水泥，混凝土的水密性隨矽灰取代量增加而增加；再加入飛灰作第二礦物摻料時，當取代量為 10 % 時，混凝土具有更高之水密性，取代量達 20 % 時，水密性較單純矽灰取代低，顯示飛灰增加混凝土水密性有最適量。

(此頁空白)



# 目錄

摘要 .....	i
目錄 .....	iii
圖目錄 .....	vi
表目錄 .....	ix
第一章、緒論 .....	1
1.1 研究背景 .....	1
1.2 研究目的 .....	3
1.3 研究內容 .....	3
1.4 名詞定義 .....	4
第二章、文獻回顧 .....	5
2.1 高放射性最終處置場 .....	5
2.2 各國處置概念現況 .....	7
2.3 緩衝材料之概念與功能 .....	7
2.4 混凝土與緩衝材料之交互作用 .....	8
2.5 處置坑道低鹼性混凝土配比發展 .....	8
2.5.1 加入矽灰對混凝土 pH 值影響 .....	11
2.5.2 作為高放射性處置場的低鹼性混凝土性質需求 .....	14
2.5.3 膠結材料雙系統的低鹼性混凝土研究成果 .....	15
2.5.4 膠結材料三系統的低鹼性混凝土研究成果 .....	17
2.5.5 膠結材料四系統的低鹼性混凝土研究成果 .....	25
2.6 處置場低鹼性混凝土的水密特性要求 .....	27
第三章、處置場周邊環境互制 .....	28
3.1 處置場與周邊環境交互作用 .....	28
3.1.1 材料間的傳輸行為 .....	28
3.1.2 混凝土在處置場中的作用 .....	28
3.1.3 傳輸室試驗 .....	30
3.2 數值模擬 .....	32

3.2.1 環境數據庫 .....	32
3.2.2 邊界條件設定 .....	34
3.2.3 礦物反應 .....	35
3.2.4 孔隙率 .....	36
3.2.5 溫度效應 .....	36
3.2.6 陽離子交換能力 .....	36
3.3 演化反應 .....	37
3.3.1 界面 pH 值變化.....	37
3.3.2 孔隙率變化 .....	37
3.3.3 溫度效應 .....	41
3.4 混凝土與膨潤土之界面互動 .....	41
第四章、實驗規劃 .....	42
4.1 試驗構想及流程 .....	42
4.2 試驗材料 .....	45
4.3 試體編號 .....	46
4.4 實驗設備及儀器 .....	48
4.5 實驗方法 .....	52
第五章、結果與討論 .....	54
5.1 國際處置坑道封塞用低鹼性混凝土相關資訊蒐集研究 .....	54
5.1.1 封塞用水泥-矽灰-飛灰(或爐石粉)的三系統低鹼性混凝土配比 設計、新拌性質、力學性質及耐久性質等國際資訊 .....	54
5.1.2 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制 .....	54
5.1.3 低鹼性混凝土受壓力下的水密特性 .....	56
5.2 處置場封塞用低鹼性混凝土新拌性質研究 .....	56
5.2.1 不同系列配比取代水泥重量的工作性 .....	56
5.3 封塞用低鹼性自充填混凝土硬固性質及耐久性研究 .....	64
5.3.1 抗壓強度 .....	64
5.3.2 pH 值.....	69
5.3.3 彈性模數 .....	73
5.3.4 角柱乾縮 .....	75

5.3.5 抗硫酸鹽侵蝕 .....	77
5.3.6 RCPT 試驗 .....	79
5.4 處置場低鹼性混凝土水密特性評估 .....	80
5.5 封塞用低鹼性混凝土之配比技術與工程特性 .....	84
5.6 封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點或注意事項 .....	84
5.7 最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項 ..	85
5.8 綜合討論 .....	86
5.8.1 封塞用低鹼性 SCC 配比設計 .....	86
5.8.2 封塞用低鹼性混凝土水密特性評估 .....	86
5.8.3 低鹼性水泥混凝土之工程特性測試及掌握 .....	89
第六章、結論與建議 .....	94
6.1 結論 .....	94
6.2 建議 .....	95
參考文獻 .....	96

## 圖目錄

圖 2.1 瑞典和芬蘭高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3].....	6
圖 2.2 加拿大高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3].....	6
圖 2.3 西班牙高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3].....	7
圖 2.4 沒有 $\text{Ca}(\text{OH})_2$ 化合物之三相圖 [14,15].....	11
圖 2.5 SCC 降伏-黏滯度組合 [19].....	16
圖 2.6 三系統砂漿配比 [21].....	17
圖 2.7 雙系統配比現場坍流度[22].....	19
圖 2.8 Posiva 低鹼性 SCC 剖面 [22].....	19
圖 2.9 雙系統與三系統水化熱趨勢 [22].....	20
圖 2.10 雙系統與三系統抗壓強度[22].....	20
圖 3.1 岩石物理測量 [32].....	29
圖 3.2 傳輸室滲透試驗裝置 [36].....	31
圖 3.3 簡化後之一維傳輸模擬 [27].....	34
圖 3.4 反應傳輸概念 [31].....	35
圖 3.5 100 年至 30000 年間各材料界面 pH 值變化 [27].....	37
圖 3.6 長期孔隙率演化趨勢.....	38
圖 3.7 25°C，混凝土-膨潤土柱之礦物體積分佈(%) [31] .....	39
圖 3.8 120°C，混凝土-膨潤土柱之礦物體積分佈(%) [31] .....	40
圖 3.9 膨潤土孔隙率 20%，360 天後礦物體積分佈(%) [31].....	40
圖 3.10 120°C之混凝土-膨潤土柱 360 天礦物體積分佈(%) [31] .....	40
圖 4.1 107 年子計畫四試驗流程.....	44
圖 4.2 水泥砂漿拌合機.....	48
圖 4.3 坍度錐.....	49
圖 4.4 V 型漏斗.....	49
圖 4.5 貫入試驗儀.....	50
圖 4.6 抗壓機.....	50
圖 4.7 油壓沖床.....	51

圖 4.8 研磨機.....	51
圖 4.9 酸鹼性計.....	52
圖 5.1 B200 系列 SCC 坍流度試驗 .....	58
圖 5.2 B300 系列 SCC 坍流度試驗 .....	60
圖 5.3 各配比凝結時間.....	64
圖 5.4 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期抗壓強度 .....	65
圖 5.5 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度.....	65
圖 5.6 B300 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期抗壓強度 .....	67
圖 5.7 B300 三系統 C50 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度.....	67
圖 5.8 B300 三系統 SF35 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度 .....	68
圖 5.9 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期之 pH 值 .....	70
圖 5.10 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值.....	70
圖 5.11 B300 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期之 pH 值 .....	72
圖 5.12 B300 三系統 C50 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值.....	72
圖 5.13 B300 三系統 SF35 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值.....	72
圖 5.14 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數.....	73
圖 5.15 B300 系列三系統(單純矽灰取代)各齡期之彈性模數 .....	74
圖 5.16 B300 三系統 C50 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數.....	74
圖 5.17 B300 三系統 SF35 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數.....	75
圖 5.18 B300 系列乾縮試驗前外觀.....	76
圖 5.19 B300 系列各齡期乾縮量 .....	77
圖 5.20 B300 系列角柱硫酸鹽試體.....	78
圖 5.21 B300 系列各齡期膨脹量趨勢.....	79
圖 5.22 雙系統及三系統試體 RCPT 試驗累積電量.....	79
圖 5.23 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期水壓貫入深度 .....	81
圖 5.24 B200 系列三系統(矽灰及飛灰取代)各齡期水壓貫入深度 .....	81
圖 5.25 B200 系列 28 天水壓貫入剖面.....	82
圖 5.26 B200 系列 90 天水壓貫入剖面.....	83
圖 5.27 B200 系列(單純矽灰取代)水壓貫入深度與抗壓強度 .....	88
圖 5.28 B200 系列(矽灰及飛灰取代)水壓貫入深度與抗壓強度 .....	88

圖 5.29 B200 系列 pH 值及抗壓強度 .....	90
圖 5.30 B200-C60 系列 pH 值及抗壓強度 .....	90
圖 5.31 B300 系列 pH 值及抗壓強度 .....	90
圖 5.32 B300-C50 系列 pH 值及抗壓強度 .....	91
圖 5.33 B300-SF35 系列 pH 值及抗壓強度 .....	91
圖 5.34 B300 系列抗壓強度及彈性模數 .....	93
圖 5.35 B300-C50 系列抗壓強度及彈性模數 .....	93
圖 5.36 B300-SF35 系列抗壓強度及彈性模數 .....	93

## 表目錄

表 2.1 各國之低鹼膠結材配比設計及應用類型 [9,10].....	9
表 2.2 各國低鹼性水泥混凝土應用概況 [10,11].....	10
表 2.3 拌合料無矽灰時的氫氧化鈣(Portlandite)含量分析 [17].....	13
表 2.4 拌合料加入矽灰時的氫氧化鈣含量分析 [17].....	13
表 2.5 ESDRED 試驗中低鹼性混凝土的工程性質規範[18].....	15
表 2.6 低鹼性封塞混凝土配比 [19].....	16
表 2.7 三系統砂漿性質 [21].....	17
表 2.8 Posiva 混凝土最終配比設計(用於處置場隧道端封塞) [22].....	18
表 2.9 Calvo 等學者噴凝封塞混凝土設計的主要功能需求 [23].....	21
表 2.10 Calvo 等學者所設計的噴凝封塞混凝土配比 [23].....	22
表 2.11 Calvo 等學者三系統噴凝混凝土的試驗結果 [23].....	22
表 2.12 Coumes 等學者三系統噴凝混凝土的試驗結果 [24].....	22
表 2.13 三系統砂漿體積及孔隙率變化 [21].....	23
表 2.14 雙系統及三系統體積穩定性及耐久性 [22].....	25
表 2.15 Mattus 等學者四系統選作隧道襯砌使用砂漿配比及強度[17].....	26
表 2.16 Mattus 等學者四系統選作封塞混凝土使用配比[17].....	26
表 4.1 水泥成分分析表.....	45
表 4.2 微細灰成分含量.....	46
表 4.3 B200 系列試驗配比.....	47
表 4.4 B300 系列試驗配比.....	48
表 5.1 自充填混凝土相關試驗參考值 [48].....	57
表 5.2 B200 系列低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果.....	58
表 5.3 B300 系列低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果.....	59
表 5.4 B200 系列 SCC 流下試驗結果.....	62
表 5.5 B300 系列 SCC 流下試驗結果.....	63

(此頁空白)



# 第一章、緒論

## 1.1 研究背景

台電公司已於 2017 年底提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」，整體研究計畫即針對審查所需資訊與技術、掌握最終處置安全工作要項，以及提升相關審查技術能力為目標，提出四個子項計畫。分別為：

子項計畫一：國際高放最終處置計畫安全審驗及技術規劃建置資訊研析

子項計畫二：深地層處置設施溫度參數、間隙及開挖擾動帶效應分析及階段  
成果報告平行驗證技術建立

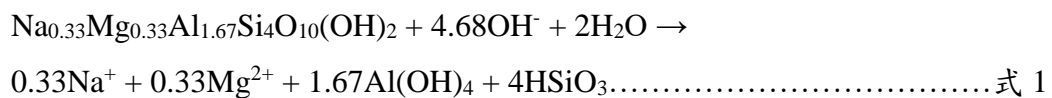
子項計畫三：高放處置設施工程障壁緩衝材料潛變及處置環境模型實驗審驗  
技術研析

子項計畫四：高放處置設施低鹼性混凝土性質審驗技術及其與周邊環境作用  
機制資訊研析

本研究負責子項計畫四，對於處置場用低鹼性混凝土之發展，著重於高放射性廢棄物處置場之障壁系統組成同時使用混凝土與緩衝材料及回填材料。當以膨潤土為主之緩衝材料及回填材料，在與混凝土滲出之高鹼性孔隙溶液作用後，將影響材料之回脹能力，影響原因包含：

- (1) 在高 pH 值溶液中膨潤土因擴散雙層厚度被壓縮，致使回脹量降低。
- (2) 高 pH 值溶液會對膨潤土產生化學溶解作用，使得膨潤土的結構產生空洞並瓦解，致使其回脹功能喪失。

膨潤土與鹼性溶液接觸後，除了產生上述壓縮擴散雙層以及化學溶解作用等效應，導致膨潤土回脹量降低外，膨潤土中的主要成分—蒙脫石在遇到鹼性溶液後，將會產生溶解反應，進而造成膨潤土失去原本應有的工程性質(Savage & Benbow, 2007)，其反應式如式 1：



普通水泥之高鹼性孔隙溶液(pH 值約 13)，在與作為緩衝材料之膨潤土(Bentonite)接觸後，會使緩衝材料中具回脹能力的主要成分蒙脫石溶解，並影響其溶解度及回脹性，而蒙脫石溶解速率會隨 pH 值提高而漸增，將增加緩衝材料功能劣化速率的可能性，因此普通混凝土滲出水對緩衝材料預期功能的影響不可忽視。

自 2002 年起，開始由瑞典、芬蘭及日本等國進行低鹼性水泥(Low pH cement)國際合作研究，並應用於處置場密封工程。可取代部分卜特蘭水泥之礦物摻料包括矽灰、飛灰、爐石粉、石膏(少量)等，可用以設計製作出低鹼性水泥，使用作為高放射性處置場的低鹼性水泥設計，其特性應達到「水泥混凝土之孔隙溶液 pH 值應在 11 以下，使所形成 C-S-H 膠體的鈣矽比(Ca/Si ratio)低於 0.8」。

目前瑞典 SKB 與芬蘭 Posiva 對放射性廢棄物最終處置場自充填混凝土(Self-Compacting Concrete, SCC)及封塞用混凝土(concrete plug)皆要求混凝土孔隙溶液之 pH 值不大於 11，故一般使用普通卜特蘭水泥製成之混凝土須添加適合及適量的礦物摻料，才能將鹼性降低以製成低鹼性混凝土。

目前各國致力於找尋適合當地環境的高放射性廢棄物處置場之封塞用混凝土配比，並高度重視長期安全性議題；國際間一致認為採用高流動性、高水密特性之低鹼性混凝土作為施工的混凝土材料為最具安全性的方法。

研究團隊於 105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究，先以最為有效的矽灰取代部分水泥，以降低水泥混凝土的 pH 值，並獲得膠結漿體、砂漿及混凝土等相同膠結配比的微觀特性、工程性質及耐久性評估，另嘗試建立國內處置設施使用低鹼性水泥混凝土之審查管制要項。於 106 年「用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究」子項計畫四：處置坑道封塞用低鹼性混凝土管制資訊研析，置重點於封塞用低鹼性混凝土配方與資訊研析，探討封塞用低鹼性混凝土之配比技術與工程特性，據以建立未來使用封塞用低鹼性混凝土之審查重點及注意事項。

因前述混凝土的研究主要針對雙系統(使用卜特蘭水泥加入一種礦物摻料)低鹼性混凝土配比進行設計及性質探討，且尚未進行混凝土與周邊環境相互影響探討，所以本年度(107 年度)研究重點置於，(1) 先蒐集封塞用水泥-矽灰-飛灰(或爐石粉)的三系統(卜特蘭水泥加二種礦物摻料)低鹼性混凝土配比設計、新拌性質、力學性質及耐久性質等國際資訊，並進行配比設計及試驗；(2) 探討最終處置環

境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制；(3) 進行低鹼性混凝土受壓力下水密特性研究；(4)整合最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項。

## 1.2 研究目的

結合 105 及 106 年度的研究成果，掌握製作雙系統及三系統低鹼性封塞用混凝土的配比設計、pH 值與工程性質、處置場地下水壓力對混凝土水密性的效應等，可因應未來最終處置環境條件，提出初步的混凝土配比以供使用及測試。再整合最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用國際資訊，以提供未來因應處置場條件的低鹼性混凝土審查重點之參考。

## 1.3 研究內容

研究工作內容包括：

### 1. 封塞用水泥-矽灰-飛灰三系統低鹼性凝土國際資訊研析：

持續蒐集、彙整並分析國際合作研究資訊，有關封塞用水泥-矽灰-飛灰三系統低鹼性混凝土國際研究資訊，及針對低鹼性封塞混凝土的應用現況。

### 2. 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制國際研究資訊蒐集與研析：

參考國際研究資訊，嘗試彙整處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制，探討處置場及周邊環境各材料間之交互影響及長期安全性。

### 3. 封塞用三系統低鹼性混凝土新拌性質、力學性質與耐久性質審驗技術研析：

嘗試發展封塞混凝土三系統低鹼性水泥可行配比，預期將使用大量矽灰、飛灰等具有高矽含量之礦物摻料，以達成低 Ca/Si 比及低 pH 值之要求，另透過使用強塑劑促進良好的工作性，並透過實驗製作試體加以掌握混凝土的新拌工作性、硬固強度及可能的乾縮問題以確保其封塞功能。

### 4. 低鹼性混凝土受壓力下水密特性評估：

由於處置設施的障壁功能須長時間維持，故須對低鹼性混凝土之水密特性進行實驗，以評估低鹼性混凝土抵抗地下水入侵之能力，並確保長期封塞能力。

## 5. 最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項：

整合國際資訊的研析、三系統低鹼性混凝土配比設計及性質分析、水密特性試驗結果，提出最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項。

## 1.4 名詞定義

下列對本文會出現的特有名詞做出定義解釋：

- 低鹼性膠結材料(Low-pH cementitious materials)：係指水泥膠結材料之孔隙溶液理想上限 pH 值 $\leq 11$ ，且 C-S-H 膠體鈣矽比 $\leq 0.8$ ，使用礦物摻料(矽灰等)部分取代卜特蘭水泥混合而成，有些國外文獻稱為低鹼性水泥(Low-pH cement or low alkali cement)。
- 鈣矽比(Ca/Si ratio)：係指 C-S-H 膠體的 CaO/SiO<sub>2</sub> 比值。
- 超鹼性(hyperalkaline)：具備高鹼性之礦物。
- 滲濾液(leaching)：礦物中孔隙溶液經由內/外在壓力而濾出礦物之溶液。
- 流出物(effluent)：壓力下通過試驗試體後所流出之溶液。

## 第二章、文獻回顧

### 2.1 高放射性最終處置場

國內放射性廢棄物根據放射等級以及放射種類，將處置場分為高放射性與低放射性兩種類型。其中，「高放射性廢棄物」係指核能電廠用過的核子燃料；用過核子燃料經冷卻、妥善再處理後可使放射性下降至原來之百分之三。「低放射性廢棄物」則主要為來自核能電廠受污染之衣物、工具及廢棄的零組件等，少數來自醫、農、工、研等，放射性物質以鈷-60、銫-137 為主。

考量國內技術、安全、經濟、政治、人文社會與自然環境等因素，目前針對用過核子燃料管理策略以「近程採廠內燃料池貯存，中程進行乾式貯存，長程推動最終處置」為原則[1]。作為長程最終處置設施，高放射性廢棄物最終處置場為降低環境衝擊、維持貯放安全性，並防止輻射核種外洩對環境造成不良影響，大多將場址設置於地下深處 300m 至 1000m 的範圍[1][2]。

深地層處置為國際間核能先進國家對放射性廢棄物最終管理較普遍接受之方式，如圖 2.1—圖 2.3 所示，其設計理念為選取足夠體積且完整的岩體，於適當之深度鑽鑿坑道，放射性廢棄物利用廢棄物包件、緩衝材料、回填材料及周圍岩層等組成多重障壁系統(multiplebarriersystem)，以阻絕、延遲放射性廢棄物外釋或地下環境影響，達到將放射性廢棄物永久隔離生物圈之目的。在用過核燃料經中期儲存 30—40 年後，利用內部鑄鐵外部銅殼之廢棄物罐裝填用過核燃料，提供足夠強度與抵抗外部侵蝕能力保護內部廢棄物體，其尺寸約直徑 1m、長 5m，裝填廢棄物後重量約 25—27 噸。接著將廢棄物罐運送至處置場址，利用豎井輸送至地下 500—700m 處已開挖好的岩體處置坑中，再將廢棄物罐嵌入前，處置坑內事先已襯填好夯實的膨潤土塊（處置坑底部）與膨潤土圈（環繞於廢棄物罐周圍），嵌入廢棄物罐後再利用膨潤土塊填滿處置坑。此項介於處置母岩與廢棄物罐間之系統稱之為緩衝材料(buffer)，其具有防止侵蝕性物質直接侵蝕廢棄物罐及減緩廢棄物罐內核種釋出等功能，在設計使用年限內，確保廢棄物與外部環境完全隔離，瑞典、芬蘭的處置概念將其視為最主要的安全度貢獻因子。當處置工作完成後，工作坑道與豎井將會利用膨潤土與碎石混合料填充，此項回填混合料稱之為回填材料(backfill)，用以維持處置場的穩定性 [3]。

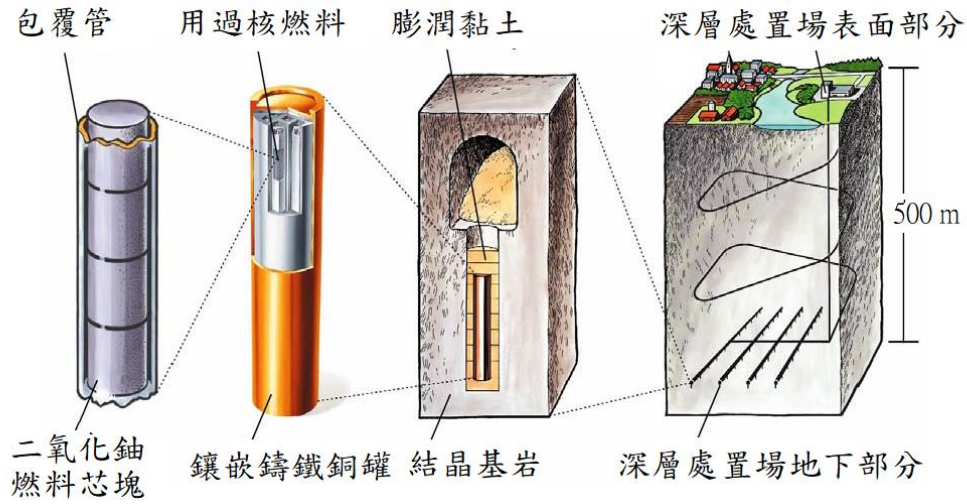


圖 2.1 瑞典和芬蘭高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3]

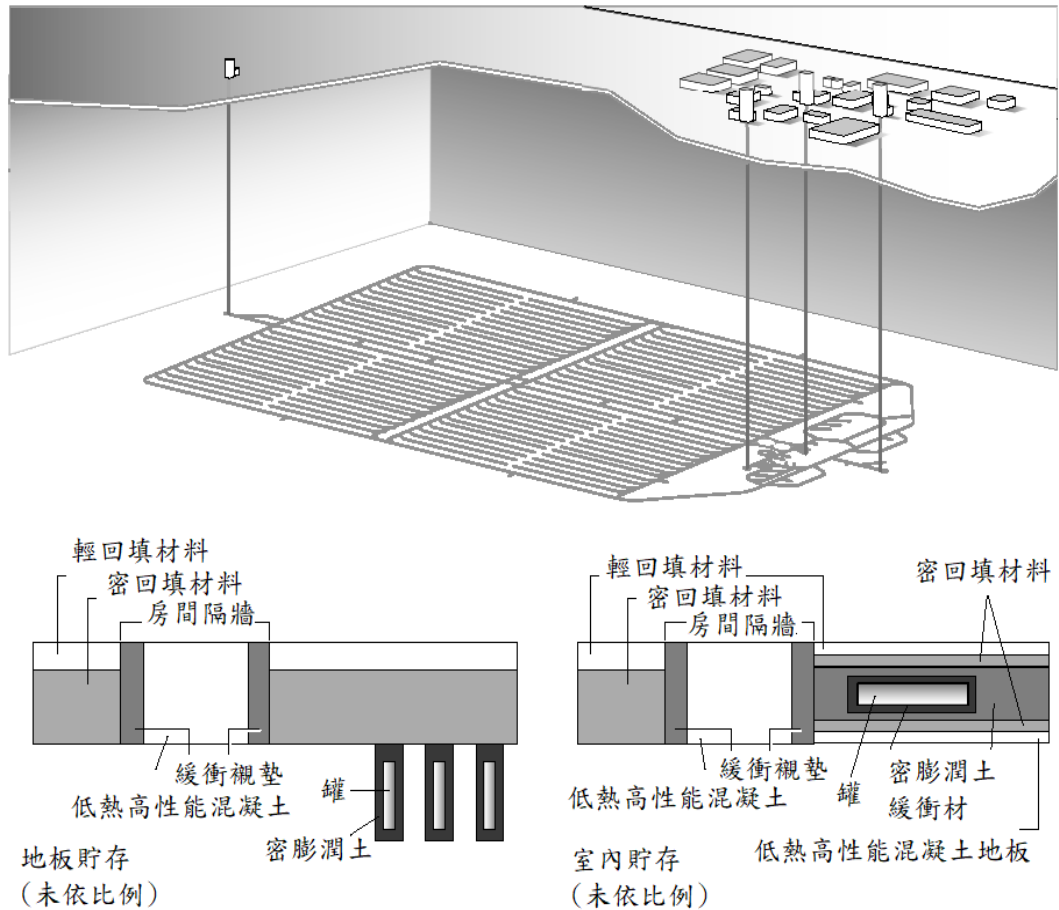


圖 2.2 加拿大高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3]

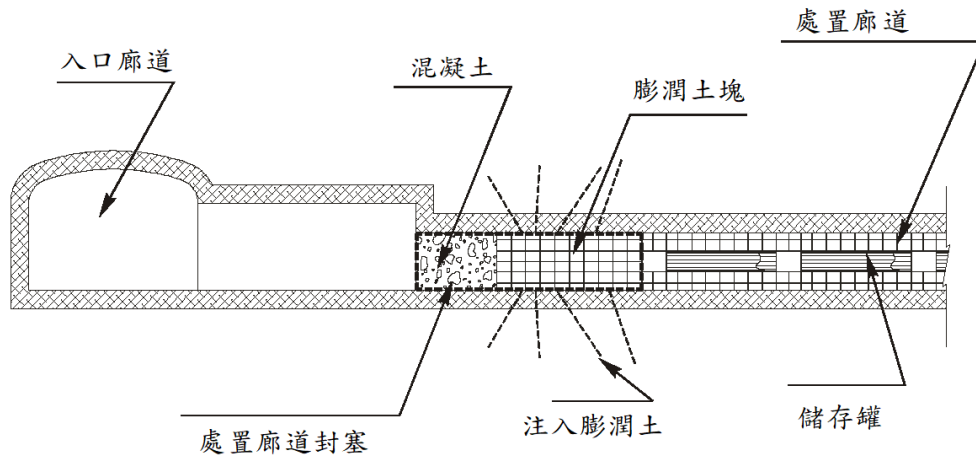


圖 2.3 西班牙高放射性核廢料儲存場的概念示意圖 [3]

## 2.2 各國處置概念現況

目前核電在世界先進國家均佔有不小比例，故近二三十年來，各國莫不積極尋求有效處置放射性廢棄物之方法，目前對於高放射性廢棄物(或用過核子燃料)均已提出用過核子燃料管理政策，並且以深地層處置為處置目標(深度多介於300—1000m)；且考量天然障壁功能性不同而選擇結晶岩類、沈積岩類或鹽岩。目前各國均積極進行地下實驗室現地試驗工作，一方面取得現地參數，另一方面可驗證實驗室或模式預測結果。在處置場工程障壁方面，除了英國與德國，其他國家皆使用純膨潤土或膨潤土混合不同比例的砂石製作緩衝材料與回填材料；而在處置場的位置設置方面，各國最終處置場預定的處置深度大約在300—1000m處，除了美國之外，其他國家的處置場位置皆在飽和母岩帶，在各國的處置概念中，以瑞典的KBS-3概念發展較早且成熟，且該國之用過核燃料特性與規模亦較近似我國，加上其研發過程之相關技術文獻亦較為完整詳盡，因此國內深層處置場設計概念係以瑞典KBS-3處置概念為參考對象 [4]。

## 2.3 緩衝材料之概念與功能

深層處置設計概念中，所採用之緩衝材料為高塑性膨潤土，將其夯實成膨潤土塊後，填充於廢棄物罐與岩體處置坑之間，其功用在遲滯廢棄物罐內核種向外傳輸與延緩由遠場入侵之地下水，防止侵蝕性物質直接接觸廢棄物包件，以維持廢棄物包件之完整性、防止核種外釋之重要安全因子之一。緩衝材料須應付地下

處置場不斷變化之地質環境，且須有良好的穩定性以維持處置場要求之使用年限，因此緩衝材料須具備以下功能 [5]：(1)適當回脹潛能、(2)適當回脹壓力、(3)低乾縮量、(4)廢棄物包件支撐、(5)應力緩衝效應、(6)長期穩定性、(7)低析離傾向、(8)操作性與高夯實效率、(9)低水力傳導性、(10)高熱傳導性、(12)核種遷移遲滯能力、(13)膠體過濾能力。

## 2.4 混凝土與緩衝材料之交互作用

在高放射性廢棄物最終處置設施中，用於處置場工程障壁、襯砌材料以及封塞材料的混凝土，會與相鄰的緩衝材料長時間相互接觸，所產生的化學變化可能會使混凝土和緩衝材料的性質產生變化，影響到處置場的服務年限。另外在高放射性廢棄物處置場的運作期間還會受到熱學(thermal,T)、水力(hydraulic,H)、力學(mechanical,M)、化學(chemical,C)等四項因素所影響 [6]。

其中，熱學主要是考慮當處置場封閉後，處置廢棄物的衰變熱使緩衝材料及工程障壁的溫度會提升；水力是當膨潤土接觸到水時，內部層陽離子開始水化，引發層間擴張，此外，混凝土障壁也會因接觸到地下水而有失鈣劣化的情形發生，使緩衝材料和混凝土中離子產生交換遷移的現象，可能改變緩衝材料的性質；力學是地殼岩層的變動和膨潤土回脹的回脹壓力皆可能造成混凝土障壁破損，而導致核廢料的外洩；化學是在處置場中，緩衝材料與混凝土障壁的相互接觸、緩衝材料與母岩的相互接觸，在這些交界接觸面上會有許多化學反應，雖然這些化學反應並不會馬上影響到處置場的功能，但是這些化學反應卻是持續且長久的在進行，經過越長的時間，化學反應對處置場所造成的影響可能會越大 [6]。若最終處置場設置於軟岩層或黏土層，則在處置坑外圍會使用混凝土障壁作包覆，以提升處置坑的結構安全性，因此，混凝土障壁與緩衝材料長期間的相互接觸，可能使混凝土以及緩衝材料性質產生變化。若處置坑位於花崗岩等硬岩層，則在設計上不會有混凝土障壁包覆，但是在處置場回填封閉時所使用的混凝土封塞材料會與緩衝材料長期的相互接處，其影響必須加以評估 [6]。

## 2.5 處置坑道低鹼性混凝土配比發展

近年國際針對處置場混凝土之各項性質進行研究，並將各自處置場場址地質



特性等環境條件列入考量，發展出因應地質環境所需工程特性要求之混凝土。應用於處置坑道封塞系統之混凝土，因使用的體積龐大，為避免收縮以及高水化熱，故於粒料用量方面要求最小體積應佔混凝土總體積之 70%。為了製作適合應用於處置場之低鹼性混凝土，許多含有高矽含量之礦物摻料被納入配比考量，除矽灰外，高爐爐渣也是一種選項。氣冷高爐爐渣具有膠結性質，所以可以降低所需的水泥用量，進而降低材料成本；然而，現有的爐渣類型很難符合處置場要求，並且化學性質難以維持一致性[7]。

由於爐渣的性質限制，目前用以取代水泥之礦物摻料仍以矽灰為主要選項；為了改善混凝土的可加工性和分散性能，使用微顆粒矽灰(即矽灰)作為試驗混凝土拌合料已成為趨勢[8]。表 2.1 為各國之低鹼膠材配比設計參考值及應用類型 [9,10]；不同國家低鹼性水泥混凝土應用概況，如表 2.2 [10, 11]。

表 2.1 各國之低鹼膠結材配比設計及應用類型 [9,10]

國家	各材料添加比例(%)						應用類型
	膠結材料		礦物摻料				
	OPC	CAC	Gypsum	SF	BFS	PFA	
加拿大	50.0	-	-	50.0	-	-	高強度混凝土
芬蘭	60.0	-	-	40.0	-	-	高流動性混凝土 (注入用)
	56.0	4.2	1.5	38.0	-	-	
	49.0	3.7	1.3	46.0	-	-	
法國	60.0	-	-	40.0	-	-	高強度混凝土
	37.5	-	-	32.5	-	30.0	
	20.0	-	-	32.5	47.5	-	
	33.0	-	-	40.0	13.5	13.5	
瑞典	83.3	-	-	16.7	-	-	高流動性混凝土 (注入用)
日本	40.0	-	-	20.0	-	40.0	高強度混凝土 噴凝土
美國	40.0	-	-	5.0	30.0	25.0	高強度混凝土 噴凝土
西班牙	60.0	-	-	40.0	-	-	噴凝土
	35.0	-	-	35.0	-	30.0	
瑞士	60.0	-	-	40.0	-	-	噴凝土

註：CAC 為 Calcium Aluminate Cement、SF 為 Silica fume、BFS 為 Blast furnace slag、PFA 為 Pulverised fuel ash。

表 2.2 各國低鹼性水泥混凝土應用概況 [10,11]

國家	各材料添加比例(%)					pH 值	使用方式/範圍
	OPC	CAC	Gypsum	SF	FA		
加拿大	50.0	-	-	50.0	-	10.6	用於密封放射性核廢料。
芬蘭	56.0	4.2	1.5	38.0	-	10.5	注入水泥漿。
	49.0	3.7	1.3	46.0	-		
日本	40.0	-	-	20.0	40.0	11.0	用於密封深層之放射性處置場。
瑞典	83.3	-	-	16.7	-	11.7	1.以注入水泥漿方式穩定岩石之破碎帶。 2.或替代開挖倒塌之部分。

註：CAC 為 Calcium Aluminate Cement、SF 為 Silica fume、FA 為 Fly ash。

由於材料成本上的考量，在雅卡山計畫（Yucca Mountain Project, YMP）的第二代處置場設計中，混凝土被考慮用來建造儲存庫的隧道(Tunnel)和坑道(Trift)[12, 13]。為了在雅卡山處置場中使用混凝土，必須證明混凝土中的滲濾液不會增加鈾的流動性，並且在處置坑道的預期使用條件下具備耐用性。

普通混凝土膠結材料所形成的氫氧化鈣(Ca(OH)<sub>2</sub>)，是卜作嵐材料中最易溶出的化合物，這會導致滲濾液具有高 pH 值。因此，製備具有盡可能少量的波特蘭混凝土，可使其耐久性提高並減輕對處置場中鈾傳輸的潛在影響。賓夕法尼亞州立大學[14]。發展一主要水泥成分為 CaO、SiO<sub>2</sub> 及 Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 的三相圖，如圖 2.4，圖中黃色部分即為未形成氫氧化鈣的成分範圍 [15]。

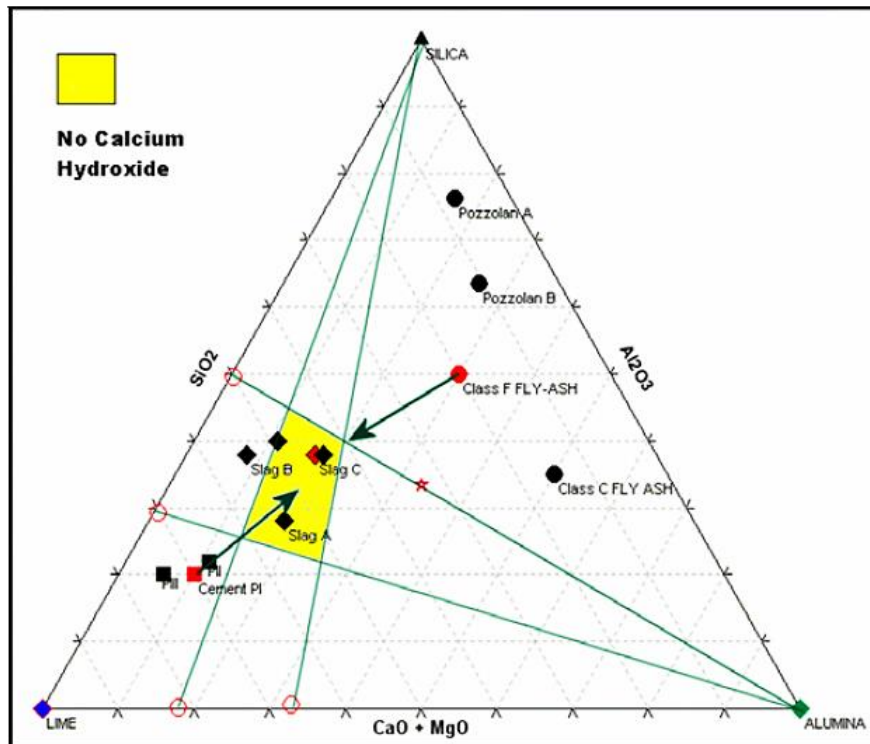


圖 2.4 沒有  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  化合物之三相圖 [14,15]

### 2.5.1 加入矽灰對混凝土 pH 值影響

由於純卜特蘭水泥混凝土之高鹼性孔隙溶液，在與膨潤土接觸後會促使膨潤土中之鈣礬石溶解，進而影響處置場之障壁功能，故用於高放射性處置場之水泥系材料需配合礦物摻料參與配比設計，令混凝土孔隙溶液 pH 值降低。瑞典 SKB、芬蘭 Posiva 與日本 NUMO 共同將低鹼性水泥定義為水泥孔隙溶液目標 pH 值降至 11，且 C-S-H 膠體鈣矽比降至 0.8。為了達到此理想數據，膠結材之總矽含量須達 55% 以上，且輔助膠結材取代水泥量至少 40% 以上。低 pH 水泥漿體孔隙溶液(Pore fluids)相對 OPC(普通混凝土)漿體富含 Si [16]。

低鹼水泥具有高強度及低滲透性。矽灰為最可靠的低鹼水泥摻料，是最有效降低孔隙溶液 pH 值的方式，且會大大加速  $\text{C}_3\text{S}$  之水化及 C-S-H 膠體形成，故具有高強度，用量需超過 20% 才能消耗氫氧化鈣，但過高的矽灰比例會導致強度增加緩慢、較低的最終強度及對養護環境有較大的敏感性。水淬爐石粉降低孔隙溶液 pH 值效果相較飛灰和矽灰差 [16]。

從 SKI 2007 文獻 [16] 中，使用水泥混凝土建造放射性廢棄物處置場時，地下水與水泥混凝土接觸會影響孔隙溶液之 pH 值，在長期發展下，此潛在有害因

子進而影響到工程障壁系統(Engineered Barrier Systems, EBS) 及緩衝材料膨潤土 (Notably bentonite)。在高鹼性環境下，對膨潤土接觸鹼性溶液時會使膨潤土中之蒙脫石產生反應而使蒙脫石溶解，進而造成膨潤土失去原本應有的工程性質，影響膨潤土之回脹能力，導致緩衝材料的劣化，同時也會造成物理化學變化及改變放射性核素在處置場之性質，因此，為了有效降低水泥混凝土之 pH 值而減少緩衝材料劣化，水泥混凝土總用量需被大量低鹼膠結材取代，像是飛灰、爐石粉、矽灰及非二氧化矽之低鹼性膠結材等，透過理想摻配量能消耗水泥中之氫氧化鈣，降低孔隙溶液 pH 值而減少對膨潤土損害衝擊。

Mattus 等學者 [17]使用不含矽灰的三系統膠結材料(普通卜特蘭水泥 OPC、爐石粉 BFS、飛灰 FA)，檢測不同養護齡期時的  $\text{Ca(OH)}_2$  含量，以評估膠結材料的鹼性物質含量，試驗發現，如表 2.3，不同配比比例膠結材料的  $\text{Ca(OH)}_2$  含量均隨養護時間增加而降低，而當普通卜特蘭水泥用量要低到 25% 時，養護 68 天的試體內才檢測不出  $\text{Ca(OH)}_2$ 。

若於膠結材料配比內加入 5—8% 矽灰，如表 2.4 所示，不同配比比例膠結材料的  $\text{Ca(OH)}_2$  含量均隨養護時間增加而降低，當普通卜特蘭水泥用量要低到 25% 時，養護至 32 天時，試體內已檢測不出  $\text{Ca(OH)}_2$ ；而養護 68 天的試體內可檢測不出  $\text{Ca(OH)}_2$  的普通卜特蘭水泥用量，可以增加到 40%。

這說明了矽灰在降低膠結材料的 pH 有其成效，而在確保膠結材料低鹼性的同時，可以提高一些水泥用量，使混凝土強度不致異常降低，而其為維持工作性所需用水量及強塑劑用量不致太高。

表 2.3 拌合料無矽灰時的氫氧化鈣(Portlandite)含量分析 [17]

膠結材料配比比例	拌合料內 Ca(OH) <sub>2</sub> 含量%			
	10 天	32 天	53 天	68 天
OPC%-BFS%-FA%				
20-50-30	0.279	0.027	0.020	0.000
25-40-35	0.341	0.204	0.003	0.000
30-35-35	0.750	0.477	0.273	0.068
35-40-25	0.832	0.818	0.205	0.205
35-30-35	0.477	0.545	0.205	0.136
40-30-30	1.022	1.159	0.409	0.682
45-25-30	1.977	1.159	0.920	0.818
50-25-25	1.295	2.727	0.750	0.614
55-20-25	2.658	1.977	0.954	1.363
60-10-30	2.590	2.386	1.023	1.363
100-0-0	3.476	6.748	4.158	4.022

表 2.4 拌合料加入矽灰時的氫氧化鈣含量分析 [17]

膠結材料配比比例	拌合料內 Ca(OH) <sub>2</sub> 含量%			
	10 天	32 天	53 天	68 天
OPC%-BFS%-FA%-SF%				
25-40-30-5	0.491	0.000	0.000	0.000
30-35-30-5	2.031	0.061	0.000	0.000
35-40-20-5	0.504	0.109	0.000	0.000
35-30-30-5	0.423	0.382	0.000	0.000
40-30-25-5	0.593	0.307	0.198	0.000
40-30-22-8	0.491	0.102	0.034	0.000
45-25-25-5	0.961	0.682	0.341	0.307
45-25-22-8	0.450	0.436	0.225	0.055
50-25-20-5	0.532	0.382	0.061	0.130
50-25-17-8	0.457	0.239	0.191	0.239

## 2.5.2 作為高放射性處置場的低鹼性混凝土性質需求

所有應用於高放射性核廢料處置場之水泥系材料在作為坑道挖掘時的襯砌、拱頂，緩衝回填材料，以及處置罐的封塞前後的同時，需具有支承結構的功能。其中水泥構件在處置場施作的過程中可以發揮關鍵的結構作用，進而保障施工時的安全。

具有上述特性的水泥系材料常應用於處置場與岩石間錨定螺栓的灌漿填充，用以降低螺栓的腐蝕，並提供坑道內襯及拱頂支承，以及提供路面載重之坑道路面。施作的形式以噴凝土為主，以氣動的方式施加到挖掘坑道壁和牆壁上，目的在使結構穩定並降低處置坑道的滲透性。由於噴凝土具有可泵送性、快速凝固和高抗壓強度等特性，對於位於較硬的裂縫和較軟的沉積岩中的處置設施，可提供結構上的支撐，這在混凝土於岩石支撐保護中能夠確保挖掘的穩定性。

ESDRED(Engineering Studies and Demonstrations of Repository Designs)模組 4 的目的是用以發展低鹼膠結材料及在實際環境全尺寸測試，要滿足二種類型的應用：在結晶岩上鑿孔的封塞結構、在結晶質和黏土質岩石上的岩石支撐，這些個案都應用濕式噴凝土法。其功能需求已經被國際核廢料管理機構包括 ENRESA、NAGRA、SKB、POSIVA 及 ANDRA 等建立，綜合如表 2.5 [18]。

瑞典對於處置隧道封塞自充填混凝土的要求，包括：(1)可泵送、(2)是自充填且保持自充填性質至少 2 小時、(3)可以在普通的混凝土廠生產、(4)最終抗壓強度至少可達 50 MPa、(5)儘可能低放熱，而膠結材應保持低用量以減少散熱及收縮、(6)材料組成可在市場購得、(7)當混凝土溶濾於地下水時，其 pH 值須小於 11、(8)混凝土容許包含有機質強塑劑，但總量應減少，不可有其他的有機質成份 [19]。

表 2.5 ESDRED 試驗中低鹼性混凝土的工程性質規範[18]

需求項目	早期		現在	
	作為混凝土端封	作為岩石支撐	作為混凝土端封	作為岩石支撐
孔隙溶液 pH 值	<11	<11	<11	<11
水力傳導係數	$K < 10^{-10} \text{m/s}$	-	$K < 10^{-10} \text{m/s}$	-
力學性質	最終 <20 Gpa	$\approx 15 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 20 \text{MPa}$ (28 d)	最終 <20 Gpa	$\approx 20 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 30 \text{MPa}$ (28 d)
彈性模數				
抗壓強度	$\geq 10 \text{MPa}$	$\approx 10 \text{MPa}$ (8 h) $\approx 25 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 35 \text{MPa}$ (28 d)	$\geq 10 \text{MPa}$	$\approx 10 \text{MPa}$ (36 h) $\approx 20 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 30 \text{MPa}$ (28 d) $\approx 40 \text{MPa}$ (90 d)
黏結強度		$\approx 0.9 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 1.5 \text{MPa}$ (28 d)		$\approx 0.5 \text{MPa}$ (7 d) $\approx 0.9 \text{MPa}$ (28 d)
耐久性	-	-	-	抗硫酸鹽
工作性		$\geq 2 \text{h}$	>2 h	$\geq 2 \text{h}$
泵送性	100-200 m	>100 m	250 m	>15 m
坍塌度	-	15-20 cm	-	15-20 cm
水化溫度峰值	$\leq 40^\circ\text{C}$ ; $\leq 30^\circ\text{C}$	<100°C	$\leq 40^\circ\text{C}$	-
施工速率	-	-	1 m/day	-
有機質成份使用 (纖維或摻料)	-	-	-	可與 PA 相容，需進行研究
鋼纖維	-	-	-	鋼(或玻璃)纖維可與 PA 相容，需在較晚階段研究
柏松比	0.2-0.3	-	-	-
張力強度	>1 MPa	-	-	-
摩擦角	$\geq 37^\circ$	-	-	-
凝聚力 (Cohesion)	$\geq 2 \text{MPa}$	-	-	-
熱傳導係數	1.2-1.75 W/m°C	-	-	-
封塞/緩衝材界面最大壓力	3-15 MPa	-	-	-

### 2.5.3 膠結材料雙系統的低鹼性混凝土研究成果

Vogt 等人[19]使用 200 kg 及 300 kg (代碼分別為 B200 及 B300) 之膠結材料進行石灰石填料、拌合水的坍塌度合適性測試。該研究根據 Wallevik[20]繪製出自充填混凝土(Self-Compacting Concrete, SCC)降伏-黏滯度組合範圍，如圖 2.5，獲得設計封塞系統之混凝土配比如表 2.6。B200 及 B300 系列的差異，在於膠結材料的使用量分別為 200 及 300 kg/m<sup>3</sup>，因此，在混凝土的性能方面主要差異在強度及耐久性，後者會較佳，但研究成果可提供應用單位作為滿足不同構造物性能要求的配比選項。

因雙系統已於前一年度研究探討，本年度僅作代表性配比基本介紹。

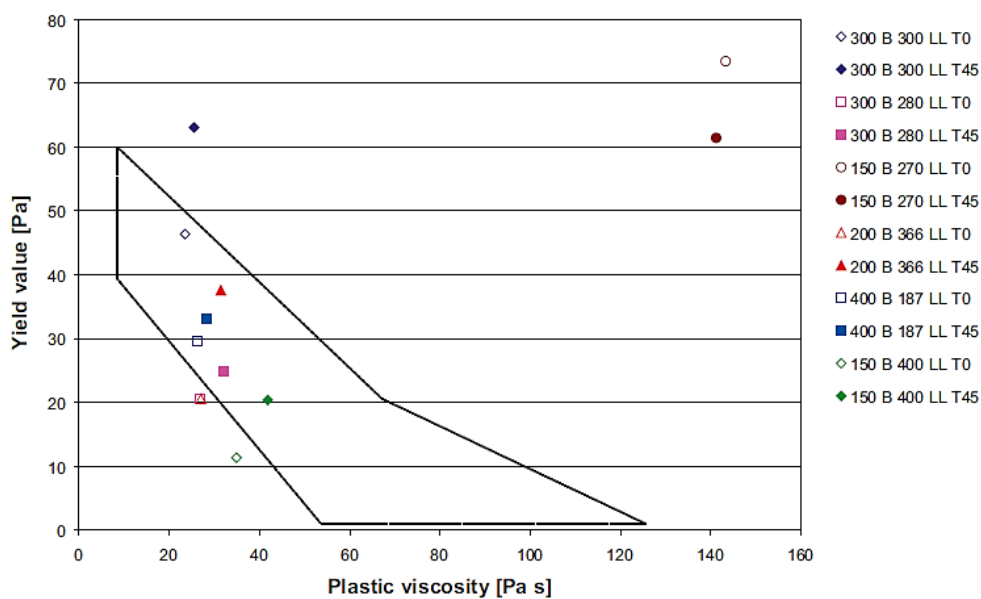


圖 2.5 SCC 降伏-黏滯度組合 [19]

表 2.6 低鹼性封塞混凝土配比 [19]

Units : kg/m<sup>3</sup>

材料	B200	B300
CEM I(42.5 MH/SR/LA)	120	180
砂灰	80	120
水	165	165
石灰石 (填料) L25	369	269
砂 0-8 mm	1037	1035
礫石 8-16 mm	558	557
強塑劑 Glenium 51	6.38	7.08
w/c 比	1.375	0.917
w/b 比	0.825	0.55
w/powder 比	0.29	0.29



## 2.5.4 膠結材料三系統的低鹼性混凝土研究成果

目前國外對於低鹼性混凝土三系統的膠結材料組成，基本上是以普通卜特蘭水泥與矽灰為基本組成，再加入飛灰或爐石粉，相關研究也逐漸增加，具有代表性的研究成果摘述如下：

### 研究一

法國學者 Céline 等人[21]使用快速反應的火山灰(矽灰，SF)與慢反應化合物(飛灰，FA)的組合進行三系統砂漿的備製。各配比材料比例如圖 2.6，表 2.7 為砂漿性質試驗。試驗結果顯示，含有矽灰的配比需要透過額外添加強塑劑來使工作性與普通水泥砂漿相當，而提高水泥混合物中的矽灰含量將使砂漿的凝結時間延長；將飛灰引入配比後可以降低砂漿的黏滯度，然而，將使凝結速度有大幅度的增加。

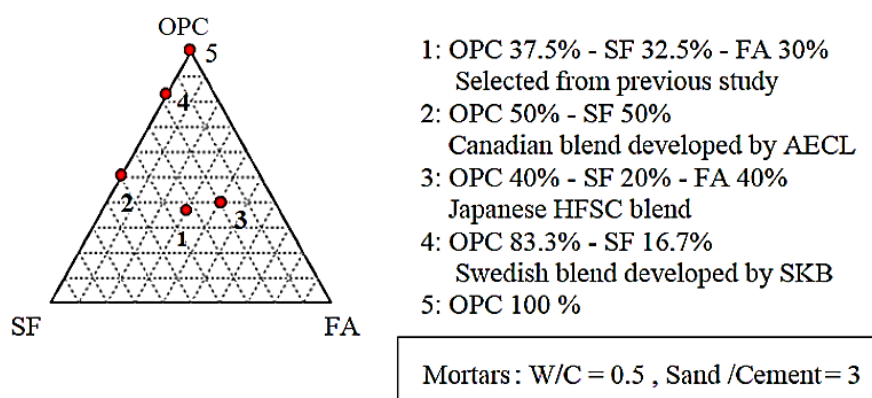


圖 2.6 三系統砂漿配比 [21]

表 2.7 三系統砂漿性質 [21]

性質		B1	B2	B3	B4	B5 (對照組)
配比(%)	CEM I	37.5	50.0	40.0	83.3	100.0
	SF	32.5	50.0	20.0	16.7	-
	FA	30.0	-	40.0	-	-
強塑劑(%)*		1.1	2.6	0.5	0.3	-
凝結時間 (hrs)	初凝	6	4	7	3	3
	終凝	7	5	8	5	5

註：以添加強塑劑控制各配比工作性與對照組相當。

## 研究二

Holt 等學者[22]根據 SKB、NUMO 等研究機構之試驗結果，考量當地材料特性，將用於處置場中的混凝土設計具有高度工作性，並能允許放置模具時所產生的輕微振動，將粗粒料最大粒徑增加至 32mm，填料使用花崗岩取代石灰石以獲得更好的耐久性，並將水膠比由 0.825 降低至 0.48–0.68；並加入丹麥粉煤灰作為部分膠結材料。由於 ONKALO 處置場對處置環境使用的化學添加材料要求具有更高的安全性與耐久性，強塑劑由聚羧酸鹽(Glenium51 產品)替換為萘基化學品。

表 2.8 為混凝土(POPLU)的配比設計，芬蘭低鹼性混凝土(POPLU)，為新開發的符合高放射性核廢料儲存場要求的新的低鹼性混凝土，POPLU 被芬蘭 Posiva Oy 於 2014 年指定用於建造全尺寸儲存隧道端栓，具有高工作性、耐久性及提供週邊膨潤黏土環境穩定的低 pH 值，也在實驗室證明具有高強度、低收縮量及低滲透性。

表 2.8 Posiva 混凝土最終配比設計(用於處置場隧道端封塞) [22]

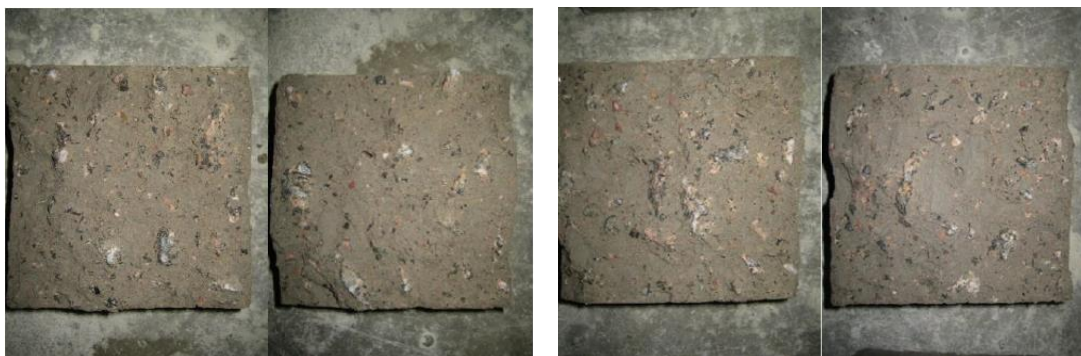
材料及性質	POPLU 目標	POPLU 三系統 37.5%OPC +32.5%SF +30%FA	POPLU 雙系統 60%OPC +40%SF	B200 SKB 使用芬蘭實驗室材料	正常混凝土
水泥		105 kg/m <sup>3</sup>	120 kg/m <sup>3</sup>	120 kg/m <sup>3</sup>	
矽灰		91 kg/m <sup>3</sup>	80 kg/m <sup>3</sup>	80 kg/m <sup>3</sup>	
飛灰		84 kg/m <sup>3</sup>	-	-	
石英填料		114 kg/m <sup>3</sup>	256 kg/m <sup>3</sup>	-	
石灰石填料		-	-	370 kg/m <sup>3</sup>	
當地粒料		1840 kg/m <sup>3</sup>	1805 kg/m <sup>3</sup>	-	
VTT 實驗室粒料		-	-	1600 kg/m <sup>3</sup>	
有效含水量		126 kg/m <sup>3</sup>	125 kg/m <sup>3</sup>	157 kg/m <sup>3</sup>	
w/b 比		0.45	0.60	0.79	
抗壓強度, MPa	>50	79.5	91.5	67.5	50
劈張強度, MPa	3.2	4.5	5.6	-	3.2
彈性模數, GPa	34	34.2	37.4	-	34
自生收縮, mm/m	(min)	0.15	0.22	0.03	0.1
乾燥收縮, mm/m	(min)	0.22	0.17	-	0.6
水密性, mm	Max 50	5.0	4.0	5.3	25
Cl 擴散係數, m <sup>2</sup> /s	(min)	2.8*10 <sup>-12</sup>	2.1*10 <sup>-12</sup>	-	10-20*10 <sup>-12</sup>
硫酸鹽損害	(min)	180 天無	180 天無	-	-
90 天濾液的 pH 值 (參考/地下水)	<11	11.4/10.3	11.4/10.3	11.4/10.3	>12.5

### (1) 工作性方面

圖 2.7 及圖 2.8 分別為 Holt 等人[22]根據 Posiva 提供的最終配比進行坍流度試驗之現場試驗結果，以及試體硬固後之剖面。雙系統(水泥-矽灰)及三系統(水泥-矽灰-飛灰)坍度試驗結果分別為 260mm 及 190mm。而在坍流度試驗中，雙系統配比呈現近似於自充填混凝土之工作性，其坍流度為 650mm。該研究亦針對震動對兩配比之析離程度影響進行剖面觀察，結果顯示，硬固混凝土中沒有明顯析離現象發生。



圖 2.7 雙系統配比現場坍流度[22]



a. 對照組

b. 振動組

圖 2.8 Posiva 低鹼性 SCC 剖面 [22]

### (2) 水化熱

由於處置坑道封塞結構對混凝土用量有極其龐大需求，因而如何減少混凝土澆置時所產生的放熱現象亦是配比設計時的考量重點。圖 2.9 為雙系統及三系統進行絕熱升溫試驗與時間之關係。試驗結果顯示，由 Posiva[22]所

提供之配比因水泥佔膠結材料比例的降低而使雙系統及三系統之水化熱峰值得以比 Vogt 等人[19]之 B200 配比來得低。

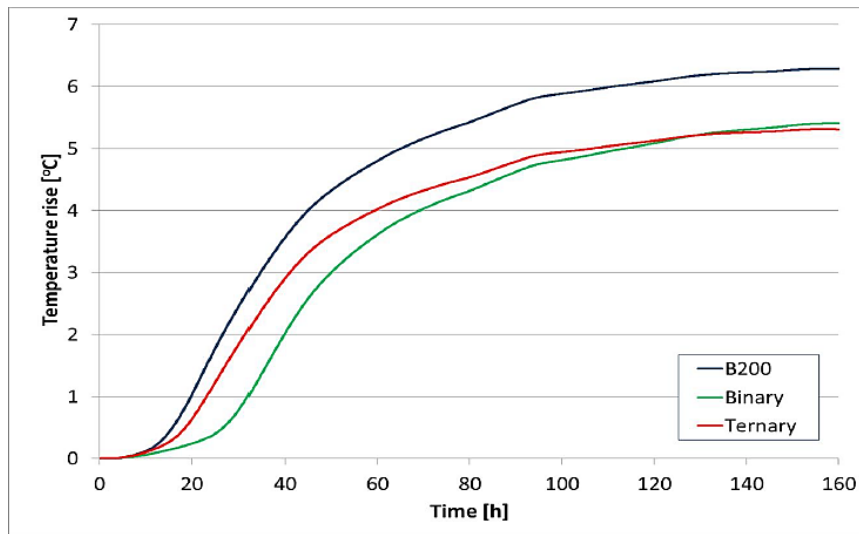


圖 2.9 雙系統與三系統水化熱趨勢 [22]

### (3) 抗壓強度

應用於瑞典最終處置場之低鹼性 SCC 目標強度為 50MPa, Holt 等人[22] 所進行之雙系統及三系統配比於 28 天齡期之強度發展即達到強度要求, 如圖 2.10, 顯示新配比在經過粒料大小、膠結材料比例等性質調整後能具有相較於原配比(B200 SWE)更高之強度發展。

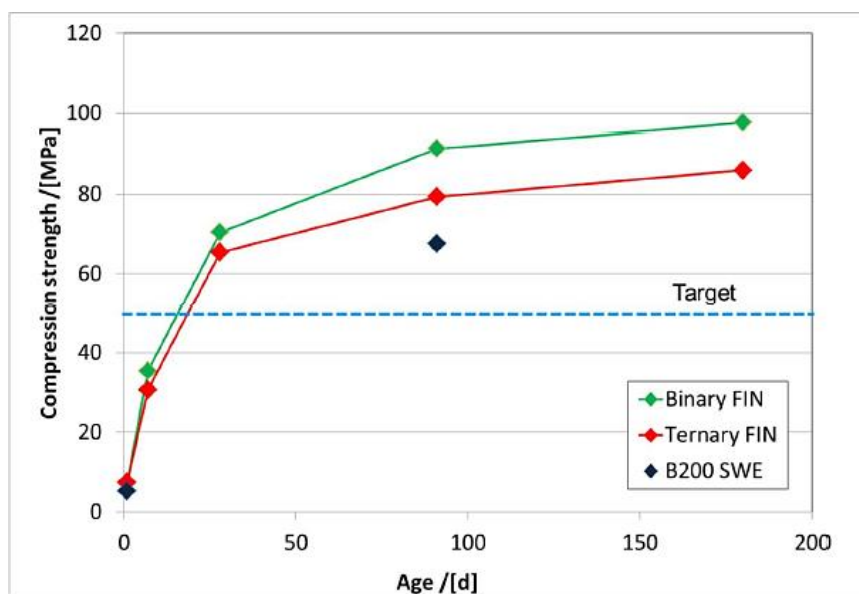


圖 2.10 雙系統與三系統抗壓強度[22]

### 研究三

Calvo 等學者[23]在進行低鹼水泥特定應用設計研究方面，以噴凝土低鹼性混凝土封塞為目標，提出噴凝型態的挑戰是十分複雜，因為需要適合相容的摻料。甚且，它的有效性必需保證當高於容許量時不會增加混凝土的 pH 值，因此，需測試低鹼性膠結材與摻料的相容性。依照作為噴凝土封塞需求去評估短封塞(1m)及長封塞(4m)構造物，發現，對於不同個案(分別為破碎花崗岩及採集的粒料)的不同粒料，僅需進行少許調整。表 2.9 為 Calvo 等學者設定的噴凝混凝土的主要功能需求。封塞噴凝土配比設計先考慮速凝劑對膠結配比是否可提供硬化作用，是否會增加 pH 值？速凝劑與強塑劑是否相容？砂漿 pH 值是否 $<11$ ？抗壓強度是否 $>10$  Mpa？另發現低鹼性混凝土內的鋼筋腐蝕速率增加，封塞噴凝土的配比設計如表 2.10，所進行的三系統混凝土試驗結果如表 2.11。

表 2.9 Calvo 等學者噴凝封塞混凝土設計的主要功能需求 [23]

需求項目	目標
最大孔隙溶液 pH 值	$<11$
水力傳導係數	$K < 10^{-10} \text{m/s}$
最終力學性質 彈性模數 抗壓強度	$<20$ Gpa $\geq 10$ Mpa
工作性	$>2$ h
泵送性	100 m，短栓 250 m，長栓

表 2.10 Calvo 等學者所設計的噴凝封塞混凝土配比 [23]

單位：kg/m<sup>3</sup>

材料	短栓(粒料來自開鑿)		長栓(傳統粒料)
水泥成份	60%OPC+40%SF	35%OPC+35%SF+30%FA	60%OPC+40%SF
水	277	237	230
膠結材	307	316	275
w/b	0.9	0.75	0.84
填料	-	-	70
Gravel	615	635	-
Fine Gravel	200	205	588
砂	818	843	1045
強塑劑	5.5	5.7	2.8
輸氣劑	0.6	0.6	

表 2.11 Calvo 等學者三系統噴凝混凝土的試驗結果 [23]

組成	pH 值	抗壓強度
35%OPC+35%SF+30%FA	10.9(90D)	11.4 Mpa (w/c 0.67)

#### 研究四

Coumes 等學者[24]的三系統是使用普通卜特蘭水泥、矽灰及飛灰，試驗結果結表 2.12 所示，作為深層處置場封塞、漿液及岩栓使用。

表 2.12 Coumes 等學者三系統噴凝混凝土的試驗結果 [24]

水泥成份	40%OPC+20%SF+40%FA
w/b	0.3
w/s	40/1
粒料	1656 kgf/m <sup>3</sup>
細粒料/粗粒料	1.208 kgf/m <sup>3</sup>
強塑劑	3 kgf/m <sup>3</sup>
坍度	72.5 mm
溫度	50.2°C
pH 值	11.0(28 天養護)
抗壓強度	105.7 MPa (91D)

## 研究五

最有可能引致混凝土細微裂縫產生的主因，包含水泥漿體的乾縮行為及化學反應兩類；而其中，配比設計為影響水泥乾縮程度的主要因素。法國學者 Céline 等人[21] 以 4 cm × 4 cm × 16 cm 不同配比之砂漿試體，於養護一年後進行體積及孔隙率變化試驗，試驗結果如表 2.13，含有矽灰之配比表現出下列現象：

- (1) 試體在水中、空氣中或密封袋中進行養護時，皆有尺寸上的變化，如圖 2.11 所示。
- (2) 孔隙率得到改善（儘管總孔隙率仍然高於對照組的孔隙率）；直徑小於 20 nm 的孔隙率（與 C-S-H 膠體有關）幾乎與矽灰含量呈線性增加，如圖 2.12 所示。

體積收縮量隨著矽灰含量的增加而增加致使孔隙微細化；由於水泥水化作用的進行以及乾燥所造成的水分散失，使砂漿在微觀結構的毛細孔系統內產生孔隙。飛灰的引入可以減少水泥砂漿試體體積的不穩定性。配比 B1 可以視為配比 B2（高比例矽灰）及配比 B3（高比例飛灰）之間良好的折衷：

- (1) 矽灰補償了飛灰的低早期強度，並在 6 個月後完全消耗氫氧化物。
- (2) 飛灰減少了矽灰對額外水的需求量，並降低體積不穩定性。

表 2.13 三系統砂漿體積及孔隙率變化 [21]

性質		B1	B2	B3	B4	B5 (對照組)
總孔隙率(%)		20.0	14.3	22.0	21.4	14.1
<20 nm 之孔隙含量 (%)*		67.6	75.5	57.9	33.1	38.9
尺寸變化 ( $\mu\text{m}/\text{m}$ )	大氣	-1042	-1171	-923	-824	-660
	密封	-474	-591	-437	-337	-323
	水中	+324	+349	+293	+225	+199
pH 值(密封 1 年)		11.3	11.3	11.5	12.5	12.6

註：此處之含量為佔總孔隙含量之百分比。

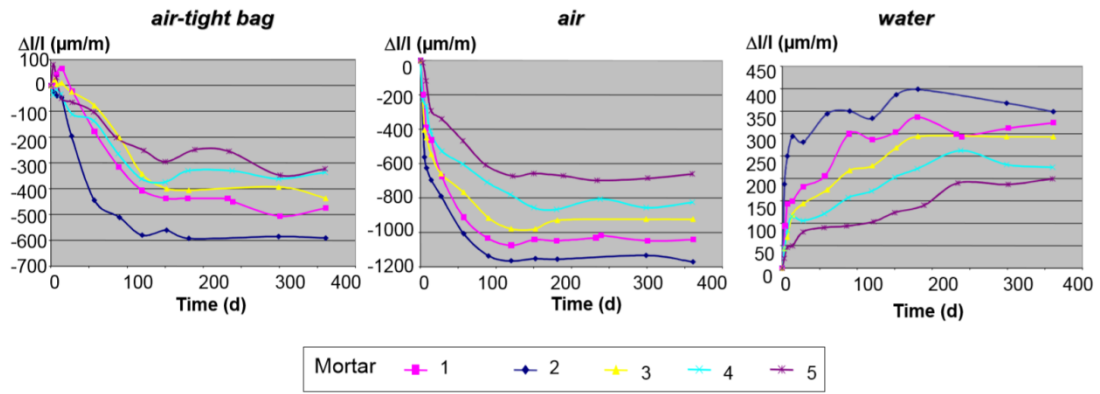


圖 2.11 三系統砂漿於不同養護環境下之尺寸變化 [21]

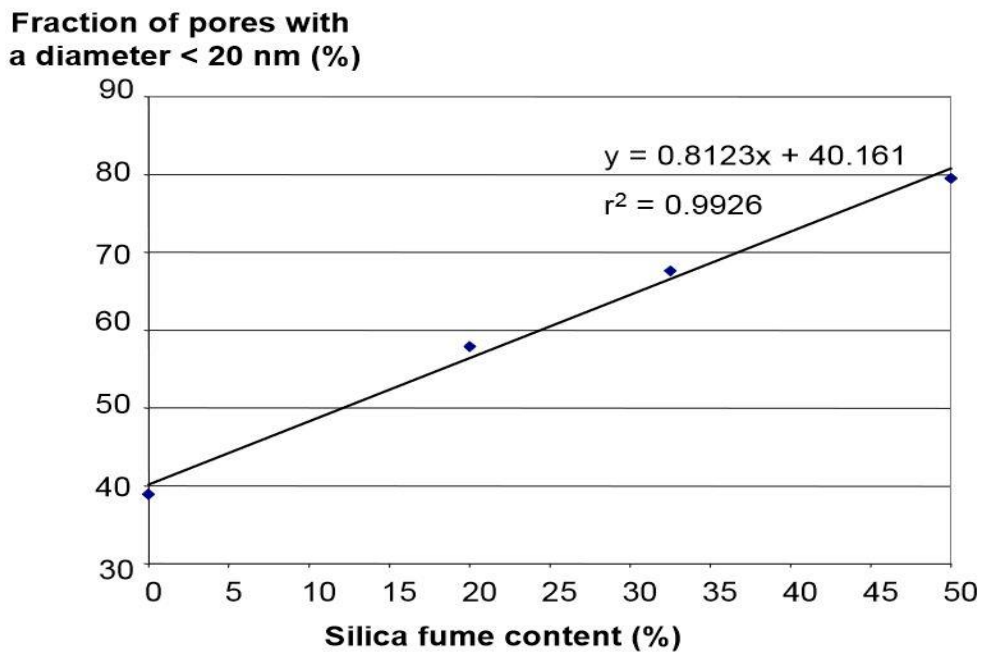


圖 2.12 矽灰含量對直徑<20 nm 孔隙率的影響 [21]



## 研究六

Holt 等人[22]以雙系統及三系統配比(配比詳表 2.12)與普通水泥混凝土進行自體收縮、乾燥收縮及硫酸鹽侵蝕試驗，結果如表 2.14。試驗結果顯示，雙系統及三系統配比在體積穩定性表現上，皆較對照組(B200)及普通混凝土來得良好。在耐久性方面，雙系統及三系統配比於抵抗硫酸鹽能力上表現相當。

表 2.14 雙系統及三系統體積穩定性及耐久性 [22]

性質	雙系統	三系統	B200 (對照組)	普通水泥 混凝土
自體收縮 (mm/m)	0.22	0.15	0.03	0.10
乾燥收縮 (mm/m)	0.17	0.22	-	0.60
硫酸鹽侵蝕	180 天 即停止	180 天 即停止	-	-

### 2.5.5 膠結材料四系統的低鹼性混凝土研究成果

作為高放射性廢棄物處置場混凝土的膠結材料，使用四系統仍屬少數，而 Mattus 等學者 [17]的四系統是使用普通五型水泥、爐石粉、飛灰及 5% 矽灰，先以 ASTM C109 法進行 5 cm<sup>3</sup> 砂漿塊的抗壓強度試驗，以確認配比可以產生足夠的早期強度而可作為隧道的砂漿襯砌使用，經 3 個月養護後，所有配比的強度均可達到 32MPa 或更高，如表 2.15 所示。

使用作為封塞混凝土的四系統配比如表 2.16。

表 2.15 Mattus 等學者四系統選作隧道襯砌使用砂漿配比及強度[17]

材料組成	Type V C%-BFS%-FA%-SF%				
	30-35-30-5	35-40-20-5	<b>40-30-25-5</b>	45-25-25-5	50-25-20-5
Type V(g)	120	140	<b>160</b>	180	200
BFS(g)	140	160	<b>120</b>	100	100
FA(g)	120	80	<b>100</b>	100	80
SF(g)	20	20	<b>20</b>	20	20
濕砂(g)	1176	1176	<b>1176</b>	1176	1176
水(g)	145	145	<b>145</b>	145	145
強塑劑 Glenium 3030NS(mL)	1.5	0	<b>1.5</b>	2.5	2
時間	抗壓強度(MPa)				
3 days	6.9	8.3	<b>9.0</b>	8.3	9.1
7 days	14.1	17.6	<b>16.9</b>	15.9	16.6
14 days	23.4	25.2	<b>25.9</b>	25.9	27.6
28 days	31.0	23.1	<b>30.7</b>	33.4	36.9
2 months	28.6	29.0	<b>34.5</b>	37.6	41.4
3 months	33.1	32.4	<b>38.3</b>	40.7	42.1

表 2.16 Mattus 等學者四系統選作封塞混凝土使用配比[17]

單位：kgf/m<sup>3</sup>

材料組成	Type V C%-BFS%-FA%-SF%=40%-30%-25%-5%
Type V(g)	172
BFS(g)	130
FA(g)	108
SF(g)	20
Water(g)	193
鋼纖維	60
細粒料-Gillibrand 砂	1183
粒粒料-Martin Marietta basalt	545
強塑劑-Glenium 3030 NS	1

## 2.6 處置場低鹼性混凝土的水密特性要求

挪威學者 Holt 等人[22]對處置場封閉階段提出研究論述，針對封塞用的低鹼性混凝土，應具備抵抗處置場相應深度的靜水壓力，和來自回填材料及浸水後的密封膨脹壓力，故應考慮封塞低鹼性混凝土設計的水密性需符合要求，此外，處置場的封塞混凝土的設計服務年限應達 100 年。

對於混凝土的水密特性要求，Betonghandbok Material (混凝土材料手冊)對其定義為一貫入深度應小於 50 mm[25]。SKB 報告 2005 年及 2009 年的文件中，分別針對混凝土水密特性進行水壓下貫入試驗，提出進行試驗的設計原理圖(如圖 2.13)及訂定試驗程序。

Vogt 等人[19]研究根據 BS-EN 12390-8，以養護齡期三個月，尺寸為 150 mm ×150 mm ×150 mm 的試體，進行水壓貫入深度研究，發現配比 B200 及 B300 之水痕貫入深度分別為 5 mm 及 3 mm；Holt 等人[22]則以相同配比(B200)、相同齡期下，測得水痕貫入深度 50 mm。會有此差異，探究其原因，是因為兩文獻所使用的 B200 的實際材料及其配比有所不同，Holt 等人[19]所使用的 B200 配比是參考 Vogt 等人[7]的研究配比，使用相同的雙系統膠結材料及使用量，但改變強塑劑種類、以石英取代石灰石填料，用水量由原 165kg/m<sup>3</sup> 降低為 125kg/m<sup>3</sup>，因此，結果自然會有試驗結果較大的差異，但二者的透水試驗結果皆符合低鹼性封塞混凝土貫入深度≤50 mm 之建議值。

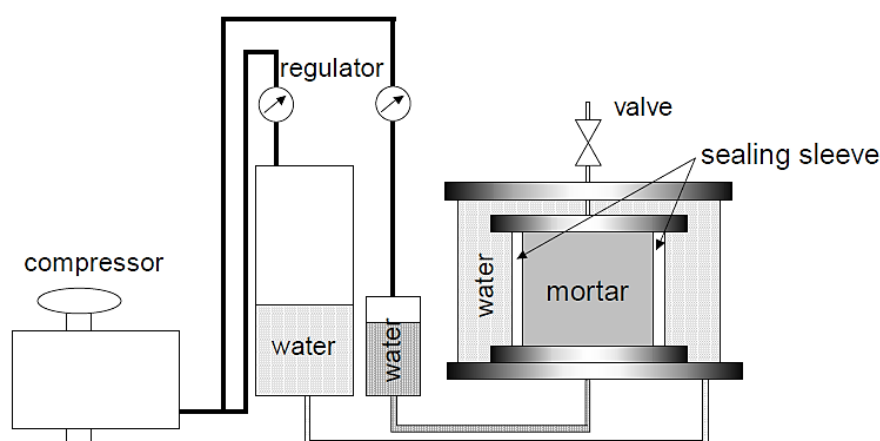


圖 2.13 透水性試驗原理圖 [26]

## 第三章、處置場周邊環境互制

### 3.1 處置場與周邊環境交互作用

混凝土與處置場內部材料及周邊環境的材料比較，本身在化學性質上就有著不同性質的表現。

膨潤土-混凝土或膨潤土-母岩，兩兩材料界面的交互作用可能會受到各類化學平衡反應影響，而影響性隨傳輸過程不同而有所差異；相關材料之間的礦物沉澱和溶解，以及離子交換反應可能會隨著材料特性不同而變化；各材料間之孔隙空間與材料本身的特性可能因溶質傳輸，流體及氣體流動，以及力學等性能變化而跟著改變[27]。

Berner 等人[27]針對瑞士當地以泥岩為主的處置場場址，進行環境材料及膨潤土中長期水文活動演化的模擬。提出現行地下流體與溶質於處置場近場環境及處置場中傳輸之方式以擴散為主；膨潤土與泥岩(母岩)因其低滲透性使得流體與溶質中之礦物於不同材料交界面間產生礦物沉澱，而有堵塞的現象，此類堵塞現象可透過環境模擬軟體而加以證實。

#### 3.1.1 材料間的傳輸行為

現行地下流體與溶質於處置場近場環境及處置場中各材料界面間的傳輸方式多以擴散為主。作為高放射性核廢料處置場緩衝材料與回填材料之膨潤土，以及歐洲國家(法國、瑞士等)處置場母岩的參考材料—泥岩(蛋白石質黏土)，因這兩類材料本身具有低滲透性，使得流體與溶質中之礦物會於不同材料交界面間產生礦物沉澱，並形成堵塞的現象。

處置場周邊與各材料間界面之傳輸反應，目前已可以透過模擬方式，預測數百年到數千年間的膨潤土和泥岩障壁的鹼性羽流效應(Alkaline plume effect)[28-30]，以此評估處置場材料受鹼性溶液侵入後的影響範圍及各材料的性質變化。

#### 3.1.2 混凝土在處置場中的作用

對於儲放高放射性廢棄物的地下處置場，許多國家要求處置場中的工程障壁系統(Engineered Barrier System,EBS)須能夠確保用過核子燃料與外界隔離的年限

可達  $10^5$  年至  $10^6$  年[31]。

在以考慮處置場場址地質特性與安全性的前提下，現行歐洲國家提出的處置場設計，使用大量混凝土做為處置場各類功能性設施，主要作為封塞及結構支撐材料，並確使 EBS 與泥岩為主的母岩達到良好的鑲嵌。

### 3.1.2.1 混凝土與周邊母岩之交互作用

法國(Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN)在 Tournemire 地下研究實驗室對水泥-黏土質地層(泥岩)進行界面研究現地試驗[32]。該試驗將歷經 15 年相互作用的水泥-泥岩界面，利用自發射線攝影技術(Autoradiography technique)對材料界面特性加以強調，於瞭解每種材料的異質性和孔隙空間演變之間的關係後進行性質模擬，並根據水泥和泥岩孔隙率在時間尺度和空間分佈進行紀錄。實驗結果顯示，兩材料界面間孔隙演化的擴展延伸僅到界面兩側的 cm 尺度，如圖 3.1，孔隙率於泥岩一側因堵塞而降低，而水泥一側之孔隙率則相應增加。

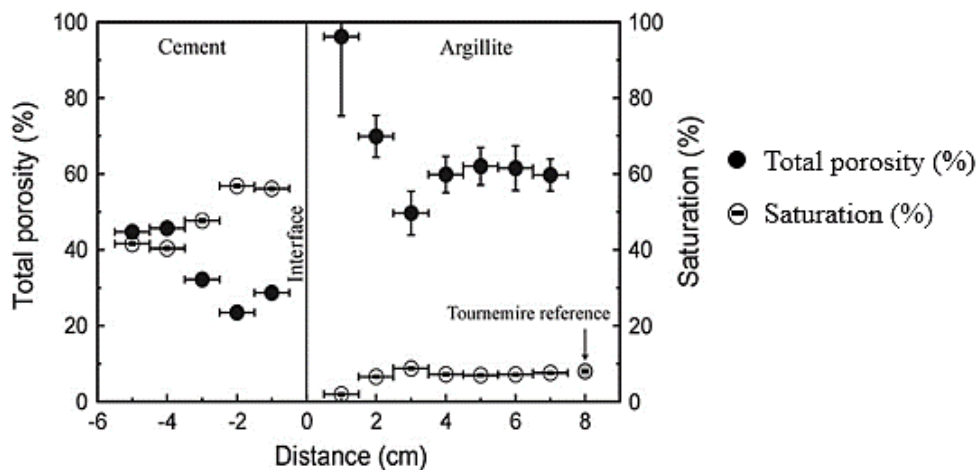


圖 3.1 岩石物理測量 [32]

由於地球化學條件中，黏土質岩類相較於結晶岩類而言，較容易受到外在環境影響進而發生礦物與化學反應、改變自身性質，故歐洲各國大多專注於黏土質母岩與混凝土間之交互作用模擬。

國內目前用過核子燃料最終處置潛在場址地質岩相係以結晶岩為主，結晶岩具有相當穩定之礦物性質、不易與混凝土產生礦物及化學反應，因此，若作為未

來處置場母岩，將具有比黏土質母岩較高之穩定性。

### 3.1.2.2 混凝土與膨潤土之交互作用

水泥混凝土對膨潤土的影響可分為鹼性溶液的浸出作用與外部孔隙水入侵兩個主要階段。

第一階段發生在混凝土硬固早期，主要反應物為鹼金屬氫氧化物溶解出的超鹼性(Hyperalkaline)滲濾液(Leaching)；此階段相對第二階段期程較短，溶解的鹼金屬滲濾液將混凝土的孔隙溶液 pH 值控制在 13-14 左右。這個時期，混凝土對膨潤土所造成的影響以溶解蒙脫石為主[33,34]。

第二階段為長期持續鹼性入侵階段。由於  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  溶解釋出  $\text{Ca}^{2+}$  使得 pH 值獲得緩衝，在 25°C 環境下以水泥砂漿進行 pH 值試驗，可測得孔隙溶液 pH 值降至 12.5 左右[28,35]；混凝土與膨潤土接觸界面由於混凝土端  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  的溶解、 $\text{Ca}^{2+}$  釋出，使膨潤土鄰近界面一側的沸石可被水泥水化產物，如：C-S-H 膠體所取代，進而使 pH 值有顯著的下降。

### 3.1.3 傳輸室試驗

Fernández 等人[31]以乾密度 1.4 g/cm<sup>3</sup> 之膨潤土與水泥砂漿製成柱狀試體，於 0.25 M NaOH 溶液下進行常溫及高溫環境下之滲透試驗，傳輸室試驗設置如圖 3.2；於該實驗系統中，允許實驗材料達到均勻飽和狀態；鹼液通過活塞從水泥砂漿側以 1.1MPa 壓力注入，並定期收取流出物(Effluent)中的沉澱物進行分析。

該試驗透過分析流出物組成，以此獲得溫度影響的函數轉換式[31, 36, 37]。試驗於 25°C 溫度下，次生礦物可透過 XRD 觀察生成相應量；120°C 高溫狀態時則以 SEM 觀察相應次生礦物生成狀況。

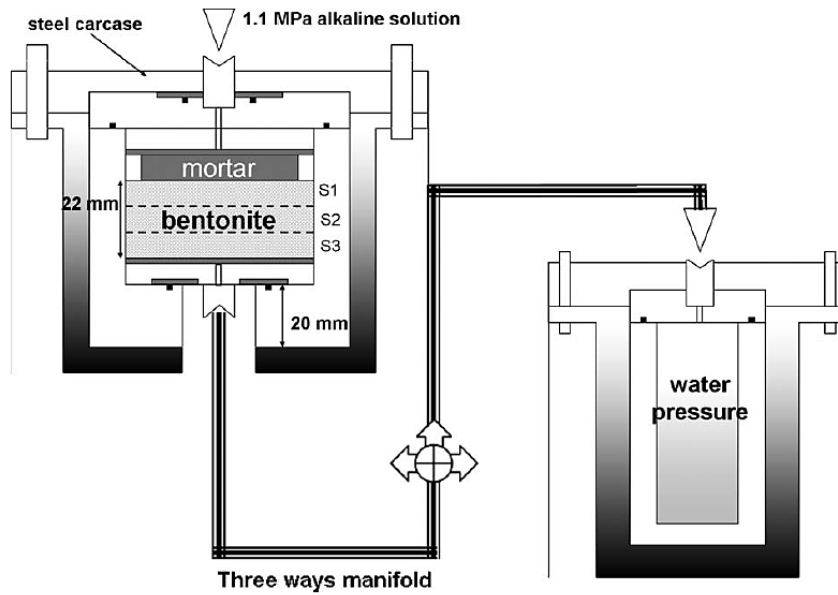


圖 3.2 傳輸室滲透試驗裝置 [36]

### 3.1.3.1 常溫效應

以常溫 25°C 進行混凝土-膨潤土柱傳輸室試驗。膨潤土一側因為 C-S-H 膠體和水鎂石在水泥砂漿端的沉澱，以及粘土質材料的孔隙空間堵塞，使得溶液進入膨潤土端時受到阻擋，致使水力傳導速率隨時間降低，兩端材料受影響的範圍亦相對減少。

於 25°C 常溫環境下進行之滲透試驗，C-S-H 膠體並非以結晶型態進行沉澱，其沉澱呈現之方式從纖維狀到富含鈣的光滑塗層皆有，而根據 C-S-H 呈現形態的變化可做為控制溫度的函數應用[31]。

### 3.1.3.2 高溫效應

高溫以 120°C 進行流出物分析試驗，根據流出成分組成的不同可將反應過程分為三個階段。

第一階段發生於實驗開始第 1-2 個月，反應主要為浸出膨潤土中的可溶性鹽類。於此階段的第一週，自滲濾溶液中所測得的氯化物濃度會急劇下降；若改以硫酸鹽溶液進行傳輸室試驗，則硫酸鹽在水泥砂漿中進行溶解反應，將使水利傳導路徑受阻，進而造成分析樣品檢測量的減少 [31]。

實驗開始後第 2-6 個月進入反應第二階段，以次生礦物的溶解及生成沉澱為主要反應。這個時期的主要次生礦物為 MgCl<sub>2</sub>；沸石、低 Ca/Si(鈣矽石型)的 C-

S-H 結晶沉澱則於距離界面附近 1 mm 處進行沉澱反應。此階段之流體由於 C-S-H—蒙脫石溶解反應，遷移途徑以蒙脫石溶解產生的孔隙作為優先行進路線 [31]。

最後一階段為實驗之第 6-12 個月，由於膨潤土中的粘土質粒料被持續包覆、孔隙被密封，使得鹼性溶液藉由此類路徑遷移的機率下降。一旦鹼性溶液與包覆於水泥化合物中的粘土相互作用機率減少，則流體 pH 值將增加到 12.5，此時滲透係數值上升至實驗最初時的兩倍 [31]

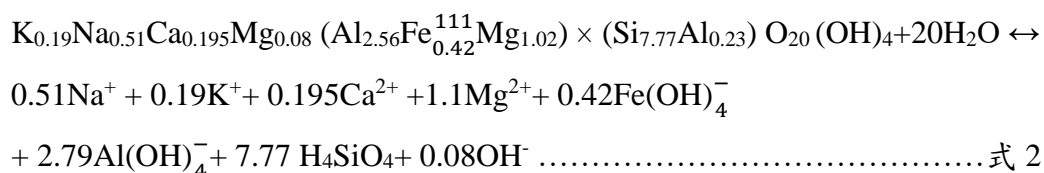
## 3.2 數值模擬

處置場及場址週圍環境各材料界面間的交互作用主要以流體與溶質的擴散為主，在進行長期演化模擬時多以水力擴散反應為主要模擬條件。由於地球化學條件(如：地球水化學、熱傳性質等)於模擬程式中受到程式碼限制，以及相關擴散係數、合適的孔隙度、高溫下礦物穩定性(如：C-S-H 型態)等傳輸與化學參數的不確定性，現行將大部分變動參數以固定數值或忽略影響之方式將模擬結果作純化[19]；而大多數涉及反應性礦物的動力學沉澱/溶解速率模擬環境多帶有假設條件[38]。

### 3.2.1 環境數據庫

#### 3.2.1.1 熱力學數據庫

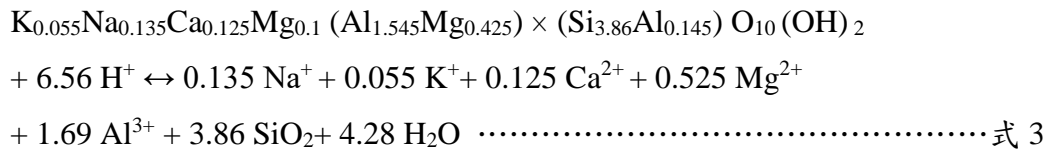
由 Montmor-Ca，-Cs，-K，-Mg 或 -Na 等成分組成之蒙脫石在熱力學數據庫中相較於實際成分組成為較簡單的描述方式。2000 年，Cama 等人[39]以溫度為 80°C、pH 值為 8.8 之環境進行實驗，並得知 FEBEX-蒙脫石之離子活度積(IAP)平均值  $5.0 \times 10^{-53}$ ，式 2 為其初始溶解速率方程式。



在膨潤土厚度 < 0.5 μm 之情況下，根據 CrunchFlow 的要求考慮反應式平衡後，可得 log K - Temperature 函數落在 0°C-300°C 範圍內；藉由外在推導的方式



可以得到 Ilnl.dat 數據庫中類似於 Montmor-Ca 的函數，並推得在 25°C 環境下之 log K 值為 6.26；化學溶解方程式如式 3。



考慮膨潤土或混凝土材料因 CO<sub>2(g)</sub> 影響而產生碳酸化，以及對 pH 值造成緩衝的可能性，Fernández 等人[31]於模擬條件中將 CO<sub>2(g)</sub> 納入考量，並假設氣態的 CO<sub>2</sub> 在膨潤土或混凝土中的分壓值與碳酸鹽類處於熱力學平衡狀態。

### 3.2.1.2 動力反應

特定礦物的反應速度於實驗中，將受到當地地球化學條件接近或遠離平衡狀態、壓力、溫度、pH 值等影響。Sánchez 等人[40]以中性或鹼性條件，探討蒙脫石溶解速率和速率變化之規律性；而蒙脫石之動力學反應為控制膨潤土之反應性和緩衝能力之重要因素。透過過渡態理論(Transition state theory) [41, 42]，礦物溶解和沉澱的動力學速率方程式可寫成如式 4。

$$r_m = A_m k(T)(a_{H^+})^n \left[1 - \frac{Q_m}{K_m}\right] \dots\dots\dots \text{式 4}$$

$r_m$ ：礦物 m 之溶解/沉澱速率(mol·m<sup>-3</sup>·s<sup>-1</sup>)；

$A_m$ ：礦物 m 之比表面積(m<sup>2</sup>·m<sup>-3</sup>)；

$k(T)$ ：溫度速率常數(mol·m<sup>-2</sup>·s<sup>-1</sup>)；

$(a_{H^+})^n$ ：上升至 n 時的質子活性；

$K_m$ ：礦物 m 進行溶解反應時的平衡常數；

$Q_m$ ：反應式之離子活性產物。

其中，溫度速率常數  $k(T)$  可藉由式 5 進行推導：

$$k(T) = k_{25} \exp\left[\frac{E_a}{R} \left(\frac{1}{T} - \frac{1}{198.15}\right)\right] \dots\dots\dots \text{式 5}$$

$k_{25}$ ：礦物  $m$  於  $25^{\circ}\text{C}$  之反應速率常數( $\text{mol}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ )；

$E_a$ ：反應活化能( $\text{kcal}\cdot\text{mol}^{-1}$ )；

$R$ ：莫爾氣體常數( $\text{kcal}\cdot\text{K}^{-1}\cdot\text{mol}^{-1}$ )；

$T$ ：絕對溫度( $\text{K}$ )。

### 3.2.2 邊界條件設定

Berner 等人[27]以 GEM 模擬系統提供之參數值代入模擬環境中進行模擬，並將處置場模型由立體 (3D)簡化為平面(2D)甚至一維(1D)進行演算，以簡化龐大的數據計算。簡化後的處置場設置，如圖 3.3；依照材料不同由處置場內部向外圍分別為膨潤土層、混凝土層及母岩(泥岩)層。

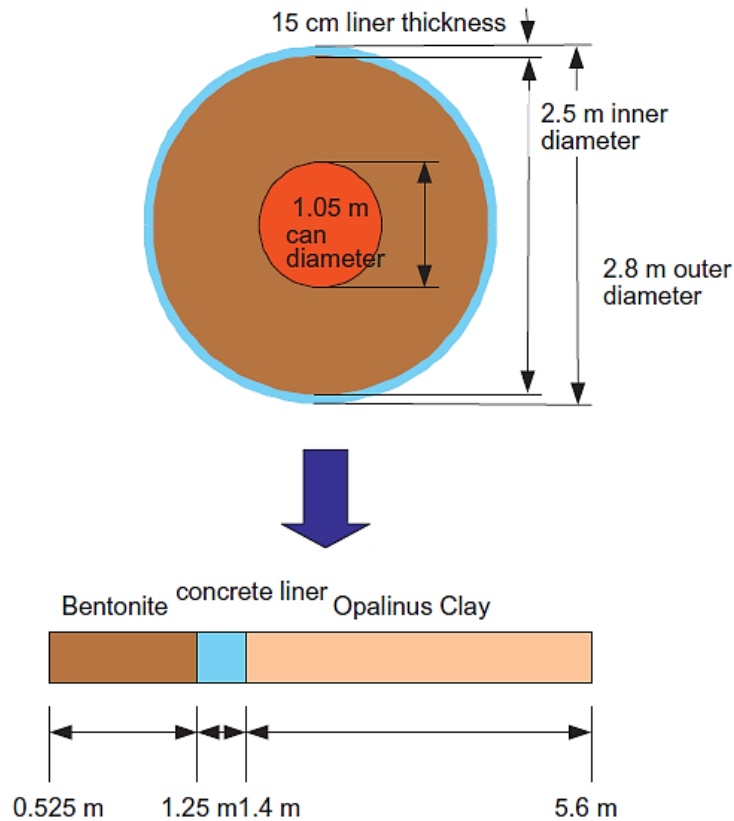


圖 3.3 簡化後之一維傳輸模擬 [27]

Fernández 等人[31]利用 CrunchFlow 地球化學程式碼，模擬鹼性溶液( $\text{NaOH}$  0.25 M)於常溫( $25^{\circ}\text{C}$ )與高溫( $120^{\circ}\text{C}$ )環境下，膨潤土-混凝土柱材料界面間礦物之溶解及沉澱反應；模擬柱反應傳輸的概念設計如圖 3.4。

壓力條件和儀器系統配置配合傳輸室試驗，將傳輸方向設定為由灰底之混凝土一側向右端膨潤土側進行移動。模擬時，將對流、擴散和分散等移動機制納入考量。化學反應部分，模擬陽離子交換性質，並將礦物轉換(Mineralogical transformations)的範圍加以限制，藉以觀察次生礦物的生成。

在滲透實驗中，Fernández 等人[31]定義礦物藉由 NaOH 溶液通過膨潤土-混凝土柱進行傳輸作用。為了在模擬環境中達到與實驗相同之傳輸反應，Fernández 等人[31]利用分配常數來指定 Dirichlet 邊界條件，使 NaOH 溶液在固定濃度的情況下進行傳輸；通過混凝土界面進入膨潤土-混凝土柱之流量則可利用相關平流、擴散和分散等傳輸方式計算。

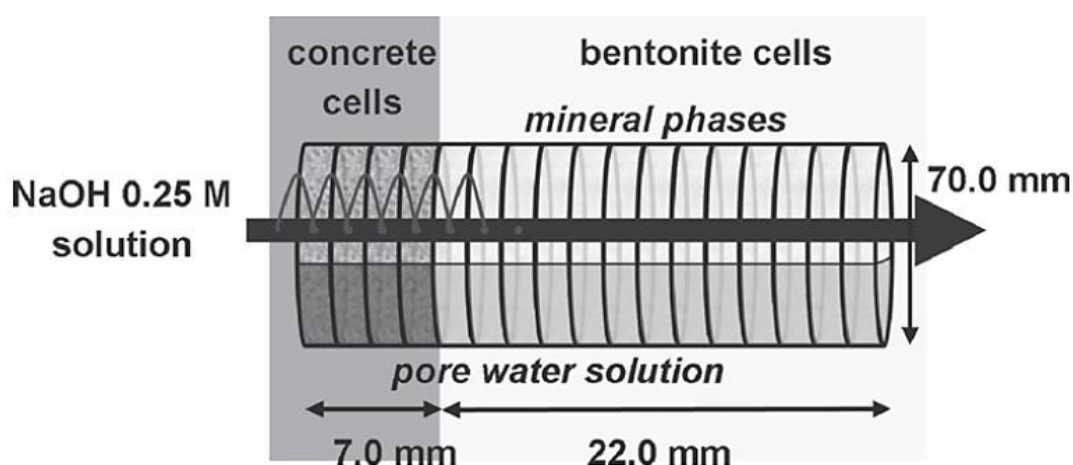


圖 3.4 反應傳輸概念 [31]

### 3.2.3 礦物反應

混凝土作為模擬對象而言，通常不被當作礦物相進行分類；而在與 FEBEX-膨潤土交互作用的模擬[31]中，混凝土則是被視為氫氧化物、C-S-H(Ca/Si=1.8)以及水鎂石、鈣礬石及石英等次生礦物組合[43]，作為水化作用建模根據。

數據庫(datacom.dbs)根據 Lawrence Livermore llnl.dat 加以擴展改編後，將滲透模擬試驗[31]使用之 FEBEX-蒙脫石分類為礦物匯入；該數據庫包含熱力學性質與動力學數據資料庫。

蒙脫石作為 FEBEX 膨潤土主成分，包含以下兩種元素特性：

- (1) 帶有高層電荷的 K(伊利石附加成分)[44]。此處的 K 為一固定結構，而  $K^+$  不參與可交換的複合物之反應。

- (2) 可交換陽離子—Ca、Mg 和 Na。Ca 為主要反應對象，Mg 和 Na 則為其次反應對象。可交換陽離子因為鹼性羽流(alkaline plum)所誘發的地球化學擾動將改變各自的分佈，並因此掌控部分孔隙水組成。

### 3.2.4 孔隙率

孔隙率會隨時間和孔隙水體積反應的進行而有所改變。當膨潤土含水重量低於 20% 時，孔隙水便難以透過擠壓技術獲得[45]；故在孔隙率小於 20% 時，孔隙水的流動即視為靜止狀態。

Van Loon 等人[46]透過實驗發現材料交界面所含的孔隙率是通過擴散的方式進行陽離子的遷移；而在鹼性環境下的膨潤土，其礦物將發生溶解反應，使得靠近混凝土一側之界面附近孔隙率增加，並產生溶液優先傳輸路徑。

### 3.2.5 溫度效應

由於 120°C 環境所測得的結果可觀察到定量的轉換，故模擬引用傳輸室試驗於此環境所測得的結果進行對照。而實驗室中的膨潤土和混凝土濾出液測量並非於高溫下進行，模擬值因此不能與其直接比較。為了確實比較模擬反應性與實驗觀察結果，則需額外建立常溫(25°C)環境下的模型，然而於常溫狀態僅能檢測到不能量化之次生礦物沉澱[31]。進行長期模擬時，模擬溫度以恆定的 80°C 來達到更貼近實際處置場環境的目標。

### 3.2.6 陽離子交換能力

因蒙脫石為 FEBEX-膨潤土中的主要成分(占總重量之 92%)；故膨潤土中的陽離子交換能力(Cation exchange capacity, CEC)主要由蒙脫石控制。根據 CrunchFlow 提供的選項，該礦物的溶解在可交換陽離子群體與單一礦物結合後，會降低粘土質的陽離子交換能力。已知某些類型之沸石具有陽離子交換特性，但 Sánchez 等人[40]根據 CEC 進行測定的實驗結果顯示，方沸石對這種能力沒有顯著貢獻。

### 3.3 演化反應

#### 3.3.1 界面 pH 值變化

Berner 等人[27]進行處置場與週圍母岩交界面 100 年至 30,000 年間各材料溶液 pH 值變化模擬，模擬結果如圖 3.5。由長期模擬可知，混凝土孔隙溶液對膨潤土影響範圍僅在材料界面處 10cm 範圍內，而在 30,000 年時則不再有更深一層影響範圍。

從各年間 pH 值變化趨勢以混凝土對膨潤土端的影響較大，流質在膨潤土及母岩(泥岩)中利用擴散方式進行傳輸；pH 值的變化可印證混凝土孔隙溶液對膨潤土性能所造成之影響。

以 120°C 環境模擬混凝土與膨潤土柱中之礦物學變化；相關界面 pH 值模擬結果如圖 3.5。模擬結果顯示，材料界面反應區的 pH 值增加到 10.0 以上，但遠離界面處時則降至 7.25，pH 值反應範圍與實驗結果互相呼應。與此同時，CO<sub>2(g)</sub> 在膨潤土中的分壓相應降低；由此判斷，系統中碳酸鹽類具有緩衝控制 pH 值的能力。

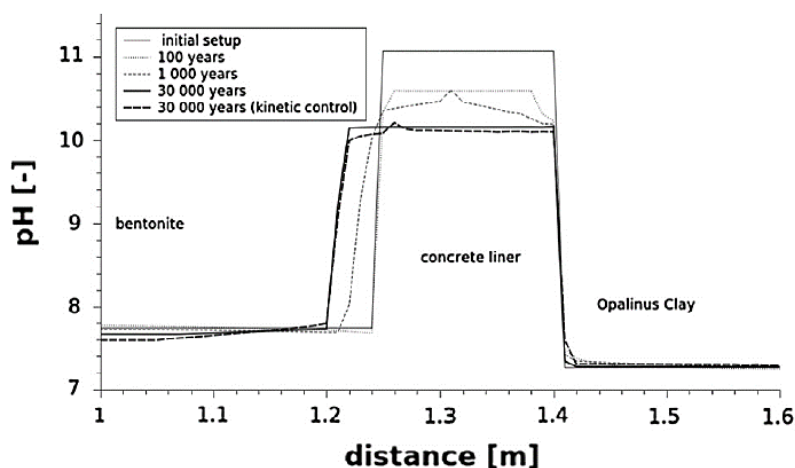


圖 3.5 100 年至 30000 年間各材料界面 pH 值變化 [27]

#### 3.3.2 孔隙率變化

Berner 等人[27]模擬處置場膨潤土與混凝土交界面 10,000 年及 30,000 年之孔隙率變化；圖 3.6 為礦物質於溶質流體中之溶解/沉澱趨勢，以及各材料界面附近孔隙率的逐年變化。膨潤土孔隙率在鄰近混凝土端之界面處有逐年下降之趨勢，

混凝土端孔隙率則呈現先上升後下降之趨勢，顯示兩種材料界面之孔隙率變化存在水利傳輸現象。膨潤土孔隙率於鄰近混凝土側發生下降趨勢是由於膨潤土端礦物進行流體及溶質傳輸作用，令礦物以擴散之方式進入混凝土端，並於混凝土一側沉澱及堵塞。

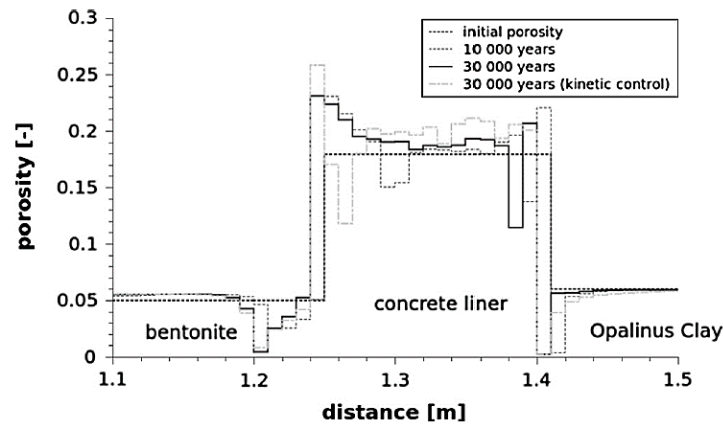


圖 3.6 長期孔隙率演化趨勢

資料來源：[27]

Fernández 等人[31]於溶出模擬中分別針對混凝土及膨潤土進行不同溫度、孔隙率環境下之環境模擬，模擬實驗為期 360 天。分析環境條件分別以下四種：

#### (1) 常溫反應(25°C)

模擬在 25°C 的環境下礦物變化之結果顯示，在混凝土與膨潤土交界面處發生材料礦物的溶解/沉澱反應；蒙脫土主要在材料界面處溶解，次生礦物(如鎂皂土)則在界面寬度 2 mm 處沉澱，在蝕變帶(alteration，即材料界面發生溶解/沉澱反應的範圍)中孔隙率減少到 20%，如圖 3.7 所示。

#### (2) 高溫反應(120°C)

以固定 120°C 高溫之環境進行模擬，結果顯示，接近界面處之膨潤土約有 20% 的蒙脫石產生溶解反應，其含量在界面附近 10 mm 的範圍中隨模擬時間增加逐漸減少。因其影響尺度相較於整體模擬系統屬於微小，故所有礦物含量在反應結束後仍幾乎維持自身初始體積分數。

圖 3.8 為 360 天後之模擬結果。在次生礦物部分，因為蒙脫石的溶解而形成方沸石；於此同時，C-S-H(Ca/Si = 1.8)在膨潤土端的前 5 mm 處發生沉

澱。在 120°C 環境下，由於方沸石、C-S-H 發生膠結作用，加之因蒙脫石溶解而造成表面的鈍化作用(Passivation)，鹼性羽流因而在膨潤土一側不能獲得緩衝，致使整體結構開放、鹼性溶液傳輸途徑得以更有效地匯聚，並促使方沸石於膨潤土一側進行反應；混凝土端部分亦因為於界面處第一個 1.5 mm 沒有檢測到 Ca 結晶，因此可視為混凝土在材料界面也發生鈍化。

### (3) 膨潤土孔隙率

具有較高孔隙度之高溫狀態為礦物進行地球化學反應之環境。模擬將膨潤土的初始孔隙率由 40% 改變為 20% 後，觀察膨潤土中流動水的初始孔隙率變化，模擬結果如圖 3.9；孔隙率的下降，使得形成次生礦物的範圍及數量相應地下降。

根據模擬結果，界面處附近孔隙率大幅下降。與模擬相對應，以光學顯微鏡觀察實驗材料界面處所採集的樣品；經過測定後發現膨潤土側膠結粘土質的比表面積有減少的現象，呼應了孔隙率的下降[31]。

### (4) 反應常數

在高溫(120°C)反應環境下，將蒙脫石的溶解速率常數調整為  $\log K = -11.67$  後以提高整體反應速率。模擬結果如圖 3.10，界面上完全溶解的蒙脫石由方沸石進行代替；發生蝕變現象的前緣以線性方式向膨潤土端推進，但推進長度僅延伸至距離材料界面 5 mm 的距離，膨潤土柱在 5mm 外的其餘部分則幾乎不受影響。

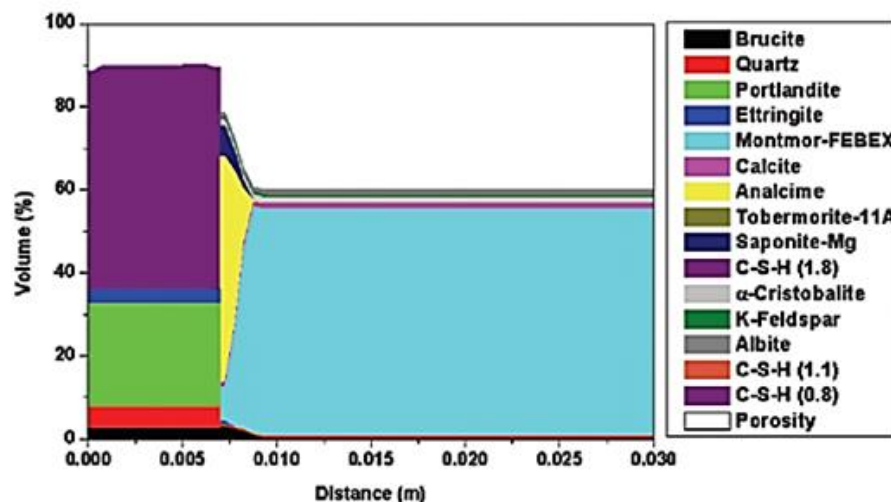


圖 3.7 25°C，混凝土-膨潤土柱之礦物體積分佈(%) [31]

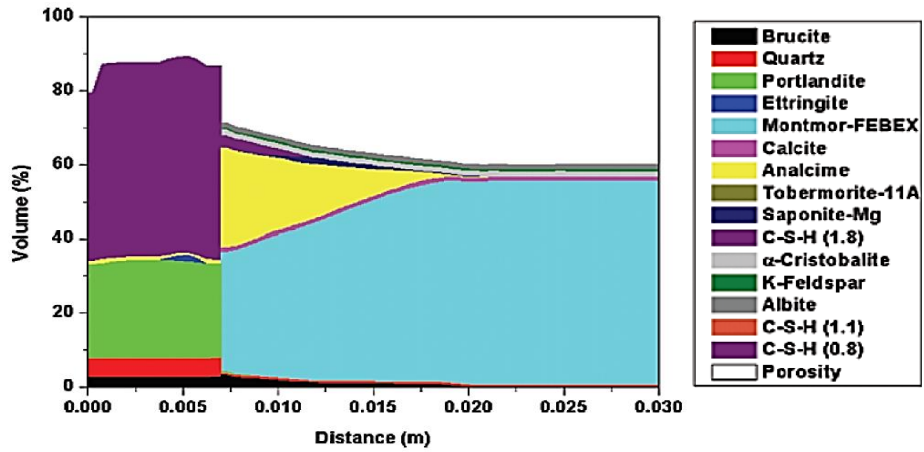


圖 3.8 120°C，混凝土-膨潤土柱之礦物體積分佈(%) [31]

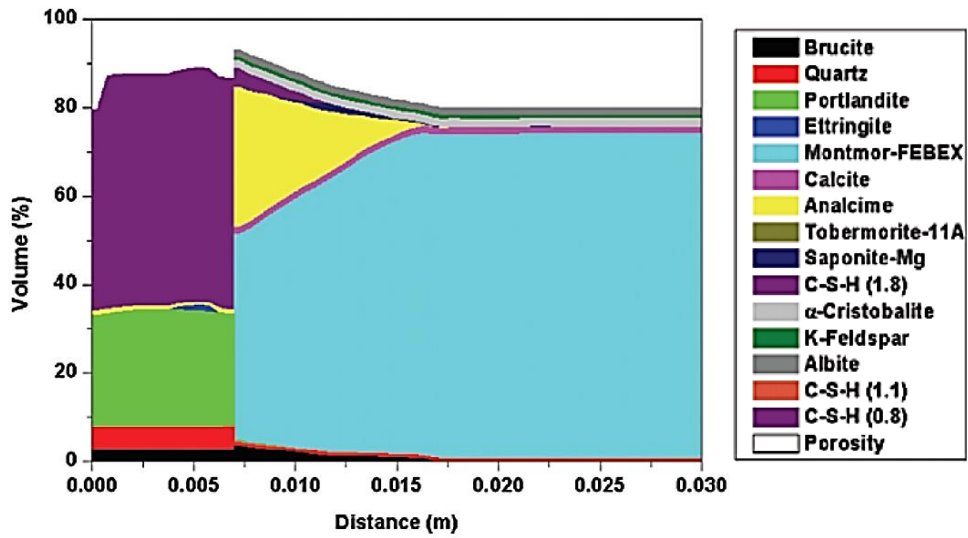


圖 3.9 膨潤土孔隙率 20%，360 天後礦物體積分佈(%) [31]

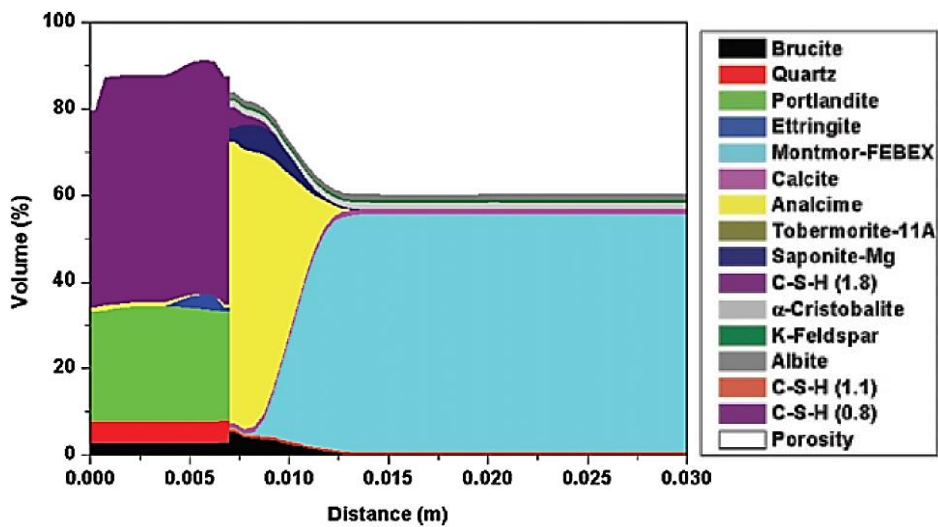


圖 3.10 120°C之混凝土-膨潤土柱 360 天礦物體積分佈(%) [31]



### 3.3.3 溫度效應

處置罐中間過渡層設計可減緩用過核子燃料的衰變熱自處置罐釋出長達 50-100 年；而處置罐外層之膨潤土層可承受的溫度極限通常設計為 100°C [47]。

Fernández 等人[31]利用 CrunchFlow 模組提供之地球化學程式碼，於實驗室中模擬處置場封閉完成後，用過核子燃料持續產生之衰變熱對處置場障壁功能之影響。探討氫氧化鈉溶液於常溫(25°C)及高溫(120°C)環境下，通過水泥砂漿並進入膨潤土端後對礦物溶解/沉澱反應之影響。

藉由該模擬獲得的次生礦物資訊進行動力學的評估，發展母岩-混凝土-膨潤土系統的長期演化模擬。由於母岩(泥岩)礦物反應特性視為與膨潤土相似，故建模中僅膨潤土和混凝土之礦物反應。

模擬結果顯示，在 120°C 的溶解/沉澱反應，其通過整體系統的流速因為匯聚流動的關係而上升，而平均恆定的流速則為近似值。在高溫環境下，孔隙率因為溶解的礦物離開系統而增加；常溫環境時，兩材料界面處則因膠結反應孔隙率有減少的現象。

## 3.4 混凝土與膨潤土之界面互動

處置場及處置場週圍環境的流體及溶質，會透過擴散作用進行礦物的傳輸及陽離子交換等交互作用，並在混凝土-膨潤土材料界面產生礦物溶解/沉澱反應，進而令兩材料於接觸界面附近之孔隙率及 pH 值隨時間產生變化。

混凝土-膨潤土材料間孔隙率在高溫環境下，將促使礦物傳輸作用進行、加速礦物反應，令混凝土端之孔隙率上升；膨潤土端則會因接收混凝土端傳輸之礦物後，產生沉澱及膠結作用，進而使孔隙率下降。反應之影響範圍於 360 天後僅達到距材料界面 2 cm 處。

高溫環境對處置場影響在封閉初期會較明顯，材料界面會因為用過核子燃料之衰變熱進行劇烈反應。反應在封閉晚期則因處置場溫度與週遭地熱達到平衡而逐漸減緩。根據前述 0 節之敘述，孔隙率及 pH 值於 30,000 年後將達到平衡狀態，並在距材料界面 10 cm 的範圍內達到平衡，顯示混凝土與膨潤土之交互作用僅在初期有明顯反應，晚期反應趨勢逐漸平緩，影響範圍亦不超過 10 cm。

## 第四章、實驗規劃

### 4.1 試驗構想及流程

本子項計畫四之研究流程如圖 4.1 所示。於執行「處置場混凝土及環境作用機制國際資訊研析」研究時，同時進行「封塞用水泥-矽灰-飛灰三系統低鹼性混凝土國際資訊研析」及「最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制國際研究資訊蒐集與研析」。相關資訊蒐集重點包含：

- (1) 封塞用水泥-矽灰-飛灰的三系統低鹼性混凝土配比設計、新拌性質、力學性質及耐久性質等國際資訊
- (2) 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制
- (3) 低鹼性混凝土受壓力下水密特性

其次，進行「封塞用三系統低鹼性混凝土新拌性質試驗」，為期中報告前之執行項目，膠結材料使用矽灰及飛灰取代部分水泥，總膠結材料取代量介於 40—65%。

本年度計畫內容目標在設計三系統自充填混凝土，國際研究顯示，矽灰為最有效降低水泥孔隙溶液 pH 值的摻料；而考量矽灰使用成本相對高於其他礦物摻料，故本研究膠結材料以矽灰重量取代水泥為主，其次加入飛灰作為第二項礦物摻料，並參考國際研究成果、105 年度三系統漿體性質及 106 年雙系統混凝土性質加以設計，進行試驗項目如下：

#### 1. 封塞用低鹼性混凝土新拌性質

設計固定水膠比 0.825 之混凝土。膠結材料配比改變矽灰與飛灰取代水泥用量，二者取代總量分別為 40、50、60 及 65%，及固定矽灰取代量為 35% 等五個系列共 14 個配比進行試驗。

量測坍流度(參考 CNS 14842 自充填混凝土之坍流度試驗)、流下性試驗(參考 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法(漏斗法))及凝結時間(參考 CNS 14220 混凝土凝結時間檢驗法)，瞭解矽灰及飛灰取代水泥量對混凝土凝結時間及工作性等影響。

## 2. 封塞用低鹼性混凝土硬固及耐久性質

以固定水膠比 0.825 之混凝土，進行前述 14 個配比之抗壓強度、pH 值、乾燥收縮、抗硫酸鹽能力、彈性模數等試驗，並根據各試驗參考規範齡期進行混凝土各項性質分析。

量測抗壓強度(參考 CNS 1232 混凝土圓柱試體抗壓強度檢驗法)、乾燥收縮(參考 CNS 11056 卜特蘭水泥砂漿乾燥收縮量測定法)、抗硫酸鹽(參考 CNS 14794 水硬性水泥砂漿棒暴露於硫酸鹽溶液中之長度變化試驗法)、ASTM C1202 (氯離子快速滲透試驗，簡稱 RCPT，又稱電滲法)，瞭解矽灰及飛灰取代水泥後對混凝土強度、體積穩定性、耐久性等影響。

## 3. 封塞用低鹼性混凝土水密性要求

參考 BS-EN 12390-8 硬固混凝土壓力水壓貫入深度試驗，製作 15 cm × 10 cm (直徑×高度)之混凝土圓柱試體，於 28 天、90 天齡期進行水壓貫入試驗，探討混凝土之水密特性並了解礦物摻料的添加對封塞用低鹼性混凝土水密性之影響。

本研究根據國外低鹼性封塞用混凝土研究及應用的設計配比進行本子項流程的混凝土配比設計。使用的礦物摻料取代水泥重量不超過 50 % 為原則，並以添加強塑劑方式使混凝土達到設計坍流度。據以提出「處置場封塞用低鹼性混凝土新拌及硬固等性質研析」及「處置場封塞用低鹼性混凝土耐久性研析」，進而「探討封塞用低鹼性混凝土之三系統配比技術與工程特性」。

最後，綜整國際資訊及參考三系統低鹼性封塞混凝土國際合作研究成果，配合國內材料特性及本研究預期成效，提出試驗驗證成果，並完成最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項，以完成結案報告。

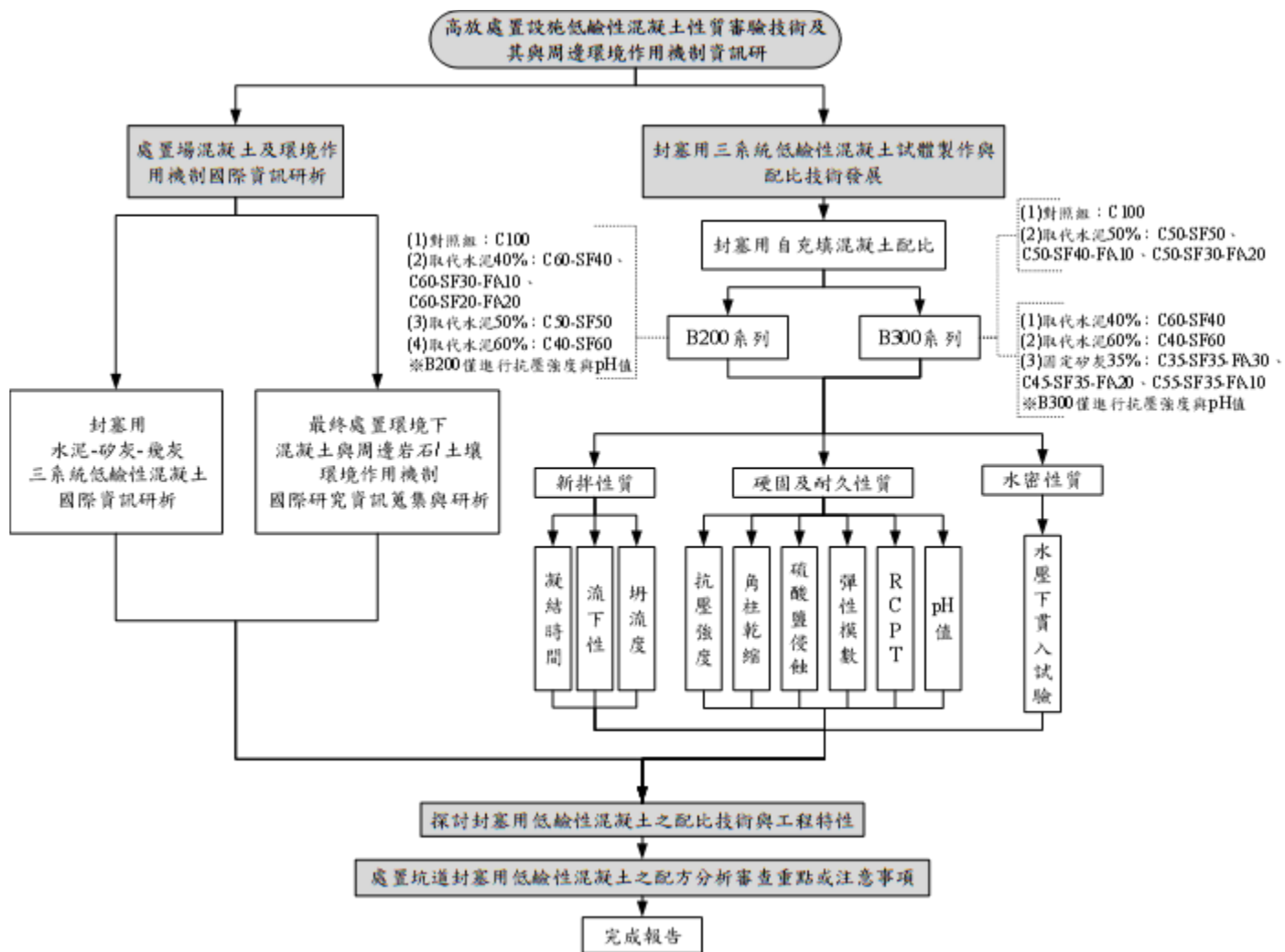


圖 4.1 107 年子計畫四試驗流程

## 4.2 試驗材料

### 1. 卜特蘭水泥

水泥採用台灣水泥公司所生產之卜特蘭水泥第一型，採一批次購置，將其密封包裝後放置乾燥貯藏空間，以避免受潮而影響水泥性質。水泥化學成份如表 4.1 所示。

表 4.1 水泥成分分析表

試驗項目	CNS 61 R2001 規格	試驗結果(%)
二氧化矽(SiO <sub>2</sub> )	-	22.0
三氧化鋁(Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	-	5.4
三氧化鐵(Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )	-	3.1
氧化鈣(CaO)	-	64.6
氧化鎂(MgO)	Max.6.0	1.4
三氧化硫(SO <sub>3</sub> )	Max.3.0	-
游離石灰(F-CaO)	-	-
含鹼當量(Na <sub>2</sub> O <sub>eq</sub> = Na <sub>2</sub> O+0.658K <sub>2</sub> O)	Max.0.6	-
燒失量(I.L)	Max.3.0	1.06
鈣矽比	-	2.92

### 2. 矽灰

使用 ELKEM Microsilica Grade 951-U 型，外觀顏色為灰色，粉末粒徑大小為 0.1-0.2 μm，比重 2.2 (交泰興有限公司提供)，比表面積為 2200-2600 m<sup>2</sup>/kg，鈣矽比 0.004，細度(通過 325 號篩)>90%，表 4.2 為主要化學成分含量。

表 4.2 微細灰成分含量

化合物	檢測含量(%)
SiO <sub>2</sub>	95
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	<0.05
CaO	0.4
MgO	0.3
SO <sub>3</sub>	<0.20

### 3. 飛灰

使用發電廠之燃煤飛灰，由臺灣電力公司林口發電廠提供，作為膠結材料使用，細度約為 447 m<sup>2</sup>/kg，比重為 2.2。

### 4. 天然細粒料

膠結材料相關試驗用砂，為久大建材所提供之天然粒料，材料之比重及吸水率分別為 2.75(SSD)、1.22%。

### 5. 機制細粒料

膠結材料相關試驗用砂，為國產實業所提供之細粒料，為廣州機制砂，比重及吸水率分別為 2.66(SSD)、1.65%。

### 6. 粗粒料

粗粒料使用國產實業之粗粒料，取自廣州，比重及吸水率分別為 2.60(SSD)、1.57%。

## 4.3 試體編號

以矽灰與飛灰取代不同水泥重量的混凝土體性質，取代 40、50、60 及 65% 水泥重量，水膠比固定為 0.825，編號以 Cxx-SFxx-FAxx 表示，其中 C、SF 及 FA 分別表示混凝土中水泥、矽灰、飛灰，後面 xx 為其佔膠結材料之用量，分為 B200 系列與 B300 系列(B200 系列係指 1m<sup>3</sup> 之混凝土中，膠結材料用量為 200kg；B300 系列則指 1m<sup>3</sup> 之混凝土中，膠結材料用量為 300kg)，配比設計分別如表 4.3 及表

4.4，二系列共 15 組配比，編號分別為：

**1. B200 系列：**

- A. 對照組：C100。
- B. 取代 40%：C60-SF40、C60-SF30-FA10、C60-SF20-FA20。
- C. 取代 50%：C50-SF50。
- D. 取代 60%：C40-SF60。

**2. B300 系列：(C100 及取代 50%系列進行全系列試驗)**

- A. 對照組：C100。
- B. 取代 40%：C60-SF40。
- C. 取代 50%：C50-SF50、C50-SF40-FA10、C50-SF30-FA20。
- D. 取代 60%：C40-SF60。
- E. 固定矽灰取代 35%：C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20、C55-SF35-FA10。

表 4.3 B200 系列試驗配比

單位：kg/m<sup>3</sup>

材料	水泥	矽灰	飛灰	石灰 石粉	粗粒料	細粒料	用水量	SP
C100	221.4	0.0	0.0	408.5	617.8	1148.1	182.7	8.6
C60-SF40	120.0	80.0	0.0	369.0	558.0	1037.0	165.0	7.8
C60-SF30-FA10	120.0	60.0	20.0	369.0	558.0	1037.0	165.0	7.1
C60-SF20-FA20	120.0	40.0	40.0	369.0	558.0	1037.0	165.0	6.5
C50-SF50	100.0	100.0	0.0	369.0	558.0	1037.0	165.0	10.4
C40-SF60	80.0	120.0	0.0	369.0	558.0	1037.0	165.0	11.0

註：SP 為強塑劑。

表 4.4 B300 系列試驗配比

單位：kg/m<sup>3</sup>

材料	水泥	矽灰	飛灰	石灰 石粉	粗粒料	細粒料	用水量	SP
C100	332.1	0.0	0.0	297.8	616.7	1145.9	182.7	8.9
C60-SF40	180.0	120.0	0.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	9.8
C50-SF50	150.0	150.0	0.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	14.6
C50-SF40-FA10	150.0	120.0	30.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	9.4
C50-SF30-FA20	150.0	90.0	60.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	8.8
C40-SF60	120.0	180.0	0.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	15.0
C35-SF35-FA30	105.0	105.0	90.0	269.0	557.0	1035.0	165.0	7.8
C45-SF35-FA20	149.5	116.3	66.4	297.8	616.7	1145.9	182.7	9.3
C55-SF35-FA10	182.7	116.3	33.2	297.8	616.7	1145.9	182.7	10.2

註：SP 為強塑劑。

## 4.4 實驗設備及儀器

### 1. 混凝土拌合機

混凝土拌合採用之拌合機配有三段變速設定，如圖 4.2 所示。於實驗中主要用於膠結材料、粗細粒料及拌合水之混合料攪拌均勻使用，拌合程序參考 CNS 3655 水硬性水泥可塑稠性水泥漿及壘料之機械拌合法，依規定步驟進行混凝土試體之製作。



圖 4.2 水泥砂漿拌合機



## 2. 坍度模具

坍度錐符合 CNS 1176 混凝土坍度試驗法之規定，為試驗用平截圓錐體模具，如圖 4.3 所示。



圖 4.3 坍度錐

## 3. V 型漏斗

用以檢測自充填混凝土工作性質，試驗程序參考 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法(漏斗法)，外觀如圖 4.4 所示。



圖 4.4 V 型漏斗

## 4. 凝結時間試驗儀

儀器操作 CNS 14220 混凝土凝結時間試驗法，於量測時選擇合適尺寸之貫入針進行凝結時間試驗，如圖 4.5 所示。



圖 4.5 貫入試驗儀

## 5. 抗壓機

作為進行混凝土抗壓試驗用，試驗抗壓速率設定符合 CNS1232 混凝土圓柱試體抗壓強度檢驗法，如圖 4.6。



圖 4.6 抗壓機

## 6. 油壓沖床

使試體進行再破碎時所使用的設備，如圖 4.7 所示。混凝土試體經油壓沖床破碎後，將進行砂漿部分樣品揀選，以進行研磨並繼續 pH 值測試。



圖 4.7 油壓沖床

## 7. 研磨機

用以將揀選後之混凝土砂漿部分進行研磨，使檢測樣本得以通過#200 號篩，並進行 pH 值之檢測，如圖 4.8。



圖 4.8 研磨機

## 8. 酸鹼值感測計

儀器如圖 4.9 所示，用以量測不同齡期之混凝土試體砂漿部分孔隙溶液 pH 值。儀器量測前須進行手動溫度補償及使用標準溶液進行校正，pH 值量測範圍 0-14、解析度 0.001 pH、精準度 $\pm 0.01$  pH。



圖 4.9 酸鹼性計

## 4.5 實驗方法

### 1. 抗壓強度

依據 CNS 1232 規範要求，將混凝土製成 10 cm × 20 cm (直徑×高度)之圓柱試體，並於濕養 24 小時後拆模，置入溫度 23°C 之飽和石灰水中進行養護，後續按照規定之齡期(28、56 及 90 天)自水中取出並進行抗壓強度試驗。

### 2. 坍流度試驗

參考 CNS 14842 自充填混凝土之坍流度試驗，於混凝土拌合完成後，將混凝土分三層填入坍度錐，每層以搗棒搗實 25 下；待填充平面壘平後將坍度錐於 3-5 sec 內提起，同時記錄流動時間以及流動停止時之直徑。

### 3. 流下性試驗

參考 CNS 14841 自充填混凝土之流下性試驗法，試驗方法、步驟及計算方法說明於 5.2.1.2 節。

### 4. 凝結時間試驗

參考 CNS 14220 混凝土凝結時間檢驗法，將完成拌合作業之混凝土以#4 號篩進行砂漿篩選，並保留足量砂漿進行初凝時間及終凝時間量測。判定標準為根據凝結時間試驗儀之貫入針測得之壓力進行計算與判定。

## 5. 水壓下貫入試驗(水密性)

水密性質試驗係參考 BS-EN 12390-8 硬固混凝土壓力水壓貫入深度試驗，製作 15 cm × 10 cm (直徑×高度) 之混凝土圓柱試體，設計試體於 28 天、90 天齡期進行水壓貫入試驗，並在固定水壓 5 MPa 條件下持續貫入 72 ± 2 小時後進行劈裂。試體於劈裂後觀察其剖面水線貫入深度，貫入深度之記錄方式為以肉眼方式觀察並紀錄試體剖面水線最大貫入深度，探討混凝土之水密特性。

## 第五章、結果與討論

### 5.1 國際處置坑道封塞用低鹼性混凝土相關資訊蒐集研究

近年，國際研究將各自預設之處置場地質特性等環境條件列入考量，針對處置場混凝土之各項性質進行研究，並發展出因地制宜之封塞用低鹼性混凝土配比。

為了製作適合應用於處置場之低鹼性混凝土，許多含有高矽含量之礦物摻料被納入配比考量；目前用來取代水泥之礦物摻料仍以矽灰為主要選項，可改善混凝土的工作性和分散性能。

#### 5.1.1 封塞用水泥-矽灰-飛灰(或爐石粉)的三系統低鹼性混凝土配比

##### 設計、新拌性質、力學性質及耐久性性質等國際資訊

混凝土的配比發展在雙系統部分，Vogt 等人[19]使用 200 kg 及 300 kg (代碼分別為 B200 及 B300) 之膠結材料進行石灰石填料、拌合水的坍流度合適性測試。試驗結果顯示，配比之新拌性質與傳統含有高品質填料的 SCC 相似，水和膠結材料以及填料之間的比例接近 0.30。Holt 等人[22]設計具有高度可操作性並能允許放置模具時所產生的輕微振動之混凝土，進行水化熱及抗壓強度等性質試驗。試驗結果顯示，以礦物摻料取代部分水泥之混凝土配比，三系統具有與雙系統相當之水化熱，並在強度發展方面優於雙系統。

雙系統與三系統在新拌性質方面，以雙系統配比呈現近似於自充填混凝土之工作性，其坍流度為 650 mm；而針對震動對兩系統配比硬固混凝土之析離程度影響進行剖面觀察，結果顯示，雙系統與三系統之混凝土均具有良好的膠結特性、沒有明顯析離現象發生。強度發展部分，Holt 等人[22]以瑞典最終處置場之低鹼性 SCC 目標強度(50 MPa)為標的，進行雙系統及三系統配比之強度測試，發現兩系統配比於 28 天齡期，強度發展均可達到目標強度要求，顯示配比在經過粒料大小、膠結材料比例等性質調整後能達到更高強度的發展目標。

#### 5.1.2 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制

由於地球化學條件中，黏土質岩類相較於結晶岩類，較容易受到外在環境影響進而發生礦物與化學反應、改變自身性質，故歐洲各國大多專注於黏土質母岩

與混凝土間之交互作用模擬。國內目前用過核子燃料最終處置潛在場址地質岩相係以結晶岩為主，結晶岩具有相當穩定之礦物性質、不易與混凝土產生礦物及化學反應，因此若作為未來處置場母岩，將具有比黏土質母岩較高之穩定性。基於上述的原因，以下先針對國外專注於黏土質母岩與混凝土間之交互作用模擬結果，進行整理分析，再據以評估混凝土與周邊岩石的可能作用結果。

處置場中，膨潤土-混凝土或膨潤土-母岩等材料界面在受到各類化學平衡反應，以及傳輸過程的影響後可能使交互作用的形式發生變化。材料間的礦物沉澱、溶解以及離子交換反應，亦將根據材料界面特性不同而有所變化，而各材料間之孔隙空間與材料本身的特性可能因溶質傳輸，流體、氣體流動，以及力學等性能變化而跟著改變。

現行地下流體與溶質於處置場近場環境及處置場中傳輸之方式以擴散為主；膨潤土與泥岩(蛋白石質黏土)，因其材料本身具有低滲透特性，使得流體與溶質中之礦物於不同材料交界面間產生礦物沉澱，進而發生堵塞的現象。

在混凝土-泥岩(黏土質岩類)材料界面互動方面，透過自發射線攝影技術(Autoradiography technique)對材料界面特性加以強調後，可觀察到兩材料界面間孔隙演化的擴展延伸僅到界面兩側的cm尺度，孔隙率於泥岩一側因堵塞而降低，而水泥一側之孔隙率則相應增加。

另外，混凝土對膨潤土的影響，可分為鹼性溶液的浸出作用與外部孔隙水入侵兩個主要階段。第一階段發生在混凝土硬固早期，主要反應物為鹼金屬氫氧化物溶解出的超鹼性(Hyperalkaline)滲濾液(Leaching)。此階段，混凝土對膨潤土所造成的影響以溶解蒙脫石為主。第二階段為長期持續鹼性入侵階段。混凝土與膨潤土接觸界面由於混凝土端  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  的溶解、 $\text{Ca}^{2+}$  釋出，使膨潤土鄰近界面一側的沸石可被水泥水化產物，如：C-S-H 膠體所取代，進而使 pH 值有顯著的下降。

材料界面長期演化部分，處置場與週圍母岩交界面 100 年至 30,000 年間各材料溶液 pH 值變化模擬結果顯示，混凝土孔隙溶液對膨潤土影響範圍僅在材料界面處 10cm 範圍內，而在 30,000 年時則不再有更深一層影響範圍。

各年間 pH 值變化趨勢，以混凝土對膨潤土端的影響較大，流質在膨潤土及母岩(泥岩)中利用擴散方式進行傳輸；pH 值的變化可印證混凝土孔隙溶液對膨潤土性能所造成之影響。

孔隙率變化模擬結果顯示，處置場膨潤土與混凝土交界面在 10,000 年及

30,000 年間，膨潤土孔隙率在鄰近混凝土端之界面處有逐年下降之趨勢，混凝土端孔隙率則呈現先上升後下降之趨勢，顯示兩種材料界面之孔隙率變化存在水利傳輸現象。

孔隙率及 pH 值於 30,000 年後將達到平衡狀態，並在距材料界面 10 cm 的範圍內達到平衡，顯示混凝土與膨潤土之交互作用僅在初期有明顯反應，晚期反應趨勢逐漸平緩，影響範圍亦不超過 10 cm。

混凝土-膨潤土材料間孔隙率在高溫環境下，將促使礦物傳輸作用進行、加速礦物反應，令混凝土端之孔隙率上升；膨潤土端則會因接收混凝土端傳輸之礦物後，產生沉澱及膠結作用，進而使孔隙率下降。高溫環境對處置場影響在封閉初期會較明顯，材料界面會因為用過核子燃料之衰變熱進行劇烈反應。反應在封閉晚期則因處置場溫度與週遭地熱達到平衡而逐漸減緩。

由上述混凝土與黏土質母岩交互作用的影響研究結果僅在公分等級，而國內目前用過核子燃料最終處置潛在場址地質岩相係以結晶岩為主，結晶岩具有相當穩定之礦物性質、不易與混凝土產生礦物及化學反應，因此若作為未來處置場母岩，將具有比黏土質母岩較高之穩定性。

### 5.1.3 低鹼性混凝土受壓力下的水密特性

Betonghandbok Material (混凝土材料手冊)對相關混凝土水密特性，將其定義為一貫入深度小於 50 mm[25]。瑞典學者 Vogt 等人[19]與挪威學者 Holt 等人[22]分別研究根據 BS-EN 12390-8，進行養護齡期三個月之水壓貫入深度研究，在相同試驗齡期下發現配比 B200 之低鹼性 SCC 水痕貫入深度分別為 5 mm 及 50 mm。由於兩文獻所使用的 B200 配比在強塑劑、填料與用水量有些微調整，因而使試驗結果出現差異，但二者的透水試驗結果皆符合 SCC 貫入深度 $\leq 50$  mm 之建議值。顯示，根據 B200 配比製作的混凝土可符合 SCC 水密特性要求。

## 5.2 處置場封塞用低鹼性混凝土新拌性質研究

### 5.2.1 不同系列配比取代水泥重量的工作性

B200 系列及 B300 系列自充填混凝土之黏稠性與坍流度分別根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法(如表 5.1)與 CNS 14842 高流動性混凝土坍流度試驗法進行試驗。



表 5.1 自充填混凝土相關試驗參考值 [48]

流動障礙等級		1	2	3
流動性	坍流度(mm)	650—750	600—700	500—650
	50cm 坍流度到達時間(sec)	5—20	3—15	3—15
材料析離抵抗性	V <sub>75</sub> 漏斗流下時間(sec)	10—25	7—20	7—20

### 5.2.1.1 坍流度

#### 1. B200 系列

B200 系列 SCC 坍流度試驗結果如表 5.2 所示。現場各配比試驗狀況如圖 5.1 所示。各配比以添加強塑劑之方式控制坍流度在 60—70cm 範圍；試驗結果顯示，B200 系列各試驗配比之坍流度均可以符合封塞用低鹼性 SCC 坍流度 60—70 cm 的要求，平均在 62.5—68.5 cm 範圍，並在標準時間(3—15 sec)內達到 50 cm，時間在 8.53—11.58 sec 範圍。

先探討雙系統矽灰取代水泥量對混凝土工作性影響，水泥以單一種類摻料矽灰取代(40%、50%、60%)時，矽灰取代量越高，為達一定工作性所需的強塑劑用量亦隨之增加(10.92、14.55、15.46 kg/m<sup>3</sup>)，而矽灰取代水泥量由 40% 增加至 60%，低鹼性自充填混凝土的黏稠性及抗析離性會增加，所以直徑達 50 cm 所需時間亦增加(8.53、9.70、11.58 sec)。

再探討三系統中加入飛灰對工作性的影響，當矽灰+飛灰取代水泥量固定為 40% 時(C60-SF40、C60-SF30-FA10 及 C60-SF20-FA20)，為達一定坍流度所需強塑劑用量隨飛灰取代比例增加而減少(10.92、10.01、9.10 kg/m<sup>3</sup>)，顯示加入適量飛灰有利於減少混凝土維持一定坍流度的強塑劑用量；且在檢測直徑達 50cm 所需時間的部分，飛灰的加入使達到 50 cm 的時間增加(8.53、9.80、10.0 sec)，顯示在三系統低鹼性自充填混凝土中加入飛灰可增加混凝土的黏稠性及抗析離性。

表 5.2 B200 系列低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果

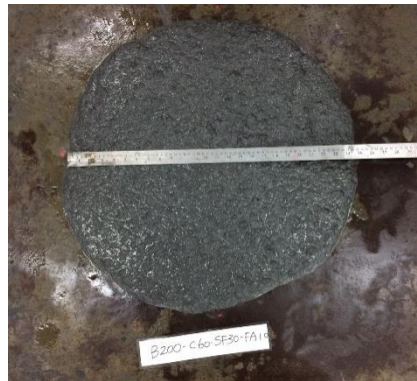
配比	SP (kg/m <sup>3</sup> )	直徑達 50cm 時間 (sec)	停止流動時間 (sec)	坍流度(cm)		
				最大直徑	與最大直徑 垂直之直徑	平均
C100	7.81	9.40	47.70	76	71	73.5
C60-SF40	10.92	8.53	62.30	68	65	66.5
C60-SF30-FA10	10.01	9.80	71.00	65	64	64.5
C60-SF20-FA20	9.10	10.0	68.00	67	66	66.5
C50-SF50	14.55	9.70	68.60	69	68	68.5
C40-SF60	15.46	11.58	51.66	63	62	62.5



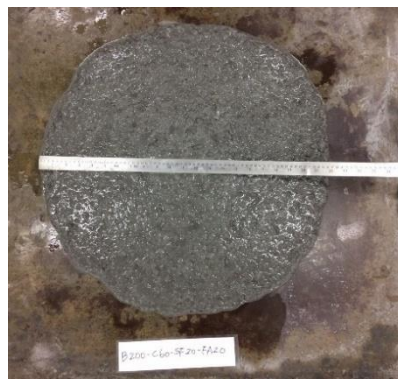
a. C100



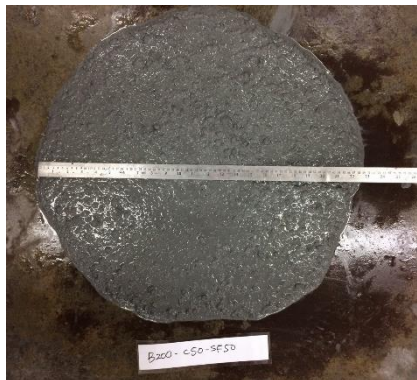
b. C60-SF40



c. C60-SF30-FA10



d. C60-SF20-FA20



e. C50-SF50



f. C40-SF60

圖 5.1 B200 系列 SCC 坍流度試驗

## 2. B300 系列

B300 系列坍流度試驗結果如表 5.3 所示；圖 5.2 為實驗現場各配比實驗狀況。B300 系列以其粒料於單位體積中所佔比例於 SCC 中之坍流度須達 50–60 cm，各配比添加的礦物摻料比例在 40–65% 範圍，以添加強塑劑之方式控制坍流度範圍，坍流度在 55.5–64.5 cm 範圍。試驗結果顯示，各試驗配比之坍流度皆可以符合封塞用低鹼性 SCC 坍流度的要求，並幾乎可以在標準時間(3–15 sec)內達到 50 cm，時間在 7.50–13.57 sec 範圍。

表 5.3 B300 系列低鹼性封塞用 SCC 坍流度試驗結果

配比	SP (kg/m <sup>3</sup> )	直徑達 50cm 時間(sec)	停止流動 時間(sec)	坍流度(cm)		
				最大直徑	與最大直徑 垂直之直徑	平均
C100	8.04	10.00	68.00	67	69	68.0
C60-SF40	13.73	10.76	44.07	56	55	55.5
C50-SF50	20.38	9.88	70.00	63	63	63.0
C50-SF40-FA10	13.19	13.50	76.00	60	59	59.5
C50-SF30-FA20	12.28	13.57	65.00	65	66	65.5
C40-SF60	21.01	13.00	63.30	56	57	56.5
C35-SF35-FA30	10.91	7.50	62.43	66	63	64.5
C45-SF35-FA20	8.45	8.90	59.84	66	62	64.0
C55-SF35-FA10	9.23	11.20	68.36	61	61	61.0

先探討雙系統矽灰取代水泥量對混凝土工作性影響，水泥以單一種類摻料矽灰取代水泥時(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)，矽灰取代量越高，則所需的強塑劑用量相對對照組配比(C100)亦隨之增加，由 8.04 kg/m<sup>3</sup> 增加到 13.73、20.38 及 21.01 kg/m<sup>3</sup>，此種趨勢與 B200 系列相呼應，顯示矽灰取代比例的增加將減少工作性，需增加強塑劑用量以維持所要工作性。

再探討三系統中加入飛灰對工作性的影響，當矽灰+飛灰取代水泥量固定為 50% 時(C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20)，強塑劑用量隨飛灰取代比例增加而減少(20.38、13.19、12.28 kg/m<sup>3</sup>)，顯示加入飛灰有利於增加混凝土工作性；且在檢測直徑達 50cm 所需時間的部分，飛灰的加入明顯使達到 50 cm 的

時間增加(9.88、13.50、13.57 sec)，顯示在三系統低鹼性自充填混凝土中加入飛灰可增加黏稠性及抗析離性，與 B200 系列結果一致。

而在三系統中固定砂灰添加比例 35%，當飛灰添加量為 10%、20%、30%時，為達到所要工作性所需添加的強塑劑用量分別為 9.23、8.45 及 10.91 kg/m<sup>3</sup>，顯示添加飛灰對工作性的增加有其使用最適量；而相應達到直徑 50 cm 坍流度所需的時間則隨著飛灰取代量的增加而有所減少(11.20、8.90、7.50 sec)，雖然顯示添加 10% 飛灰的抗析離特性最佳，但由圖 5.2 的試驗照片顯示，添加 10%-30% 均具有良好的抗析離能力。

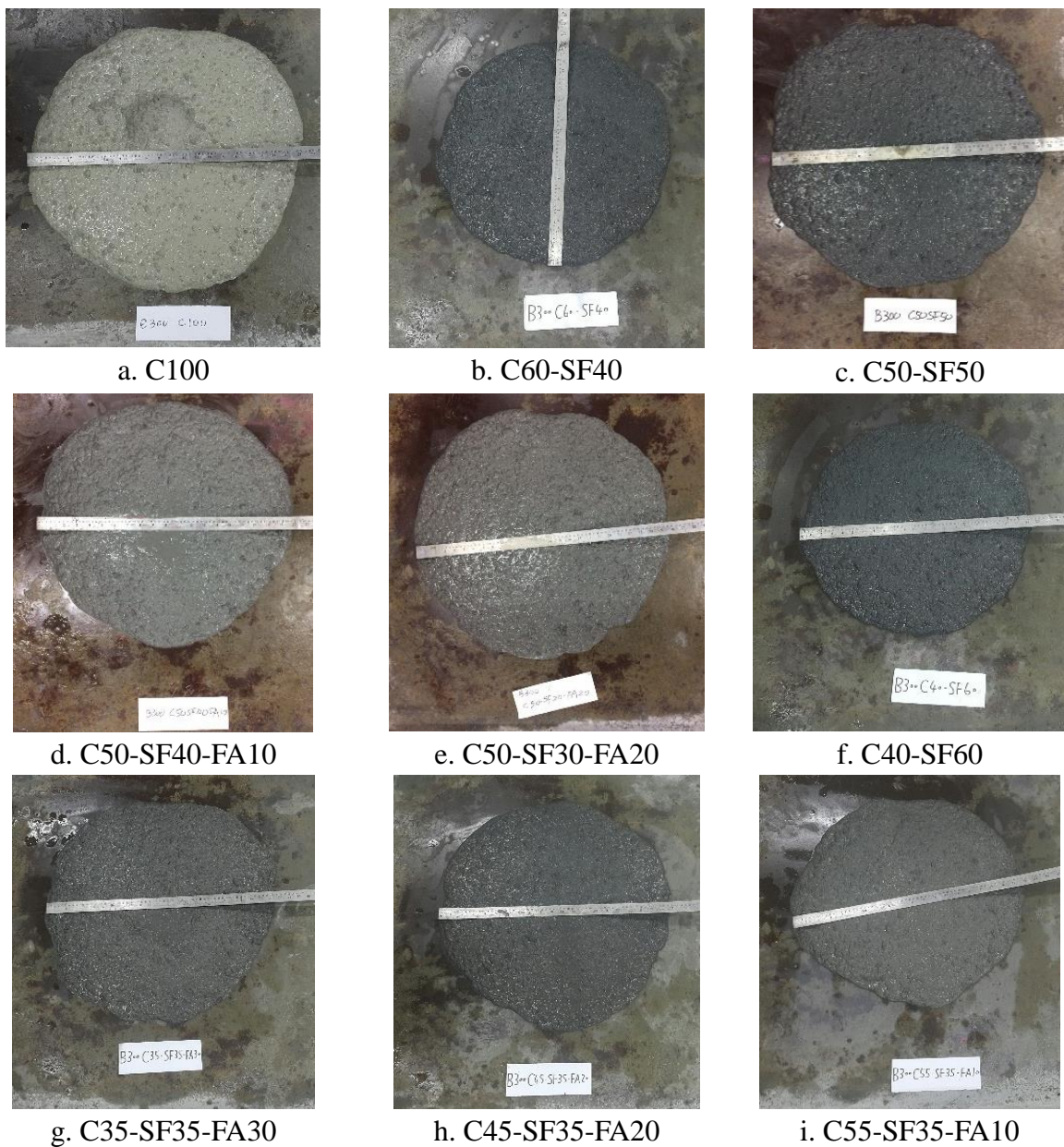


圖 5.2 B300 系列 SCC 坍流度試驗

### 5.2.1.2 黏稠度(流下性試驗)

流下性試驗為針對 SCC 以流下速度( $V_m$ )及相對流下速度( $R_m$ )進行黏稠度性質探討之試驗；流下速度( $V_m$ )及相對流下速度( $R_m$ )之計算係根據 CNS 14841 自充填混凝土流下性試驗法(漏斗法)之計算式計算，如式 6 及式 7 所示。進行試驗之各配比須通過固定體積  $196.4 \text{ cm}^3$ 、卸出口斷面  $6.5 \text{ cm} \times 7.5 \text{ cm}$  之 V 型漏斗並計算完全通過所需時間。以下分為 B200 系列及 B300 系列進行試驗結果討論。

$$V_m = \frac{2.05}{t_0} \dots\dots\dots \text{式 6}$$

$V_m$ ：平均流下速度(m/s)。

$t_0$ ：於混凝土頂面刮平動作完成後 10 sec 內，將漏斗卸料口底蓋打開，以碼錶量測自開蓋之漏斗內混凝土全量流出之時間。

$$R_m = \frac{10}{t_0} \dots\dots\dots \text{式 7}$$

$R_m$ ：相對流下速度。

$t_0$ ：於混凝土頂面刮平動作完成後 10 sec 內，將漏斗卸料口底蓋打開，以碼錶量測自開蓋之漏斗內混凝土全量流出之時間。

參考 CNS14841 表 A.1，流動障礙等級 R1、R2 及 R3，材料析離抵抗性  $V_{65*75}$  漏斗流下時間分別為 10.4—23.0 sec、8.0—15.0 sec 及 4.6—12.7sec。

#### 1. B200 系列

B200 系列 SCC 黏稠度試驗結果如表 5.4 所示。根據試驗結果，控制組混凝土的流下時間為 63.0sec，黏稠度太高可能會造成阻塞；B200 系列單以矽灰取代水泥之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)，其流下時間分別為 13.7 sec、13.6 sec 及 6.9 sec，分別符合障礙等級 R1、R1 及 R3，其中 C40-SF60 為達到所要工作性要求，如表 5.4 所示，加入較高的強塑劑用量( $15.5 \text{ kg/m}^3$ )，但相對的其黏稠性降低，在結構體障礙性較高情形下，較有機會造成析離問題，這是要加以注意的地方。顯示矽灰的添加能達到 SCC 之工作性要求並兼顧黏稠性需求。

當矽灰+飛灰取代水泥量固定為 40%時(C60-SF40、C60-SF30-FA10 及 C60-SF20-FA20)，流下時間分別為 13.7、11.8 及 21.3sec，顯示少量飛灰(10%)可以降低黏稠性，但當飛灰加入的比例增加為 20%時，黏稠性又增加，在此因為未對矽

灰+飛灰取代水泥量固定為 60% 配比進行加入飛灰測試，或許有機會以加入少量飛灰而降低此配比有較高黏稠性的問題。

表 5.4 B200 系列 SCC 流下試驗結果

配比	流下時間 $t_0$ (sec)	流下速度 $V_m$ (m/s)	相對流下速度 $R_m$	是否 堵塞
C100	63.0	0.03	0.16	否
C60-SF40	13.7	0.15	0.73	否
C60-SF30-FA10	11.8	0.17	0.85	否
C60-SF20-FA20	21.3	0.10	0.47	否
C50-SF50	13.6	0.15	0.73	否
C40-SF60	6.9	0.30	1.45	否

## 2. B300 系列

B300 系列坍流度試驗結果如表 5.5 所示；根據試驗結果，控制組混凝土的流下時間為 24.9，黏稠度太高可能會造成阻塞，但相較於 B200 控制組的黏稠性已降低；B300 系列單以矽灰取代水泥之配比(C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60)，其流下時間分別為 8.75、10.22 及 12.43 sec，分別符合障礙等級 R2、R2 及 R1，與 B200 系列比較可知，混凝土中的膠結材料用量會降低添加同比例矽灰的黏稠度。而矽灰的添加能達到 SCC 之工作性要求並兼顧黏稠性需求。

當矽灰+飛灰取代水泥量固定為 50% 時(C60-SF50、C60-SF40-FA10 及 C60-SF30-FA20)，流下時間分別為 10.22、10.32 及 9.21sec，顯示少量飛灰(10%)對較高膠結材料用量自充填混凝土的黏稠性影響不大，但當飛灰加入的比例增加為 20% 時，黏稠性會降低，此結果再次印證高比例矽灰的添加可能造成混凝土黏稠性高的問題，可藉適當加入飛灰降低黏稠性問題。

表 5.5 B300 系列 SCC 流下試驗結果

配比	流下時間 $t_0$ (sec)	流下速度 $V_m$ (m/s)	相對流下速度 $R_m$	是否 堵塞
C100	24.9	0.08	0.40	否
C60-SF40	8.75	0.23	1.14	否
C50-SF50	10.22	0.20	0.98	否
C50-SF40-FA10	10.32	0.20	0.97	否
C50-SF30-FA20	9.21	0.22	1.09	否
C40-SF60	12.43	0.16	0.80	否
C35-SF35-FA30	9.33	0.22	1.07	否
C45-SF35-FA20	7.84	0.26	1.28	否
C55-SF35-FA10	6.50	0.32	1.54	否

### 5.2.1.3 不同系列配比取代水泥重量的凝結時間比較

處置場低鹼性 SCC 之工作性要求為至少 2 小時，本研究以 B300 系列中 C50 相關配比(C50-SF50、C50-S40-FA10 及 C50-SF30-FA20)與對照組 C100 進行凝結時間試驗，試驗結果如圖 5.3 所示。

以礦物摻料取代水泥之雙系統及三系統配比於初凝時間及終凝時間皆較對照組長，矽灰取代量 0%、50%、40%及 30%之初凝時間分別為 4.5、6.8、4.8 及 6.0 小時，但均能符合封塞用低鹼性 SCC 工作性 $\geq 2$  小時的要求。此外發現，使用以矽灰為主的相同礦物摻料添加量，當三系統中添加適量的飛灰(10%)，將可改善雙系統中使用高量矽灰的過於緩慢凝結問題。

各配比在終凝時間方面，矽灰取代量 0%、50%、40%及 30%之終凝時間分別為 5.5、8.8、6.8 及 7.8 小時，加入礦物摻料會增加混凝土的終凝需要時間。此外發現，使用以矽灰為主的相同礦物摻料添加量，當三系統中添加適量的飛灰(10%)，將可改善雙系統中使用高量矽灰的過於緩慢凝結問題。

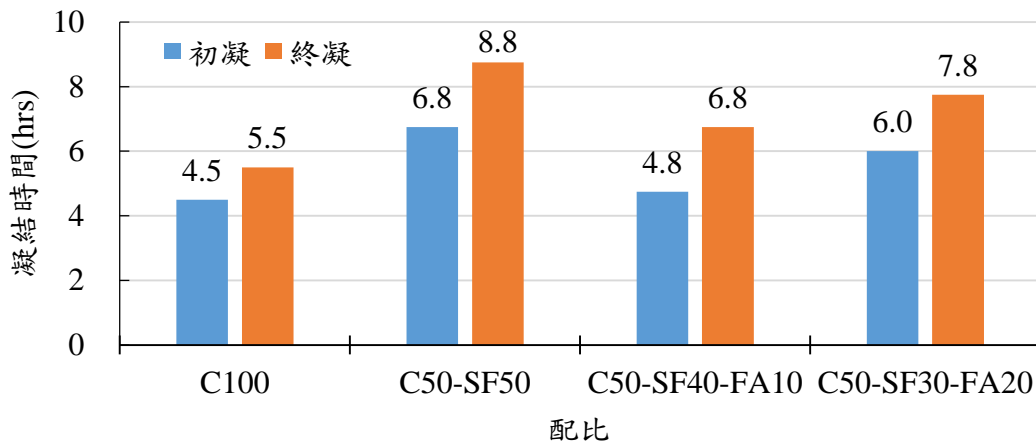


圖 5.3 各配比凝結時間

## 5.3 封塞用低鹼性自充填混凝土硬固性質及耐久性研究

### 5.3.1 抗壓強度

抗壓強度部份，以下分別針對 B200 與 B300 各系列進行討論。

#### 1. B200 系列

單純矽灰取代水泥雙系統混凝土之各齡期抗壓強度變化結果如圖 5.4 所示。對照組 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 56 天抗壓強度依序分別為 23.17 MPa、45.05 MPa、34.94 MPa 及 32.70 MPa；90 天抗壓強度依序分別為 23.30 MPa、46.14 MPa、35.52 MPa 及 33.17 MPa，顯示雙系統混凝土抗壓強度在養護 56 天時即達到穩定的強度發展。

相較對照組 C100，以矽灰取代水泥比例 40%、50% 及 60% 後，雙系統混凝土各齡期的抗壓強度為對照組混凝土的 1.4—2.0 倍，以 40% 矽灰取代的強度最高，再增加矽灰添加量，增加的強度數值隨之減少，顯示使用矽灰部分取代水泥能增加混凝土強度，但要發揮增加強度的最大效益，矽灰添加量有其最適量，B200 系列為 40% 取代可獲得較高的混凝土抗壓強度表現。比較配比 C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 90 天齡期的強度發展，強度分別為同齡期 C100 的 198%、152% 及 142%，顯示強度發展隨矽灰取代比例增加而逐漸趨緩。



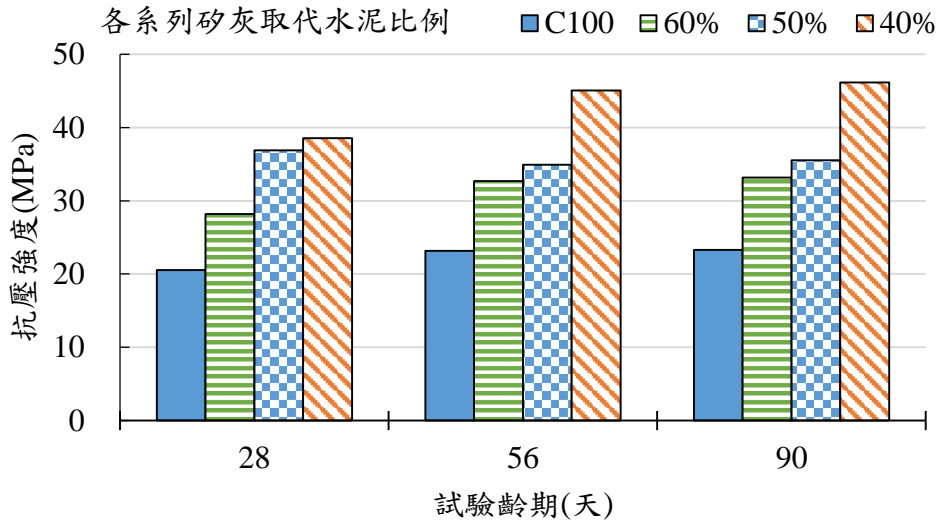


圖 5.4 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期抗壓強度

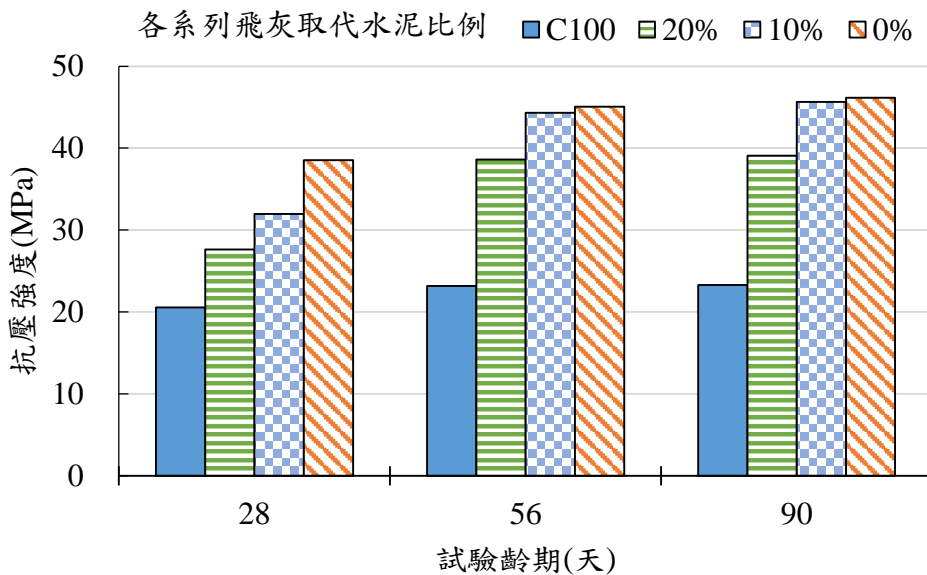


圖 5.5 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度

B200 系列三系統，以矽灰及飛灰取代 40% 水泥之各齡期抗壓強度變化結果如圖 5.5 所示。對照組 C100、C60-SF40、C60-SF30-FA10 及 C60-SF20-FA20 於 56 天抗壓強度依序為 23.17 MPa、45.05 MPa、44.33 MPa 及 38.63 MPa；90 天抗壓強度依序分別為 23.30 MPa、46.14 MPa、45.64 MPa 及 39.07 MPa。各配比強度隨齡期增加而增加。

相較對照組 C100，40% 礦物摻料取代水泥的三系統混凝土各齡期抗壓強度，

約為對照組混凝土的 1.4—2.0 倍，顯示同時添加使用矽灰及飛灰亦能增加混凝土強度。比較配比 C60-SF40、C60-SF30-FA10 及 C60-SF20-FA20 於 90 天齡期的強度發展，強度分別為同齡期 C100 的 198 %、196 % 及 168 %，顯示在固定礦物摻料總用量時(40%)，混凝土強度會隨飛灰取代比例增加而降低，但抗壓強度均高於對照組混凝土。

根據上述試驗結果，B200 系列自充填混凝土，因為膠結材料用量較低，所以直至 90 天齡期的抗壓強度仍未能達到處置場低鹼性 SCC 大於 50 MPa 的要求。雖然如此，仍可以發現，添加矽灰可增加混凝土的抗壓強度，而添加適量矽灰可達到混凝土抗壓強度的最大增加量其中，以取代量 40% 之強度出現最大值。三系統中加入飛灰作少部分取代水泥後，強度發展仍能維持高出對照組發展的結果，而強度增加量會隨飛灰用量比例增加而逐漸降低，此結果顯示，在加入飛灰取代部分水泥後，強度發展將受取代比例影響，飛灰取代量在 20 % 時將出現明顯強度發展遞減。

## 2. B300 系列

單純矽灰取代水泥之雙系統混凝土，各齡期抗壓強度變化結果如圖 5.6 所示。對照組 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 56 天抗壓強度依序分別為 32.83 MPa、51.76 MPa、49.11 MPa 及 45.70 MPa；90 天抗壓強度依序分別為 33.27 MPa、50.07 MPa、51.58 MPa 及 46.70 MPa。

相較對照組 C100，以矽灰取代水泥比例 40%、50% 及 60% 後，各齡期混凝土抗壓強度約為對照組的 1.3—1.6 倍，與 B200 系列試驗結果一致，顯示使用矽灰部分取代有效增加混凝土強度。

比較配比 C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 90 天齡期的強度發展，強度分別為同齡期 C100 的 151%、155 % 及 140 %，顯示強度發展在矽灰取代比例達到 50% 時有最好的強度發展表現，此點與 B200 系列雙系統的試驗結果 40% 矽灰取代比例有最好的強度發展表現不同，顯示混凝土添加矽灰可增加混凝土強度，而要達到混凝土最佳強度增加量所需添加的矽灰比例，與混凝土中的水泥用量有關。

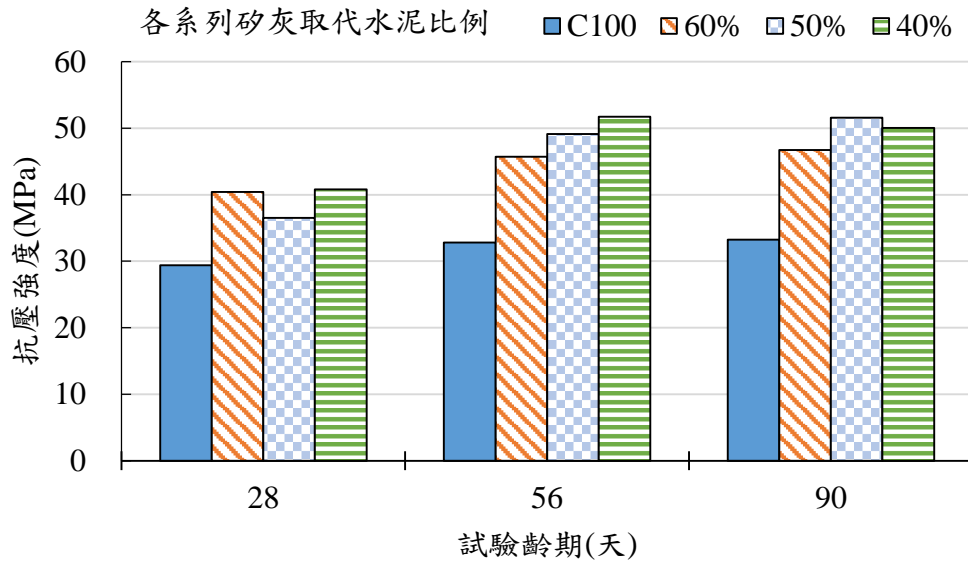


圖 5.6 B300 系列雙系統(單純砂灰取代)各齡期抗壓強度

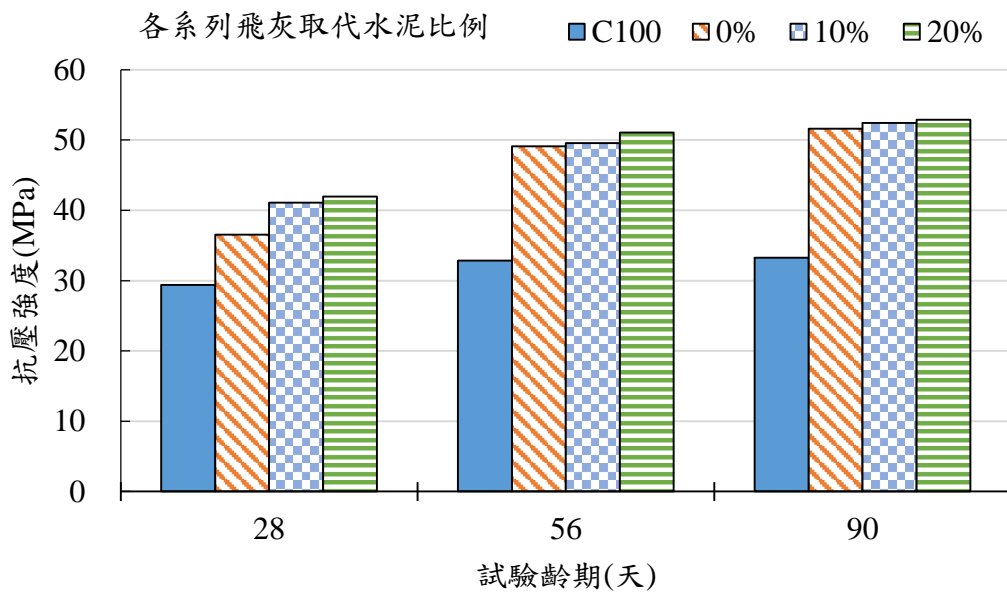


圖 5.7 B300 三系統 C50 系列(砂灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度

B300 系列的三系統混凝土，當固定水泥佔總膠結材料比例 50% 時，以砂灰及飛灰取代水泥之各齡期抗壓強度變化結果如圖 5.7 所示。對照組 C100、C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 於 56 天抗壓強度依序分別為 32.83 MPa、49.11 MPa、49.56 MPa 及 51.08 MPa；90 天抗壓強度依序分別為 33.27 MPa、51.58 MPa、52.43 MPa 及 52.89 MPa。各配比強度皆隨齡期增加而增加。

B300 系列自充填混凝土，膠結材料比例較 B200 高，雖然對照組混凝土 90 天抗壓強度仍未達處置場低鹼性自充填封塞混凝土的抗壓強度(50 MPa)目標，但加入矽灰的雙系統，及同時加入矽灰及飛灰的三系統，抗壓強度均達到目標。

相較對照組 C100，以飛灰取代水泥比例 0%、10% 及 20% 後，抗壓強度明顯在各齡期上高出 0.2—0.6 倍強度，顯示 B300 系列三系統中添加飛灰可再增加混凝土強度，此結果與 B200 系列試驗結果相反。比較配比 C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 於 90 天齡期的強度發展，強度分別為同齡期 C100 的 155 %、158 % 及 159 %，顯示隨飛灰取代比例增加強度發展呈現逐漸上升的趨勢，雖然增加量並不顯著，但在高膠結材料配比時，可以增加混凝土配比設計的材料使用彈性。

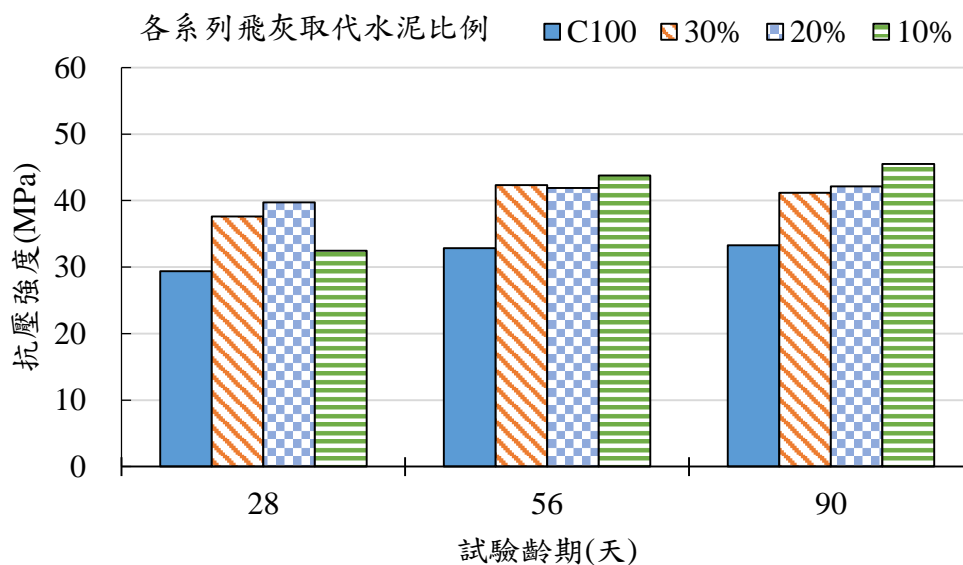


圖 5.8 B300 三系統 SF35 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期抗壓強度

B300 系列三系統混凝土，若固定矽灰佔總膠結材料比例 35% 時，以矽灰及飛灰取代水泥之各齡期抗壓強度變化結果如圖 5.8 所示。對照組 C100、C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20 及 C55-SF35-FA10 於 56 天抗壓強度依序分別為 32.83 MPa、42.34 MPa、41.88 MPa 及 43.80 MPa；90 天抗壓強度依序分別為 33.27 MPa、41.16 MPa、42.12 MPa 及 45.51 MPa。各配比強度隨齡期增加而增加。

相較對照組 C100，以飛灰取代水泥比例 10%、20% 及 30% 後，抗壓強度明

顯在各齡期上高出 0.1—0.4 倍強度，顯示使用飛灰少部分取代水泥，在固定矽灰取代量 35% 的情況下，亦能增加混凝土強度。比較配比 C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20 及 C55-SF35-FA10 於 90 天齡期的強度發展，強度分別為同齡期 C100 的 124 %、127 % 及 137 %，顯示強度發展在固定矽灰取代比例的情況下，水泥佔膠結材料比例的多寡將影響混凝土的強度發展。

有添加矽灰之配比於各齡期強度發展較對照組來得高出許多；其中，以取代量 50% 之強度出現最大值。在加入飛灰作少部分取代水泥後，強度發展仍能維持高出對照組發展的現象，而強度發展趨勢則隨飛灰取代比例增加而有逐漸增加的趨勢。固定矽灰取代量的情況，則由水泥佔膠結材含量較高者，有較好的強度發展。顯示，在加入飛灰取代部分水泥後，強度發展將受取代比例影響，矽灰與飛灰取代量在 50 % 時有較好的強度表現。

### 5.3.2 pH 值

B200 系列及 B300 系列各齡期 pH 值量測，試驗結果分別如圖 5.9 至圖 5.13 所示。

#### 1. B200 系列

B200 系列中，單純矽灰取代水泥之雙系統各齡期 pH 值變化結果如圖 5.9 所示。對照組 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 56 天 pH 值依序分別為 12.4、10.9、10.7 及 10.2；90 天 pH 值依序分別為 12.3、10.9、10.5 及 10.2。顯示使用 40% 矽灰部分取代水泥於 56 天齡期時，混凝土 pH 值可降至低鹼性水泥 pH 值需  $\leq 11.0$  的要求，且 pH 值下降幅度隨矽灰取代比例增加而增加。

B200 系列三系統混凝土中，以矽灰及飛灰取代水泥之各齡期 pH 值變化結果如圖 5.10 所示。對照組 C100、C60-SF40、C60-SF30-FA20 及 C60-SF20-FA20 於 56 天 pH 值依序分別為 12.4、10.9、11.2 及 11.6；90 天 pH 值依序分別為 12.3、10.9、11.2 及 11.5。各配比 pH 值隨齡期增加而降低。

相較對照組 C100，矽灰單獨取代水泥 40% 的雙系統，養護 56 天後的混凝土 pH 值可達到  $\leq 11.0$  的要求，但若加入飛灰製作三系統混凝土，混凝土的 pH 值會隨飛灰的加入，而超過低鹼性 pH 值限制值，且隨飛灰添加比例增加，三系統的混凝土 pH 值也會隨之增加。

根據上述試驗結果，礦物摻料取代部分水泥量對低鹼性 SCC 之 pH 值要求，在單獨以矽灰作取代的雙系統情況下，B200 系列 40% 矽灰取代可符合孔隙溶液 pH 值小於 11 的要求。但對於 B200 系列 40% 礦物摻料取代的三列中，加入飛灰將使得混凝土 pH 值無法符合低鹼性水泥的要求。

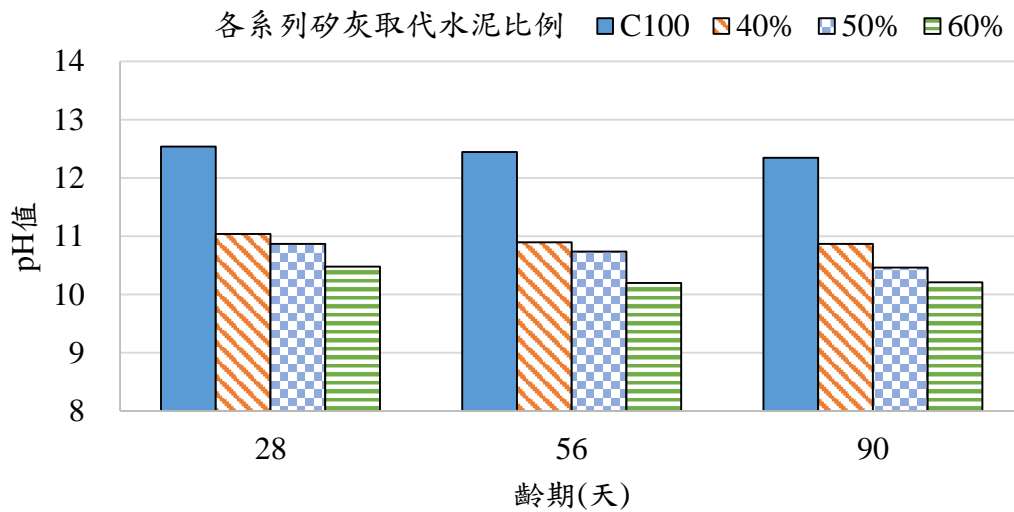


圖 5.9 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期之 pH 值

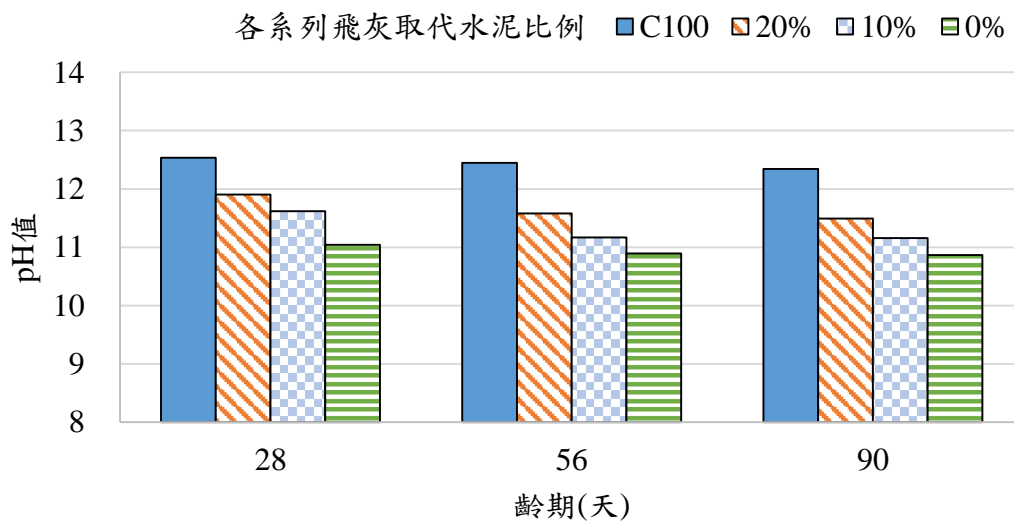


圖 5.10 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值

## 2. B300 系列

B300 系列，單純矽灰取代水泥之雙系統各齡期 pH 值變化結果如圖 5.11 所示。對照組 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 28 天 pH 值依序分別為 12.4、11.2、10.8 及 10.7；90 天 pH 值依序分別為 12.4、11.1、10.7 及 10.6。

相較對照組 C100，以矽灰取代水泥比例 40%、50% 及 60% 後，pH 值下降幅度隨矽灰取代比例增加而增加。對於 B300 系列，降低混凝土 pH 值的有效矽灰用量為 50%，與 B200 系列，降低混凝土 pH 值的有效矽灰用量為 40% 比較，可知有效降低混凝土 pH 值至低鹼性水泥要求的矽灰用量，會隨水泥用增加而增加。

B300 系列中，以矽灰及飛灰取代水泥三系統之各齡期 pH 值變化結果如圖 5.12 所示。對照組 C100、C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 於 28 天 pH 值依序分別為 12.4、10.8、11.1 及 11.3；90 天 pH 值依序分別為 12.4、10.7、10.9 及 11.0。各配比 pH 值隨齡期增加而降低，三系統中加入飛灰將增加混凝土的 pH 值。

B300 系列中，固定矽灰取代水泥比例 35% 的三系統情況下，以矽灰及飛灰取代水泥之各齡期 pH 值變化結果如圖 5.13 所示。對照組 C100、C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20 及 C55-SF35-FA10 於 28 天 pH 值依序分別為 12.4、10.8、10.8 及 11.2；90 天 pH 值依序分別為 12.4、10.7、11.0 及 11.2。顯示，矽灰取代量固定時，再加入飛灰可降低三系統混凝土的 pH 值，且隨飛灰加入量增加，混凝土 pH 值下降幅度增加，以本例試驗結果顯示，原雙系統中矽灰 35% 取代混凝土的 90 天齡期 pH 值為 12.4，超出低鹼性混凝土的 pH 值要求，但再以 30% 飛灰取代水泥後，90 天齡期 pH 值為 10.7，已可符合低鹼性混凝土的 pH 值要求。

根據上述試驗結果，雙系統中，添加足量的矽灰可有效降低混凝土的 pH 值，有效用量與混凝土中的水泥用量有關，B200 及 B300 系列，膠結材料總用量分別為 200 及 300 kg/m<sup>3</sup>，為降低混凝土 pH 值達到低鹼性要求的有效添加矽灰取代水泥用量分別為 40% 及 50%。

三系統中，若固定礦物摻料的使用總量，飛灰使用比例增加會增加混凝土的 pH 值。但若使用固定的矽灰用量，再增加使用飛灰時的三系統混凝土，混凝土 pH 值會隨飛灰用量增加而降低。

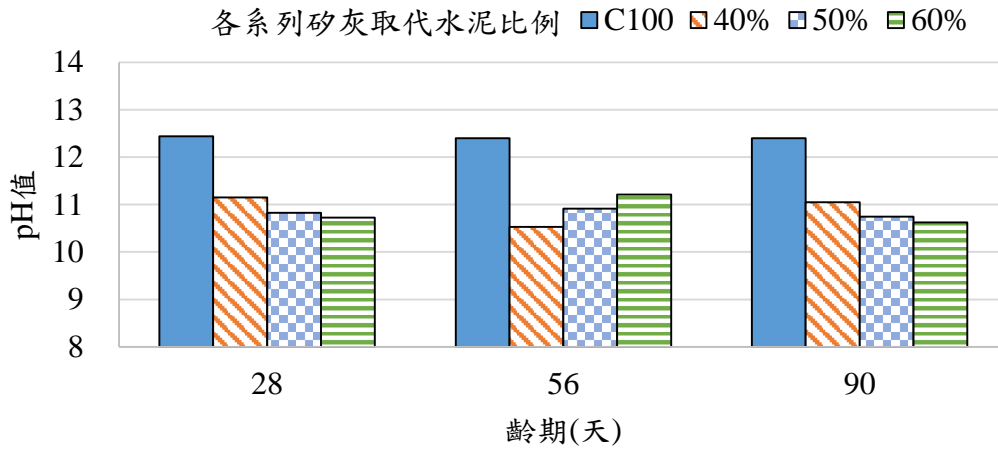


圖 5.11 B300 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期之 pH 值

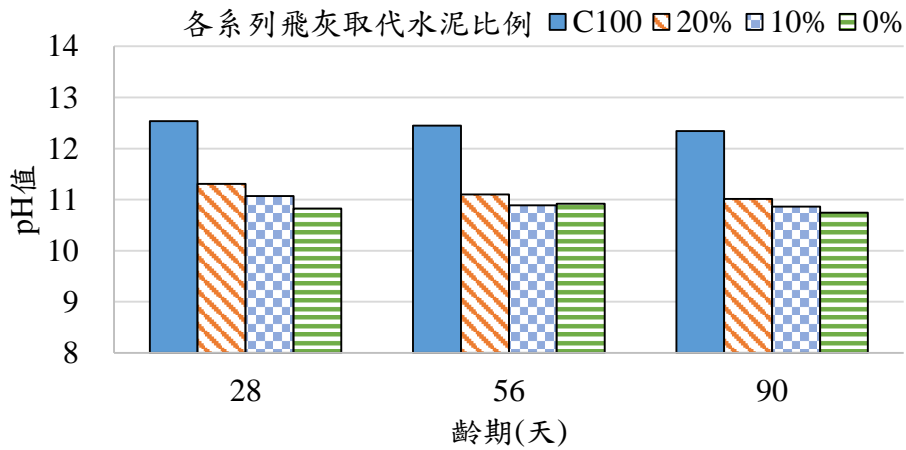


圖 5.12 B300 三系統 C50 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值

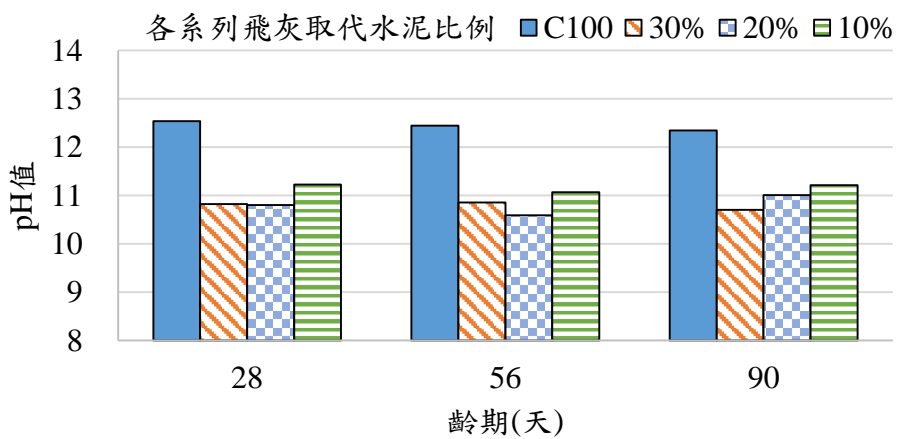


圖 5.13 B300 三系統 SF35 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之 pH 值



### 5.3.3 彈性模數

B200 系列及 B300 系列各齡期彈性模數試驗結果分別如圖 5.14 至圖 5.17 所示。

#### 1. B200 系列

B200 系列三系統中，以矽灰及飛灰取代 40% 水泥之各齡期彈性模數值變化結果如圖 5.14 所示。對照組 C100、C60-SF40、C60-SF30-FA10 及 C60-SF20-FA20 於 56 天彈性模數值依序分別為 18.86 GPa、22.05 GPa、22.93 GPa 及 18.18 GPa；90 天彈性模數值依序分別為 20.09 GPa、22.24 GPa、20.64 GPa 及 21.47 GPa。

相較對照組 C100，以飛灰取代水泥比例 0%、10% 及 20% 後，彈性模數值在各齡期成長 3—11%，顯示三系統中，加入飛灰並未明顯影響同礦物摻料用量比例雙系統混凝土的彈性模數值，以礦物摻料部分取代水泥將增加混凝土抵抗變形的能力。

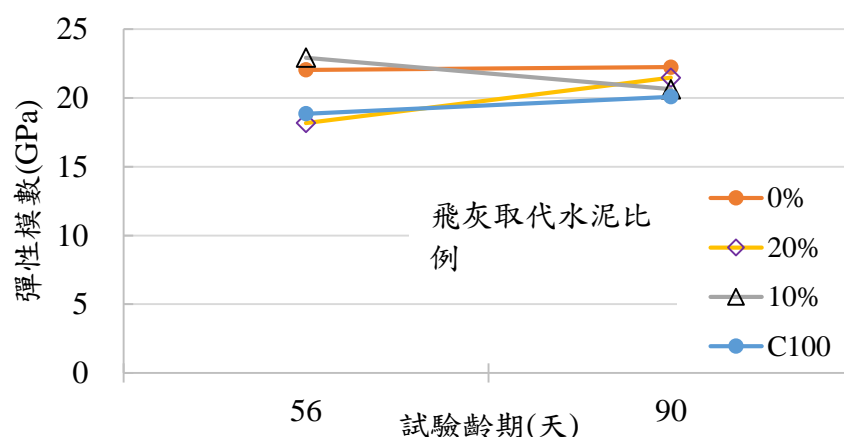


圖 5.14 B200 三系統 C60 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數

#### 2. B300 系列

B300 系列三系統中，單純矽灰部分取代水泥之各齡期彈性模數值變化結果如圖 5.15 所示。對照組 C100、C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60 於 56 天彈性模數值依序分別為 19.26 GPa、21.43 GPa、22.67 GPa 及 19.27 GPa；90 天彈性模數值依序分別為 22.91 GPa、23.57 GPa、21.99 GPa 及 19.17 GPa。

相較對照組 C100，以矽灰取代水泥比例 40% 會增加混凝土 56 及 90 天的彈性模數，以矽灰取代 50% 及 60% 水泥後，90 天齡期彈性模數值與對照組比較均

下降。與抗壓強度的結果不同，在抗壓強度試驗中，加入矽灰的混凝土，其強度均高於對照組，但混凝土彈性模數，在高矽灰用量時，雖然抗壓強度高於對照組，但彈性模數則低於對照組，對於需要較大剛性混凝土表現的結構部位，需考量高矽灰用量對結構物受力變形量增加的影響。

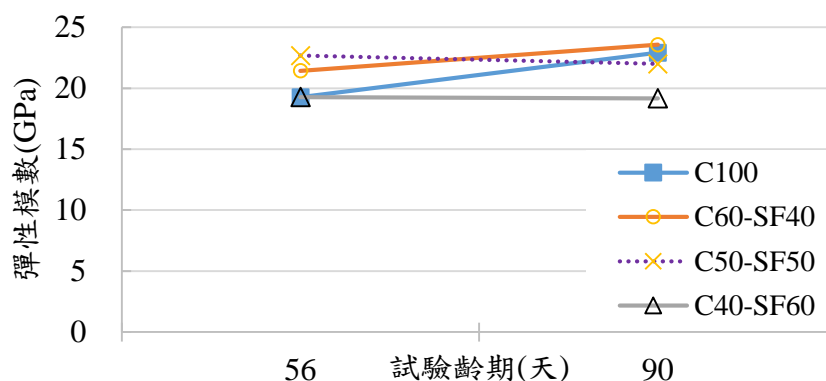


圖 5.15 B300 系列三系統(單純矽灰取代)各齡期之彈性模數

B300 系列三系統中，以矽灰及飛灰取代水泥之各齡期彈性模數值變化結果如圖 5.16 所示。對照組 C100、C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 於 56 天彈性模數值依序分別為 19.26 GPa、22.67 GPa、20.26 GPa 及 21.14 GPa；90 天彈性模數值依序分別為 22.91 GPa、21.99 GPa、20.23 GPa 及 22.08 GPa。顯示三系統中，若礦物摻料使用總量太高(本例為 50%)，與雙系統的結果相同，均會降低較長齡期混凝土的彈性模數值，亦即降低混凝土的抗變形能力。

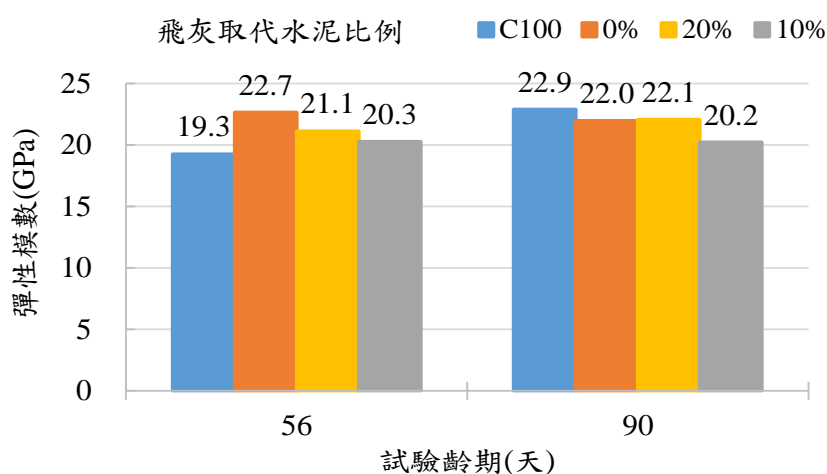


圖 5.16 B300 三系統 C50 系列(矽灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數

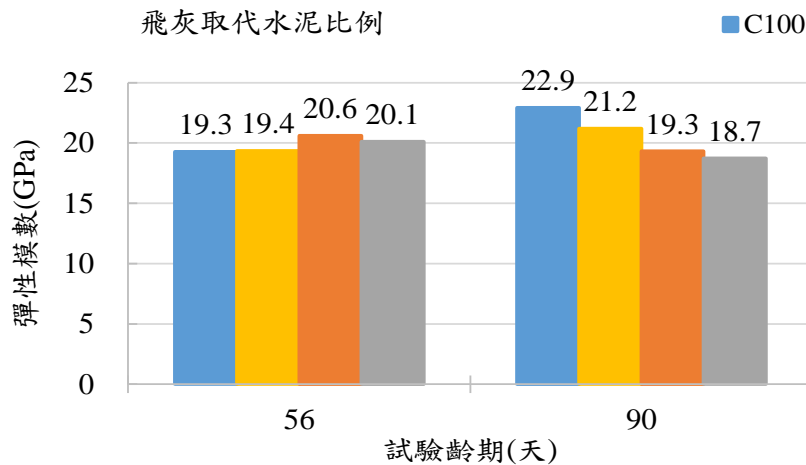


圖 5.17 B300 三系統 SF35 系列(砂灰及飛灰取代)各齡期之彈性模數

B300 系列三系統中，固定砂灰取代水泥比例 35 % 時，砂灰及飛灰取代水泥之各齡期彈性模數值變化結果如圖 5.17 所示。對照組 C100、C35-SF35-FA30、C45-SF35-FA20 及 C55-SF35-FA10 於 56 天彈性模數值依序分別為 19.26 GPa、20.60 GPa、19.35 GPa 及 20.10 GPa；90 天彈性模數值依序分別為 22.91 GPa、19.31 GPa、21.18 GPa 及 19.72 GPa。與前述的結果一致，當混凝土添加礦物摻料超出一定量(本例最低為 45%)，混凝土的彈性模數就低於對照組。

綜合上述試驗結果可知，在雙系統中，若添加砂灰未超出一定量時(B200 及 B300 系列均為 40%)，可增加混凝土的抗壓強度及彈性模數；超出定量值後，混凝土抗壓強度仍會增加，但彈性模數下降。

對於三系統，混凝土的彈性模數與礦物摻料的用量有關，在本研究中 B200 及 B300 的結果顯示，若礦物摻料的總量超過 40% 時，混凝土的彈性模數將會較對照組為低。

### 5.3.4 角柱乾縮

本研究以角柱乾縮試驗進行 B300 系列配比 C50-SF50、C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 與對照組 C100 之體積穩定性評估。試驗程序參照 CNS11056 卜特蘭水泥砂漿乾燥收縮量測定法，以 7.5 cm×7.5 cm×28.5 cm 之混凝土角柱於濕養護 72 小時後氣乾養護之各齡期，利用比長儀進行各配比角柱長度變化量之量測。圖 5.18 為各配比之角柱乾縮試體試驗前之狀態。

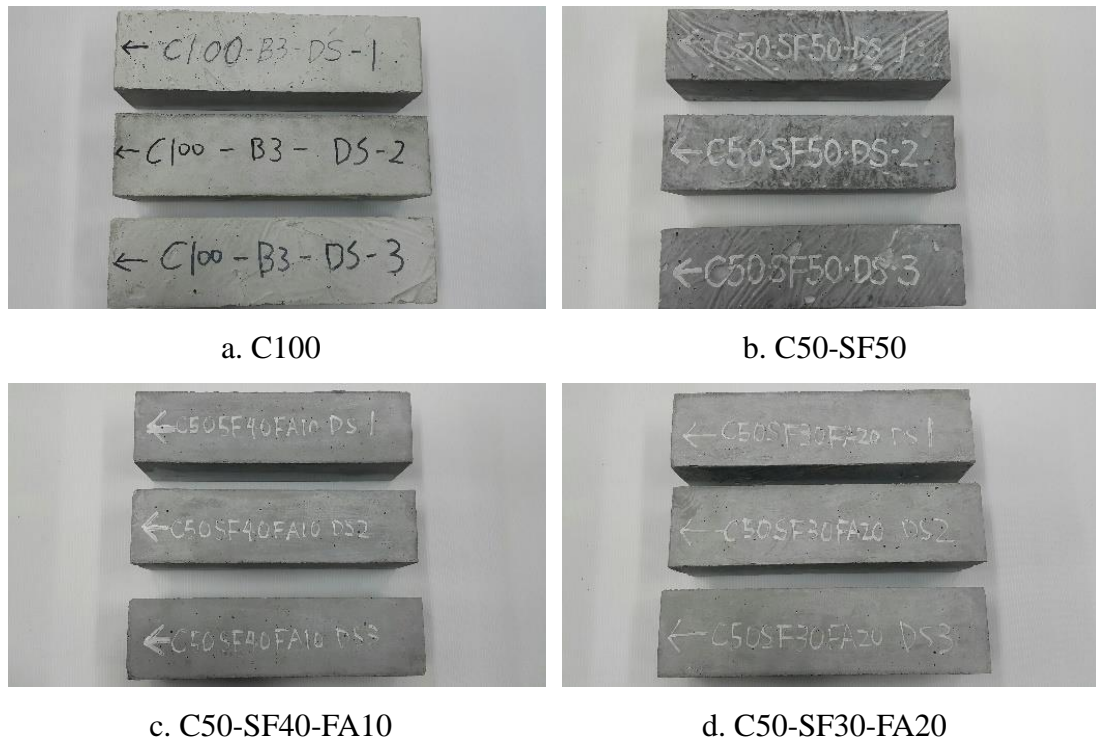


圖 5.18 B300 系列乾縮試驗前外觀

試驗結果如圖 5.19 所示。觀察結果如下：

- (1) 各配比於試驗收縮量隨試驗齡期增加呈現增加之趨勢；其中，以前三週齡期(氣乾第 4 天、11 天及 18 天)量測之收縮量增加幅度較大，並在第 5 週(氣乾第 46 天)後趨於和緩。
- (2) 比較對照組(C100)與單純矽灰取代水泥雙系統之配比(C50-SF50)，C50-SF50 在氣乾養護 74 天收縮量為 0.059%，低於對照組的 0.060%，但超過 74 天後，達 88 天時，C50-SF50 收縮量為 0.062%，略高於對照組的 0.061%，結果顯示，氣乾養護 18 天前，對照組的收縮幅度較大，而後趨緩，但 C50-SF50 混凝土則在氣乾養護 74 天前的收縮幅度較大，而後才趨緩。顯示以矽灰取代水泥具有與普通水泥混凝土一致的體積穩定性。
- (3) 在考慮第二礦物摻料的三系統情況下，配比 C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20，當固定礦物摻料比例為 50%時，飛灰用量增加(10—20%)會增加三系統混凝土的收縮量，C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 配比

88 天氣乾養護的收縮量分別為 0.066% 及 0.069%，較控制組混凝土分別增加 8.2% 及 13.1%。

根據乾縮試驗的結果可以發現，矽灰部分取代水泥並不影響混凝土的體積穩定性；但在加入飛灰作為第二礦物摻料後，取代量達總膠結材料之 10%，混凝土體積收縮量即有上升之趨勢，故需注意使用量對混凝土體積穩定性的影響。

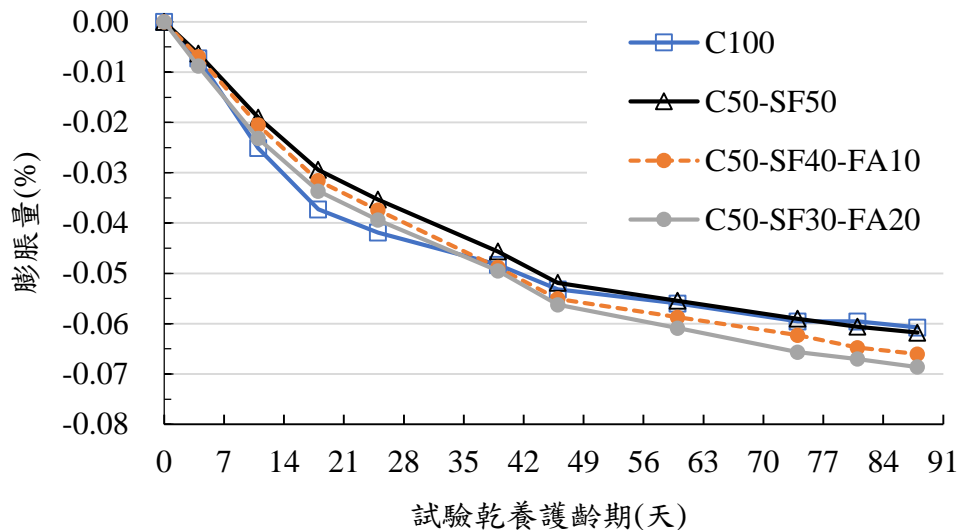


圖 5.19 B300 系列各齡期乾縮量

### 5.3.5 抗硫酸鹽侵蝕

處置場低鹼性 SCC 之耐久性質試驗係參考 CNS 14794 水硬性水泥砂漿棒暴露於硫酸鹽溶液中之長度變化試驗法，製作 7.5 cm×7.5 cm×28.5 cm 混凝土角柱試體，並浸泡於濃度 50.0g/L 之硫酸鈉溶液，進行 1、2、3、4、5、13 及 15 週之膨脹量量測，圖 5.20 為 B300 系列配比初期浸泡於硫酸溶液中之混凝土角柱外觀狀態。各齡期試驗結果如圖 5.21 所示。根據試驗結果，可以發現：

- (1) 相對於對照組 C100，含有礦物摻料之配比膨脹量於前三週之試驗結果皆隨試驗齡期增加而增加；除 C50-SF50 於第一週後仍有持續膨脹之趨勢外，C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-F20 之膨脹量於第一週後即趨向和緩發展。

- (2) 以對照組 C100 而言，其膨脹量發展趨勢於前兩週並無明顯變化，直至第三週才有明顯膨脹行為；顯示提高單位體積內的水泥含量將提高 SCC 初期之抗硫酸鹽能力。
- (3) 單純以矽灰取代水泥之 C50-SF50 具有最大之膨脹量，第三週時為當週對照組 C100 之 5.25 倍；而 C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20 於第三週之膨脹量則分別為當週 C100 之 1.92 倍及 1.58 倍。顯示，含有飛灰之配比能在高比例礦物摻料取代水泥之情況下，有效增加 SCC 之抗硫酸鹽能力。

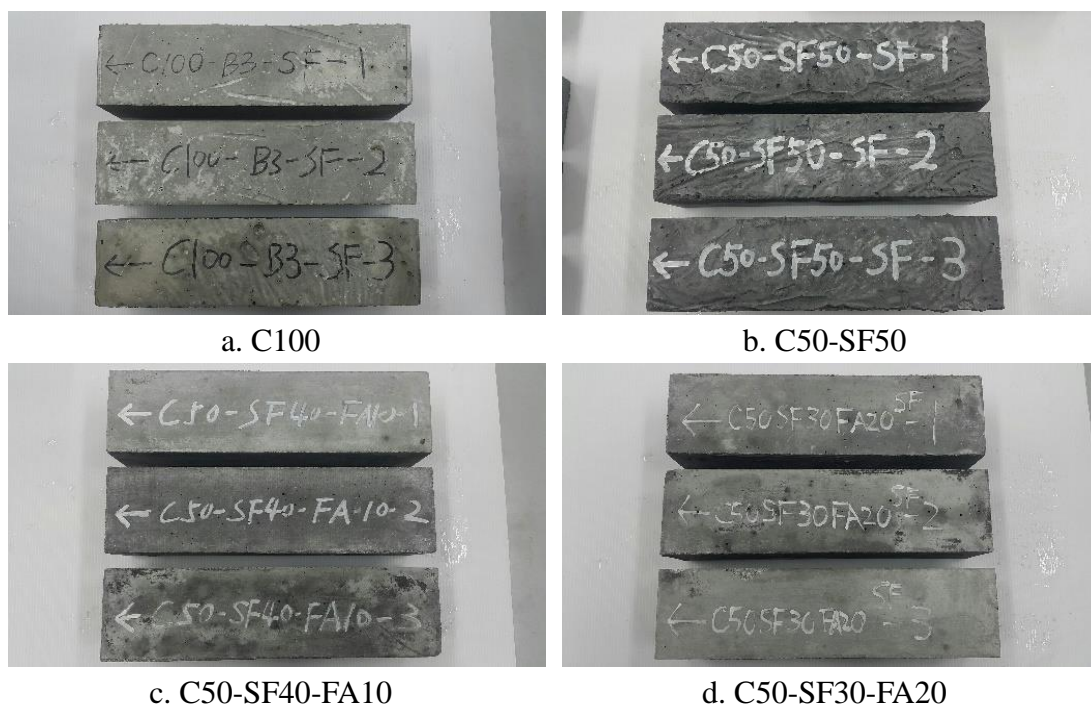


圖 5.20 B300 系列角柱硫酸鹽試體

根據抗硫酸鹽試驗的結果可以發現，矽灰部分取代水泥在高膠結材料比例的情況下，將增加混凝土體積膨脹量，即混凝土抵抗硫酸鹽侵蝕的能力將較普通混凝土來得低。而加入飛灰作為第二礦物摻料後的三系統混凝土，可以改善雙系統單純以矽灰取代混凝土的抗離酸鹽侵蝕能力，當固定礦物摻料取代量為 50%，飛灰取代水泥比例達 20% 時，浸泡 15 週硫酸鹽的試體膨脹量為 0.0048%，與普通水泥混凝土膨脹量為 0.0037% 較為接近。

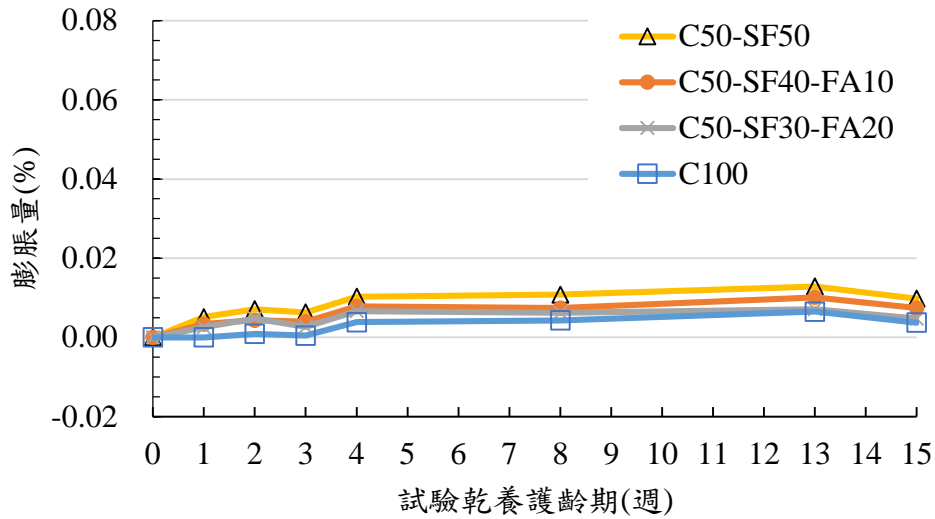


圖 5.21 B300 系列各齡期膨脹量趨勢

### 5.3.6 RCPT 試驗

圖 5.22 顯示，試體 C100、C50-SF50、C50-SF40-FA10、C50-SF30-FA20 養護 28 天的 RCPT 試驗累積電量分別為 3582.00、8.06、5.73 及 5.52 庫倫，顯示雙系統及三系統的低鹼性混凝土的抗滲透能力均遠優於一般混凝土，而且三系統低鹼性混凝土的 RCPT 較雙系統更低。

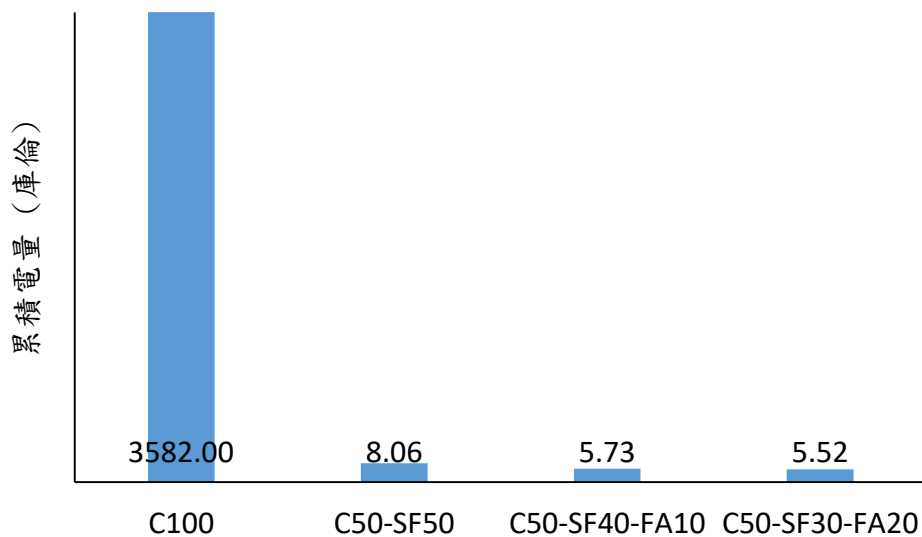


圖 5.22 雙系統及三系統試體 RCPT 試驗累積電量

## 5.4 處置場低鹼性混凝土水密特性評估

水密性質試驗係參考 BS-EN 12390-8 硬固混凝土壓力水壓貫入深度試驗，製作 15 cm × 10 cm (直徑×高度)之混凝土圓柱試體，於 28 天、90 天齡期進行水壓貫入試驗，試體於水壓貫入後 72±2 小時進行劈裂，並觀察試體剖面水線貫入深度，探討混凝土水密特性。圖 5.23、圖 5.24 為 B200 系列試體進行水壓下貫入試驗之試驗結果，圖 5.25、圖 5.26 分別為各配比 28 天及 90 天齡期貫入之試體剖面圖。根據試驗結果，可以發現：

- (1) 對照組 C100 於 28 天及 90 天齡期試體剖面為圖 5.25a.及圖 5.26a.。C100 於 72 小時後於水壓貫入處(直徑 7.5cm)分別有明顯水溶液染色痕跡，貫入水溶液於 28 天時，顏色深淺自中心往邊緣越發不明顯，劈裂後有明顯水痕遍布劈裂剖面，並有滲出水量 68.67g。90 天之試體解壓後，壓力貫注端可觀察到有溶液冒出，可視為解壓後之溶液釋壓現象，滲出量達 58.32g。觀察試體剖面，可看出水溶液於混凝土中之最優先行進路徑(即圖 5.26a.中紅褐色部分)，剖面部分充滿溢水。
- (2) 單純以矽灰取代之雙系統配比 C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60，第 28 天齡期貫入水線深度依序分別為 3.2 cm、2.4 cm 及 2.2 cm，試體剖面依序如圖 5.25 b.、圖 5.25 c.及圖 5.25 f.。水線深度隨矽灰取代比例增加而有逐漸減少的趨勢，且相較於對照組貫入深度有明顯減少之現象；顯示矽灰作為處置場低鹼性 SCC 之礦物摻料能有效提高混凝土之水密特性。
- (3) 雙系統配比 C60-SF40、C50-SF50 及 C40-SF60，第 90 天齡期貫入水線深度依序分別為 2.3 cm、2.2 cm 及 1.2 cm，試體剖面依序如圖 5.26 b.、圖 5.26 c.及圖 5.26 f.。水線深度亦隨矽灰取代比例增加而有逐漸減少的趨勢，矽灰取代水泥比例越高者，水線貫入深度越小，顯示矽灰取代水泥比例的增加對提高混凝土之水密特性一定程度的效益，且隨養護齡期增加，混凝土的水密性亦增加。
- (4) 比較含有飛灰取代比例之三系統配比 C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20，固定礦物摻料使用量為 50%，試體經劈裂後水線貫入深度分別為 1.8 cm 及 3.4 cm，試體試驗剖面如圖 5.25 e.、圖 5.25 d.。以飛灰作為礦物摻料而言，取代比例在 10%時，能表現出較單一矽灰取代更高之



水密性(C50-SF50 的 28 天水壓貫入深度為 2.4cm)；然而，當取代比例達 20%時，則水密性將有下降之現象。

- (5) 齡期 90 天之三系統配比 C50-SF40-FA10 及 C50-SF30-FA20，試體經劈裂後水線貫入深度分別為 1.1 cm 及 1.7 cm，試體試驗剖面如圖 5.26 e、圖 5.26d。以飛灰作為礦物摻料而言，取代水泥比例 10%與 20 %在 90 天齡期皆能獲得比單純矽灰取代(水壓貫入測度為 2.2cm)更低之水線貫入深度，顯示飛灰少部分取代水泥，在經較長時間養護後，更能達到更佳之混凝土水密性。

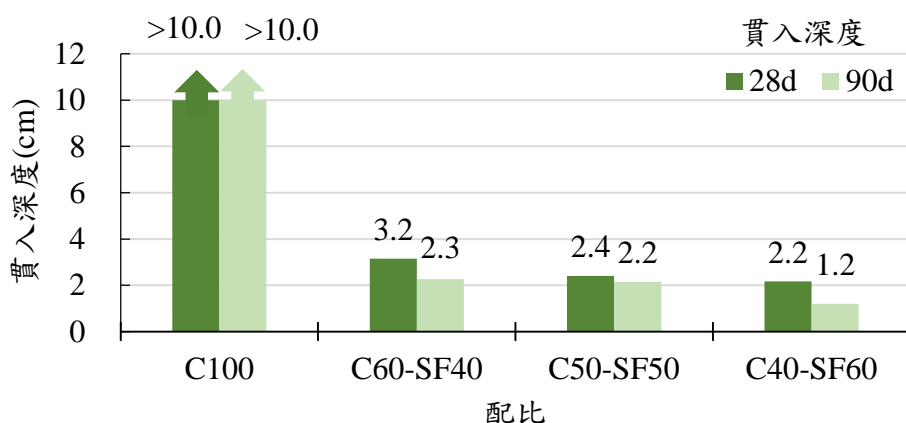


圖 5.23 B200 系列雙系統(單純矽灰取代)各齡期水壓貫入深度

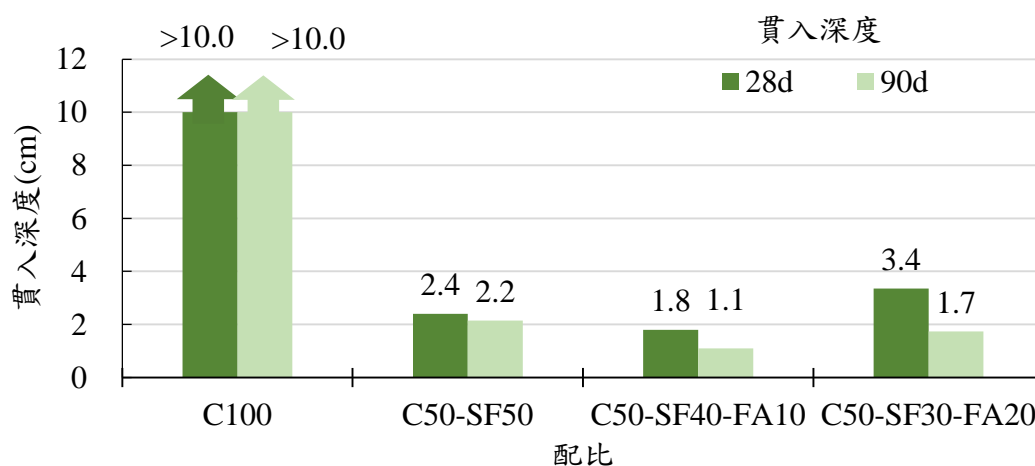


圖 5.24 B200 系列三系統(矽灰及飛灰取代)各齡期水壓貫入深度

由上述貫入試驗結果可以發現，使用矽灰部分取代水泥在增加混凝土水密特性方面，水密特性隨取代水泥比例越高有越加明顯的效果。而加入在飛灰作為第

二礦物摻料後，混凝土水密特性以飛灰取代水泥比例 10% 及 20% 時，經適當的養護時間後，混凝土的抗水壓貫入能力均較單一礦物摻料(矽灰)取代水泥的混凝土為佳。



a. C100



b. C60-SF40



c. C50-SF50



d. C50-SF30-FA20



e. C50-SF40-FA10



f. C40-SF60

圖 5.25 B200 系列 28 天水壓貫入剖面



a. C100



b. C60-SF40



c. C50-SF50



d. C50-SF30-FA20



e. C50-SF40-FA10



f. C40-SF60

圖 5.26 B200 系列 90 天水壓貫入剖面

## 5.5 封塞用低鹼性混凝土之配比技術與工程特性

應用於處置場封塞用自充填混凝土之配比近年多以 B200 及 B300 為原則進行延伸配比設計及相關混凝土性質試驗。B200 及 B300 之設計原則以一單位體積之混凝土中所含膠結材料重量為設計基礎(每  $m^3$  混凝土中，含有 200 kg 膠結材料者為 B200、300 kg 膠結材料者則為 B300)。

上述二類設計配比之礦物摻料種類選擇，以矽灰取代部分水泥為單一礦物摻料之主要取代設計，取代水泥比例為 40—60 %。第二礦物摻料的選擇，以飛灰及爐石粉為主要研究及發展對象，本研究即以飛灰作為本年度研究之第二礦物摻料進行相關混凝土性質研究，並在抗壓強度、pH 值、水壓下貫入試驗等試驗獲得良好試驗成果。

## 5.6 封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點或注意事項

於最終處置場使用之低鹼性水泥混凝土，一般使用具有卜作嵐材料特性的礦物摻料部分取代水泥，除了達到降低混凝土孔隙溶液 pH 值的效果外，同時增加混凝土漿體部分的比重及稠度，使其有足夠懸浮力托住粗細粒料，達到混凝土不析離之目的。

進行配比設計時，粗粒料用量以傳統混凝土之 80% 為原則，粒料最大尺寸則根據封塞系統設計之障礙間距進行粒徑之篩選；以添加化學摻料之方式調整混凝土之流動性至臨界析離狀況，同時維持良好工作性並避免高流動性造成析離。

應用於最終處置場之低鹼性混凝土，需針對其功能需求及施作部位進行考量，以達到使用低鹼性水泥混凝土的預期目標。一般封塞用混凝土施作形式包含噴凝土及自充填混凝土；對於封塞用低鹼性自充填混凝土而言，具備有良好之工作性及水密特性相當重要。任何應用於最終處置場之混凝土皆需具備良好的水密性。

進行最終處置場低鹼混凝土配比設計時，經參採瑞典、芬蘭、日本及本研究結果，列出審查管制要項建議如下：

- (1) 卜作嵐材料，如：矽灰、飛灰或爐石等取代卜特蘭水泥重量須達 40%，且膠結材料總矽含量須達 55%。
- (2) 低鹼性封塞自充填混凝土 90 天齡期之抗壓強度須達到 50 MPa 以上、楊氏模數須落在 20 GPa 左右，而工作性須維持至少 2 小時以上。

- (3) 混凝土孔隙溶液目標 pH 值在 90 天齡期時，須降至 11 以下，水化產物 C-S-H 膠體鈣矽比建議降至 0.8。

## 5.7 最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點 或注意事項

整合國際資訊後，發現混凝土-泥岩(黏土質岩類)材料界面間孔隙演化的擴展延伸僅到界面兩側的 cm 尺度，孔隙率於泥岩一側因堵塞而降低，而水泥一側之孔隙率則相應增加。混凝土對膨潤土的影響，在材料界面長期演化部分，交界面 100 年至 30,000 年間模擬結果顯示，混凝土孔隙溶液對膨潤土影響範圍僅在材料界面處 10 cm 範圍內，而在 30,000 年時則不再有更深一層影響範圍。

現行地下流體與溶質於處置場近場環境及處置場中傳輸之方式以擴散為主；膨潤土與泥岩(蛋白石質黏土)，因其材料本身具有低滲透特性，使得流體與溶質中之礦物於不同材料交界面間產生礦物沉澱，進而發生堵塞的現象。混凝土-膨潤土材料間孔隙率在高溫環境下，將促使礦物傳輸作用進行、加速礦物反應，令混凝土端之孔隙率上升；膨潤土端則會因接收混凝土端傳輸之礦物後，產生沉澱及膠結作用，進而使孔隙率下降。

由上述的國際資訊，可以提供最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用之審查重點或注意事項，若就材料自身品質而言，還是要回歸到混凝土本身的材料品質管控：

- (1) 做為低鹼性混凝土，仍以混凝土的 pH 值能降低至 11.0 以下為目標；並採取添加矽灰方式配製膠結材料，矽灰、飛灰或爐石等取代卜特蘭水泥重量須達 40%，且膠結材料總矽含量須達 55%。
- (2) 混凝土作為封塞使用，或作為岩體的支撐等，需符合使用功能上對混凝土的新拌、硬固、耐久及水密特性等性質要求，於混凝土使用前仍需進行配比設計及試拌。

最終處置環境下混凝土與周邊環境交互作用，若就施工品質而言，其注意事項應要求混凝土與母岩、緩衝材料或回填材料之間，要緊密接合，避免間隙產生，增加水的流動機會。

## 5.8 綜合討論

本研究設定於低鹼性自充填混凝土的研究，在改變材料配比參數的條件下，自然會有混凝土 pH 值於 90 天齡期未能低於 11.0 以下的情形，而由不同材料參數改變所得到的 pH 值變化趨勢，是本研究想要觀察的目的之一，所得結果可供使用者用於選擇材料配比、或審驗材料設計的參考。

綜合前述混凝土初步試驗結果之比較如圖 5.27 至圖 5.36 所示。根據低鹼性 SCC 所提供之新拌性質、抗壓強度、pH 值、彈性模數、角柱乾縮、抗硫酸鹽試驗及水壓下貫入試驗等試驗結果，可獲得以下資訊。

### 5.8.1 封塞用低鹼性 SCC 配比設計

本研究參考國際合作研究資訊、105 年「用過核子燃料處置安全審驗技術國際資訊研析」子項計畫三：低鹼水泥混凝土於最終處置設施之應用研究，以及 106 年「用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究」子項計畫四：處置坑道封塞用低鹼性混凝土管制資訊研析所進行之低鹼性雙系統混凝土與三系統膠結漿體試驗結果，設計及發展低鹼性自充填混凝土(SCC)可行三系統(水泥-矽灰-飛灰)配比設計。

在以矽灰為主要取代部分水泥摻料外，再加入飛灰作為第二礦物摻料，進行混凝土新拌性質、硬固性質、耐久性質及水密特性等性質試驗。總礦物摻料取代比例為 40—60%，其中，飛灰取代水泥比例為 0—20%，並藉由添加少量(總混凝土重量之 0.3—0.5%)強塑劑之方式控制混凝土之工作性。

### 5.8.2 封塞用低鹼性混凝土水密特性評估

以壓力下水壓貫入深度試驗，探討封塞用低鹼性混凝土的水密性質，評估是否足以有效防止受壓地下水侵入。根據試驗結果，對於單以矽灰取代部分水泥混凝土，適量矽灰取代水泥能有效增加低鹼性 SCC 之水密性；而在使用飛灰作為第二礦物摻料之部分，當取代量為 10%時能使混凝土具有更高之水密性，取代量達 20%時，則水密性較單純矽灰取代低，顯示飛灰在增加水密性的部分會有最適量，以本研究條件為添加 10%能獲得較佳的效果。

配合 28 天與 90 天抗壓強度試驗結果，單純以矽灰作部分取代的配比如圖

5.27。在部分矽灰取代水泥後，於 28 天及 90 天齡期，水密特性皆隨取代比例增加，水壓貫入深度逐漸增加；抗壓強度則隨取代比例增加，強度發展逐漸下降。顯示矽灰部分取代水泥重量能增加混凝土的水密特性，而對混凝土強度發展則無明顯關聯性。

比較同時以矽灰及飛灰作取代時，28 天與 90 天抗壓強度與水壓下貫入深度試驗結果，如圖 5.28。以 28 天齡期而言，在加入少部分飛灰取代水泥後，水密特性隨取代比例增加，水壓貫入深度逐漸增加；抗壓強度隨取代比例增加，強度發展逐漸下降。顯示 28 天齡期時，飛灰取代水泥比例的增加，將使混凝土水密特性及抗壓強度發展受到影響。

90 天齡期時，混凝土水密特性隨飛灰取代比例增加而折減；抗壓強度則隨取代比例增加，強度發展以上升的趨勢。顯示 90 天齡期時，飛灰部分取代水泥重量能增加混凝土的水密特性，而對混凝土強度發展則無明顯關聯性。

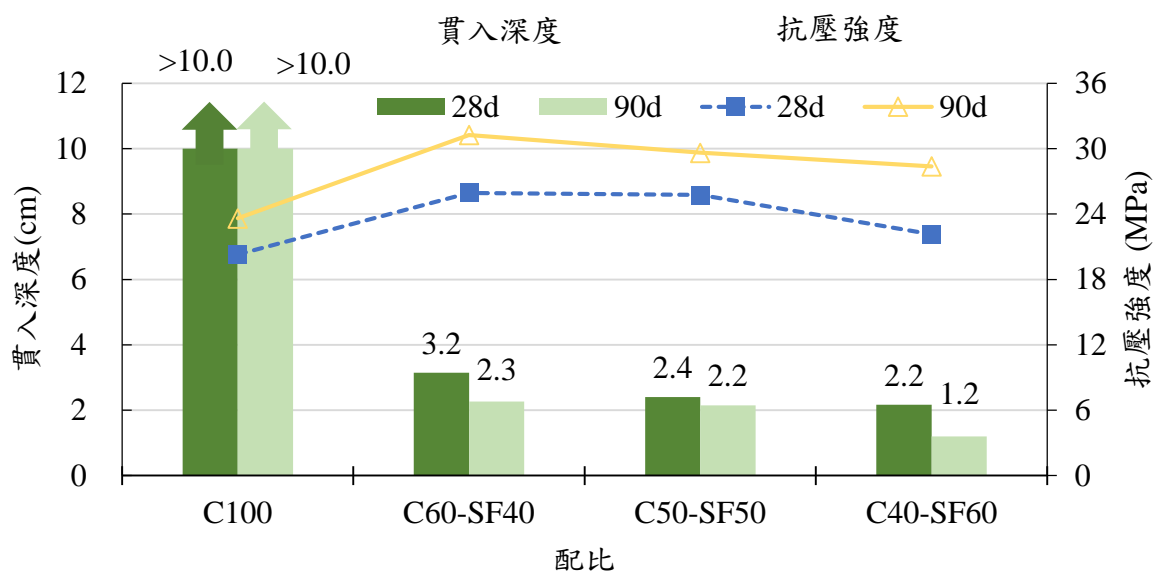


圖 5.27 B200 系列(單純砂灰取代)水壓貫入深度與抗壓強度

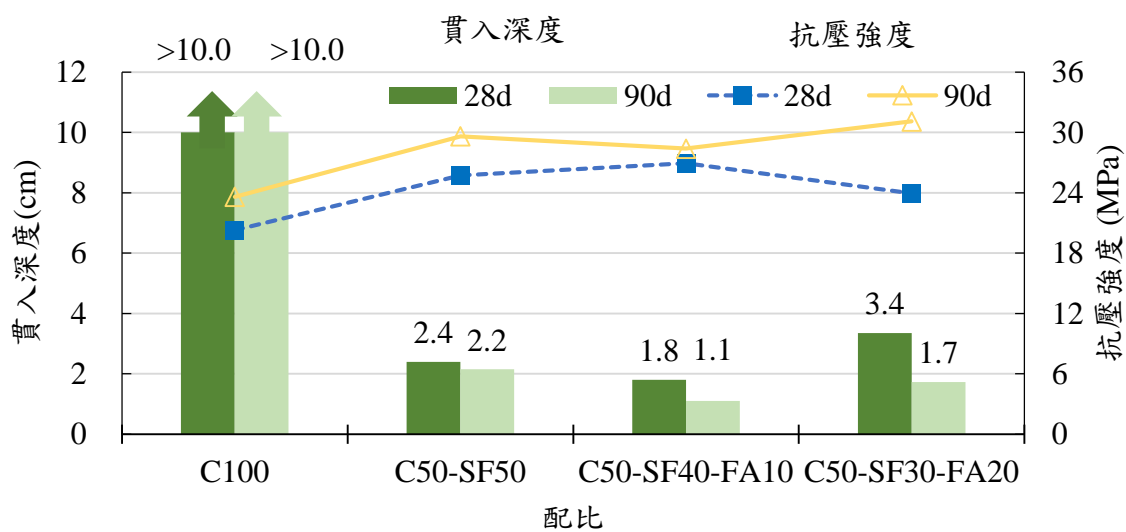


圖 5.28 B200 系列(砂灰及飛灰取代)水壓貫入深度與抗壓強度



### 5.8.3 低鹼性水泥混凝土之工程特性測試及掌握

本研究子計畫四以處置場低鹼性封塞 SCC 為導向，進行混凝土新拌及硬固等性質分析，並根據 105 年低鹼性膠結漿體及 106 年雙系統試驗結果進行之三系統延伸配比設計將於各試驗齡期達到後探討硬固、耐久性及水密特性等低鹼性 SCC 工程性質，並發現以下資訊：

#### 1. 抗壓強度與 pH 值發展關係

低 pH 值要求(pH 值 $\leq$ 11)方面，試驗結果分為 B200 系列(如圖 5.29 及圖 5.30)與 B300 系列(如圖 5.31 至圖 5.33)兩部分。B200 系列在總礦物摻料取代量達 50 % 時，若純以矽灰為摻料，混凝土孔隙溶液 pH 值即可於 28 天齡期達成低鹼性水泥的 pH 值要求，強度發展則隨取代量增加而下降，如圖 5.29；當固定總礦物摻料取代量為 40 %，若飛灰取代水泥量在 10—20 %，對混凝土強度發展隨取代量增加而降低，對孔隙溶液 pH 值的降低幅度則成效有限，如圖 5.30。

B300 系列在總礦物摻料取代量達 50 % 時，若純以矽灰為摻料，混凝土孔隙溶液 pH 值即可於 28 天齡期達成低鹼性水泥的 pH 值要求，強度發展則隨取代量增加而下降，如圖 5.31。固定總礦物摻料取代量為 50 %，若飛灰取代水泥量在 10—20 %，對混凝土強度發展隨取代量增加而上升，對孔隙溶液 pH 值的降低幅度則可於 90 天齡期達成 pH 值 $\leq$ 11 的目標，如圖 5.32。在固定矽灰取代水泥比例 35 % 的情況下，混凝土強度發展以取代量高者具有早強的特性，加入 20% 及 30% 飛灰的混凝土配比，孔隙溶液 pH 值可於 28 天齡期達成 pH 值 $\leq$ 11 的目標，如圖 5.32。

綜合 B200 系列及 B300 系列抗壓強度及 pH 值變化趨勢，水泥、矽灰及飛灰佔膠結材料的分配比例中，礦物摻料佔比建議以 50% 為原則，並須留意飛灰用量要控制在 10—20 % 之間。

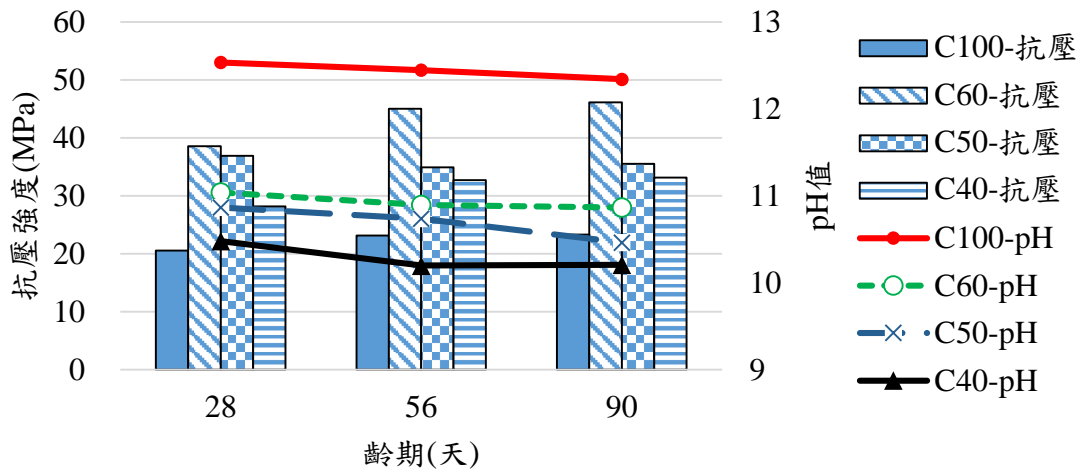


圖 5.29 B200 系列 pH 值及抗壓強度

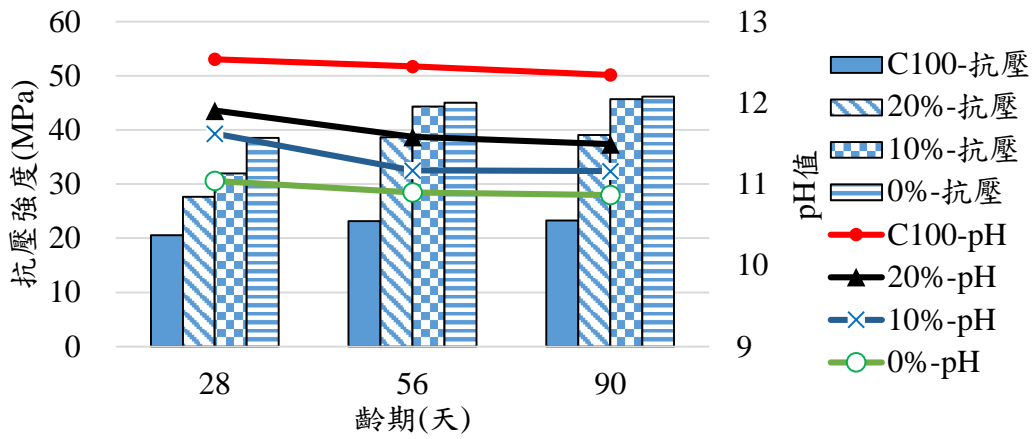


圖 5.30 B200-C60 系列 pH 值及抗壓強度

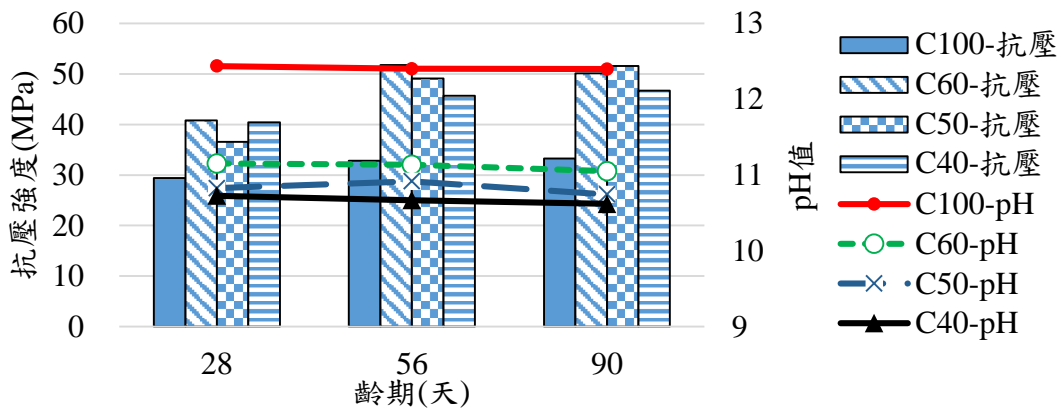


圖 5.31 B300 系列 pH 值及抗壓強度

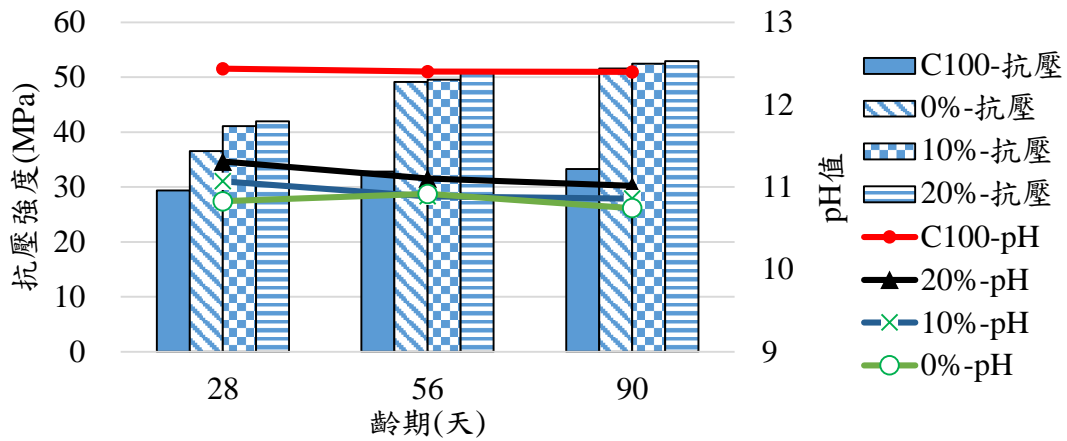


圖 5.32 B300-C50 系列 pH 值及抗壓強度

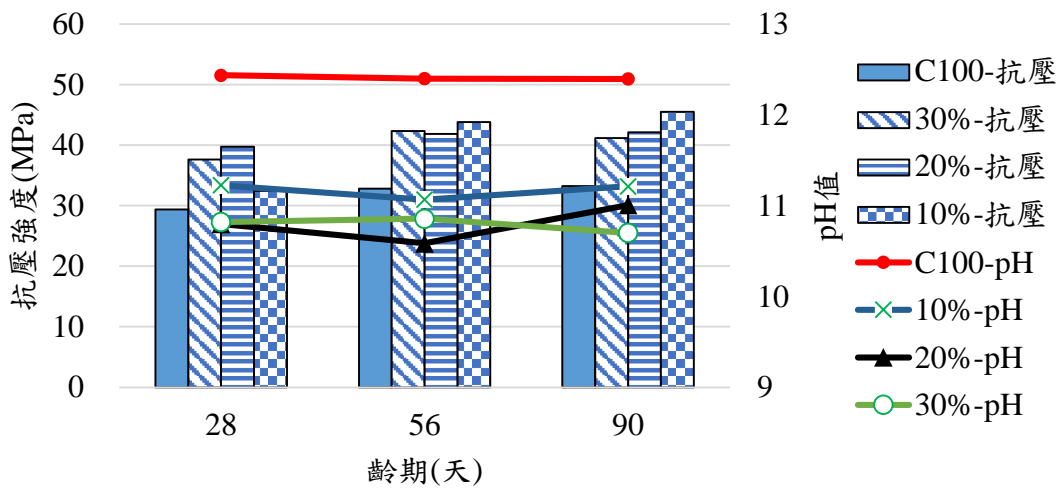


圖 5.33 B300-SF35 系列 pH 值及抗壓強度

## 2. 抗壓強度與彈性模數發展關係

B300 系列各齡期抗壓強度與彈性模數試驗結果如圖 5.34 至圖 5.36 所示。若純以矽灰為摻料取代部分水泥，B300 系列各配比之抗壓強度大略呈現隨取代比例增加而下降之趨勢。其中，當矽灰取代量在 50 % 及 60 % 時，彈性模數發展呈現持平趨勢，顯示使用矽灰部分取代於承受荷重時之抵抗變形能力有顯著之成長；此時，抗壓強度在矽灰取代水泥 50 % 的情況下，於 90 天齡期有突出的表現，如圖 5.34。試驗結果顯示，當固定總礦物摻料取代量為 50 %，單純以矽灰取代水泥，混凝土在強度發展及抵抗變形能力方面能有良好表現。

在總礦物摻料取代量達 50 % 時，混凝土之強度發展隨取代量增加而上升，如圖 5.35；固定總礦物摻料取代量為 50 %，若飛灰取代水泥量在 10—20 %，混

凝土強度發展將會隨取代量增加而上升，彈性模數值則在飛灰取代量為 10 % 時，於 90 天齡期達成接近 20 GPa 的建議值。圖 5.36，在固定矽灰取代水泥比例 35 % 的情況下，混凝土強度發展以飛灰取代量高者(取代量 20 % 及 30 %)具有早強的特性；彈性模數值在取代量為 10 % 及 30 % 時，彈性模數的發展，在預期上應與抗壓強度相似，會隨養護齡期增加而增加，但在本研究案中卻有相反而降低的結果，其原因可能是齡期 90 天的抗壓強度較 56 天並未有明顯增加，因此，彈性模數的試驗結果，雖然在數值上是降低，但也可以理解是在一定的變異範圍內。

透過 B200 系列及 B300 系列抗壓強度及彈性模數值趨勢比較，矽灰及飛灰等礦物摻料取代水泥比例建議以 50% 為原則，其中，飛灰用量應控制在 10—20 % 之間；若控制矽灰取代比例為 35 % 時，則飛灰取代比例為 10 % 時，混凝土會有較佳之抗壓強度發展，且混凝土受壓後抵抗變形之能力會較接近建議值。

本研究試驗配比設計主要使用大量矽灰等高矽含量之材料進行試驗。由上述之試驗結果顯示，以高比例礦物摻料取代水泥可達成混凝土孔隙溶液 pH 值  $\leq 11$  之要求；而拌合過程中所出現之工作性不佳問題，可藉由添加少量強塑劑進行改善。在混凝土強度方面，配比設計之膠結性材料的取代比例均可以符合低鹼性 SCC 的強度要求。

混凝土體積穩定性方面，單以矽灰部分取代水泥可使混凝土之體積穩定性增加；在加入飛灰作為第二礦物摻料後，取代量達總膠結材料之 10 %，將使混凝土體積收縮量上升，甚至超越普通混凝土，故飛灰取代水泥量應少於 10 %。

矽灰部分取代水泥在高膠結材料比例的情況下，將降低混凝土抵抗硫酸鹽侵蝕的能力；而加入飛灰作為第二礦物摻料後，在飛灰取代水泥比例達 10 % 時，可獲得與普通水泥混凝土相當之抗硫酸鹽侵蝕能力。

綜合本研究試驗配比之硬固性質、體積穩定性、耐久性及水密特性等試驗結果，使用矽灰及飛灰等礦物摻料取代水泥，建議比例以 50% 為原則，其中，飛灰用量應控制在 10—20 % 之間；若控制矽灰取代比例為 35 % 時，則飛灰取代比例建議為 10 %。

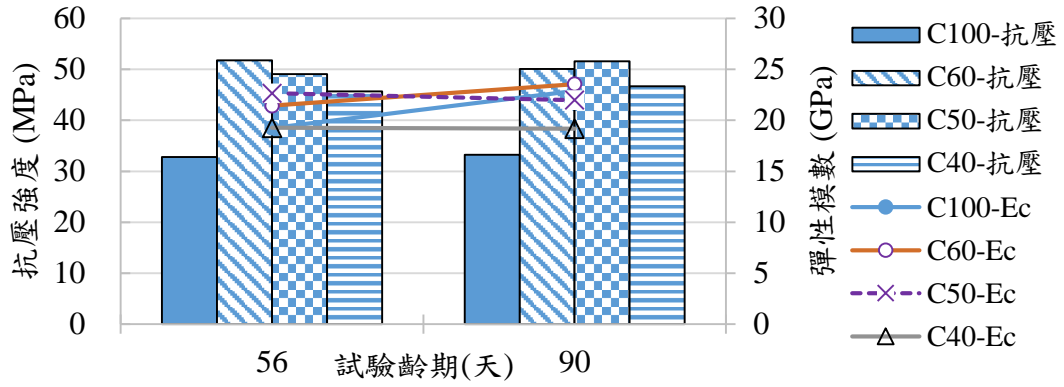


圖 5.34 B300 系列抗壓強度及彈性模數

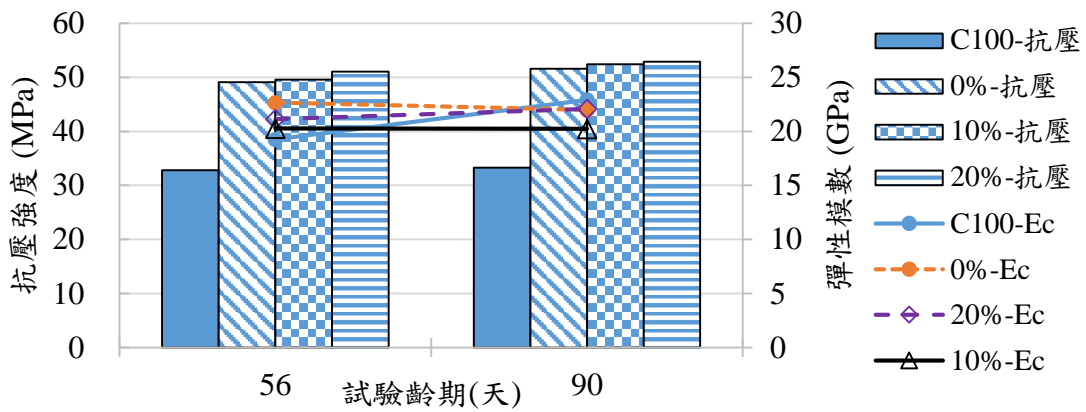


圖 5.35 B300-C50 系列抗壓強度及彈性模數

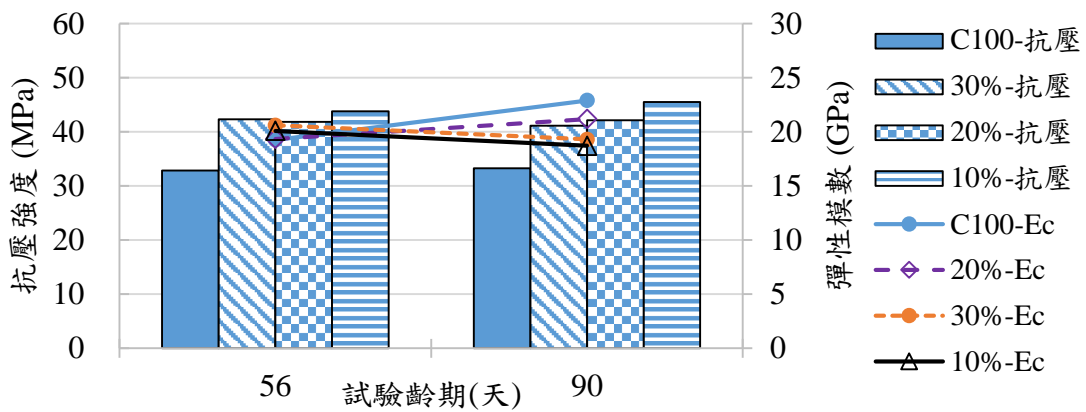


圖 5.36 B300-SF35 系列抗壓強度及彈性模數

## 第六章、結論與建議

### 6.1 結論

子項計畫四以矽灰及飛灰取代 40—65 % 水泥製作低鹼性自充填混凝土，進行膠結材料配比 B200 系列及 B300 系列共 15 組配比混凝土的新拌及硬固、耐久及水密特性等性質試驗的工程性質探討，已完成國內處置場封塞用低鹼性混凝土之配方分析審查重點及注意事項，並獲得以下成果及結論。

#### 1. 處置場混凝土及環境作用機制國際資訊研析方面，完成：

- (1) 封塞用水泥-矽灰-飛灰(或爐石粉)的三系統低鹼性混凝土配比設計、新拌性質、力學性質及耐久性質等應用現況。
- (2) 最終處置環境下混凝土與周邊岩石/土壤環境作用機制。
- (3) 低鹼性混凝土受壓力下水密特性試驗結果及分析。

#### 2. 封塞用低鹼性混凝土新拌性質方面：

- (1) 矽灰取代量越高，所需強塑劑用量相對增加，可藉加入飛灰改善工作性，最適添加量為 10—20 % 之間。
- (2) 單以矽灰取代水泥量越高，凝結時間越長。若再加入飛灰，凝結時間又再增加。

#### 3. 混凝土硬固及耐久性質方面：

- (1) 單以矽灰取代部分水泥 40% 的強度表現最佳。
- (2) 若再加入飛灰，則混凝土抗壓強度隨飛灰比例增加而降低，但仍高於對照組。若要符合低鹼性 SCC 抗壓強度要求(大於 50 MPa)，膠結材料用量要足夠，另加入矽灰及飛灰對抗壓強度的提升有正面助益。
- (3) 若單以矽灰為摻料，40% 取代水泥量可達到低鹼性要求。但若再加入飛灰，對混凝土孔隙溶液 pH 值的降低幅度有限。
- (4) 膠結材料除水泥及矽灰外，再加入飛灰時，要注意提高總膠結量能達到 50%，而飛灰用量要控制低於矽灰。
- (5) 單以矽灰取代水泥之配比具有與普通混凝土相當的體積穩定性。配合飛灰進行取代後，則將會使混凝土收縮量會增加。

- (6) 單以矽灰取代水泥之配比其抗硫酸鹽能力降低，加入適量(10%)飛灰取代水泥可獲得與普通混凝土相當之耐久性質。
- (7) 三系統膠結材料的 RCPT 電滲量最低、雙系統其次，均遠低於普通混凝土。

#### 4. 低鹼性混凝土壓力下水密特性：

- (1) 單以矽灰取代部分水泥，混凝土的水密性隨矽灰取代量增加而增加；再加入飛灰作第二礦物摻料時，當取代量為 10% 時，混凝土具有更高之水密性，取代量達 20% 時，水密性較單純矽灰取代低，顯示飛灰增加混凝土水密性有最適量。

## 6.2 建議

- 1. 本研究使用矽灰取代部分水泥為主軸，嘗試加入飛灰取代水泥重量 10—20 % 進行各項混凝土性質檢測，成果可提供後續第二礦物摻料選擇依據，進行三系統低鹼性水泥混凝土的工程性質探討。
- 2. 本研究針對 B300 系列混凝土之試驗僅以總取代量 50 % 進行抗壓強度、pH 耐久性及體積穩定性等試驗，未來可針對 B300 系列進一步混凝土水密特性等性質分析。
- 3. 處置場混凝土與各界面材料互動部分，未來可朝模擬操作領域發展，推估材料長期演化用以評估環境安全性。

## 參考文獻

- [1] 行政院原子能委員會網頁，高放射性廢棄物最終處置之發展現況及安全管制 (民 107 年 4 月 12 日)。檢自 [https://www.aec.gov.tw/核物料管制/管制背景/放射性廢棄物最終處置--6\\_47\\_3823.html](https://www.aec.gov.tw/核物料管制/管制背景/放射性廢棄物最終處置--6_47_3823.html)。
- [2] 《放射性物料管理法》，「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(民 102 年 1 月 18 日)。
- [3] Pusch, R., and Svemar, C. (2004), “Comparison of repository concepts & recommendations for design and construction of future safe repositories,” International Progress Report, IPR-04-55.
- [4] 核能研究所，「我國用過核燃料深層地質處置概念討論會」，行政院原子能委員會核能研究所，2002。
- [5] 王欣婷，「緩衝材料在深層處置場模擬近場環境下回脹行為基礎研究」，碩士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2003。
- [6] 張皓鈞，「放射性廢棄物最終處置場緩衝材料與混凝土障壁的交互作用」，碩士論文，國立中央大學土木工程學系，中壢，2001。
- [7] Haaramo, M., and Lehtonen, A. (2009). “Principle plug design for deposition tunnels,” POSIVA Working Report 2009-38, Posiva, Finland.
- [8] Grahm, P., Malm, R., and Eriksson, D. (2015). “System design and full-scale testing of the Dome Plug for KBS-3V deposition tunnels,” SKB TR-14-23, SKB, Stockholm, pp. 59-82.
- [9] Kronlöf, A. (2004). “Injection Grout for Deep Repositories, Subproject 1: Low pH Cementitious Grout for Larger Fractures, Task 4: Testing technical performance of materials,” Posiva Working report 2004-45. Posiva Oy, Olkiluoto, Finland. (Draft).
- [10] Bamforth P.B., Baston G.M.N., Berry J.A., Glasser F.P., Heath T.G., Jackson C.P., Savage D. and Swanton S.W. (2012). “Cement materials for use as backfill, sealing



- and structural materials in geological disposal concepts. A review of current status,” Serco, *RP0618-252A*, United Kingdom.
- [11] Vuorinen, U., Lehtikoinen, J. (2005). “Low-pH grouting cements – results of leaching experiments and modeling,” SKB and the ESDRED-project, SKB, Madrid, pp. 97-110.
- [12] Dole, L.R., Mattus, C.H., Fayek, M., Anovitz, L.M., Ferrada, J.J., Wesolowski, D.J., Olander, D., Palmer, D.A., Riciputi, L.R., Delmau, L., Ermichev, S., and Shapovalov, V.I. (2004). “Cost-effective cementitious material compatible with yucca mountain repository geochemistry,” ORNL/TM-2004/296, Oak Ridge National Laboratory, UT-Battelle, LLC, Oak Ridge, TN.
- [13] US DOE. (1996). “Evaluation of Alternative Materials for Emplacement Drift Ground Control,” BCAA00000-01717-0200-00013 REV 00, Emplaced waste package structural capability through time report, Sections 6.2.1- 6.2.2, pp. 7–8 (referring to greater peak 10,000 year doses, Table 6-1).
- [14] Roy, D. M. and Scheetz, B. E. (1992). “Chapter 3, chemistry and microstructure of solidified waste forms,” *The Chemistry of Cementitious Systems for Waste Management: The Penn State Experience*. Ed. R.D. Spence, Lewis Publishers, Ann Arbor, MI, pp. 83-101.
- [15] Catherine H. Mattus and Leslie R. Dole. (2007). “Low pH concrete for use in a US high-level waste repository: part II—formulation and tests,” SKB, Paris France, pp. 72-82.
- [16] Savage, D., and Benbow, S. (2007), “Low pH Cements,” SKI Report 2007: 32.
- [17] Mattus, C. (2016), “Low pH concrete for use in a US high-level waste repository: Part II – formulation and tests,” ResearchGate.
- [18] Garcia-Siñeriz, J. L., Alonso, M. C., Blümling, P., Pettersson, S., Salo, J.-P., and Huertas, F. (2004), ‘ESDRED, “Input data and functional requirements”’,

Deliverable 1 Module 4 WP-1, EC Contract FI6W-CT-2004-508851, European Commission.

- [19] Vogt, C., Lagerblad, B., Wallin, K., Baldy, F., and Jonasson, J-E. (2009). “Low pH self-compacting concrete for deposition tunnel plugs,” SKB R-09-07, SKB, Stockholm.
- [20] Wallevik, O. (2007). Rheology of cement-based materials, material for DTU-RILEM course, Aug 2007.
- [21] Cau Dit Coumes, C., Codina, M., Bourbon, X., Leclercq, S., and Courtois, S. (2005). “Formulating a low-alkalinity, high-resistance and low-heat concrete for radioactive waste repositories,” SKB and the ESDRED-project, SKB, Madrid, pp. 77-90.
- [22] Holt, E., Leivo, M., and Vehmas, T. (2014). “Low-pH concrete developed for tunnel end plugs used in nuclear waste containment,” Concrete Innovation Conference 2014, June 11-13. Oslo, Norway.
- [23] Garcia Calvo, J.L., Alonso, M.C., Fernández Luco, L., Hidalgo, A., and Sánchez, M. (2008), “Implications on the use of low-pH cementitious materials in high activity radioactive waste repositories, International Conference,” Underground Disposal Unit Design & Emplacement Processes for a Deep Geological Repository, pp. 18-1 – 18-12, Prague.
- [24] Coumes, C. C. D., Courtois, S., Nectoux, D., Leclercq, S., and Bourbon, X. (2006), “Formulating a low-alkalinity, high-resistance and low-heat concrete for radioactive waste repositories,” Cement and Concrete Research, Vol.36, pp.2152-2163.
- [25] Svensk Byggtjänst AB. (1994). Betonghandbok Material. Svensk Byggtjänst AB, Sweden, in Swedish.
- [26] Imoto, H., Yamamoto, T., Hironaga, M., and Ueda, H. (2005). “Properties of low-pH cementitious materials developed and tested by CRIEPI and NUMO,” R&D on

- Low-pH cement for a geological repository, second low-pH workshop, Enresa, SKB and the ESDRED-project. Madrid, June 15-16. pp. 91-96.
- [27] Berner, U., Kulik, D-A., and Kosakowski, G. (2013). “Geochemical impact of a low-pH cement liner on the near field of arepository for spent fuel and high-level radioactive waste,” *Physics and Chemistry of the Earth*, Vol.64, pp.46-56.
- [28] Gaucher, E-C., Blanc, P., Matray, J.-M., and Michau, N. (2004).“Modeling diffusion of an alkaline plume in a clay barrier,”*Appl. Geochem.*, Vol. 19 (10). pp. 1505-1515.
- [29] Mäder, U-K., and Traber, D. (2004). “Reactive transport model of cement – clay stone interaction with application to a HLW repository in Opalinus Clay,” European Commission. Final Report of the ECOCLAY-II Project, pp. 285-291.
- [30] Soler, J-M., and Mäder, U-K. (2005). “Interaction between hyperalkaline fluids and rocks hosting repositories for radioactive waste: Reactive transport simulations,” *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 151 (1). pp. 128-133.
- [31] Fernández, R., Cuevas, J., and Mäder, U. K. (2009). “Modelling concrete interaction with a bentonite barrier,” *Eur. J. Mineral*, Vol. 21, pp. 177-191.
- [32] S. Gaboreau, D. Prêt, E. Tinseau, F. Claret, D. Pellegrini, and D. Stammose. (2011). “15 years of in situ cement–argillite interaction from Tournemire URL: Characterisation of the multi-scale spatial heterogeneities of pore space evolution,” *Applied Geochemistry*. Vol. 26. pp. 2159-2171.
- [33] Vigil de la Villa, R., Cuevas, J., Ramirez, S., and Leguey, S. (2001). “Zeolite formation during the alkaline reaction of bentonite,” *Eur.J. Mineral.*, Vol. 13, 3, pp. 635-644.
- [34] Ramírez, S., Righi, D., and Petit, S. (2005). “Alteration of smectites induced by hydrolytic exchange,” *Clay Minerals*, Vol. 40, 1, pp. 15-24.
- [35] Read, D., Glasser, F-P., Ayora, C., Guardiola, M-T., and Sneyers, A. (2001). “Mineralogical and microstructural changes accompanying the interaction of

- Boom Clay with ordinary Portland cement,” *Adv. Cem. Res.*, Vol. 13, 4, pp. 175-183.
- [36] Fernández, R., Cuevas, J., Sánchez, L., Vigil de la Villa, R., and Leguey, S. (2006). “Reactivity of the cement-bentonite interface with alkaline solutions using transport cells,” *Appl. Geochem.*, Vol. 21, 6, pp. 977-992.
- [37] Ramírez, S., Cuevas, J., Vigil, R., and Leguey, S. (2002). “Hydrothermal alteration of “La Serrata” bentonite (Almeria, Spain) by alkaline solutions,” *Appl. Clay Sci.*, Vol. 21, pp. 257-269.
- [38] Savage, D., Walker, C., Arthur, R., and Rochelle, C. (2007). “Alteration of bentonite by hyperalkaline fluids: A review of the role of secondary minerals,” *Phys. Chem. Earth, Parts A/B/C*, Vol. 32, pp. 287-297.
- [39] Cama, J., Ganor, J., Ayora, C., and Lasaga, C.A. (2000). “Smectite dissolution kinetics at 80 °C and pH 8.8,” *Geochim. Cosmochim. Acta*, Vol. 64, 15, pp. 2701-2717.
- [40] Sánchez, L., Cuevas, J., Ramírez, S., Ruiz De León, D., Fernández, R., Vigil de la Villa, R., Leguey, S. (2006). “Reaction kinetics of FEBEX bentonite in hyperalkaline conditions resembling the cement-bentonite interface,” *Appl. Clay Sci.*, Vol. 33, 2, pp. 125-141.
- [41] Lasaga, A.C. (1981). “Rate laws of chemical reactions,” *Rev. Mineral.*, Vol. 8, pp. 1-68.
- [42] Lasaga, A.C. (1984). “Chemical kinetics of water-rock interactions,” *J. Geophys. Res.*, B, Vol. 89, B6, pp. 4009-4025.
- [43] Lothenbach, B. and Winnefeld, F. (2006). “Thermodynamic modelling of the hydration of Portland cement,” *Cem. Concr. Res.*, Vol. 36, pp. 209-226.
- [44] Cuadros, J. and Linares, J. (1995). “Some evidence supporting the existence of polar layers in mixed-layer illite/smectite,” *Clays Clay Minerals*, Vol. 43, 4, pp. 467-473.

- [45] Fernández, A.M., Baeyens, B., Bradbury, M., and Rivas, P. (2004). "Analysis of the porewater chemical composition of a Spanish compacted bentonite used in an engineered barrier," *Phys. Chem. Earth*, Vol. 29, pp. 105-118.
- [46] Van Loon, L.R., Glaus, M.A., Muller, W. (2007). "Anion exclusion effects in compacted bentonites: Towards a better understanding of anion diffusion," *Appl. Geochem.*, Vol. 22, 11, pp. 2536-2552.
- [47] Villar, M.V., Pérez del Villar, L., Martín, P.L., Pelayo, M., Fernández, A.M., Garralón, A., Cuevas, J., Leguey, S., Caballero, E., Huertas, F.J., Jiménez de Cisneros, C., Linares, J., Reyes, E., Delgado, A., Fernández-Soler, J.M., and Astudillo, J. (2006). "The study of Spanish clays for their use as sealing materials in nuclear waste repositories: 20 years of progress," *J. Iberian Geol.*, Vol. 32, 1, pp. 15-36.
- [48] 行政院公共工程委員會(2013)，公共工程施工綱要規範第 03315 章「自充填混凝土」，第 5 版，第 5 頁。