

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

110 年用過核子燃料最終處置場址及  
工程障壁特性之管制技術研究  
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：張瑞宏  
子項主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮  
計畫編號：110FCMA001  
報告日期：中華民國 110 年 12 月 10 日

(此頁空白)

# 110 年用過核子燃料最終處置場址及 工程障壁特性之管制技術研究

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：張瑞宏

協同主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮

研究期程：中華民國 110 年 02 月至 110 年 12 月

研究經費：新臺幣貳佰伍拾貳萬元整

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 110 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)

# 目錄

一、 摘要（中、英文） .....	1
二、 計畫目標.....	2
三、 重要成果.....	3
四、 展望.....	5
五、 附件.....	6
子項計畫 1 「用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析」期末報告.....	I
子項計畫 2 「處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證」期末報告.....	II
子項計畫 3 「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」期末報告.....	III

(此頁空白)

# 計畫名稱：110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁特性之管制技術研究

## 一、摘要（中、英文）

我國用過核子燃料最終處置計畫於 107 年邁入第二階段之「候選場址評選與核定」，同時，行政院國家永續發展委員會 108 年提出「台灣永續發展目標」，亦將推動「高放射性廢棄物最終處置設施」法制作業，列為具體目標之一，足見高放廢棄物最終處置課題受到各方所矚目。110 年度高放最終處置的審查、驗證及管制等工作發展，參酌核能先進國家相關法規、導則、安全要求或最終處置設施安全分析報告之審查案例，掌握安全評估關鍵要項，以持續推動我國高放最終處置設施安全分析報告導則之研擬工作，完備我國高放最終處置相關法規。

本年度計畫針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告之場址特性與設施運轉內容需求，研析國際核能組織發布之高放射性廢棄物最終處置有關安全規範或導則，以及主要核能國家對於高放地質處置設施場址特性與設施運轉之相關要求與關鍵技術要項、高放地質處置安全分析報告審查案例等，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之場址特性與設施運轉專章，同時提出對於未來國內階段性安全報告審查要項之建議。此外，針對用過核子燃料最終處置場工程障壁安全評估所需的重要技術，進行實驗分析與數值模擬成果之平行驗證，包括處置罐承載分析與國際合作工程障壁研究計畫平行驗證、緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析以及實驗技術建立等工作，研究成果有助於工程障壁特性及安全功能的掌握，配合處置場址與設施運轉之審查重點，足以提升國內高放最終處置相關管制技術與審查能力。

In Taiwan, the geological disposal program for spent nuclear fuel has moved to the second phase, started in 2018, of identifying potential areas for a repository site. Also, the government has placed “the promotion of legalization process for final disposal facility for high-level radioactive wastes” as one of the core goals in the “Taiwan Sustainable Development Goals” declared in 2019. Thus, the development of the specific guide for the safety analysis report of the geological disposal facility becomes essential. This year, the task incorporates consultation of the guide/requirements brought up by international organizations and review of key issues encountered by various countries on their safety analysis report for geological disposal program. This will benefit the forthcoming review of the safety assessment reports to be submitted and the control of the final disposal program administered by Taipower. This study assimilates the safety guides set up by international organizations for geological disposal facility of high-level radioactive wastes and requirements on siting characterization and facility operation for geological disposal facility employed

by various countries. Based careful examination of the information, a draft on the siting characteristics and facility operation for the safety analysis report for geological disposal facility has been devised, along with suggestions on relevant major technical review issues.

In addition, a couple of verification tasks on important safety features of the engineered barriers are included in the study. These tasks are intended to be conducted independently such that major findings from Taipower's safety assessment reports and/or international collaborated researches are compared and/or verified. As a result, 2 technical sub-studies, namely, verifications on the loading analyses of canister performed by Taipower and other countries, and experimental study on the erosion mechanism of buffer and estimation of total erosion in a deposition hole, are included in this study.

## 二、計畫目標

台電公司於 107 年提報之「用過核子燃料最終處置計畫書(2018 年修訂版)」，業經行政院原子能委員會於 109 年同意核備，成為我國用過核子燃料最終處置各階段執行方向及技術發展之依據。依高放處置計畫之五階段規劃，2018 年起進入第二階段「候選場址評選與核定」，主要目標為建立候選場址功能/安全評估技術，並完成候選場址調查區域的調查與評估，且建議優先詳細調查之場址。原能會放射性物料管理局為強化管制技術以執行安全論證報告及各項研究成果審查工作，需對高放最終處置之管制要項及技術發展重點持續進行相關研發工作。另一方面，行政院國家永續發展委員會於 108 年 7 月提出「臺灣永續發展目標」，確認我國 18 項核心目標。其中，第 18 項核心目標訂為「2025 年達成非核家園」，而項下之具體目標 18.3 為「推動『高放射性廢棄物最終處置設施』法制作業，協助核能電廠完成除役」，可見高放最終處置設施相關法規的制定受到國家決策機關的重視，因此研擬高放最終處置設施安全分析報告導則的工作，亦須積極推動，以符合我國永續發展的目標。

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局已於 109 年委託之研究計畫中，針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)之設施設計與設施建造兩專章進行研擬。110 年度則聚焦於最終處置設施場址特性描述與設施運轉兩專章內容之研擬。透過參酌國際組織高放最終處置安全管制或指引文件、核能先進國家相關法規、安全要求或導則及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，且以場址特性描述及設施運轉兩專章內容為主，持續研提導則章節條文，以發展完整的安全分析報告導則。相關驗證技術發展方面，針對用過核子燃料最終處置計畫研發重點與管制技術需求，進行國內階段性成果報告之處置罐承載能力分析及耦合模型國際相關



研究報告之資訊研析與平行驗證工作，以及處置孔緩衝材料沖蝕機制與流失量評估等實驗模型與技術建置，藉以提升我國用過核子燃料最終處置計畫相關審驗技術與能力。

### 三、重要成果

#### 子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析

子計畫一主要內容分為二個部分，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關文獻資訊進行蒐集與研析，包括國際經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表的6182號「地質處置長期安全管制」，及6405號文件「放射性廢棄物地質處置管制與指引」等兩份報告研析之成果彙整說明，以及由瑞典SKB、英國NDA與RWM、加拿大NWMO、法國Cigeo及德國BMU等高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等內容，進行擇要研析與審查要項建議之撰擬，以掌握國際高放最終處置計畫安全分析之發展，並作為安全分析報告導則內容研擬之參考依據，藉以提升國內相關管制技術與審查能力；二為研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」兩專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文與說明內容之研擬，以延續109年計畫之成果。

子計畫一研究團隊除透過內部分組討論與定期之工作會議外，同時藉由邀請國內專家學者舉行線上座談會，邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，並彙整專家意見及建議內容，進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則專章內容之修訂，並研擬後續規劃與發展建議。本計畫之執行，集結了國際組織高放最終處置相關指導原則、各國最終處置相關法規及案例，建立我國高放射性廢棄物最終處置安全分析導則內容發展的基礎；所提出的場址特性描述及設施運轉專章條文案草案，足以作為持續發展完整安全分析報告導則的範本，有助於逐步完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

#### 子計畫二：處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證

子計畫二係針對國內報告及國際技術研究計畫研究處置罐承載分析以及針對耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證。首先，地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害，為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持在安全係數中，進行處置罐地震剪切分析。其次，處置罐亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究因此在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為。此外，本研究建立與國際合作計畫中針對耦合模

型之同樣配置，進行平行驗證，求得與文獻報告相近之結果。

1. 依據台電 SNFD2017 報告所提供之設計規範，進行處置罐地震剪切分析。當剪力位移加載至膨潤土內部時，我們發現將不會對處置罐造成太大影響。而當我們將剪力位移加載至膨潤土表面時，將會對處置罐產生較大影響，不同位置及方向皆會影響結果，大部分案例皆有 1 以上的安全係數。
2. 本研究參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為，適切描述處置設施之現地負載狀態，並針對處置罐之承載過程進行非線性之結構應力分析，以確保處置罐於各相應載重作用下能夠維持安全的儲存空間。
3. 本研究依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，使用主要案例進行平行驗證，本文之溫度結果與同是使用三維模型且有考慮隧道靜置通風冷卻(圖 1)的 CNSC、CEA 及 SKI 相當接近(圖 2);水-力分析中的再飽和時間，本文與 CEA 之結果相當接近。

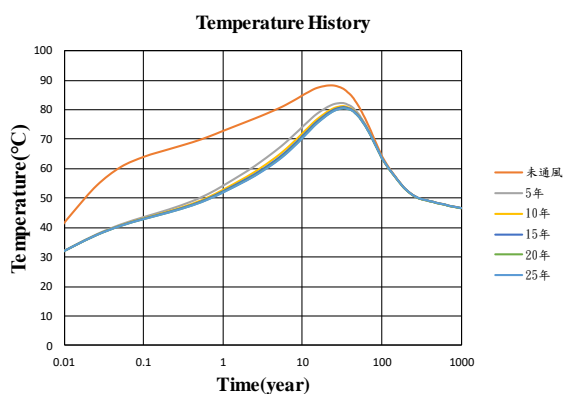


圖 1、各個案例之通風溫度歷時圖

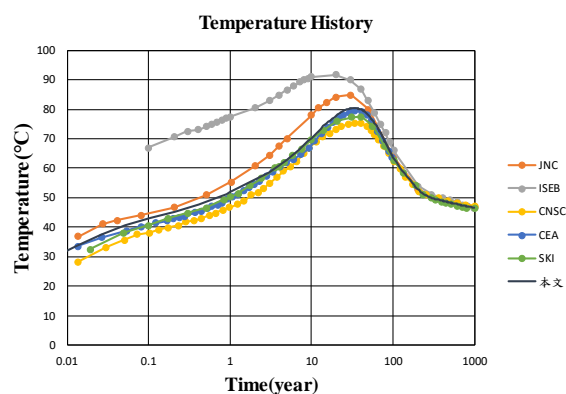


圖 2、本文與文獻各團隊之溫度歷時圖

### 子計畫三：緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立

地下水藉母岩裂隙流進處置孔可能造成緩衝材料沖蝕作用。當地下水入侵後，緩衝材料於處置孔中逐漸飽和並開始回脹，而母岩可能存在裂隙，這使緩衝材料擠入岩石裂隙中，並利用自身極低的水力傳導性，防止地下水在處置孔中形成對流。緩衝材料主要成分為蒙脫石，而蒙脫石在特定環境條件下易於被流動的地下水帶走，造成的質量損失則可能導致緩衝材料密度降低。本計畫設計模擬處置孔及岩石裂隙之沖蝕實驗裝置，從設備頂部進水口供應水，藉由不同流量之水流通過裂隙內部中的試體周圍來模擬地下水流動情況。並透過從裂隙沖蝕而出的膨潤土凝膠來瞭解凝膠的產生和運輸，藉以研究處置孔在不同地下水流量、水化學、岩石裂隙內寬下，對緩衝材料沖蝕行為的影響，主要研究成果如下：

1. 沖蝕發生的關鍵在於地下水之化學環境，如圖 3 所示，地下水離子強度低的情況下，發展完整的擴散雙層將促進蒙脫石的釋放，而相比在離子強度較高的 4.00 mM 環境，去離子水環境的流失量明顯較為顯著，此為影響沖蝕最主要的因素。
2. 膨潤土在地下水環境的離子強度較低時，試體回脹壓力會隨著沖蝕行為的發生而下降。而在膨潤土周圍環境的離子強度達到 4.00 mM 時，則因流失量極低，不會使回脹壓力顯著下降，可穩定維持緩衝材料之障壁功能，如圖 4 所示。
3. 狹小的裂隙將對膨潤土產生很大的束制作用(摩擦力)，這將有效減少膨潤土凝膠的釋出。
4. 寬大的裂隙給予膨潤土束制力不足，間接導致副礦物較難透過架橋形成濾層，故無法有效的限制膨潤土凝膠釋出。
5. 較大的地下水流量將產生更嚴重的沖蝕，此與各國的研究結果一致。
6. 本研究中各因子對沖蝕的影響程度，由高到低排序依次為水化學、裂隙內寬與水流量。

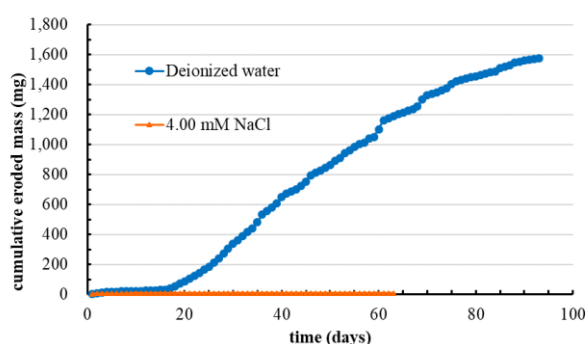


圖 3、不同地下水離子強度之累計流失量

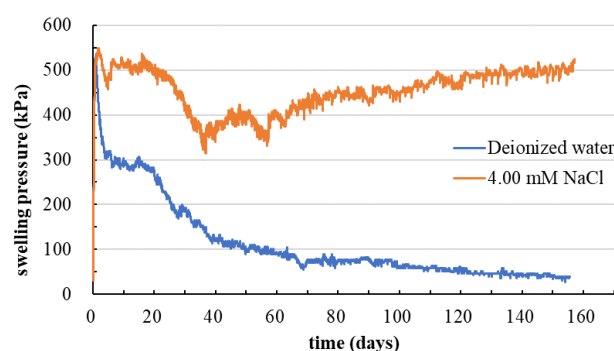


圖 4、不同地下水離子強度之回脹壓力變化

#### 四、展望

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局已於 109 年委託之研究計畫中，針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計及建造章節進行研擬；110 年度則聚焦於最終處置設施「場址之特性描述」與「設施運轉」等章節內容之研擬。透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」章節架構及內容。此外，計畫團隊參酌過去研究瑞典、芬蘭、美國、日本等國的安全分析報告、申照審查計畫或國際同儕審查等報告，以及對於台電公司 SNFD2017 報告的審查經驗納入考量，並透過徵詢主管機關的專業意見指導，以及舉辦專家諮詢座談會議之方式邀請各界專家及台電公司高放計畫

執行團隊成員共同諮詢討論，協助專章架構及條文草案內容之修訂，以整合多方看法與意見，作後續發展之規劃，期能逐步發展完整的安全分析報告導則，供國內主管機關及相關單位參考。

同時，為提升我國高放最終處置計畫之驗證能力及對國內階段成果報告平行驗證技術，本計畫針對台電公司、瑞典 SKB 及國際處置技術之驗證重點，包括針對國內階段成果報告與國際技術研究計畫或案例之處置罐承載分析平行驗證工作、國際合作計畫工作任務之耦合模型平行驗證，以及處置孔緩衝材料沖蝕機制、流失量評估等進行實驗模型與技術建置工作，研提國內最終處置之審查重點及建議事項，藉以持續發展國內平行驗證技術，精進我國用過核子燃料最終處置計畫之研發內容，提升管制機關審查與驗證之技術能力。

## 五、 附件

子項計畫 1 「用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析」期末報告

子項計畫 2 「處置罐承載分析與國際技術研究計畫平行驗證」期末報告

子項計畫 3 「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」期末報告

行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析  
報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析  
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

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：110FCMA001

中華民國 一 一 〇 年 十 二 月

(此頁空白)

行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析  
報告導則場址之特性描述及設施之運轉相關資訊研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

研究期程：中華民國 110 年 2 月至 110 年 12 月

研究經費：新台幣壹佰陸拾肆萬元整

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 110 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

我國用過核子燃料最終處置計畫於 107 年邁入第二階段之「候選場址評選與核定」，同時，行政院國家永續發展委員會 108 年提出「台灣永續發展目標」，亦將推動「高放射性廢棄物最終處置設施」法制作業，列為具體目標之一，可見高放廢棄物最終處置課題受到各方所矚目。110 年度高放最終處置的審查、驗證及管制等工作發展，參酌核能先進國家相關法規、導則、安全要求或最終處置設施安全分析報告之審查案例，掌握安全評估關鍵要項，以持續推動我國高放最終處置設施安全分析報告導則之研擬工作，期能完備我國高放最終處置相關法規。

本年度計畫針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告之場址特性與設施運轉內容需求，研析國際核能組織發布之高放射性廢棄物最終處置有關安全規範或導則，以及主要核能國家對於高放地質處置設施場址特性與設施運轉之相關要求與關鍵技術要項、高放地質處置安全分析報告審查案例等，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之「場址之特性描述」及「設施之運轉」專章，同時提出對於未來國內階段性安全報告審查要項之建議，於協助推動高放射性廢棄物最終處置設施相關法制作業的同時，將足以提升國內高放最終處置相關管制技術與審查能力。

(此頁空白)

# 目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	vii
第一章、前言.....	1
1.1 計畫背景與目標.....	1
1.2 計畫範疇與報告章節配置.....	2
第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析成果.....	4
2.1 地質處置長期安全管制.....	4
2.1.1 倡議的背景及概述.....	5
2.1.2 政策問題與技術規範之間的相互作用.....	8
2.1.3 用以實現長期處置安全的管制決策基本問題.....	10
2.2 放射性廢棄物地質處置管制與指引.....	15
2.2.1 國際管制規範的發展.....	17
2.2.2 放射性廢棄物處理標準.....	20
2.2.3 功能評估的趨勢.....	25
2.2.4 管制審查程序的實施.....	29
2.3 NEA 報告研析之審查要項建議.....	32
第三章、各國地質處置場址特性描述及設施運轉安全要求及資訊報告研析.....	34
3.1 瑞典 SKB 技術報告(TR-08-05).....	34
3.1.1 場址描述工作之運作流程.....	36
3.1.2 目標與策略.....	37
3.1.3 前期模型版本的審查和評估反饋.....	38
3.1.4 工作方法和整合.....	39
3.1.5 用於建模之調查、可用資料及其他條件.....	44
3.1.6 該報告之支援文獻.....	48
3.1.7 結論.....	50

3.2 英國 NDA 通用處置系統技術規範相關要求.....	51
3.2.1 前言.....	51
3.2.2 安全政策.....	52
3.2.3 地質處置設施建造安全.....	56
3.2.4 運送安全.....	57
3.2.5 地質處置設施運轉安全.....	59
3.2.6 環境安全.....	61
3.2.7 環境與社會經濟考量.....	62
3.2.8 保安與實體防護.....	65
3.2.9 保防.....	65
3.3 英國 NDA 建議之場址特徵化所需設計資訊.....	67
3.4 英國 RWM 場址評估公眾諮詢.....	72
3.4.1 前言.....	72
3.4.2 回應要求.....	72
3.4.3 場址評估－因素與考慮事項.....	76
3.4.4 支持政府政策.....	79
3.4.5 比較評估.....	81
3.4.6 監督與審查.....	81
3.5 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序案例報告研析.....	81
3.5.1 計畫緣起.....	81
3.5.2 處置計畫說明.....	84
3.5.3 處置計畫流程步驟.....	92
3.5.4 處置計畫管制審查.....	95
3.6 法國 Cigeo 高放廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要.....	99
3.6.1 前言.....	99
3.6.2 Cigeo 計畫的參考進度.....	100
3.6.3 工業試驗期(試運轉期).....	103
3.6.4 由可逆性提供的計畫管理選擇.....	107
3.7 德國 BMU 高放處置安全法規摘要.....	109
3.7.1 德國高放射性廢棄物最終處置現況.....	109

3.7.2 德國 BMU 高放處置安全法規摘要 .....	110
3.8 國際高放處置報告之審查要項研析及建議.....	118
3.8.1 瑞典 SKB 技術報告(TR-08-05)要項建議 .....	118
3.8.2 英國 NDA 通用處置系統技術規範法令規定研析要項建議.....	119
3.8.3 英國 NDA 建議之場址特徵化所需設計資訊報告要項建議.....	121
3.8.4 英國 RWM 場址評估公眾諮詢報告要項建議.....	122
3.8.5 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序案例報告要項建議 .....	123
3.8.6 法國 Cigeo 高放最終處置場運轉總體計畫報告要項建議 .....	125
3.8.7 德國 BMU 高放處置安全法規要項建議 .....	127
第四章、場址之特性描述及設施運轉專章(草案)研擬.....	129
4.1 專章架構研擬.....	129
4.2 專章(草案)研擬審查要項.....	131
4.3 場址之特性描述與設施運轉專章條文內容初擬.....	134
第五章、結論與建議.....	143
5.1 成果與結論.....	143
5.2 建議.....	144
參考文獻.....	146

## 圖目錄

圖 3-1 Forsmark 和 Laxemar 兩處場址的位置圖.....	35
圖 3-2 場址建模提供資料或利用場址描述的技術活動之間的資訊交換.....	37
圖 3-3 場址調查工作至場址描述工作之示意圖。.....	40
圖 3-4 動畫顯示瞭如何將水文循環建模分為基於地表系統和基於母岩系統.....	41
圖 3-5 在建模階段 2.2 和 2.3 期間生成的有關不同級別的 SDM-Site 主報告 和背景報告.....	50
圖 3-6 場址調查資訊與設計資訊需求之迭代作業過程[5].....	68
圖 3-7 RWMD 之場址特徵化調查計畫架構[5].....	69
圖 3-8 選址程序概述.....	73
圖 3-9 選址程序及場址評估.....	74
圖 3-10 選址過程中之資訊收集.....	80
圖 3-11 加拿大深地質處置場地地面設施、坑道及處置設施概念示意圖.....	85
圖 3-12 加拿大生產核子燃料之位置圖.....	86
圖 4-1 場址特性描述審查要項相關之重點建議.....	131

## 表目錄

表 1-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構*	3
表 2-1 管制原則與標準的演變 <sup>1</sup>	10
表 3-1 場址描述建模及其任務/目標所涉及的特定科學領域的網絡。	42
表 3-2 設計資訊要求分類與特定設計資訊要求一覽表	69
表 3-3 「識別並了解地表、表層沉積物和地質構造中的危害」分類之相關要求 .....	71
表 3-4 選址因素	77
表 3-5 選址因素的評估考量—安全	77
表 3-6 選址因素的評估考量—社區	78
表 3-7 選址因素的評估考量—環境	78
表 3-8 選址因素的評估考量—工程可行性	78
表 3-9 選址因素的評估考量—運輸	79
表 3-10 選址因素的評估考量—成本	79
表 3-11 處置計畫流程步驟概述表	92
表 4-1 「場址之特性描述」與「設施之運轉」專章之初步章節架構	129
表 4-2 安全分析報告導則「場址之特性描述」專章審查要項	132
表 4-3 安全分析報告導則「設施之運轉」專章審查要項	133
表 4-4 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述與設 施之運轉專章(草案)條文及說明	135

(此頁空白)



# 第一章、前言

## 1.1 計畫背景與目標

台電公司於 107 年提報之「用過核子燃料最終處置計畫書(2018 年修訂版)」(以下簡稱高放處置計畫)，業經原能會於 109 年同意核備，成為我國用過核子燃料最終處置各階段執行方向及技術發展之依據。依高放處置計畫之五階段規劃，2018 年起進入第二階段「候選場址評選與核定」，主要目標為建立候選場址功能/安全評估技術，並完成候選場址調查區域的調查與評估，且建議優先詳細調查之場址。原能會放射性物料管理局為強化管制技術以執行安全分析報告及各項研究成果審查工作，需對高放最終處置之管制要項及技術發展重點，持續推動相關研發工作，以強化我國管制技術與審查能力。

另一方面，行政院國家永續發展委員會參考聯合國於西元 2015 年通過之 2030 永續發展議程及所提 17 項全球邁向永續發展目標(Sustainable Development Goals, SDGs)，綜合國際趨勢、國內需求、專家建議與公民意見，於 108 年 7 月提出「臺灣永續發展目標」，確認我國 18 項核心目標。其中，第 18 項核心目標訂為「2025 年達成非核家園」，而項下之具體目標 18.3 為「推動『高放射性廢棄物最終處置設施』法制作業，協助核能電廠完成除役」，可見高放最終處置設施相關法規的制定受到國家決策機關的重視，因此研擬高放最終處置設施安全分析報告導則的工作，亦須積極推動，朝向我國永續發展的目標邁進。

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，物管局已於 109 年委託之研究計畫中，針對用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節進行研擬；110 年度則聚焦於最終處置設施「場址之特性描述」與「設施運轉」等章節內容之研擬。透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，且以場址之特性描述及設施運轉部分之章節內容為主，持續研提安全分析報告導則內容，逐步發展完整的安全分析報告導則。

## 1.2 計畫範疇與報告章節配置

本子項計畫於 110 年度主要執行之工作項目內容包括以下四項：

1. 國際高放處置設施安全分析報告導則資訊蒐集；
2. 國際高放處置場址之特性描述及設施之運轉審查要項研析；
3. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告場址之特性描述及設施之運轉章節架構與審查要項建議；
4. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)場址之特性描述及設施之運轉等章節研擬。

針對此四項工作，本計畫可畫分為二個部分。第一部分為對應第 1、第 2 工作項目之內容，係針對國際高放射性廢棄物最終處置相關文獻進行研析，並提出審查要項及建議，以供我國最終處置安全分析報告導則內容研擬之參考依據。本研究研析的國際文獻可分為二類，其中一類為國際組織所發表有關地質處置之安全規則、導則、溝通文件、及技術報告等，安排於本報告第二章；另一類則為各國高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等，將擇要研析之內容及審查要項建議安排於本報告第三章。其中，國際組織所發表之報告中，選擇經濟合作暨發展組織(Organization for Economic Cooperation and Development, OECD)所屬核能總署(Nuclear Energy Agency, NEA)對放射性廢棄物地質處置長期安全管理與相關導則所發表的二本報告，分別為 NEA 6182[1]及 NEA 6405[2]號文件，進行研析與整理；而各國高放最終處置計畫相關的文獻研析方面，則包括以下文件：

- 瑞典 SKB TR-08-05 Forsmark 場址描述技術報告[3]摘要；
- 英國 NDA 通用處置系統技術規範 (NDA/RWMD/044)[4]摘要；
- 英國 NDA 場址特徵化所需設計資訊 (Technical Note-19656068)[5]；
- 英國 RWM 場址評估公眾諮詢 (Version E1)[6]；
- 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序報告[7]摘要；
- 法國 Cigeo 高放射性廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要[8]；
- 德國 BMU 高放處置安全法規[9]摘要與內容中文化(列於本報告附錄 1)。

本計畫主要工作的第二部分則對應第 3、第 4 工作項目之內容，為研擬我國高放最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」等兩專

章章節架構，以及兩專章內容(草案)之研擬，以延續109年計畫[10]的成果，表1-1所示為109年計畫所提出之高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構。前期計畫於109年已完成「設施之設計」與「設施之建造」兩專章內容草案，本年度針對「場址之特性描述」與「設施之運轉」兩專章，繼續進行草案內容之研擬，並將專章之架構安排、審查要項建議及章節內容研擬等，安排於本報告第四章中呈現。

表 1-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構\*

第一章、綜合概述
第二章、場址之特性描述 (110 年進行草案研擬)
第三章、設施之設計基準 (109 年已完成內容草案)
第四章、設施之建造 (109 年已完成內容草案)
第五章、設施之運轉 (110 年進行草案研擬)
第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫
第七章、設施之安全評估
第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫
第九章、品質保證計畫
第十章、消防防護計畫
第十一章、封閉及監管規劃
第十二章、保安計畫及料帳管理計畫
第十三章、保防計畫

\*資料來源：(黃偉慶等，2020) [10]

## 第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析成果

本章針對經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表的 6182 號 [1]及 6405 號[2]文件，分別為「地質處置長期安全管制」(Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal)，及「放射性廢棄物地質處置管制與指引」(Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste)等兩份報告進行研析，並將研析之成果彙整加以說明，提供我國研擬放射性廢棄物地質處置相關法規時之參考。

### 2.1 地質處置長期安全管制

NEA 於 2007 年發表的 6182 號文件，報告中總結了長期安全標準(Long-Term Safety Criteria, LTSC)倡議截至 2006 年底的工作，目的是幫助促進與放射性廢棄物處置長期管制標準有關的目標和問題達成共識。這本報告也希望能針對管制標準促進更清晰的溝通和公眾的認知，並為正在制定或精進這些標準的國家計畫提供重要而有用的指導。

長期安全標準(LTSC)倡議是由核能總署放射性廢棄物管理委員會(Radioactive Waste Management Committee, RWMC)的管制者論壇於 2004 年發起的，目的是調查成員國用於管制長半化期、高放射性廢棄物處置的標準。這項工作是通過一系列工作小組會議、RWMC 會議上的專題會議、和 2006 年 11 月在巴黎舉行的工作坊進行的。在這些會議上，與會者、講者和作者們討論了與制定長期標準和決定相關符合法規方面的廣泛問題。NEA 的其他委員會 - 特別是核能管制活動委員會(Committee on Nuclear Regulatory Activities, CNRA)、輻射防護和公共衛生委員會(Committee on Radiation Protection and Public Health, CRPPH)以及核法律委員會(Nuclear Law Committee, NLC) - 也都有機會在這項工作期間提出意見。該倡議的範圍並不包括試圖調和不同的管制標準，而是基於必須了解這些差異的起源和基礎的前提。

RWMC 管制者論壇認為，雖然各國不同的管制標準沒有必要加以統一，但重要的是必須了解各國管制標準的起源和依據。長期安全標準倡議下開展的工作，

其目的即在促進這種理解。在國際原子能總署(International Atomic Energy Agency, IAEA) 聯合公約審查會議和其他場合形成這樣的共同理解，將使管制辦法的比較更有意義和實用；導引到共同理解的討論可有助於對管制標準更清晰的溝通和公眾的認知，並可為正在發展或精進這些標準的國家計劃提供重要的指導。

NEA 這份文件提供了關於 LTSC 倡議所發現問題的背景資料，並納入了 2006 年底舉行的最後工作坊的討論情況。因此，這份文件是關於 LTSC 倡議的現狀報告，不僅包括最初小組的發現，而且還納入了來自 RWMC 成員與外部審查人員的評論、對文獻的回顧、以及專題會議和 2006 年底研討會上的廣泛討論。希望這本報告既能作為進一步討論的起點，同時能作為到目前為止進展狀況的基準點。

## 2.1.1 倡議的背景及概述

### 1. 地質處置

在國際上，對某些長半化期放射性廢棄物（如用過核子燃料和及高放射性廢棄物）進行地下處置是迄今為止對未來社會的長期防護具有信心而最被廣為接受的方法。從國家級立法機構到州、省和地方，透過個人、同儕審查的文獻及科研機構（如美國國家科學院、法國國家評估委員會、英國放射性廢棄物管理委員會和瑞典核能廢棄物國家委員會）等都對處置概念及其安全和道德考慮進行了辯論，這說明達成處置方案的普遍共識，需透過廣泛的社會程序。

地下處置概念依賴工程障壁和地質環境的能力，以確保用過核子燃料和高放射性廢棄物在危害最大的時間內與人類隔離。此一概念認為相對於廢棄物的總存量以及絕對數量來說，任何釋出都是很小的；而且這些甚小比例的釋出其移動非常緩慢，對公眾健康和安全的影響可以忽略。

因此，將這些廢棄物置於地下深層並與適當地質環境相匹配的健全工程系統中，被認為將可以為當今和未來世代提供適當的防護[11]。

### 2. 定義管制標準

地質處置概念的實施需要國家層級的策略，使決策者能夠對最終達成的長期防護水準發展出足夠信心的方法。

有些國家已經建立了管制標準，一些尚未建立管制標準的國家正在討論建構長期處置安全性的適當管制測試與合適時間框架的判斷依據。國家策略是基於每

個國家各自的文化、價值體系和優先順序而制定，每個國家的政府和立法機構都會制定管制系統，以確定各個國家策略的要素，包括有關適當地質環境及合適工程系統的指導原則。不言而喻的是，即便是與長期地質歷史有關聯的物理證據，也不能單獨為任何處置系統在未來數十萬年內隔離廢棄物的能力提供明確的答案；儘管如此，管制機構仍必須根據現有的資訊作出長遠的決策。因此，各國管制計畫都試圖採用符合有關文化、價值觀和公民期望一致的防護標準及安全方法，尋求對處置場性能的合理測試。

### 3. NEA 對管制標準與長期間的倡議

1997 年，在西班牙 Cordoba 舉辦了一次關於「放射性廢棄物處置長期安全管理」的國際工作坊，該工作坊由 NEA 的三個委員會主辦 (CNRA、CRPPH 和 RWMC)，並由西班牙 CSN (Nuclear Safety Council) 和 ENRESA (Spanish National Company for Radioactive Waste) 聯合主辦。本次工作坊的兩場主要會議分別討論了「安全證案的提出」和「安全證案的評斷：符合要求 (compliance requirements)」。工作坊的結論歸納為以下幾個標題：

- 標準的制定和澄清；
- 功能評估議題；
- 管制程序。

這些結論包括需要就基本劑量/風險目標、限值和指標，以及安全性評估和法規範疇的風險含義提供更明確的指導。這些結論還提到了多線推理和多因素方法的參考，以及需要就環境保護的方法提供指導。並且還提到了如：長時間尺度功能評估背景下建立信心，發展逐步漸進達成管制的方法，以及在執行者、管制者、決策者和公眾之間的結構化聯繫介面等其他問題。總結論已由合適的 NEA 委員會加以考慮，並將其納入 NEA 的工作計畫中。

### 4. 長期安全標準倡議

當放射性廢棄物管理委員會 (RWMC) 的管制者論壇於 1999 年成立時，其首要任務之一是審查成員國對放射性廢棄物管理的管制安排。這項工作的結果是對成員國的管制架構進行了比較研究 [13]，這項比較研究的工作之一是審查處置長半化期廢棄物的長期放射性防護標準，並檢視各國標準間的一致性。

經過初步比較，發現各國不同的標準及做法差異範圍甚大，於是就長期安全標準採取了一項倡議，並成立了專門小組以便詳細地研究這個問題。該小組包括來自RWMC利害相關者信心論壇和安全證案整合小組(Integration Group on the Safety Case, IGSC)以及管制者論壇的代表。此一倡議的目的是提供一個論壇用以討論並研究各成員國所使用的標準，目標是了解這些標準的制定及其所代表之原則的相似與差異的基礎，其目的並不是為了促成各國標準的統一，各國標準有所不同是可預期的，這反映了各國計畫間文化、價值觀與技術上的差異。

儘管長期安全管制標準通常涉及與安全和防護相關的多個面向，但該小組的工作重點最初是輻射劑量和輻射風險標準，因為這些標準多已量化且經過比較。該小組發現各標準之間存在顯著的數值差異，範圍大約在兩個數量級。數值標準不僅在數值大小上有差異，且在預期適用的時間框架也有所不同。由於所有國家使用的標準都遠低於可以直接或統計上觀察到輻射曝露所實際影響的水準，因此管制標準的這種差異性並不能轉化為輻射影響程度上具有意義的差異。從輻射安全的角度來看，並未顯示各成員國的現有標準有任何不足之處，也沒有理由質疑「RWMC 1995集體意見」關於地質處置的結論[11]。反而，這些差異似乎反映了數值標準應用方式的不同，對要求安全信心水準期望的不同，對建立與解釋安全相關目標、標準和安全餘裕問題上存在文化態度的不同，以及在長遠未來論證合規方法的不同。

LTSC小組發現，不僅各國的輻射防護標準和證明合規的方法不盡相同，且制定標準的依據似乎也有所差異。事實上，這些差異甚至可能反映了安全和防護基本概念的不同。不同國家的長期管制標準是基於以下的不同：

- (1) 風險等級的可接受性；
- (2) 與現行做法所使用輻射防護數值標準的比較；
- (3) 與現有自然輻射值的比較；
- (4) 上述的組合。

管制標準基礎上的差異所引致的結論是，有意義的比較其適當基礎並非只是數值標準本身，還包括決定「什麼是現在與未來可接受的後果等級」的哲學基礎。我們可以合理地預期這種哲學思維在各個國家與文化間有所不同；因此應該預期到基於不同的方法與原則下的管制標準必然也會不同，而所觀察到的差異還受到

各種評估安全性的方法及情節的影響。

## 5. 管制標準的持續演變

曾經放射性廢棄物的處置被視為一種相對短暫並由當代人完成的行動，其目標僅是提供一個能夠安全容納的設施，而無需後代子孫採取任何進一步的行動或干預。然而，越來越多的人們將處置計畫的實施視為一個逐步推展的（且在某些國家是可逆的）過程，需要花費數十年或幾代人的時間。這種改變中的觀點不僅涉及到保護後代的概念，而且還包含了他們參與此過程的假設，以及保留他們行使選擇權的能力的必要性。該方法複雜性的逐步轉變也對用於判斷處置計畫可接受性的管制標準產生了影響，這亦反映在國際導則中關於該主題的演變（見表2-1）。這種演變也是各國標準間存在差異背後的因素之一。

### 2.1.2 政策問題與技術規範之間的相互作用

#### 1. 定義管制者

處置設施的技術規章是決定該設施建造與否的面向之一[13]，這也取決於放射性廢棄物處置策略的決策，這些決策本身是在更廣泛的能源政策中做出的決定。此外，執行各種管制功能（包括制定標準、發放許可證、核查管制標準及發照條件符合規定）的機構本身即置身於更廣泛的體制（政府和社會）架構中，因而可能涉及多個層級的政府，以及多個機構和體制。由於各個國家的決策情境和體制背景各不相同，因此要在不同國家以相同方式的認可和理解，來定義管制者的角色相當困難。LTSC倡議的目標是更加理解程序與體制框架，從而使比較能更具成效。然而，為了做到這一點，有必要嘗試採用一種共同模式作為基礎，即便這種模式在許多方面可能與各國現有體制和程序背景不同。

上位的政策決定，例如是否採用核能為電力來源，或者是否採取處置、還是延長貯存放射性廢棄物的策略，所做的決策層級都高於技術管制機構，而且是這些上位政策的決定定義了法規在其中運行的框架。

關於可接受的風險水準或安全程度如何的決定，有時也是在比技術管制更高的機構層級中運作。例如，有關放射性物料進出口，或清除、釋出等事項，通常不僅以輻射防護技術原則為基礎，而且還十分重視社會偏好(societal preferences)。因此，我們可以認為，詳細闡述當代人對後代的基本義務是一項更高層級的政策



決定，它設定了定義保護管制標準時所須達到的目標。

然而，此項工作中角色和責任的界定往往是複雜的，例如，管制機構本身可能就是國家智庫在輻射防護專業方面的主要團體之一，並可能在作決定方面發揮主導作用，至少在事實上是這樣。管制者甚至還可能是政府在廢棄物管理策略等更高層級事務上的技術專家或顧問。

影響管制標準選擇的因素(包括輻射防護標準)，有時遠超出了管制功能所定義的範圍[14]，造成在LTSC倡議期間出現的諸多問題被導引到普遍認為不屬於技術管制機構責任的領域。因此，這些討論需由具有外部專業知識的人士取得資訊，而對於討論範圍的限制並沒有明確的定義。然而，對管制功能廣義而具包容性的定義，比狹義的定義更有助於目前的工作，因為狹義的定義會使關鍵問題得不到解決。因此，「管制者」一詞的含義是非常廣泛的，以便在政策和技術管制層面，納入選擇管制標準決策的關鍵問題。

## 2. 管制標準的選擇及其演變

隨著時間的推移，可以從這些要求的發展中看出廣泛的政策問題與技術安全要求之間的相互作用。從處置的長期標準角度來看，最引人注意的方面是這些要求所依據的國際原則和標準隨時間的逐步演變(如表2-1)。這些原則和標準包括引入了環境保護、社會和經濟因素的考慮，以及合理保證的概念，可適用的道德原則在表達方式上也發生了變化，從防止未來負擔到世代公平，再到可持續性發展和知識管理與傳遞的語言。

考慮各國放射性廢棄物長期管理標準之間存在差異的根本原因時，LTSC小組的調查引致了對以下事項的討論：

- 管制機構的角色；
- 安全和保護的意義；
- 建立決策信心；
- 道德考慮。

在倫理學和社會科學專家參與討論後，工作小組的結論是，可能針對共同理解各種面向的詳細闡釋是一個懸而未決的問題，包括當代人對後代在長半化期(放射性)廢棄物方面的義務。一旦理解了這些義務，重點便是必須釐清哪些是當代人能夠履行，而哪些必須轉移給後代。在了解如何解釋這些道德義務的基礎上，

我們就可以對執行這些原則的基本目標達成共識，進而將使我們更進一步理解長期保護技術要求的異同之處，包括對某些技術標準採用截止時間的問題、使用隨時間尺度而變化的標準、以及劑量和風險標準相較之下對於其他標準的重要性，這些標準有的基於處置場圍阻廢棄物的性能表現，或是基於直接與設計相關之要求，包括和使用最佳可行技術(Best available techniques, BAT) 有關的要求。

表 2-1 管制原則與標準的演變<sup>1</sup>

IAEA 安全系列 99 (1989)[65]	安全基礎 111-F (1995)[66]	聯合公約 (1997)[53]	IAEA WS-R-4 (2006)[24]
對未來世代的責任：基於負擔最小化、安全保證、安全獨立於制度化管控。  輻射標準：劑量和風險上限。	對後代的保護：無過度的負擔和世代公平（原則 4 和 5）。  除人類安全外，對環境的保護。	保護後代子孫：確保有效措施以保護個人、社會和環境，並以可持續性原則表示。  標準：以世代公平為基礎，避免強加「合理可預見的影响」之行動，以及過度的負擔。	最佳化封閉後的保護，考慮社會和經濟因素，並提供合理保證，使劑量或風險水準不會超過設計限制。  標準：基於世代公平。  認識到對於長遠未來的劑量只能進行估計；在很長時間尺度下不確定性可能主導，且長時間使用管制標準時必需謹慎。
IAEA 在最新的「安全基礎」SF-1 (2006) 重申保護原則如下：「保護現在和未來的人類與環境免受輻射之風險」。關於放射性廢棄物，維持避免給後代子孫造成過度負擔之原則，並提出「為長期管理尋求和採用安全、可行，及環境上可接受的解決辦法的義務」。			

註 1：本表以 IAEA 導則為主，類似演變可在國際輻射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)導則中觀察到。

### 2.1.3 用以實現長期處置安全的管制決策基本問題

#### 1. 對後代的義務：道德、技術及實際的考慮

現在與不久的將來，就長半化期(放射性)廢棄物管理問題所作出的決定，將會影響未來幾代人可能面臨的風險。因此，保護層級的要求與目標，及其與時間的變化，具有道德層面上的問題，而這一道德層面則反映在參考文獻[15-17]中所述的基本目標。

一些國際文件中[12,15,17]可以找到更多關於制定輻射防護處置標準的具體建議。一般而言，這些文獻建議應採用與現行輻射防護做法所適用的相同標準。然而，文獻也認識到這些標準只是當前的做法，並不能適用於長遠的未來，故仍需要謹慎從事。

- IAEA 的安全要求文件[12]指出，「我們認識到，未來對於個人輻射劑量只能進行估計，而與這些估計有關的不確定性，在更遠的未來將會增加，而當不確定性變得如此之大，導致該標準可能不再作為決策的合理基礎時，再使用該標準更需謹慎作業。」
- ICRP-81[17]第 86 段對此作了闡述：「證明符合放射性標準並不僅是簡單地將計算出的劑量或風險與限制條件進行直接比較，而是需要一定的彈性空間來做判斷。既不能因為估計違反了某項限制就必然拒絕，也不能僅憑數值上的合規便不得不接受廢棄物處置系統。劑量或風險限制應在未來時期愈被視為參考值，並在判斷合規性時，應讓其他論點得到適當的承認。」

上述這兩份文件在制定、解釋與應用長久時間使用的輻射標準方面允許有一定的彈性空間，導致各國的管制標準存在明顯的差異。應當指出的是，輻射防護和其他標準的基本目標不是絕對防止危害，而是將危害的可能性降低到可接受的水準，這符合「聯合公約」中的措辭，也與IAEA和ICRP文件中的建議一致，即謹慎作業且使用判斷。

管制要求亦必須可行，即必須能夠決定和證明這些要求是否被滿足，這些決定應當透明，以取信和滿足社會的期望。我們必須明確區分我們對未來世代的義務，可表述為不造成傷害等基本目標，以及我們保證實現這些義務的能力，特別是當後者是通過評估對假定在遙遠未來發生的事件與程序所產出的計算結果予以衡量。

鑑於這些考慮因素，尋求制定規範的人必須找到可行的方式，藉以在遙遠的

將來用於合理保證合規的標準，而這通常是以現今的標準或其他參考數值作為目標或指標來做的。在劑量與風險方面，這些參考數值往往被當作指標，用以對依程式化未來情節計算的結果進行衡量，在其他一些績效指標方面也是如此，例如計算處置場長期將廢棄物與環境隔離的成效。除了這些未來績效指標外，另一類要求則與當今的設計要求直接相關（其中包括使用「最佳可行技術」或稱 BAT，如歐盟委員會 1996 年的綜合污染預防與控制指令中所述）[18]。所有這些都代表了建立標準的不同方式，以用於今日的決策，並且將造就未來可接受的保護水準。

一個相關的問題是，管制計畫如何確保保護措施不因未來世代不預期的入侵而遭受破壞。在可行的範圍內應採取措施，以確保有關於地下處置場場址及危害的知識得以留存，使後代的人們能夠獲得足夠的資訊，以保護自己及其後代免受無意或有意闖入的後果。例如，利益相關者信心論壇正在探討如何透過地方社區世代相傳的個人責任與承諾來維持管制。雖然這種文化性的方法無法提供可證明及以技術為基礎的保證，但它們可以在我們如今所考慮的技術措施之外提供額外的防禦[19]。這些文化性的方法在決策程序中扮演的角色，各國皆有所不同。

## 2. 用於極長時間框架下的標準

有幾個時間框架是與制定處置計畫的標準有關，這些時間框架的範圍，包括從與社會化相關時間框架的幾代人或幾百年，到與大規模地質（如構造）變化相關的更長時間框架，而被認為有意義並切題的安全評估所考慮的時間框架，一般介於這兩個極端之間。對於已經制定這種標準的國家型計畫通常認為能夠作出保守而合理的假設，將已經適用於現代活動的輻射限值使用範圍延伸到數千年。更大的挑戰在於為非常長的時間框架制定標準，例如延伸到一百萬年甚至更久，則安全分析必須考慮到高度的不確定性，且對後代的需求和影響的理解也越趨推測性。在安全證案中需要說明處置場及其環境的預測能力的限制。關於長期安全的論證很可能需要考慮道德原則，因為針對長期安全所建立的標準，一方面必須與我們對遙遠的未來建立環境保護水準的責任有關，另一方面則與我們勇於面對這一任務的能力有關。

國家型計畫與國際上已經討論和考慮幾種在使用長期安全標準時進行判斷的方法，例如：

- (1) 將輻射防護原則的適用範圍限制在可以合理準確預測輻射影響的時間

尺度內；

- (2) 將「後代」解釋為僅指有限的幾代人，以符合許多國家目前對非放射性有害廢棄物的做法一致；
- (3) 不同時間尺度下，對影響程度的可接受性作出的解釋亦不相同，無論是基於道德上的理由[20-22]，或是技術性的理由(例如，建模假設的不確定性隨時間而增加)；
- (4) 一般來說，管制要求也反映了輻射安全之外的其他社會與技術目標(例如，ICRP-81 建議除了輻射標準外，還需應用技術和管理原則)，允許在不同時間尺度下改變各類標準的相對權重或應用；
- (5) 允許符合標準的保證程度能夠隨時間變化。

不同的成員國採用了上述選項的各種組合。這些不同的方法代表面對極長時間尺度時所採取的不同嘗試，而這些嘗試源自於各國的不同理念與假設。雖然並非以跨國界的一致化為目標，但目前的差異性如果沒有適當加以解釋，則可能難以為利益相關者所接受。與選擇數值標準的同樣重要的是選擇如何證明這些標準的合規。很明顯的例子是，使用一個「硬性」限制作為標準，與作為「軟性」目標之間，有所差別。或許同樣重要的是對以下相互衝突的目標給予的相對重視：

- (1) 盡可能準確地反映導致其安全評估計算結果的事件和過程(例如「以設計為中心」的方法)。
- (2) 以盡可能高的信心水準保證因處置場的存在而導致對人類的實際曝露不會超過計算值(例如「邊界」法)。此外，在進行後果評估時，必須對參數和模型的選擇作出廣泛的判斷。

而不確定性的來源包括：作為計算情節一部分的假設條件之差異、與工程系統描述的完整性有關之不確定性、與母岩行為有關的參數變化、與所使用計算模型有關的不確定性；以及與模型參數選擇有關的不確定性。管理這些不確定因素的不同方法會對計算結果產生重大影響，這些方法很少被完全量化，而通常它們被認為是屬於專業判斷的範疇。各國方法之間的這種差異可能很大，反映了各國對於風險、「安全因素」，及所要求安全保證程度的不同態度。

除了劑量數值和風險標準外，大部分的管制機構還考慮到許多其他因素(補充指標)。這些因素可能包括與處置場包封和隔離廢棄物能力有關的性能指標，

例如母岩內的計算核種濃度與核種通率，還可能包括與建議場址地質特徵及設計工程特性有關的標準。為其中許多指標尋找和同意一個參考值是在比較這些指標時的一項實際問題，特別是考慮到不同國家可能面對的各種地質環境時。

最佳化(optimization)是評估補充指標的有用方式，把重點放在劑量和風險指標上，可能會使人認為最佳化是對計算出的劑量和風險數值起作用，但事實上最佳化可適用於其他參數，如用於計算的輸出（績效度量），或直接應用於設計參數。與後者應用有關的是使用最佳可行技術(BAT)的要求，其中包括技術和設施的設計、建造、運轉、維護和除役的方式[18]。相對於直接計算劑量和風險而言，最佳化及最佳可行技術的重要性會隨著所考量的時間尺度而變化。而如何處理這些領域不可避免的定性判斷，如何權衡這些與定量劑量和風險計算相關的方法，以及如何將最佳化和最佳可行技術的論點作為安全證案的一部分，這些問題仍有待解決。

這些方法的根本是數個基本的道德問題，這些問題涉及諸如「我們對後代的義務」、「我們在久遠的時間裡履行這些義務的不同能力」，以及介於「保護其他世代的安全」和「允許他們靈活地採取所需行動」之間的平衡。同樣地，在基本層面上，處置場的設計不僅涉及風險的限制，也包括風險在空間與時間上的重新分配。這引起了公平性的問題，其中包括平衡在封閉前參與建造、運轉和維護處置場的工作人員所面臨的實際（常規及輻射性）風險，與後代所面臨的假設風險或保留他們做出選擇的能力，這表現在逐步發展和可逆性(reversibility)的要求上。在這些問題上沒有非黑即白的簡單答案，但對這些問題的討論可能會協助解釋我們用以作出決策的標準，以及各計畫和國家之間存在差異的原因。

無論其起源或基本假設如何，為了證明基本安全目標的達成，而制定與使用數值標準的方式所造成的差異，使得對不同的國家做法的比較相當困難，因此希望藉由對本文件中提出的問題做進一步討論，將有助於比較並形成共識。

## 2.2 放射性廢棄物地質處置管制與指引

NEA 6405 號報告於 2010 年發表，為所屬放射性廢棄物管理委員會(RWMC) 下的管制者論壇(Regulators' Forum)針對放射性廢棄物地質處置領域，回顧 2010 年以前十年的文獻與倡議，所提出的綜整性報告。NEA 放射性廢棄物管理委員會(RWMC)的管制者論壇(RF)是一個已受公認且由放射性廢棄物管理與核設施除役的高階管制者所組成的論壇。管制者論壇成立於 1998 年，目前的代表匯集了來自 17 個 OECD 成員國的管制機構。該論壇為其成員提供了得以進行公開討論和學習各國管制經驗與良好做法的機會，以期精進此一領域的管制體系。透過工作坊，論壇還為管制者、執行者、研發專家、政策制定者和社會學家之間提供了有效互動和對話的機會，使所有人受益。

自成立以來，管制者論壇一直在研究管制體系的本質，以及如何履行在放射性廢棄物管理方面的管制功能。管制者論壇對安全標準特別關心，包括廢棄物可再取出性、地質處置場的最佳化和長期監測、以及除役相關的新興管制做法等管制面向。就管制和社會領域方面，管制機構對於當前及未來世代在責任相關的道德問題上，以及社會對其職責的期望，管制者論壇認識到了了解最新情況的重要性。

1997 年 1 月，NEA[23]的「放射性廢棄物處置的長期安全管制」(Cordoba 研討會)為放射性廢棄物地質處置領域的管制問題提供了一個重要參考點。這些問題包括國家和國際層級的管制架構、對證明符合法規的理解，以及適當管制程序達成的方法。過去的幾年裡，國際上與各國間已有了許多的發展。2009 年 1 月在東京舉辦了一次後續研討會，來盤點國際上的發展。本文的草案被用於東京的研討會，它以簡明的方式概述了國家與國際層級的管制與指引的發展、對發展管制議題的建議與共同看法所提出的國際與多國倡議、並對過去十年一些安全研究的管制審查經驗進行概述。本文回顧了這些倡議和問題在過去十年中的演化發展，並著重在 Cordoba 研討會所涉及的主要領域，特別是：

- 放射性廢棄物處理標準；
- 功能評估的趨勢；
- 管制程序的實施。

關於國際層級的管制發展，將特別討論「安全要求 WS-R-4《放射性廢棄物地質處置》」(2006 年發布，由 IAEA 和 NEA 共同發起[24])。NEA 成員國 2010 年之

前十年中所發展或修訂有關深地層處置設施長期安全的國家規範和導則，包括：CNSC導則(加拿大[25])、STUK導則(芬蘭[26])、SKI和SSI規範(瑞典[27-29])，以及NRC的一般和特定場址(雅卡山)規範(美國[30,31])。此外，目前許多規範正在制定，如斯洛伐克共和國和瑞士[32]；最近制定或修訂的規範，包括瑞士的G03/d導則[55]、1991年法國「基本安全規則」RFS III.2.f[33]導則[58]、英國的授權要求導則草案[57]，和2008年美國環保署針對雅卡山的40 CFR 197規則[59]；或者正在修訂，如1983年德國BMU安全標準[34]。

在眾多用於發展建議及凝聚共同觀點和意見的國際計畫與倡議中，國際輻射防護委員會(ICRP)的工作是最具影響力的項目之一。其中，針對放射性廢棄物處置的ICRP 81號刊物[17]經常被引用於管制工作中；後來發布的ICRP 103號刊物[60]，從更廣泛的角度說明了許多近期的發展，且在關於處置方面的問題明確引用了ICRP 81號刊物。許多與放射性廢棄物處置場長期安全相關的規範與導則問題已經在許多NEA計畫和倡議中處理，重要的例子包括：闡述處置場發展基礎的安全證案概念，包括相關的管制活動[37,38]；處理時間尺度問題的工作，包括如合規性的時間框架(compliance timeframes)管制議題[39,40]；分析標準與合規性的問題[41]；以及在更廣泛的社會背景下探討管制者與管制活動的角色[42]。最近，一些歐洲安全管理機構和技術支援組織執行了一項先導研究，認為管制要求的訂定與處置計畫所處的發展階段及相關安全證案有關[43,44]。

於此同時，許多安全評估報告和安全證案也已經發展完成。全球各地的主要研究包括：2001年比利時的SAFIR 2報告[45]、2004年OPG(Ontario Power Generation)的第三次案例研究(加拿大)[46]、芬蘭的安全報告TILA-99[47]及2008年安全證案計畫[56]、法國ANDRA產出的「Dossier 2005」[48]、日本H17報告[49]、瑞典SKB在2006年發布的「SR-Can」評估[50]、瑞士Nagra在2002年提交的「Opalinus Clay」安全報告[51]、Bechtel SAIC公司於2001年為美國能源部(Department of Energy, DOE)製作的雅卡山總體系統功能評估[36]、美國能源部2004年對WIPP(Waste Isolation Pilot Plant)的合規性重新認證申請[52]、以及美國能源部於2008年6月提交給美國核能管理委員會(Nuclear Regulatory Commission, NRC)的雅卡山高放射性廢棄物地質處置場申照許可安全分析報告[74]。



## 2.2.1 國際管制規範的發展

地質處置的發展過程與 ICRP 的建議、IAEA 的安全標準和 NEA 的廣泛出版物等在發展上是同步進行的。NEA 在許多討論、問卷調查、工作坊和總結聲明中闡明了關鍵問題和解決問題的綜合方法，從而在國際與國家層面上的協調化方面做出了重大貢獻。最重要的是，其始終貫徹「安全證案」的想法，這一想法在 1997 年 Cordoba[23] 的上已經出現，並將其視為證明處置場長期安全的關鍵項目。安全證案的概念也考慮到，讓利益相關者參與處置場實現過程的需求，仍不斷擴大。

### 1. ICRP 建議的發展

1985 年，ICRP 在其第 46 號出版物[61]中首次對最終處置問題進行了評論，並建議了劑量/風險限值 ( $1 \text{ mSv/年}$ ;  $10^{-5}/\text{年}$ ) 和最終處置防護的最佳化。ICRP 於 1991 年發布了關於適當輻射防護的核心建議[62]。該文件 (ICRP 60) 代表了一般輻射防護的基礎，並以近期較新的發現和發展來加以修改，但並未被取代。

考慮到 1992 年里約會議的成果[63]，並在 1997 年發表「聯合公約」[53]的同時，發布了 ICRP 77 號刊物[64]，ICRP 還考量了可持續性的理念，並建議了以下長期安全的評估標準：劑量和風險限制 ( $0.3 \text{ mSv/年}$  或  $10^{-5}/\text{年}$ )；對潛在曝露的最佳化；使用最佳可行技術(BAT)；以及保護未來世代的要求。另一份對於制定最終處置標準相當重要的 ICRP 文件係 1998 年出版的 ICRP 81 號文件[17]，這份文件確認了 ICRP 77 號文件提出的劑量和風險限制 ( $0.3 \text{ mSv/年}$  或  $10^{-5}/\text{年}$ )。

劑量和風險在 1,000 至 10,000 年的時間尺度上被視為定量數值，而超過這些時間尺度，劑量和風險則應只可被視為參考值。與天然類比的比較被整合於長期安全評估中。ICRP 用於評估處置場長期安全方法的其他特點包括：限制性的最佳化、技術和管理原則、深度防禦、品質保證、迭代式安全評估、安全證案、多線推理、以及漸進式的方法。

關於最終處置最佳化的原則，ICRP 101 號文件[36]提出了「藉由更廣泛的過程以反映個別公平、安全文化和利益相關者參與決策過程等漸增的角色」的建議。ICRP 103 號文件[60]將防護方面的最佳化描述為一個旨在防止或減少未來曝露的前瞻性迭代過程，它明確指出「防護的最佳化並非在於劑量的最小化」。針對超過數百年的劑量估計「代表了處置系統所提供的防護指標」，該文件中也提出

了一種證明環境保護架構的方法。

## 2. IAEA 安全標準的發展

IAEA 的主要任務之一是發展和制訂國際安全標準，這些標準不具約束力，但代表良好的建議做法。關於處置方面的標準，第一個標準是 1989 年發布的 (Safety Series) SS-99[65]，透過極力降低對後代的負擔，並使安全獨立於監管，以解決對後代的責任問題，劑量和風險上限代表了最終處置的基本安全標準。

當今世代對於後代的責任是 IAEA 在隨後所有建議之中的首要要求。1995 年發表的《安全基本法則》111-F[66]將以下規劃作為其核心原則：保護後代、無過度的負擔、世代公平、以及除了保護人類外且要保護環境。在 1997 年的聯合公約[53]中，透過要求對個人、社會和環境進行有效保護的規定，以及避免「對後代造成的可合理預測之影響會超過對當代人允許之影響」的行為，用以解決對後代負責的基本要求。以上這些都總結在「可持續性」(sustainability)的標題下。

IAEA 最新的安全標準 WS-R-4[24]仍把對於當代和後代的責任作為其核心原則。然而，WS-R-4 也考慮了發生在此期間內國際和國內於地質處置的發展，特別是實現保護目標及以安全證案證實長期安全性方面。WS-R-4 的具體要求強調了限制性最佳化的判斷過程，並且考慮到社會和經濟方面因素，作為其安全性的核心方法。關於封閉後的長期安全評估，則「需要有劑量或個人風險之外的其他安全性指標」。WS-R-4 的其他特點包括以下要求：透過合適的選址和設計來減少事件發生的可能性、透過足夠的信心水準來逐步進行決策、有效的管理系統、採用多種安全功能、以及在整體安全證案中對安全評估加以記錄。

2006 年與 WS-R-4 同時發布的安全基本法則 SF-1 文件[66]，將 1995 年的安全基本法則(111-F)置於更廣泛的背景中。除了必須保護當代和後代的人類與環境免受輻射風險的基本原則外，它還指出了應確保政府/管制機構具備技術與管理能力的重要性。保護方面的最佳化也被提升為一項核心要求。

由此可見保護後代的基本原則是 IAEA 對於處置的國際安全標準的中央及穩定核心，然而用於確保和證明這種保護的方法，多年來已有了相當詳細的論述。

## 3. NEA 的發展

NEA 的放射性廢棄物管理委員會(RWMC)一直是塑造與提升最終處置規範要求及其接受度發展的主要推動者，透過發起許多倡議，並設立工作小組來澄清

具體的問題。RWMC 一直在促進管制者、政策制定者、執行者和研發專家之間的對話，並最終使更多的利益相關者們參與其中。1997 年西班牙 Cordoba 研討會上，「安全證案」作為處置場安全性證明的重要性得到了認可與討論。Cordoba 研討會的其他主要議題是：長期安全問題及管制者與執行者之間的對話；對於長期安全的管制評估架構、目標和標準；及證明符合管制要求的措施[23]。

Cordoba 研討會之後的幾年裡，安全證案的概念有進一步的發展，並在 1999 年發表的「對長期安全的信心」[54]報告中加以定義，安全證案被定義為一個論據的集合，包括「安全評估的結果與對這些結果的信心聲明，以及定性評估的天然類比與信心強化」，並在同年又發表了兩份報告。在報告《邁向放射性廢棄物地質處置的進展：我們處的現狀如何?》[67]中提到「保證將對地質處置的信心向普遍大眾溝通與分享」的這一任務，是推行最終處置工作的最大挑戰。報告《放射性廢棄物地質處置：對過去十年發展的回顧》[68]陳述如下：「有必要向廣大的公眾展示並溝通廢棄物管理社群對於深層地質處置的概念及技術可行性所具有的共識和信心」。由此奠定了利益相關者們慎重參與處置場發展過程的基礎。

2000 年出版了報告《從深層地質處置場評估的管制審查中汲取的教訓》[73]。該報告介紹了管制者和執行者在對放射性廢棄物處置場進行整合功能評估 (Integrated Performance Assessments, IPAs) 的管制審查期間所學習到的經驗，並提供建議以協助未來的管制決策。

NEA 於 2003 年公佈的第 4428 號文件[42]進一步定義了管制者的職能：「管制者的關鍵職能：與大眾溝通來獲得公眾信任，並向決策者提供相關事項的所有資訊」。隨後在 2004 年發布的 NEA 第 3679 號[37]和 NEA 第 4429 號[69]報告中，安全證案被更全面地定義為：「用以描述、量化和證實地質處置設施安全性及對安全的信心水準相關的論點與證據的整合」。由於利益相關者的參與，使得採取逐步方法並在決策時具備可逆性的選項，成為漸增的要求。

時間尺度的處理在安全證案的發展中具有至關重要的角色，NEA 成立的各個工作小組和委員會也對於使用「在不同時間下或不同時間框架內不同方向的論點」進行了辯論[39]，得出的結論是：「應使用劑量和風險以外的安全及功能指標，並使其適應於不同的時間框架」。對一般大眾開放的政策變得越來越重要，NEA 於 2005 年出版的第 6041 號[70]報告中總結了對此主題的主要見解，NEA 於 2007 年發表的第 6182 號[41]報告在安全標準方面特別重要。

於 2008 年出版的 NEA 第 6423 號的研討會論文集[71]總結了自 Cordoba 研討會以來的 10 年中，在長期安全的管制要求方面，管制水準發展情形。達成的共識包括：與長時期相關的限制，以及基於地質科學和社會文化面向而有著不同的時間框架。其他重點包括：建立信心、循序漸進的方法、最佳化和最佳可行技術(BAT)、僅對定義期間採用的數值標準、及補充指標的使用。NEA 第 6319 號 [38]關於 2007 年 1 月安全案證研討會結果的文件顯示，安全證案的概念已經被全世界的放射性廢棄物管理計畫所理解、接受和採用。此一概念提供了除計算數字結果（例如放射性劑量指標）以外的其他因子來證明安全性或管制的合規性。除了提供科學基礎之外，安全證案還可作為處置場系統設計的基礎。

當前最終處置的狀態，由放射性廢棄物管理委員會(RWMC)於 2008 年說明於其集體聲明中[72]。

## 2.2.2 放射性廢棄物處理標準

### 1. 用於保護人類的風險/劑量標準

在 Cordoba 研討會中廣泛的討論了所謂的計算終點（通常也被稱為安全指標）的作用與適用性，此計算終點即數值評估的最終結果，將與管制標準進行比較。討論中涉及的議題包括：

- 指標的適當選擇，即劑量及/或風險，以及相關的標準、基準或尺度等。
- 運用相關標準的嚴格程度，以及這些標準與其他安全論點的關係。
- 應用於標準的時間框架問題。

關於指標的選擇（即劑量與風險），研討會得出以下結論：「原則上風險是比劑量更為基本、也許是更合適的標準，因為對放射性廢棄物處置的分析最終會得出對潛在(輻射)曝露的估計值，而(輻射)曝露發生的機率則各不相同。然而，當風險概念應用於長遠的未來事件時，由於事件的機率可能受很大的不確定性所影響，將使風險概念難以理解且不易實際使用。也有建議將劑量作為最可能演化情境的主要指標/標準；並對更多不確定的情境考慮其風險，同時推薦將風險數據分解為機率和結果，以便對風險的兩個組成部分有更好的觀點。在相對「柔性」的資訊基礎上，通過多線推理方式，以便更適當地判斷此類情境。」 [23]

ICRP 建議：「評估自然過程產生的劑量或風險應與每年不超過約 0.3 mSv，

或其風險當量每年約為  $10^{-5}$  的限制條件進行比較。」[17]，並且認知：「以劑量和風險作為健康損害的衡量標準，無法對未來數百年後的時間進行任何確定性的預測.....相反的，可以對較長時期的劑量或風險進行估計，並與適當的標準進行比較.....根據當前對處置系統的理解，對於是否接受處置場進行測試並給出指示，這種估計不能被視為對未來健康損害的預測。」

與 Cordoba 研討會的結論類似，ICRP 建議在風險分析的情況下，分別陳述潛在劑量和相關機率。

代表 NEA 所屬 RWMC 下的管制者論壇在近期進行的審查中發現，「各成員國使用的標準之間存在重大差異，參考數值的範圍可達兩個數量級」[1]。確實，近期所制訂或修訂的標準並沒有顯示出關於這些參考數值的一致性趨勢。可以看到各種劑量、風險、劑量-風險組合和其他標準的參考值範圍（[1]的附錄 2，關於單一標準也參見[26-34,59]）。取得這些參考數值的基礎及其性質（限值、目標、約束）因不同國家而異，計算的結構與執行的方式也有所不同[1]。不過，這些發現並不致於令人恐慌，因為所有國家使用的標準皆遠低於可觀察到輻射曝露實際效應的水準。

根據不斷發展的安全證案概念下，管制的合規性議題越發被視為遠超過參考數值的合規[24,37,38]。因此，相比於其他「更柔性」的議題，例如良好的選址、設計和工程、最佳化問題、最佳可用技術的使用、適當管理原則的實施等，合規性評估的相對重要性正在降低。前言中提及的所有安全報告皆非常重視這些議題，近期制定或修訂的許多法規和管制指引文件也是如此。

後來的觀察與 Cordoba 研討會要求採用「更柔性」的合規方法是一致的：「在這方面曾被注意到，決策背景下單一的「高層級」標準，如劑量或風險指標，配合「通過/失敗」的決策過程，將具有公開透明和易於公眾理解的訴求，但考量多重因素的更精練方法會更加合適。」

近期各個國家的法規和導則中對於「多重因素」或「多重證據」的要求包括有：加拿大的管制指引中對於「建立信心的論點」和「發展安全證案，輔以各類補充論述的安全性評估」的要求[25]；芬蘭法規中制定的「設計原則」[26]；瑞典對「最佳可行技術」(BAT)的要求[29]；以及瑞士對整體安全評估的支持性論點的要求[55]。英國最近修訂的指引[57]中提到，「使用基於各種證據的多線推理方法，使能補足環境安全的論點」，以及「可用於加強環境安全證案的環境安全指

標，包括輻射劑量、放射性核種通量、放射性核種遷移時間、環境濃度和放射毒性。」

通過上述討論可以得出，儘管參考數值各不相同，但社會各界，特別是管制者對於安全證案相關的合規性問題有著持續發展的共同理解。因此，近期的一些管制機構與技術支持組織得出結論：「儘管各國的管制架構有很大的差異，但管制實務上的差異程度要小得多。」[43]

## 2. 環境保護

在 Cordoba 研討會之後的幾年裡，輻射防護機關發起了許多倡議，挑戰了當時僅針對人類防護（保護個人）的既定方法，並進一步擴大觀點，包括保護非人類生活的環境。目前許多國家在有關處置場長期安全的國家法規中，對於如何以及要以何種方式來考慮動植物群體的保護，仍然是一個未決的問題。

過去十年在環境保護的議題上各國和國際上的發展包括：

- 舉行數次的研討會與代表大會，特別是關於 ICRP、IAEA、歐盟委員會和 NEA 的倡議。
- 組建了獨立運作的團隊和工作小組。
- 安排了多項研究計畫。
- 開發不同的評估模式和基本方法，例如在 ICRP 「參考動物和植物（reference animals and plants, RAPs）」的基礎上，或在各別計畫中具體定義的參考生物體。

在同一時期，出版了以下幾個值得注意的文件：

- IAEA 於 1999 年和 2002 年的兩份技術報告[76-77]。
- ICRP 於 2003 年出版的《游離輻射對非人類物種的影響評估架構》[78]。
- ICRP 於 2007 年 3 月提出了新的建議，其中的主要特點是：「一種用以證明對非人類物種輻射防護發展架構的辦法，並指出目前尚未有詳細的相關政策」。[79]

下列國家的法規中，已經考量了包括動植物群體在內的擴大環境保護的發展。

- 瑞典 SSI [29]規定：「列入環境影響分析的生物體應根據其對生態系統的重要性來選擇，同時也應根據其他生物、經濟或保護標準來選擇其保

護價值。可以根據 ICRP 第 91 號出版物中提供的一般性指導，評估來自處置場放射性物質的游離輻射對選定生物體之影響」。

- 芬蘭輻射與核子安全局（STUK）的導則[26]規定如下：「用過核子燃料的處置不應損害動植物物種」、「此外，稀有動植物以及家畜等個體不應受到曝露損害」。
- 加拿大管制導則 G-320[25]規定：「由於核能安全及控制法（Nuclear Safety and Control Act, NSCA）和規範規定了對環境和人類的保護，長期評估應處理放射性廢棄物的放射性及非放射性之有害成分對人類和非人類生物群體的影響...」。
- 英國導則草案[57]中要求：「不僅需要採取相關措施來保護人類，同時也需要保護環境。目的是維持生物的多樣性、保護物種、保護自然生態和生物聚落的健康及狀態；對於非人類物種，一般的意圖是保護生態系統，防止輻射曝露對整個群體產生不利影響，而不是保護群體中的個體」。
- 瑞士的導則草案 G03/d[55]中規定：「環境作為人類和其他生物生存的自然基礎，應受到保護；生物多樣性不得因深層地質處置而受到危害」。

除了評估放射性風險外，對於放射性和其他污染物影響的整體評估，在統一評估標準的要求漸增，前述的《加拿大管制導則》[25]中提到了這一點。英國導則草案[57]指出：「環境安全證案將需要顯示，廣大群眾和環境能夠得到充分保護，免受非放射性危害，而考慮到處置設施的特性，這可能是很容易理解的，換句話說，廢棄物與可接觸環境分離的程度是很明顯的。」；法國導則[58]要求，對未來處置場發展的評估也應包括化學毒性化合物釋放所帶來的風險。「.....針對代表參考情況和改變情況的處置系統未來情境建立一套模型，以及對這些情境中的每一個相關的放射性及化學危害進行風險評估。」

### 3. 時間尺度

一項仍在進行爭論的議題是關於管制合規的時間框架問題。在經常被使用的參考論點中，一方面是保護未來世代的義務問題，另一方面是人類承諾的實際局限性，比如彙編一般性的安全證案，或特別是預測處置場的演化。關於前者，《聯合公約》[53]的要求是「.....保護個人、社會和環境免受游離輻射的有害影響，無論現在還是將來，都要滿足當代人的需求和意願，而不損害後代人滿足其需求和

意願的能力」，這通常被解釋為在廢棄物仍具危害性的時間，對處置場性能及其相關安全進行分析的要求。鑒於「.....即使用過核子燃料和一些長半化期放射性廢棄物的危害性隨著時間而明顯降低，但就這些廢棄物的本質而言永遠無法說是無害的」[40]，這種解釋將導致需要證明實際上無限期的時間框架下的安全，並在極端的情況下，通過顯示符合參考數值的要求來達成。

然而，劑量與風險指標的計算很大程度依賴有關近地表含水層和生物圈演化的假設，而這些假設只能在非常有限的時間範圍內（約數 10 年到 100 年）進行可靠的預測[39]，此種預測對於其他系統組件而言，對較長時間範圍仍屬可行且可靠的：「.....對於一個慎重選擇的場址，工程障壁系統和母岩在長久時間尺度下（例如，對於母岩而言， $10^5$  或  $10^6$  年）的廣泛特徵演化是可以合理預測的。在較短的時間尺度下，存在影響工程障壁系統和母岩的不確定性，但一般而言，對於這些不確定性至少可有信心地加以界定」[39]。這導致有建議使用與這些組件直接相關的指標，以取代劑量或風險，但即便這樣做了，仍然存在理想與現實之間的明顯差異，有時被稱為「管制困境」。

在 Cordoba 研討會上，有數個建議被提出來解決這個問題，包括對「硬性」的界限時間(cut-off time)是否有正當的理由表示懷疑、就長時間而言從基本上定量轉往更定性方法的可能性、以及澄清時間尺度和界限時間的含義與解釋的必要性。從那時起，可以看到現今許多的法規與安全證案，實際上涉及的時間框架長達一百萬年。或許關於這個議題最為著名的發展是發生在美國，其中，美國環保署法規[35]中既定 10,000 年的合規時間框架在法庭上受到了質疑。環保署隨後根據美國國家科學院的建議修訂了其條例，確定了 100 萬年左右的時間框架，作為在雅卡山計畫進行評估的可行期限[59]。

在近期的討論中，特別是與 NEA 長期安全標準的工作相關的討論[1]，顯示上述所提對於《聯合公約》要求的解釋（即要求在廢棄物仍具危險性的整個期間進行分析），從道德的觀點來看，至少是仍待商榷的。

「大多數的倫理學者認為每一世代對其後代皆負有責任，不過對於這些義務的性質和持續時間各有不同的看法。有一種觀點認為，只要影響持續存在，責任便會延續，亦即不存在時間界限。不過這種絕對主義的觀點被更務實的立場所反駁，認為責任必然隨著時間的推移而減小，這反映了釋放責任的可能。即使有人認為，在對後代的責任方面，保護的義務不會隨著時間而改變，但我們履行責任



的角色將隨時間變化的這一點，顯然是被接受的。」[1]

不確定性會隨著時間推移而增加，並且這種增加隨不同的組件而異，此一事實在規範和安全證案中可以多種方式提出。然而儘管不成熟，最務實的方式是使用所謂的「硬性」的時間界限，排除預測已不合理的時間。還必須注意的是，在對「預測」影響的需求意味著對含水層和生物圈模型需要足夠的支持，而這只能對相對短的時間來達成（參見上文）。人們逐漸認識到，劑量或風險估計不應視為對未來幾百年後的健康損害的衡量標準，而是代表對處置系統所提供的保護指標。[17]

有各種方法可以「軟化」時間界限，或者藉由隨時間變化的方法來取代，其倫理和安全理念方面的影響在 NEA 第 6182 報告[1]中有廣泛的討論。不同種類的定量指標和更多定性論點的使用和權重可能會隨著時間的推移而改變。STUK 設定了早期的劑量限制，並為後期設定了放射性核種通量限制[26]。

英國導則草案[57]中提到：「如果需要在很長的時間尺度上保證環境安全，很可能只能透過各種證據的多線推理來達成，從而導引出互補的環境安全論點」。瑞士導則 G03/d[55]中規定：「安全性證明也包括對安全分析方法和所用數據的評估。如有必要，可以參考對安全分析基礎或結果的進一步支持性論點」。這種方法可以被視為一種更廣泛的、概念上現今廣為接受的一個觀點，即從多線證據中建立安全證案，這種概念的演變方式使其越加強調對於系統適當性能的證明，由近期對安全功能（如隔離）更直接相關的指標的討論得知[75]。

總而言之，雖然最近在 NEA 以及國家計畫中的工作有了進展，但在 Cordoba 會議上表示的「.....澄清所提出的時間尺度或時間界限的含義與解釋」仍然有效，並且還需要進一步努力。保護後代免受輻射危害影響的義務，和解決當前放射性廢棄物管理問題而不給後代負擔的責任，面對幾乎無限期的時間框架，對於後代保護的證明目前實際能力有限的情況下，導致了倫理的衝突。近年來對於此一尚未解決的基本問題進行了討論，特別是在 NEA 的 RWMC 管制者論壇上，並正展開進一步的工作。

### 2.2.3 功能評估的趨勢

在 Cordoba 研討會上關於功能評估（Performance Assessment, PA）的一般性聲明中表示，PA 結果是安全證案所需提供技術和科學依據中最重要且必要的部

分。因此，在不確定性的考量下，仍然持續需要對系統行為有充分的瞭解，並且謹慎使用定量方法。這些功能評估不應被認為是一種預測，而應視為對處置場系統長期行為的保守例證。PA 分析可以出於不同的目的（確定研發重點、作為邊界計算、評估參數的敏感性、或用於申請執照）。需要注意的是，總是存在著殘留的（不可避免的）不確定性。因此，對 PA 結果的解釋需要謹慎，且必須對結果提供適當的限制條件[23]。

## 1. 功能評估/安全證案的普遍發展

將 PA 整合到整體安全證案的廣泛內容中[37,38]，已取得了顯著的進展，並具體說明「功能評估」、「安全評估」和「安全分析」作為安全證案元素的不同角色。在 Cordoba 研討會的兩年後，由 NEA 的信心報告[54]首次系統性的定義了功能評估的必要內容及其在安全證案中的角色，並在 2000 年時由 NEA 的工作小組對該報告進行了審查[73]。這些報告中的建議和結果皆強烈聚焦在建立信心的想法上。在 2004 年和 2006 年分別發表了兩份重要的出版物[24,37]，對「安全評估」和「安全證案」做了更全面和技術性的定義，前者可被視為功能評估中與安全有關的結論；後者是「描述、量化和證實安全和信心水準」所有論點和證據（包括 PA 的結果）的整合[37]。

在總體發展或多或少與朝向更廣泛的安全證據策略有著密切相關的情況下，在確保和證明處置場系統所要求的安全性方面，於國際上可觀察到以下重要的改變、發展和趨勢。

PA 分析結果（計算出的劑量/風險）的預測特性僅限於較短的時間範圍（ $<1,000a$ ），超過這個時間範圍，它們只能作為在潛在(輻射)曝露方面的安全相關系統行為指標，或是作為處置場系統隔離潛力的指標。在這種情況下，可以觀察到對於「PA 並非是對未來的預測」這一事實的溝通問題（在[1]中得到證明）。或許需要藉由 PA 專家與輻射防護人員之間更好的溝通來協助解決這些問題。

關於 PA 對長期的預測性問題，使用多線證據、及多種或平行的標準（例如天然類比、地下水停留時間）已成為支持在 PA 框架下進行安全分析結果的重要工具[24]。由於補充作為劑量和風險的多線證據和證據形式越來越重要，安全分析的角色及其在安全證案整體背景下的終點最近又被重新討論。置入於安全證案中的 PA，其作用仍然是至關重要的，但其重要性取決於處置場開發的不同階段，

這個問題在歐洲先導研究中從管制審查的角度進行了探討[43,44]。

國際上普遍認為，安全證案中決策程序的逐步過程，包括公眾參與、推翻或修改先前階段所作決策的可能性（參見 4.2），對於有效管理複雜和長期運行的放射性廢棄物處置場決策程序至關重要（也涉及了經費資助與考慮到正在進行中的技術與科學進展），並透過讓公眾和利害相關者參與逐步迭代的過程來實現所需的信心[42]。

處置場安全和潛在曝露的最佳化原則源於合理抑低(as low as reasonably achievable, ALARA)輻射防護原則，在方法論上與逐步決策過程相互關連。最佳化的概念主要在 ICRP 81 中被採納，隨後在 ICRP 101 中被定義為[36]：「作為與源頭相關的過程，在考慮到經濟和社會因素的情況下，將個體劑量的大小、曝露的人數以及潛在曝露的可能性，於合理範圍內保持在適當的劑量約束值之下」。在國際社會中，最佳化一詞通常在更廣泛的意義上使用，並不僅限於輻射防護要求，例如，要求應用最先進的技術和方法，在每個安全證案步驟中進行驗證，甚至在申照許可程序結束時進行追溯（例如，德國 Konrad 礦區中低放射性廢棄物處置場的計畫批准程序），以及逐步反映有助於改善系統安全的適當措施。

ICRP 103[60] 建議：「防護的最佳化是一項前瞻性的迭代過程，旨在防止或降低未來的曝露風險。這個過程是連續性的，需要考慮到技術和社會經濟的發展，並進行定性和定量的判斷。而且是系統化且精心規劃的過程，以確保各個相關方面都能得到考量。最佳化是一種思維模式，始終質疑在當前情況下是否已經做到最好，以及是否已經採取一切合理措施來降低劑量。同時還需要所有相關組織中各級的承諾以及充足的程序和資源」。

最佳可行技術（BAT）的應用要求已經在瑞典管制法規[29]中實施，並連結到最佳化的概念。在國際層面上，仍然需要澄清最佳化和最佳可行技術的重要性，以及它們在放射性廢棄物處置領域管制過程中具有的限制性。可以注意到一個廣泛的共識，即需要一個更精密的不確定性管理方法，其中包括對保守性（資料和假設等）更嚴格的態度、機率方法的優先應用、及傳達任何殘留不可避免的不確定性對安全聲明影響的必要。安全證案應顯示對於可能影響安全的不確定因素，可以通過適當的研究計畫和管理策略在未來的計畫階段得到充分的處理[24]。在這種情況下，對於系統穩健性的要求變得日益重要。實現系統穩健性的關鍵條件包括：與活躍的(地質)構造區有足夠的距離以及足夠的深度；可能吸引後代的自

然資源有限；以及對整個系統安全有互補作用的多重障壁概念[24]。

人們也普遍認為在申照過程中，主要「參與者」和非直接參與方之間需要有更良好的溝通。這包括所需資訊的充分可及性（accessibility），對於安全系統概念、科學和技術資訊、應用的評估方法（如電腦工具和資料庫）、評估基礎和一般安全證案等，易於理解和可追蹤的記錄文件和解釋[24]，以及對管制規則的明確定義與對任何決定的說明[42]（參見 4.1）。NEA 第 6182 號報告[1]中指出了對基本用語（諸如安全、保護和處置的基本目標）進行共同理解和定義的必要性。

## 2. 進一步的技術、科學與方法方面

在 Cordoba 研討會上針對上述討論中未涵蓋，但也被確認為需要討論、澄清或改進的一些額外的技術和科學主題：

- **事件機率：**有必要處理這個與管制架構密切相關的問題。例如，瑞典的風險標準[28]和最近的安全證案[50]常使用上限估計藉以避免估計機率。在不同管制條件下產生的其他安全報告，對事件機率的重視程度較低。
- **人類闖入的機率：**人類和社會的演變無法在合理的科學基礎上進行長期預測，已漸成共識。因此，為人類闖入行為定出機率被視為是不合理的，而大多數近期的安全證案都缺少這種估計便是其證明。
- **程式化的方法：**在國際層面上可以觀察到生物圈模型的發展工作。兩項國際研究計畫項目旨在對穩定條件（BIOMASS，IAEA）並考慮氣候變化下（BIOCLIM，EU），對建立參考生物圈的方法進行結構化彙編。在實施程式化生物圈模型時，OECD 成員國對於特定場址的考慮程度方面存在明顯差異。最近，由於對長時期的生物圈發展缺乏可預測性，可以看到 PA 專家和輻射防護人士對於 PA 中程式化生物圈模型的重要性有不同的看法。
- **確定性與機率性的方法：**這兩種方法的互補作用現在已被廣泛接受。然而，在最近的安全證案中，分配給這兩種方法的相對權重取決於管制背景等因素的不同而有所差異。儘管大多數法規沒有明確規定在確定性方法與機率性方法方面的選擇（值得注意的例外：[26,27,35]），但以風險為基礎的管制常被解釋為要求採用機率性方法。
- **可再取出性或可逆性（R&R）：**可再取出性或可逆性問題至今仍是一個

廣泛爭論的問題，特別是在道德倫理和社會經濟方面。可逆性與逐步方法密切相關，如今代表了所有國家處置場執行或申照許可程序的基礎。在一些國家，如法國、瑞士和美國，在許可執照終止或是最終封閉處置場之前，法律規定了可逆性或可再取出性[30,31,32,58]，相關法規必須遵循並將此納入考慮。然而，沒有一個國家對於封閉後階段的再取出訂有管制要求。

## 2.2.4 管制審查程序的實施

Cordoba 研討會的第三部分專門討論了更高層級的管制主題，例如管制機構實際上如何展開申照許可程序，以判斷是否符合管制要求，最終並從技術角度判斷擬議的(放射性)廢棄物處理設施是否可以接受。儘管研討會並不打算詳細討論非技術性問題，但仍就這些課題對於進行管制審查程序所產生的影響加以討論。

### 1. 技術審查過程

在 Cordoba 研討會上討論了關於執行方和管制方之間的關係、指導性規範(prescriptive regulation)的程度、「遊戲規則」的定義以及管制者技術能力的需求等問題。在變化中的現代社會架構下，關於管制者在申照許可程序中的角色及形象的一般性看法和建議，涉及上述主題，由 NEA 利害相關者信心論壇 (Forum on Stakeholder Confidence, FSC) 開發並發表在 NEA 第 4428 號報告中[42]。

- **管制方和執行方之間的關係：**「正如芬蘭的經驗所顯示的，在所有情況下，管制部門的反饋可以在選址程序中通過建立一些報告審查的里程碑來有效確保。這種管制方與執行方之間的「非正式」對話方式需要社會對管制機構的強烈信任，同時還需要一個明確的互動過程，以確保公眾信心，並保證有關申照許可的決策不會在隨後的合法性或「準司法」意義上受到限制或違背」。最後一項要求在對管制方的屬性定義中得到了強調：「在申照許可的決策方面，管制方必需要能夠獨立於核能產業組織、以及任何其他可能受此決策影響的組織。其獨立性必須透過可被看見的行動來予以證明」。
- **指導性規範的程度：**在 NEA 第 4428 號報告[42]中記載了一系列不同的管制理念。更多的指導性規範為執行方和公眾提供了明確的資訊。然而，

如果過度的限制，則可能會阻礙技術和程序的發展。較少的指導性規範為管制方和執行方之間的建設性對話提供了更多機會，並可能有利於技術程序的發展，但也可能留下過多的解釋餘地，或許會產生當局管控不足的印象。

- 「**遊戲規則**」的定義：根據 Cordoba 研討會的成果，FSC 在 NEA 第 4428 號報告[42]中指出：「應儘快瞭解管制程序的「遊戲規則」，並且在任何情況下，都應在執照申請之前完成。」更進一步來說，最好是讓一般大眾認為整個規範體系，包括政府制定的相關政策，是公正和公平的。至少，管制方應明確傳達其最終考量和決策的依據。
- **技術能力**[42]：「能力既是法定的，也是有效的。法定能力是由國家計畫中為管制機構規定任務所授予的。它是合法性和行動的先決條件。有效的能力依賴於管制人員的培訓及其機構的資源。管制人員需具備必要的專業技能與足夠的資源，以便仔細審查執行方的提案和論點。要在管制機構內達到並維持足夠的有效能力，即必須能夠吸引和保留有能力的員工」。

歐洲前導研究[43,44]在逐步決策過程的架構下對管制技術審查方面取得了重大進展，該研究證實了申照程序中各自步驟的內容，即概念化階段、選址階段和設計階段。該小組建議，在每個發展階段都應考慮設施設計和不斷發展的安全策略、場址和工程適合性的證明、影響評估和管理系統的充分性。在這方面，從處置計畫一開始，提出與上述方面有關的論點和支持性資訊及評估的安全證案就必須包含明確的資訊，涵蓋設計選項和安全所依賴的關鍵要素，以及對優先策略的描述，以逐步獲得關於控制處置系統圍阻和隔離能力等因素的足夠知識。

## 2. 非技術方面及其影響

在 Cordoba 研討會上討論的非技術性主題涉及了申照許可程序框架的透明度和信心建立（信任）[23]。特別是，這關係到一般大眾在管制過程中的角色的明確定義，以及關於哪一個機構/組織來負責與公眾溝通並以逐步的方式引導建立信心的因素。

總體而言，可以觀察到對話和決策過程的新動態，FSC 將其描述為從傳統上

僅聚焦於技術內容的「決定、宣告和辯護(Decide, Announce and Defend, DAD)」模式轉變為「參與、互動和合作(Engage, Interact and Co-operate, EIC)」模式，對於這種模式，技術內容與過程品質對於建設性的結果具有同等的重要性[42]。

EIC 策略的一個重要元素是讓公眾參與管制流程，這在某些情況下是一種慣用的做法（例如美國 NRC），並且正被其他管制機構（如 CNSC、HSK、SKI 和 SSI）所納入。根據國家的法律架構，各國的做法不盡相同，從開放公眾與利害相關者的意見，到公開的申照許可會議及聽證會。無論參與程度如何，廣泛的共識是公眾和利害相關者的參與是必要的，並且需要從早期階段開始實施以使其充分發揮影響。

根據不同的法律約束，管制機構作為公眾溝通者的角色因不同國家而異。在 NEA 第 4428 號報告[42]中指出，FSC 在一個共同管制的自我認同(概念)基礎上，定義了管制機構的角色，其中「管制機構應該是安全的「保證人」和「人民的專家」，作為利害相關者處理安全問題的可利用資源。因此，管制機構應與不同的利害相關者建立良好的聯繫。應與公眾、執行方、政府部門、議會、相關行動團體和其他方面保持開放的溝通管道」。至少，管制機構應能就其決定的依據進行溝通。

在 NEA 第 6182 號報告[1]中對於從管制機構的角度來獲得公眾信任所需的機制和屬性，提出了當前簡要的概述，其中為取得所需信任水準找出了三個至關重要的支持，包括：(1)對於參與決策機構的信任（清楚易懂的定義其角色，獨立、可信、誠實、透明、公開）；(2)對決策過程的信任（明確且一致的決定、逐步的決策過程，包括公眾參與、推翻或修改決定的可能性、針對各步驟制定的標準，使用多線證據和多個或平行標準）；以及(3)對技術概念和控制措施的信任（使用充分、經過驗證且透明的方法，使用額外的評估標準，諸如穩健性、被動安全性、土地利用、再取出性、偵測能力等，在早期階段即制定一個清晰的流程「路徑圖」，設計一個即使在沒有未來控制的情況下也能保證可接受安全水準的系統）。

NEA6405號報告是到2008年秋季為止的最新文件。此後，釋出了三份公開使用的新文件，包括：(a) NEA於2008年的集體聲明，說明了當前地質處置的現狀，並總結了相關的成果與議題；(b) 管制者們於2009年1月在日本東京舉行了一次重要研討會，部分基於本文件，在東京的研討會加深了對於管制問題的理解，並在管制者和社會互動的基礎上開啟了新的工作階段；(c) 一份關於地質處置場最

佳化有關的文件，最初用於東京研討會的討論，現在正在定稿。此外，亦有一份新的國際報告已進入起草工作的後期階段，即IAEA關於「放射性廢棄物處置」的新安全標準（目前的DS354草案）。

## 2.3 NEA 報告研析之審查要項建議

自 1997 年 Cordoba 研討會以來，在國際上和國家級的管制領域都發生了許多倡議，主要的發展也成為我國放射性廢棄物地質處置相關規範或導則的重要參考，同時也將是進行審查時的重要項目，依 NEA 發表的文件而言，這包括以下幾個方面：

1. 嚴格遵守防護目標的定量限值作為長期安全的唯一證明受到越來越多的質疑，特別是考慮到所涉及的時間區間較長。對時間尺度和可能的截止時間的處理上需要做進一步澄清。並藉由多線證據和信心建立的論點來作為長期安全證明的延伸。在「更柔性」方面，諸如良好的選址、設計和工程、最佳化議題、最佳可行技術的使用、實施適當的管理原則等，變得越來越重要。除了對人類的保護之外，對於環境的保護也會被明確要求。
2. 功能評估 (PA) 已被置於全面性安全證案的廣泛背景之下。安全證案被定義為所有論點和證據（包括 PA 的結果）的整合。在數百年後，PA 分析的結果（計算出的劑量/風險）會失去其預測特性，並且在更長的時間尺度下應視為隔離有效性的指標。在處置場及其安全證案的發展方面，逐步的決策過程正廣泛被接受，且通常具備在許可執照終止前可逆轉各個步驟的選擇。而利害相關者和一般公眾必須參與這個過程。這是自 Cordoba 會議以來取得的進一步發展要素，因為在該會議上，對話主要僅在執行和管制雙方之間進行。
3. 處置場安全和潛在輻射曝露的最佳化原則與此一決策過程密切相關。最佳化的理念類似應用於輻射防護的 ALARA 原則，但如今則被置於更廣泛的背景之下，例如透過應用最先進技術和方法以及不斷加強處置場系統安全性的要求。ICRP 於 2007 年發布的最新建議報告[60]中考慮了此一發展，指出防護的最佳化是一個前瞻性的迭代過程，旨在防止或降低



未來的曝露風險。不確定性的處理應被仔細檢視，作為安全證案的一部分，必須說明如何處理不確定性（穩健性的證明）。然而，這個概念在國家級法規中沒有被明確的定義，因此仍然存在一些基本問題。

4. 申照許可程序的逐步執行被認為是一種有效的方法。申照過程的各個階段分別是概念化階段、選址階段和設計階段。在每個決策點，必須透過安全證案的準備來證明處置場發展的對應狀態。利害相關者們要求儘快制定管制程序的「遊戲規則」。目前的趨勢是，從傳統侷限於技術背景的「決定、宣告和辯護 (DAD)」模式，進而轉向提供一般公眾參與的「參與、互動和合作 (EIC)」模式。管制機構應與利害相關者保持良好的聯繫，並開放共同的溝通管道。

## 第三章、各國地質處置場址特性描述及設施運轉安全要求 及資訊報告研析

110 年度研究團隊針對各國高放射性廢棄物最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等進行研析，並將研析之成果彙整加以說明，同時從各國處置計畫之相關報告、規範，與與審查案例經驗中，摘取關鍵技術並提出審查要項建議，提供我國研擬放射性廢棄物地質處置相關法規時之參考。

本章所研析之國際文獻包括：(1) 瑞典 SKB TR-08-05 Forsmark 場址描述技術報告；和英國的(2) NDA 通用處置系統技術規範(NDA/RWMD/044)、(3) NDA 場址特徵化所需設計資訊技術報告(Technical Note-19656068)、(4) RWM 場址評估公眾諮詢；(5) 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序報告；以及(6) 法國 Cigeo 高放射性廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要。考量上述文獻包羅甚廣，本章就以上報告之內容進行擇要研析依序於各節做階段性的說明，並於 3.8 節統整各研析報告擇要研析內容之審查要項及建議。

### 3.1 瑞典 SKB 技術報告(TR-08-05)

本節主要聚焦於技術報告 TR-08-05(Site description of Forsmark at completion of the site investigation phase. SDM-Site Forsmark)中所提供有關場址特性描述之資訊重點整理。瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB)計畫為用過核子燃料建立一個深層的地質處置場，並針對所選定之場址(Forsmark 和 Laxemar)進行場址特徵化工作(如圖 3-1)。場址特徵化之關鍵工作為開發一場址描述模型(Site Descriptive Model, SDM)，該模型包含處置場址及其處置設施的描述，以解決放射性廢棄物對於處置場址區域於當今地質圈和生物圈及其長期演化的影響。該報告針對 Forsmark 進行之場址描述建模工作之整體目標為，根據完整的場址調查資料，開發並記錄場址的完整性，作為最終處置場的場址設計基礎以及評估處置場長期安全。

該場址描述模型(SDM)包含了地質、熱學、岩石力學、水文地質、水文地球

化學、母岩傳輸特性、和地表系統描述的綜合模型。報告中所彙編的場址描述模型是基於 2002 至 2007 年期間於 Forsmark 進行的地表調查後之綜合解析。豐富的基礎資料支持該場址解析的特定科學領域模型。該報告奠基於大量的背景報告，這些背景報告解決了不同科學領域中資料分析和建模的細節。該技術報告完成之前，Forsmark 地區已經完成三個版本的場址描述模型。這三個模型中，版本 0 [80] 在場址調查階段開始前即已建立對場址的基本認知。版本 1.1[81]為實質的培訓進行階段，並於 2004 年完成。2005 年 6 月完成的版本 1.2[82]，為初步的場址描述，並結束了最初的場址調查工作。完整的場址調查工作期間還進行了三個分析和建模階段，每個階段的工作重點皆為解決對於處置場工程和安全評估至關重要的不確定性，並不斷地嘗試不同方法解決。

建模階段 2.1[84]之工作重點包含更新 Forsmark 之地質模型，建模工作小組向場址調查團隊提供反饋，目的為能完成場址調查工作。模型階段 2.2 和 2.3 分別建立了不同的科學領域之特定模型，這些模型統整於 SDM-Site 場址描述模型技術報告的框架中。對 Forsmark 的地表場址調查評估則在此階段完成。

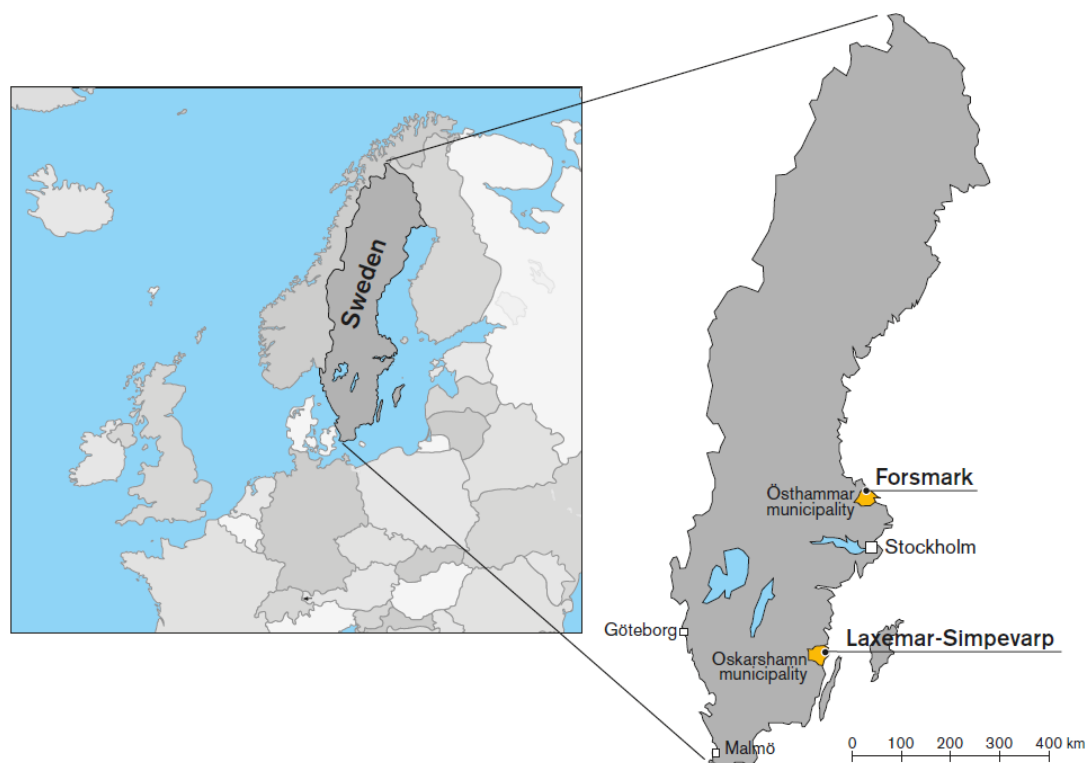


圖 3-1 Forsmark 和 Laxemar 兩處場址的位置圖

### 3.1.1 場址描述工作之運作流程

場址特徵化需要提供所需資料，作為被調查的場址是否適合深層地質處置進行綜合評估時的依據。特徵化工作的基礎即為開發場址描述模型。場址調查的資料貯存於 SKB 的 Sicada 資料庫和 SKB 地理資訊系統(Geographic Information System, GIS)中，為提供場址描述建模的資料來源。

場址描述模型用於設計處置場地下設施，並做為開發適合該場址的處置場配置。場址描述模型對於安全評估而言也非常重要，是該特定場址的重要參考依據。為確保場址特徵化工作中所收集的處置場設計和安全評估所需之所有資料和資訊，各種技術性的步驟之間須不斷進行資訊交換(圖 3-2)。SDM 1.2 版的初步場址描述是根據初始場址調查階段(Initial Site Investigation stage, ISI)所收集的資料完成 Step D1，即初步處置場設計[86]，並進行初步安全評估(Preliminary Safety Evaluation, PSE)[83]和全面安全評估(SR-Can)[85](圖 3-2 中紅色細箭頭)。

進行設計和安全評估的過程中，必須提出對於新的資料和精度更高的資料要求。除了階段 2.1[84]的場址建模報告中所提供的正式反饋(圖 3-2 中的藍色箭頭)之外，場址建模到場址調查之間亦存在另一種形式化程度較低的反饋(圖 3-2 中的藍色虛線箭頭)。

處置場工程和安全評估將基於最終場址描述 SDM-Site 來更新其工作，該描述須包括基於地表的特徵化工作(圖 3-2 中紅色粗箭頭)。處置場工程中依賴場址描述的產物包括：場址工程報告、設計報告、和地下施工報告。安全評估工作中相應的報告則是資料報告和地質圈過程(geosphere process)報告。

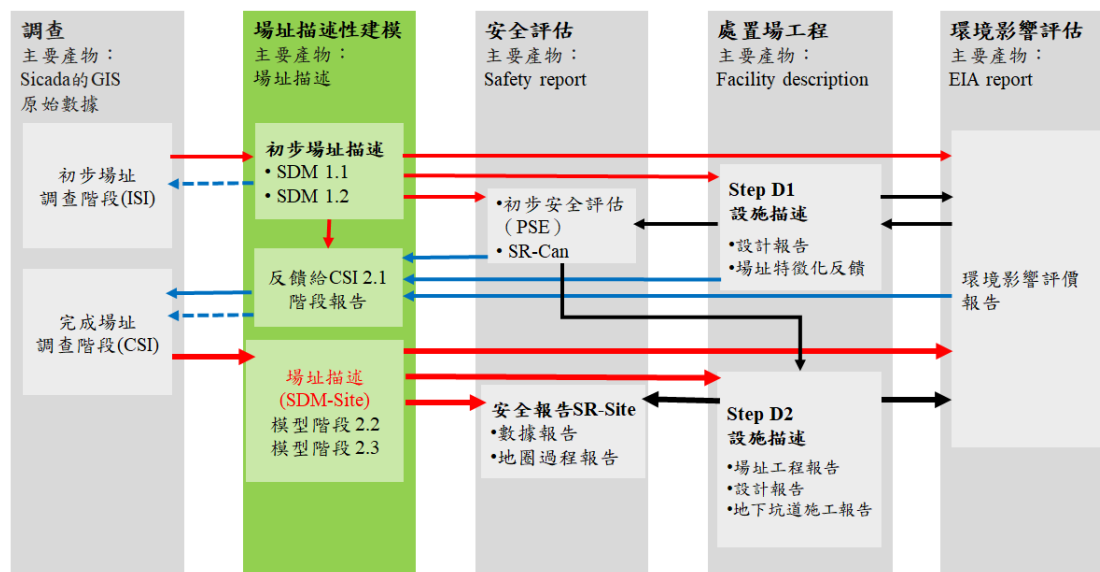


圖 3-2 場址建模提供資料或利用場址描述的技术活動之間的資訊交換

※其中紅色箭頭為提供現地及場址描述資料之方向，藍色箭頭為基於場址描述產生之報告的反饋方向，黑色箭頭為設施描述之資料提供及反饋方向。

### 3.1.2 目標與策略

Forsmark 場址描述建模工作(SDM-Site)的整體目標為，根據完整的場址調查資料，開發並記錄對場址的整體描述，以此作為最終處置場址設計的基礎，並評估處置場的長期輻射安全。該描述必須基於並且證明對岩體和地表系統的基本了解，透過可靠性分析和針對 Forsmark 場址評估的當前狀態，以及場址自然演化過程做假設的合理性。此外，這些工作也需要利用所有知識和理解強化較早期的模型版本，以及從安全評估獲得的反饋，包含場址描述的早期版本中所獲得的其他反饋。具體目標如下：

- 分析地表場址調查中產生的主要資料，即包括階段 2.2 和階段 2.3 之定稿版資料中所有的可用的資料；
- 描述場址母岩形成至今的演化過程；
- 開發涵蓋所有科學領域的完整三維綜合場址描述模型；
- 進行全面的可信度評估，包括系統性的處理不確定性和評估替代解釋；
- 與安全分析和處置場工程進行緊密交互地執行建模活動。

階段 2.2 定稿版資料為目標區域中所蒐集的所有資料，該資料為已被選擇為可能適合建置最終處置場的區域，完整的資料於 2006 年 9 月 30 日被封存於 SKB

的 Sicada 資料庫和 GIS 中。透過該資料所提供之 Forsmark 場址有關的品質保證、地球科學、和生態資料建立場址描述模型。階段 2.3 定稿版資料之封存日期為 2007 年 3 月 30 日，所有新資料均用於模型的補充分析和驗證。階段 2.3 之資料定稿後，仍持續的進行小範圍之場址調查工作，因此階段 2.3 於定稿之後仍然會補充其他資料。

綜上所述，所有特定科學領域的建模，SKB 皆基於 2.2 階段定稿版資料中可用的資料所完成。依據該資料之地質、熱力、岩石力學特性、和水文地質特性所建構之模型反應至處置場工程的特定目標，並將建模結果彙整至該領域的建模階段 2.2 報告中，接著使用 2.3 階段定稿版的新資料進行補充分析和驗證活動。

### 3.1.3 前期模型版本的審查和評估反饋

SKB 的專家小組「Sierg」，包含瑞典核能檢察署(Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI)和瑞典輻射防護署(Swedish Radiation Protection Institute, SSI)建立的專家小組，從模型的下用戶和前期的模型報告評論中得到使用者的反饋。具體來說，上述兩個單位所建立之小組持續追蹤相關工作的進度，其中由瑞典核能檢察署(SKI)組成的獨立場址調查追蹤及評估小組定期提供建模工作中需解決與相關的問題列表，並由 SKB 針對這些問題列表提出正式回應。

模型階段 2.1[84]之主要工作任務是識別並編譯剩餘的重要問題及不確定性，並提出在即將進行的場址調查和建模工作中應如何處理這些問題及不確定性。初步場址描述[82]中的不確定性、建模階段 2.1 進行的分析結果、處置場設計(Step D1)的工作經驗以及 Forsmark 的初步安全評估(PSE)則提供問題的來源。初步場址描述[82]的 SR-Can 安全評估[85]解決了評估處置場安全性至關重要的其餘場址特性描述問題，並將其作為反饋資訊，提供給場址調查和建模團隊。這些問題已於場址描述性建模的最後階段與處置場設計的重要問題一起解決，並於場址調查工作[87]結束時進行評估，作為評估場址描述模型中可信度和不確定性的一部分。

### 3.1.4 工作方法和整合

#### 1. 方法論

此計畫涵蓋許多不同科學領域，以解析場址的所有潛在特性。這些特性對於場址之整體的理解、深地層處置場的設計、安全評估、和環境影響評估至關重要。整體策略(如圖 3-3)是透過解釋和分析 SKB 的 Sicada 資料庫和 GIS 中有品質保證的原始資料來開發特定科學領域的模型，然後將這些特定的模型彙整至場址描述中。這些定量以及不同領域的模型貯存於 SKB 的 Simon 模型資料庫中，場址描述的下游用戶可以從資料庫中取得有品質保證的模型版本。

場址描述性建模的步驟包含：評估原始資料、3D 描述性和定量建模、以及評估生成模型的可信度。先在每個科學領域內評估資料，並對各科學領域之間的評估進行交叉檢查，隨後進行三維建模，以估計參數值在空間中的分布及其不確定性。其中，地質模型則提供所有科學領域特定的建模之幾何框架。三維描述能顯示參數在相關和指定範圍內的空間變異性，也包含不確定性。

根據早期 SKB 計畫之經驗，例如 Laxemar 建模計畫[88]開發了用於產生場址描述模型的方法，並將其記錄在特定科學領域的策略報告中。編寫初步場址描述[82]的過程中進行的工作則遵循這些報告中的指導原則。此外，在彙整評估的策略報告中，也記錄了產生場址描述模型時各科學領域之間充分整合的策略[89]。

此外，在一定程度上透過追蹤國際計畫的發展，例如 AMIGO 計畫(NEA, 2004)[90]，在相關問題上亦有獲得新的經驗。於適當時機可應用至所採用的方法中，並可能進一步針對策略報告進行更新或修訂。根據綜合評估策略報告(Andersson, 2003)[89]，整體信心評估應基於各個科學領域建模的結果，並有不同的建模團隊參與。透過執行與以下各項有關的檢查可來評估可信度：例如，檢查原始資料的狀態和使用情況，及檢查其產生的模型中的各種不確定性以及一致性。場址描述建模過程中，逐步完成評估程序，並將其應用於 Forsmark 場址描述模型的所有前期版本。

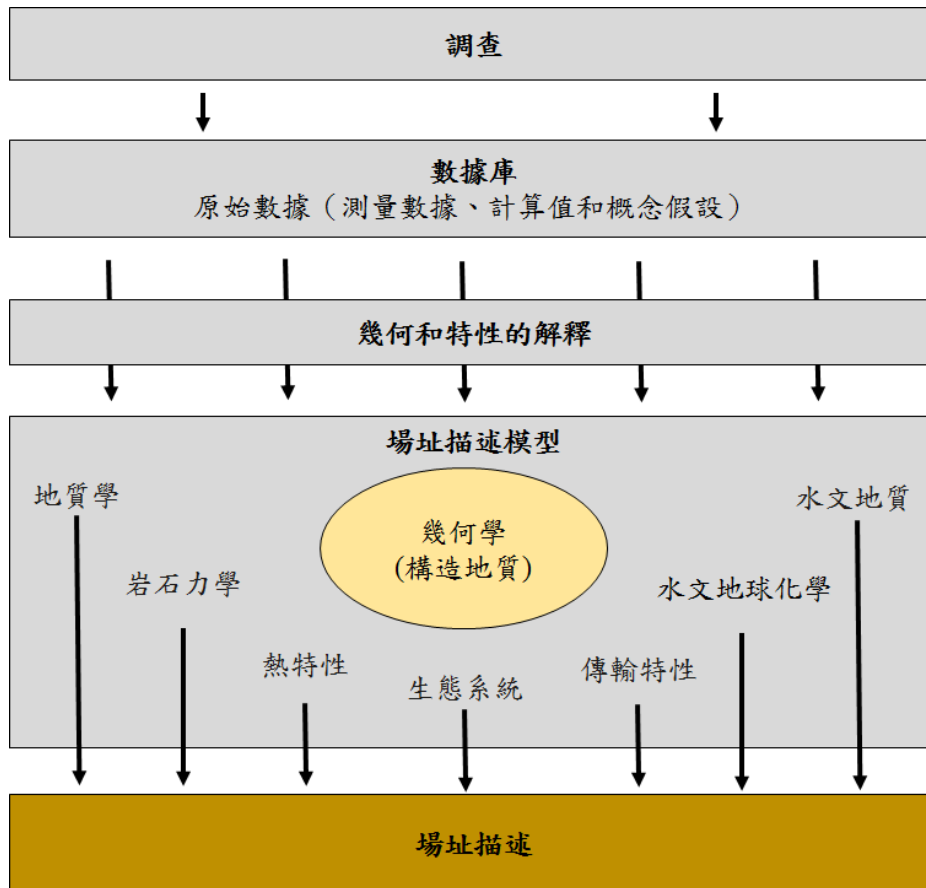


圖 3-3 場址調查工作至場址描述工作之示意圖。

## 2. 不同科學領域之間的銜接

SDM 工作中涉及的幾個不同領域之科學領域，例如 地質學、水文地質學、和水文地球化學。由於大量的資料以及使用者對於目標和結果的要求不同，使地表系統和母岩系統建模之間需要進行整合。以母岩系統為例，母岩描述的核心是地質模型，該模型根據變形帶的特徵和區域之間的岩體提供了幾何背景。以母岩地質模型中的幾何成分為基礎，為母岩開發了其他地球科學領域(熱特性、岩石力學、水文地質、水文地球化學、和傳輸特性)的描述模型。這些模型的開發也突顯出母岩地質模型的重要性。

以圖 3-4 為例，當評估淺層和深層地下水活動以及地下水化學描述時，皆應考慮地表和母岩系統之間重疊的部分。對淺層地下水系統進行建模(如圖中 MIKE SHE 數值建模)，應包括基岩的最上部，其流動條件與母岩水文地質模型(如圖中 ConnectFlow 數值建模)應一致。



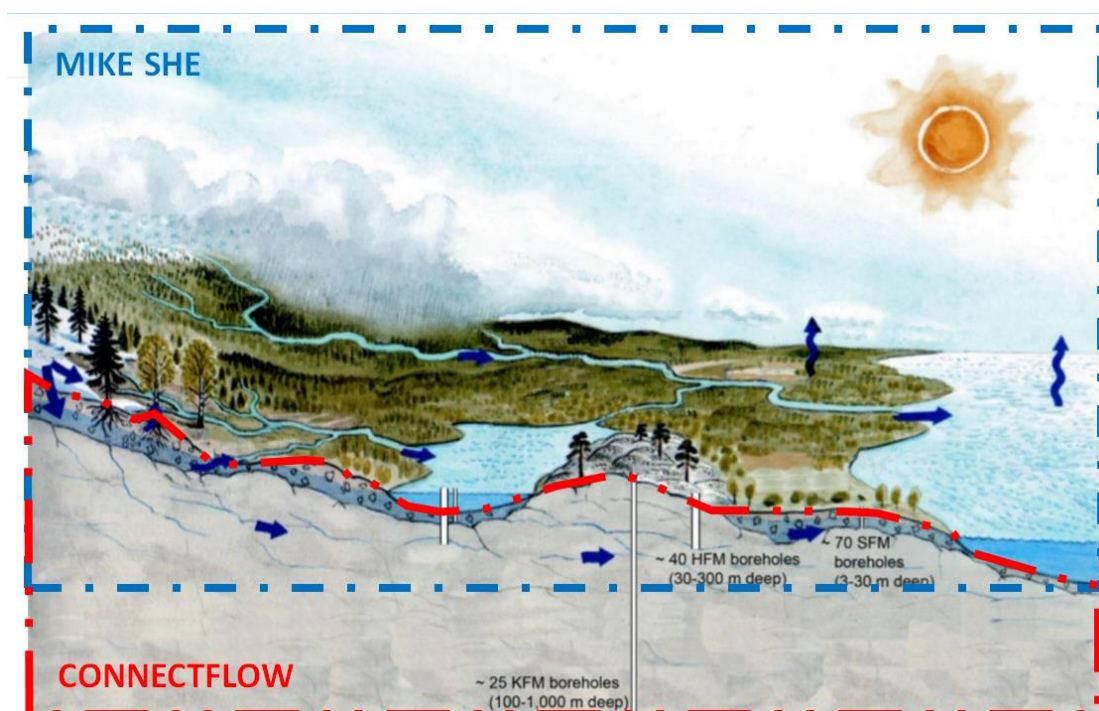


圖 3-4 動畫顯示瞭如何將水文循環建模分為基於地表系統和基於母岩系統  
 ※ 前者使用 MIKE SHE 數值建模工具建模，而後者使用 ConnectFlow 數值建模工具建模。

### 3. 工作安排

建模工作是由一個專案小組以及各個科學領域（地質、熱學、岩石力學、水文地質、水文地球化學、傳輸特性、和地表系統）之代表組成進行。另外，一些小組成員在這專案中應具有特定的重要資格，例如具有岩石可視化系統(Rock Visualisation System, RVS)建模、GIS 建模和統計資料分析方面的專業知識。

專案小組中的每個科學領域的代表都有責任評估原始資料，並負責有關其領域之科學領域的建模工作。然後由該領域之代表本人或與專案小組之外的其他專家或專家小組一起執行建模任務。因此，SKB 所建立的特定科學領域網路群組 (Net-Group)即產生重要的作用。對於 Forsmark 和 Laxemar 場址建模專案，該網路群組皆通用，其目的是執行場址建模任務，並在場址組織、場址建模團隊、和主要客戶之間提供技術連接（處置場工程、安全評估、和環境影響評估）。表 3-1 中列出了應積極參與場址建模工作的特定科學領域的網路群組。

除了傳統的專案工作外，專案小組還應與 Forsmark 場址調查團隊的代表一

起舉辦幾次研討會，對收集到的資料以及所產生的模型不確定性和整體信心進行討論。不確定性和可信度評估的目標和範圍在場址描述性建模過程中，進行修改與反映了建模工作的進展情況。

表 3-1 場址描述建模及其任務/目標所涉及的特定科學領域的網絡。

科學領域	網路群組	任務
地質學	GeoNet	為 Forsmark 和 Laxemar 場地建模項目中的地質建模任務協調提供一個平台。
岩石力學與熱學特性	MekNet	協調岩石力學和熱學特性的建模任務。開發和維護方法說明的資源。
水文地質	HydroNet	水文地質建模的執行；構成水文地質學中所有建模者的平台（需要場址建模、安全評估和處置場工程）。
水文地球化學	ChemNet	對場址的地下水資料進行建模，並生成場址描述水文地球化學模型。將描述與其他科學領域整合在一起，並為進一步的場址調查提出建議。
母岩傳輸特性	RetNet	執行傳輸特性建模；場址建模和安全評估中，為所有與傳輸相關的建模者提供了一個平台。
地表系統	SurfaceNet	透過子科學領域(生物和非生物)針對表面系統進行建模和描述，以進行分布特性(地圖和 3D)建模、跨領域建模、對不同生態系統進行描述、對地景(landscape)中的物質流進行建模和描述、定義和連接不同生物圈對象，並生成場址描述以支持環境影響評估(EIA)。

#### 4. 品質保證

為了確保場址描述模型是建立在符合場址特性的資料上，並且確保這些資料衍伸的模型和子模型的正確性，建模皆遵循 SKB 品質保證系統中的品質保證(QA)程序和說明。經由定義品質保證的程序和慣例，並應用於場址建模的過程，從原始資料收集到下游用戶可用的模型的過程如下：

- (1) 現地和室內試驗收集的所有主要資料都貯存在 SKB 的 Sicada 資料庫和 GIS 中。將資料提供給資料庫的管理員之前，應由資料提供負責人先進行檢查和批准。資料庫管理員將這些資料傳輸到資料庫，並對相同資料

進行排序，然後由資料庫管理員和資料提供負責人檢查從資料庫導出的資料，以確保資料傳輸到資料庫時不會出錯。最後，資料提供負責人簽名批准該資料。這些過程的執行在 SKB 的品質保證文件 SDK- 508 中做了規定。

- (2) 場址收集並用於場址描述性建模的主要資料僅從 Sicada 和 GIS 資料庫中提取。資料收集的報告(P-reports)中提供有關資料收集程序和資料解釋中具有重要意義的資訊。僅允許將已批准(簽名)的資料傳遞給資料用戶。資料庫中所有資料的指令和輸出均應記錄，以便對所有資料進行追蹤。SKB 的品質保證文件 SD-112(Sicada)和 SD-113(GIS)中規定了從資料庫提出和交付資料的執行過程。
- (3) 後續的分析和建模工作中，若發現資料錯誤時應由發現錯誤的建模者進行報告。這些錯誤應彙整在 SKB 內部網站的列表中並發布。資料用戶有責任報告所有發現的錯誤，並根據報告的資料錯誤進行更新。對於報告的所有錯誤，應將錯誤識別類型並採取糾正措施。採取的措施應記錄在資料錯誤列表中，並且根據上述過程將更正後的資料傳輸到資料庫。SKB 品質保證文件 SDK-517 中規定了處理主要資料錯誤的過程。
- (4) 根據上述步驟，使用有品質保證的資料在場址建模中開發的特定科學領域之模型被貯存在 SKB 的 Simon 模型資料庫中。將模型正式發布給下游用戶之前，應由 SKB 負責特定科學領域的人員批准。例如，處置場工程和安全評估允許使用的模型是從模型資料庫所提供的批准版本。資料庫中所有模型的下載均應有記錄，以便對該模型的使用者進行追蹤。SKB 的品質保證文件 SDK-115 中彙編了使用模型資料庫的說明。
- (5) SKB 的專家小組 Sierg 以及主管部門(SKI 和 SSI)成立的專家小組對前期和當前的模型版本進行同儕審查。

## 5. 命名法

專有名詞定義對於 Forsmark 場址的建模和描述至關重要。雖然其中大多數是與建模時幾何框架相關的地質專有名詞，但是對於所有科學領域皆通用。地質專有名詞的定義基於 Stephens 等人(2007)[91]中的 2.4 節。

### 3.1.5 用於建模之調查、可用資料及其他條件

瑞典自 2002 年 1 月開始進行場址調查以來，已將許多資料先後貯存於用於場址描述建模的資料庫中。該技術報告所使用之資料已達到最終的模型版本。本節將概述用於建立此資料庫之場址資料調查作業。

#### 1. 調查概述

##### (1) 初步場址調查階段

模型版本 SDM 1.2 中使用的資料除了模型版本 0 中所使用「較舊」的資料外，還包含 2002 年初開始至 2004 年 7 月 31 日的場址調查資料，其中包括來自 1.1 和 1.2 階段定稿版資料。資料蒐集包括三個主要的調查類別，後續的資料蒐集期間也使用此調查結構。包含：

- (a) 地表系統的地球科學和生態學調查。包含母岩和第四紀地層地質圖。
- (b) 鑽孔調查。包括：
  - 套筒式鑽孔(telescopic boreholes)、標準型岩心鑽孔(core-drilled boreholes of standard type)、衝擊式鑽孔(percussion-drilled boreholes)和第四紀沉積物的淺鑽孔(shallow boreholes)。
  - 鑽探過程中進行的測量、鑽探期間和鑽探之後的岩心和碎屑調查，以及井下井測。
  - 完整岩石的採樣，用於後續的室內試驗。
- (c) 地球科學參數和生態對象的監測。

##### (2) 完整場址調查階段

1.2 至 2.3 階段定稿版資料期間內，場址調查包含前述提到三個主要調查重點。資料取得之管理細分為三個定稿版資料，包含 2.1 (2005 年 7 月 29 日)、2.2(2006 年 9 月 30 日)和 2.3(2007 年 3 月 30 日) 階段定稿版資料。確定所有場址調查資料之後，即可進行分析和建模工作。主要的建模工作以 2.2 階段定稿版資料為基礎，而 2.3 階段定稿版資料中的最新資料主要用於模型驗證目的和補充分析工作。

#### 2. 地表系統的研究

1.2 至 2.3 階段定稿版資料期間進行的地表系統研究涉及以下學科：

- (1) 母岩地質和地表地球物理學：在完成進行初始場址調查過程中對岩石單元、延展性結構和地表破裂進行製圖後，該階段即為 1.2 定稿版資料。接著，Forsmark 地區的地質調查工作集中使用反射震測、折射震測和線型特徵化(lineament characterisation)對深度的脆性結構上增加新的見解。
- (2) 第四紀地質和地表地球物理探勘：對第四紀地層的調查於 2002 年開始，並在 2003 年和 2004 年持續進行。1.2 階段定稿版資料之後，已完成淺海區第四紀地質圖和地層研究。其中，大量的觀測點提供了有關 Forsmark 第四紀地層深度和地層的資料。
- (3) 地表生態學：

2004 年秋季至 2007 年秋季期間完成的各種地表生態調查包含：

  - (a) 水域生態系統特徵化。
  - (b) 完成土壤和地表層內七種陸地植被類型的地表層呼吸作用(ground layer respiration)和基礎生產量(primary production)之調查。
  - (c) 針對 Forsmark 模型區域內 19 個濕地進行調查和分類。
  - (d) 針對 114 個沉積物和生物群樣本進行了化學分析。
  - (e) 地表植被、有機層和石質環境(stoniness conditions)的確定。
  - (f) 分析 Forsmark 三個不同植被類型的林分(forest stand)，其樹木和草本層(field layer)物種的活細根(fine roots)和死細根分佈以及活/死根比率。
  - (g) 調查每年樹木的地上凋落物、凋落物分解以及分解過程中凋落物中有機和無機成分的變化的估計值。
  - (h) 研究了蚯蚓和螞蟻的物質轉換過程，即生物擾動(bioturbation)。
  - (i) Forsmark 區域模型區內收集了 17 個環境樣本，並分析了幾種人工和天然存在的放射性同位素。
  - (j) 針對陸域哺乳動物進行了調查。

### 3. 鑽孔調查

Forsmark 的場址調查期間使用不同特性和技術設計的鑽孔，包括套筒式鑽孔(telescopic boreholes)、標準型岩心鑽孔(core-drilled boreholes of standard type)、衝擊式鑽孔(percussion-drilled boreholes)和第四紀沉積物的淺鑽孔(shallow

boreholes，也稱為土壤鑽孔 soil borehole)。

鑽探過程和鑽探之後，透過地質、地球物理、水文地質和水文地球化學方法對不同類別的鑽孔進行標準化調查。包含以下工作：

- (1) 岩心鑽孔和衝擊鑽孔完成後進行地質和地球物理鑽孔調查和單孔解釋。
- (2) 為提高震波於反射層之分辨率，並為地質構造的延伸提供一些限制條件，在套筒式鑽孔進行了垂直震測剖面法(Vertical seismic profiling)量測。
- (3) 透過當地 Fenno-Skan 高壓輸電系統產生的接地電流進行量測，以及地表自然電位量測。
- (4) 於岩心鑽孔進行現地熱實驗(thermal experiment)，掌握該鑽孔之岩石域中主要變質花崗岩類型的熱特性之異向性程度。
- (5) 透過套鑽法(Overcoring)進行應力量測，以及進行水力裂解法(hydraulic fracturing)和 HTPF 既存裂隙水力測試(hydraulic tests on pre-existing fractures)。
- (6) 透過孔內影像量測釐清鑽孔壁中的鑽孔破裂和其他落塵(fallout)存在於深鑽孔中。
- (7) 進行單孔水力試驗，包括差異流率量測(Difference flow logging)和雙封塞注水試驗。
- (8) 進行許多多孔干擾測試。首先，於衝擊式鑽孔和岩心鑽孔之間進行短期跨孔試驗(short-term cross-hole tests)，目的為調查及驗證鑽孔之間的水力連接。接著，對衝擊鑽孔進行了兩次干擾試驗(interference test)，記錄母岩不同破裂帶如何透過水力進行連接、量化其水力特性並確定該地區可能的水力邊界。最後，結合干擾試驗，使用固定式流量量測和地下水採樣設備進行地下水流量量測。
- (9) 套筒式鑽孔以及標準型岩心鑽孔中進行水文地球化學井測、水文地球化學特徵化以及微生物調查。

由於高品質的鑽孔方位資料對於岩石域和變形帶等建模工作而言至關重要，2006 年秋季至 2007 年秋季期間進行了一次重大資料品質的修訂，透過鑽孔成像處理系統(BIPS)進行井下的識別，並透過圖像處理過程，識別出地質構造的方位。由於BIPS相關的技術的引進，使得某些鑽孔剖面中方位的不確定性過高。因

此，此次修訂包含重新檢查所有 BIPS 記錄並更正已識別的錯誤。

這些工作使地質構造方位資料和鑽孔資料的品質顯著提升。修訂的另一個重要結果是引入了上述參數的不確定性估計。該技術報告彙整了每個鑽孔的幾何形狀不確定性的兩種度量，即高程不確定性和徑向不確定性。2007 年春季提出了對建模而言最重要的鑽孔幾何形狀和岩石結構方向的修正結果，而最終結果，直到定稿版資料 2.3 之後才可用

#### 4. 監測

地球科學參數和生態對象的監測是場址調查工作過程中的一個重要項目。監測為對相同參數或對象進行重複測量，測量參數對象具有一定程度的時間相關性和特定地點的可變性。監測的目標是(1)於未來選址過程可能被選定成為處置場之場址之前建立「無擾動」條件下的資料庫，和(2)增強對參數或受監測之對象隨時間變化的了解。受監測之項目包含：

- (1) 透過高分辨率 GPS 技術對地表岩體運動的監測。
- (2) 從候選區域內的兩個氣象站連續獲取氣象資料。冬天也針對雪深和雪的含水量，以及冰覆蓋和冰的破裂進行監測。
- (3) 進行了地表排水量、水的導電率(electrical conductivity)和水溫的監測。
- (4) 水文地質參數方面，透過場址內之鑽孔和地下水觀測井監測地下水位。
- (5) 水文地球化學監測包括降水、地表水、近地表地下水(即第四紀地層中的地下水)和深層地下水(母岩中的地下水)。
- (6) 地下水流量監測。
- (7) 地表生態調查學科方面，針對鳥類的生活以及麋鹿種群的豐度(abundance)和生理狀況進行監測，以幫助進行環境影響評估。

#### 5. 地理資料

使用的坐標係：

- X/Y(N/E)：the national 2.5 gon V 0:-15, RT 90 system(“RAK”)；
- Z(高程)：the national RHB 70 levelling system。

為了表示地形起伏，數值高程模型(DEM)是一種有效的工具。此模型為二維平面上以連續變量的數字表示，並參考共同基準之z值規則陣列表示。許多類型

的地表模型(例如水文模型、地貌測量模型等)都需要DEM作為輸入資料。

## 6. 其他資料來源

除了 Forsmark 場址調查計畫期間收集的資料外,還蒐集了其他來源的資料,例如 Forsmark 核電廠和 SFR 的較舊的地質和地球物理資料已用於地質建模工作。

## 7. 資料庫

建模工作的基礎是從 Sicada 和 GIS 兩個 SKB 資料庫中提取的場址調查期間獲得的有品質保證的資料。

## 8. 模型尺度和模型區域

場址描述建模使用兩種不同尺度的模型,區域模型和局部模型。通常局部模型需要覆蓋處置場的範圍。因此,局部模型的描述應該足夠詳細,以滿足處置場工程和安全評估的需要。除了局部尺度的描述外,還設計了一個更大尺度的描述,即區域模型,以便將局部模型置於更大的背景中,並允許對主要是水文地質邊界條件的敏感性分析。區域和局部模型體積之間的差異在於建模對象的分辨率,選擇該分辨率是為了平衡建模工作與模型下游用戶的需求。這是確保模型體積所有部分具有均勻分辨率的結果。

### 3.1.6 該報告之支援文獻

該技術報告於完成地表的調查後,對 Forsmark 場址提供了綜合解析,並提供模型概要和支持該場址解析的基礎資料。該報告描述場址的特性和條件,並提供證明這一解析所需之資訊,但是該報告在很大程度上依賴於有關資料分析和建模細節的背景報告。這些背景報告及其在 SDM-Site 報告中的層次結構在圖 3-5 中進行了說明。

產生最終版本的場址描述性建模 SDM-Site 涉及兩個建模階段。第一階段為基於 2.2 階段定稿版資料的建模階段 2.2 所產生的模型,構成了場址描述的基礎。第二階段(建模階段 2.3)利用 2.3 階段定稿版資料中的新資料進行驗證和補充分析。建模階段 2.2 和 2.3 期間所進行的工作則記錄在特定科學領域的背景報告中。報告的層次結構如圖 3-5 所示。場址描述性建模團隊之外,母岩地質、母岩熱特



性、和母岩力學特性的主要下游用戶是負責地下儲層設計的儲層工程團隊。為了能夠為處置場工程提供早期輸入源，於建模階段 2.3 進行驗證和補充分析之前，建模階段 2.2 的結果已先進行報告。

這些報告包括這些科學領域的主要背景報告，如圖 3-5 所示(Level II 報告)。輔助分析則記錄在 2.3 階段的補充報告中。這些報告的內容涉及驗證和補充分析的結果，對於場址描述 SDM-Site 也很重要。對於各個科學領域，將基於 2.2 階段定稿版產出模型，再於 2.3 階段定稿版資料中進行驗證和補充分析，並將其彙整為一份報告，該報告包含 SDM-Site 報告中針對這些科學領域的主要背景報告 (Level II)。

除了特定科學領域的背景報告之外，還有兩個主要的背景報告(Level II)為場址描述提供了重要的資料來源。一為彙整場址描述模型的可信度評估過程和結果 (R-08-82)[87]，另一份報告則為涉及演化方面的報告(R-08-19)[101]，描述場址的長期地質演變、古氣候以及冰川後生態系統和人類的發展。對於破裂和變形帶的水力特性而言，母岩水文地質學對於儲層的設施設計亦至關重要。因此，建模階段 2.2 期間執行的分析和建模結果，即為處置場工程提供早期輸入源。結果彙整於兩個有關 Level III 的背景報告中(圖 3-5)，一為水力特性[92]，另一則是概念性流量模型的開發以及流量模型的數值實現和校準的結果[93]。由於經過校準的水力特性的流動模型也是安全評估的重要輸入源，因此，主要母岩水文地質背景報告中(Level II)也彙編了建模階段 2.2 中，以及在 2.3 階段定稿版資料進行驗證和補充建模工作。



圖 3-5 在建模階段 2.2 和 2.3 期間生成的有關不同級別的 SDM-Site 主報告和背景報告

### 3.1.7 結論

1. Forsmark 場址描述與建模工作的整體目標，是希望透過可用的完整場址調查資料進行場址描述並統整成相關技術報告。大量的資料以及相互間一致的分析 and 建模結果可以提供必要的支持。該報告已經對 Forsmark 場址從地面到潛在的處置庫深度的當前狀態和正在進行的過程有了基本的了解。此外，在長期的地質歷史中，也可以在了解過去演變的背景解釋該場址的屬性。
2. 關於場址描述建模工作的特定目標，完成分析 2.2 階段定稿版的所有資料，分析結果與前期的建模，一併提供做為 Forsmark 區域場址描述模型的基礎。地質模型[94]、熱特性[95]、岩石力學特性[96]、和水文地質特性[92]分別記錄並提供給了處置場工程。2.3 階段定稿版中的新資料已用於模型的補充分析和驗證，並針對這些模型進行了評估或已進行評論。

3. 場址調查方面，無論是初始調查階段或是完整調查階段，皆有一套明確的調查清單，包含了地表系統的地球科學和生態學調查、鑽孔調查以及地球科學參數和生態對象的監測。隨時間演進而有的最新的技術或發現，針對較舊的資料進行更新或針對錯誤的資料進行修正。這些資料最終反應於模型的建置和安全分析。
4. 最終的場址描述模型建立在 3D 地質模型的基礎上，並已成功地將其他特定科學領域的模型彙整其中，而沒有任何相互矛盾的解釋方案。SKB(2008)[87] 已針對模型的信心進行了系統性的評估，包括不確定性的處理和替代解釋的評估。評估的整體結果顯示，對於處置場可構建性和長期安全性而言，大多數重要特性都具有足夠的界限，且來自地下的資料具有進一步減少不確定性的潛力。目標區域之外的不確定性較大，但被認為重要性較低。

## 3.2 英國 NDA 通用處置系統技術規範相關要求

本節以英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)於 2010 年出版之通用處置系統技術規範報告(報告編號：NDA/RWMD/044)中，針對報告中第二章管制要求(Regulatory requirements)中對於相關法令規定及內容進行擇要研析並提出以下內容。

### 3.2.1 前言

法令對處置系統的要求提供重要的規定。因此，處置系統技術規範闡明建構處置系統所必須考慮的政策與法規(對照技術規範報告章節)：

- 安全政策(3.2.2 節)；
- 地質處置設施建造安全(3.2.3 節)；
- 運送安全(3.2.4 節)；
- 地質處置設施運轉安全(3.2.5 節)；
- 環境安全(3.2.6 節)；
- 環境與社會經濟考量(3.2.7 節)；
- 保安與實體防護(3.2.8 節)；以及
- 保防(3.2.9 節)。

## 3.2.2 安全政策

### 1. 相關的法令規定

處置系統應符合所有相關的法規與國際安全規定，包括整體的設計與安全（確保安全的設計），並且採用目前合適的規範與標準。NDA 所屬之放射性廢棄物管理局(Radioactive Waste Management Directorate, RWMD)對於處置系統已經建立設計原則以符合最佳實踐與反應管制機關的期待。處置系統的設計應符合 RWMD 的設計原則。

RWMD 對於地質處置設施已經建立放射防護政策手冊，以敘明 RWMD 的輻射防護政策與放射防護準則。處置系統的設計應遵照 RWMD 放射防護政策進行。在建造處置系統時，必須遵守相關的法令規定，以確保工作同仁、承包商、以及公眾的健康與安全，並且保護環境。在建造處置系統時，有關於健康與安全的主要法令規定包括：

- 1974 年頒布的勞動健康與安全法案(Health and Safety at Work, etc. Act 1997, HSWA 74)[113]。HSWA 74 賦予雇主一般的責任，以確保其員工合理可行的健康、安全及福利且對於非雇用員工並不會受到風險。HSWA 74 規定 NDA 發布健康與安全政策聲明[114]。符合此聲明的規定，由健康與安全執行處(Health and Safety Executive, HSE)所發布的成功健康與安全管理[115]闡明關鍵元素。此關鍵元素的一般原則來自 NDA 的健康與安全政策聲明並且參酌良好措施與法規期待；
- 1999 年頒布的勞動健康與安全管理法規(Management of Health and Safety at Work, MHSW)[116]。MHSW 法規架構於 HSWA 之上且引用歐盟健康與安全架構指令[117]；
- 1965 年修訂頒布的核子裝置法案(Nuclear Installation Act 1965, NIA 65)[118]。NIA 65 規定地質處置設施必須申請核子場址執照，且要遵守 HSWA 74 所規定的主要健康與安全法規。健康與安全執行處(HSE)在場址執照中規定條件以確保裝置的安全運轉。核子裝置檢查處(Nuclear Installation Inspectorate, NII)為 HSE 核子安全部門的一部分，負責英國核子裝置的安全管制。核子執照過程中，為指引法規決策過程，NII 視察員將採用 2006 年修訂的安全評估原則(NII Safety Assessment

Principles, NII SAPs)[118]。對於潛在持照者、既存持照者或負有責任者所運轉的核子設施之安全證案應採用 NII SAPs 評估；

- 1999 年頒布的游離輻射法規(Ionizing Radiation Regulations 1999, IRR 99)[119]。IRR 99 的主要目的乃在確保防護員工與其他人員不受游離輻射傷害；
- 於 2007 年頒布的建築(設計與管理)法規(Construction (Design and Management) Regulations, CDM) 2007 [120]。CDM 2007 的主要目的乃是藉由專注有效的設計與風險管理，以增進建造時的健康與安全。
- 1993 年頒布的放射性物質法案(Radioactive Substance Act 1993, RSA 93)[110]。RSA 93 提供管制固體、液體以及氣體放射性廢棄物的產生與處置的架構，以保護公眾與環境。將採取分階段核准的方式，執行計畫過程中，將建立一系列的暫停點(hold points)。英國政府已經擴展環境許可法(Environmental Permitting regime, EPR) 10，並且已涵蓋放射性物質法規。

IAEA 放射與核子安全原則與指引[121,122]，通常藉由直接引用或執行歐盟委員會指令，併入英國的法規。英國的法規藉由健康保護署(Health Protection Agency, HPA)[124]的建議，亦參酌國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection, ICRP)[123]的指引。

處置系統建造時，在分階段申請與核准過程中，將執行協調式的工作計畫，以確保核准程序遵從正確的次序。NDA 與管制單位、政府以及地方政府的代表，對於建立核准期程[125]一起進行協調工作，此顯示在政府的放射性廢棄物安全管理(Management of Radioactive Waste Safety, MRWS)場址選擇過程的各個階段，需要各種不同管制單位的核准。與英國管制單位、政府部門、權力下放的局處以及地方政府的代表溝通協調後，已經建立地質處置的核准期程。其規定包括：如何獲得土地使用規劃核准(以及支援的環境評估)，可以和核子場址執照、處置放射性廢棄物的授權、以及 MRWS 場址選擇過程各個階段的其他核准事項可以協調核准，以成功執行地質處置。在核准期程所規定的管制協調，有助於確保早期與持續篩選地質處置計畫。

核准期程將隨時更新，以反映法規的修訂異動，並保持在工作計畫進程。例

如，將修訂核准期程以反映放射性物質管制法規的異動，此異動乃是政府根據環境核准法規的條款(英格蘭與威爾斯)[111]所提出。此法令規定在進行地表調查時，若有進行鑽孔探測，在開始時與執行過程中均需要分階段申請。

在合理可行下，將闡明並規定適用的安全標準。例如，對於地質處置設施地下工程的建造與維護，可以引用英國礦業法[126]中的法規與核准的作業規範(Regulations and Approved Codes of Practice, ACOPs)。地質處置設施的設計原則可以引用 RWMD 的確保安全設計的過程。此設計原則[107]已經建立，並符合目前的優良作業及反映管制單位的期待[128]。此設計原則涵蓋引用放射性廢棄物安全管理中的國際與英國國內指引的基本原則，並由設計過程的原則與詳細設計原則所支持。

這些原則的目的乃是對地質處置設施與相關運送系統的設計與設計評估提供基礎。目前預期將由低階指引擴展涵蓋設計原則以提供設計者工作水準(working level)的指引。符合設計原則將在設計過程中的適當點實質化。

對於場址特徵化、處置系統規範(Disposal System Specification, DSS)的建立、作業安全證案的建立、環境安全證案的建立、以及整體設計過程，將採用迭代的方法以指引計畫的推進。執行地質處置需要建立數種安全證案。當計畫進行時，安全證案也將逐步詳細，同時需要進一步的資訊。每一版本的安全證案，將闡明既存資訊的不確定性，同時定義設計進展、場址特性、以及研究計畫。此種反饋機制將使設施[108]的可行性選項達到最佳化，並且支持由 RWMD 所建立處置系統的迭代方法。

RWMD 已經頒布放射防護政策手冊(Radiological Protection Policy Manual, RPPM)[107]，以支援 NDA 的健康、安全、保安以及環境政策[114]，規定所有 RWMD 擬採行地質處置工作的放射防護政策與準則。RPPM 的條款有助於廢棄物的包裝與運送、地質處置設施的設計、作業的執行、以及最終這些設施的封閉，符合法規所訂的放射防護要求。RPPM 所提供的準則適用於地質處置設施的正常作業與異常狀況，以及場址之外的運送。

## 2. 公司之安全政策

執行已符合核准期程的工作計畫，應遵照 NDA 的健康、安全、保安、以及環境 (Health, Safety, Security and Environment, HSSE) 政策聲明所訂的安全政策，

而且要確保員工、承包商、及公眾的健康與安全、保護環境以及員工與資產的保安。應藉由處置系統各階段建立適用的程序或活動來執行安全政策。以確保能：

- 符合所有法令規定；
- 經由紀錄的期望建立高標準的 HSSE 防護；
- 持續的改進過程以達到並維持最優的 HSSE 防護；
- 提升正面的 HSSE 防護文化，沒有不能安全執行的活動，且保護環境；
- 清楚闡明 HSSE 的責任與問責；
- 與內部和外部利害關係者進行溝通；
- 定期審查 HSSE 的政策與程序，並監測成效以確保有效的執执行程序；
- 盡量減少處置系統的環境效應；
- 平衡競合的安全與環境規定，並且以公開透明的方式解決；
- 提供安全與保安的工作環境，包括對緊急應變的適當準備；以及
- 公開透明的計畫，且妥善保護敏感的資訊。

執行者應遵守來自 HSSE 政策聲明的下列一般原則：

- 所有的工作必須由適當合格有經驗的人員以高度專業的標準來執行，且須妥善的獨立驗證與審查所有安全關鍵的工作，以使構思錯誤或未妥善執行工作所造成的潛在後果盡量反映出來。
- 規劃設計、建造、以及運轉處置系統時應採用優良的工程實踐。同樣地，應採用優良的科學知識與工程技術以支援研發工作、解釋所獲得的數據、以及建立安全評估的方法。
- 由於建造、運轉、以及除役過程所產生的潛在傷害，均應闡明並且採用危害消除、危害減緩、隔離危害、工程管制、藉由人員防護裝備(Personal Protective Equipment, PPE)與管理管制的文件(ERICPD)來進行防護的制度建立。

HSWA 74 規定建造者/運轉者應具備健康與安全政策聲明。於是符合此聲明的規定，為 HSE 在其衡量健康與安全管理績效[115]的指引中所闡述的關鍵元素。HSE 指引的一般原則來自 NDA HSSE 的安全政策聲明[114]，並同時考量優良實踐與管制單位的期盼，此部分於 HSE 對核子裝置安全管理的出版物中有詳盡說明。

NDA HSSE 安全政策[114]對所有 NDA 的活動均具有強制力，且程序與活動

的應用規定在地質處置系統發展的每一階段，必須確保員工、承包商、以及公眾的健康與安全、保護環境、以及員工與資產的保安。

### 3. 緊急應變

建造期間，所有必要的緊急應變安排與設備應備妥可用。此外，在適當的時機，必須執行範圍評估，以確認地質處置設施是否將包括足夠量的有毒物質，使此設施符合管制主要事故災害法(Control of Major Accident Hazards, COMAH)[128]所規定的貯存設施。

必須建立涵蓋所有潛在事故的緊急計畫。此將包括地表與地下設施的建造。基於逃生與救援的目的，地下區域將被認為是一個設施由一個完整的計畫所涵蓋。

地下工作人員有關逃生與救援的規定，包括於礦坑逃生與救援法[129]。遵照目前礦業法(礦業法(安全出口))[130]優良實踐的標準，應盡可能，從所有地下區域備妥至少兩條獨立的人員通道至地面。在事故或設備失效時，影響到一個出口通道，則必須有第二條通道可供撤離地下的人員或有效地回復。

主要事故災害管制法(COMAH 法)[128]，採用歐盟委員會指令(96/82/EC)管制主要事故災害[131](亦稱為 Seveso II 指令)。關於潛在事故，亦規定必須考慮非放射性的有害物質。

#### 3.2.3 地質處置設施建造安全

地表與地下設施的建造，應保護工作人員、公眾、以及環境，且不會對地質處置設施的長期安全造成過分的影響。

所有的前置規劃、設計、以及建造活動，均應遵照建築(設計與管理)(CDM)法。雖然地質處置設施不受礦業法管轄，但對於坑道與開挖應遵照 1993 年所頒布的礦業安全與健康管理法與 1995 年的礦坑逃生與救援法。

建造時之安全通常藉由採用最佳可行技術、明確定義的安全管理系統工作及建立強固的安全文化(safety culture)來達成。當採用新技術時，必須藉由測試來支持其可行性。安全管理系統應基於來自礦業開採與隧道工業的優良實踐。

所有的建造工作均受建築(設計與管理)(CDM)法[120]所管轄。建造所定義的範圍很廣，包括建築物、土木工程、以及工程建造作業。建造工作可能包括修理、變更、清理、準備、現場清理與探勘、以及新建工程，且適用於任何結構。結構



的定義包括所有的設施以及構成地質處置設施一部分相關的工廠。CDM 法的應用將包括妥善的排程與協調工作，以考量在建造活動緊鄰地區必須同時進行的作業。在 CDM 法下，任何設計者必須藉由下列事項來避免任何人健康與安全可預期的風險：

- 消除來自建造、清理、維護、使用設計作為工作場所的結構、以及拆除結構的風險；
- 降低來自任何其他災害的風險；以及
- 對於個別措施優先採用會降低整體風險的措施。

設計者也必須：

- 設計工作場所結構時，應考量 1992 年的工作場所(健康、安全與福利)法 [132]；
- 提供設計的資訊，以協助客戶、其他設計者、以及承包商；以及
- 告知其他顯著或不尋常/不明顯的殘餘風險。

依照 CDM 法第 23 條規定，核准開始進行現場工作前，主要承包商必須建立可以接受的建造階段計畫。此計畫聚焦於現場健康與安全的管理與協調。安全計畫的詳細程度，取決於工程計畫的本質與範圍以及對於建造工作的合約安排。

除了遵守法規外，也應遵守適用的安全標準 [126]。此類安全標準的範例，可參考英國礦業法 [129,133,134] 的適當章節，以及地質處置設施建造與維護有關的法規與核准的實踐規範。特別是，安全管理系統應基於英國標準 18001 職業健康與安全評估規範 (Occupational Health and Safety Assessment Specifications, OHSAS) [135]，或 HSE 指引「成功的健康與安全管理」 [136]。

### 3.2.4 運送安全

#### 1. 運送法規

放射性與非放射性物質所使用的運送系統與人員，應遵守適當的法規與有關於其設計、建造以及作業的法規。有關於將放射性廢棄物由其貯存位置運送至地質處置設施，所有的設計與發展活動均應遵照適當的法規。運送系統應包括所有合理可行的措施以預防事故並緩解其效應。

運送系統的設計可分成兩個主要領域-(1)與建造地質處置設施有關的建築材

料、棄土、以及人員的運送，(2)與將放射性廢棄物運送至地質處置設施的專業運送。有關於建造地質處置設施的運送系統設計，將利用建築工業通常所採用的方法。具體的細節將適時建立。

運送放射性廢棄物的運送系統包括將廢棄物包件由廢棄物產生地移送至地質處置設施所需要的所有過程、設備、以及管理安排；包括：將運送包件裝載至交通工具上、監測運送包件與交通工具、隔夜停留、以及運送模式的變更。

具體處理運送放射性廢棄物的主要法規為 IAEA 的放射性物質安全運送規則，TS-R-1[137]。此法規為國際的安全標準，對於運送放射性物質有關的人、資產、以及環境所造成的輻射、臨界、及熱災害提供可接受的控制水平。遵照 IAEA 的法規涵蓋「例行」(無事故)、「正常」(小事故)以及「事故」的運送狀況，針對所有類型的運送包件與運送模式。對於危險物品運送與使用加壓運送設備的相關規範，英國適用法規為 CDG 2009[112]，北愛爾蘭地區則適用 2010 年的北愛爾蘭法規，藉以符合 IAEA 法規的要求。這些法規參照歐洲協議的附件 A 與 B，有關於國際公路運危險物品(ADR)[138]、關於國際鐵道運送公約(COTIF)以及 COTIF 附錄 C 有關於國際鐵道運送危險物品的法規(RID)[139]，以及歐洲協議附錄有關於內陸水道國際運送危險物品的法規(ADN)[140]。ADR、RID、及 ADN 乃是基於 TS-R-1 與 CDG 法規 2009 所建立的安全標準，規定遵照這些歐洲協議來執行運送。由於英國的內陸水道並沒有和其他歐盟成員國直接連接，因此 ADN 並沒有全部採行。

IAEA 運送規則規定運送放射性物質時，必須建立輻射防護方案(RPP)。RPP 的目的為在運送時提供妥善輻射防護措施的考慮，以確保適當應用放射防護系統。RPP 除了其他事項外在適當範圍內，包括方案的範圍、劑量評估、劑量限值、約束與最佳化。RPP 所採用措施的本質與範圍應與輻射曝露的大小與可能性有關。在運送放射性廢棄物與清空可再使用運送貨櫃時，將也適用 IRR 99[119]。RWMD 放射防護政策手冊[107]對於處置系統設計者提供指引，包括 IRR 99 與 HPA 對於英國應用 2007 年 ICRP 建議[123]所做的指引。

內陸水道運送危險物品也應遵守 1987 年港口區域危險物品法規以及英國水道法規。大多數河口水道可以航行遠洋船隻，因此應受國際海運危險物品規範(IMDG)所管轄。

海運須遵守歐盟委員會指令 93/75/EC 與商品運送(危險物品與海洋污染物)

法規[141]。這些法規的主管機關為英國貿易部與海洋巡防署。港區運送、裝載、卸載以及貯存危險物品應受 1987 年在港區內危險物質法規管制。責任歸屬於公司與在港區內附近工作的人員以及港務局本身。法規的主管機關為英國港務局與 HSE。對於船員商品運送法案也有條款加以規定，此包括 1997 年的商品運送(危險物品與海洋污染物)法規以及相關的執行規範。

某些放射性廢棄物亦歸類為「有害廢棄物」。有害廢棄物的定義如同 2005 年所頒布的有害廢棄物法規(英格蘭與威爾斯)與 2009 年修訂有害廢棄物法規(英格蘭與威爾斯)(修訂)[142]的規定。有害廢棄物法規(英格蘭與威爾斯)與廢棄物列表法規(英格蘭)於 2005 年 7 月 16 日正式生效取代 1996 年的特殊廢棄物法規[143]。這些法規對於運送放射性廢棄物也有相關的廢棄物包件數據紀錄的規定。

## 2. 包件設計安全報告

運送包件的設計應證明符合適用法令的規定，且符合 IAEA 放射性物質安全運送規則的規定。

欲將廢棄物運送至地質處置設施所使用運送包件與工業包件的設計過程之一，為提報包件設計安全報告(Package Design Safety Reports, PDSRs)[144]並證明符合 2009 年運送危險物品與使用可運送加壓設備法規(CDG 法規，2009)[112]。英國管制運送放射性廢棄物的法規乃是基於 IAEA 放射性物質安全運送規則，負責包件設計的主管機關為貿易部放射性物質運送組。主管機關藉由應用品質保證與現場稽核程序在運送廢棄物包件負責生產的單位內管制 PDSRs，負責符合確保的方案。運送系統的安全來自符合所有相關的法規，包括與開發者的 HSSE 和放射防護政策[107]，亦包括數值可接受準則與合理抑低(As low as reasonably practicable, ALARP)。對於運送系統須建立輻射防護方案以提供考量運送時的輻射防護措施，以確保妥善應用放射防護系統。

### 3.2.5 地質處置設施運轉安全

#### 1. 運轉安全法規

地質處置設施運轉期間的活動，應遵守核子裝置法案[109]、放射性物質法案[110]、污染防治與管制法案[145]、以及勞動健康與安全法案[113]等的規定，並適時引用。設計時的設計過程應遵照安全、環境、保安以及保防原則的規定、法

規標準的放射防護標準、發表於 NII SAPs 的管制機關期盼及與 HSE 的成功健康與安全管理指引。運轉應遵守輻射(緊急準備與公眾資訊)法規(REPPIR)2001 來執行。

如同在 2.1 節的附註：

- 依照 NIA 65，除了某些例外，在未獲得 HSE 核准執照，不得在場址安裝或運轉任何核子裝置；
- HSWA 74 賦予雇主一般的責任，以確保其員工的健康、安全及福利，並確保非其雇用的人員不曝露於風險；以及
- 環境主管機關依照 EPR 10 核發累積與處置放射性廢棄物的執照，附加限制條件。這些限制條件綁定運轉者，且對於放射性廢棄物的任何地質處置設施的建造與運轉提供管制的方法。

如同 2.2.1 節的說明，設計原則[106]與放射防護標準[114]乃是考量 IAEA 對核能發電廠的基本安全原則[146]所建立。雖然地質處置設施的運轉安全風險遠低於核能發電廠，但是我們認為(以適當的解釋)許多原則仍適用於設計地質處置設施，以確保其運轉期間的核子安全。關於放射性廢棄物處置設施具體的運轉安全，也有較不詳細(less detailed)的國際指引[147]。

輻射(緊急準備與公眾資訊)法規(REPPIR) 2001[148]採用歐盟委員會指令 96/29/Euratom [149]，防止來自游離輻射的危害保護工作人員與一般大眾所規定的基本安全標準，並且具有緊急準備的條款。欲決定輻射(緊急準備與公眾資訊)法規(REPPIR) 2001 對地質處置設施的適用性，必須執行範圍評估。

## 2. 運轉安全

地質處置設施的運轉必須能夠保護工作人員、公眾、以及環境且不會過度影響地質處置設施的長期安全。運轉期間的監測活動應證明達成安全目標。

地質處置設施的設計與運轉應遵照健康與安全主管機關安全評估原則的基本原則[118]，「防護應最佳化，並合理可行的提供最高的安全水平」。

運轉期間的安全應遵守優良工程與運轉安全的一般原則，透過在其他地下運轉領域，例如礦業，所建立的優良實踐，建立定義明確的安全管理系統並且建立強固的安全文化。

NIA 65 規定除了國(女)王外，任何人在建造或運轉核子裝置以前，均必須先

獲得 HSE 所核准的執照。HSE 規定場址執照的條件，以確保裝置的安全運轉。NII SAPs 提供 NII 視察員指引，且對新的核子設施有關於設計與安全理由提供優良實踐的原則，並且規定遵守核子場址執照的條件，尤其是會產生安全證案的情況。證明在工程、運轉與安全管理採行優良實踐，是安全證案的基本要求。建立強固的安全文化以確保防護與安全問題，受到其重要性所保證的關注。場址執照條件可能包括規定所有影響安全的作業須妥善安排，此可藉由執行適當的安全政策、系統與程序來達成。基於風險評估所建立的安全程序(如同 MHSW 法令的規定)，提供符合相關健康與安全法規的基礎。在放置任何廢棄物前，應準備好運轉安全證案，並隨著放置的進行執行更新。

### 3.2.6 環境安全

核准期間與核准期之後，應證明地質處置設施的位置與設計能確保設施環境的安全。位置與設計應遵照核准規定指引 (Guidance on Requirements for Authorisation, GRA) 的要求。

核准期間對於公眾的計算劑量，應低於 GRA 對於處置設施所訂的劑量約束 (dose constraints)。核准期後，對地質處置設施所評估的放射風險，於最大風險的代表性個人，應低於 GRA 所規定每年  $10^{-6}$  的風險指引水平(亦即每年百萬分之一(或更低)的嚴重健康效應或死亡)。

固體放射性廢棄物的處置設施必須遵守核准規定指引 (Guidance on Requirements for Authorisation, GRA)[150] 的要求，並且證明人員與環境有受到保護，不受到處置設施有關的危害。GRA 所規定的基本防護目標為：

「確保陸地設施處置固體放射性廢棄物的方式，可以保護人民的健康與利益、以及環境的完整性，不論是在處置期間或未來，且要獲得公眾的信心並審酌經費」。

如 GRA[150] 所述：「固體放射性廢棄物的處置，應使公眾中個人與人口整體在處置期間盛行的放射風險合理抑低，且將社會與經濟因素列入考量，同時也必須管理對其他生物種的放射風險以及任何非放射危害」。

必須提報環境安全證案 (Environmental Safety Case, ESC) 以證明達成 GRA 所規定的基本防護目標，經由一組處置固體放射性廢棄物有關環境安全的論述，輔以結構的論述與佐證。ESC 應證明公眾的健康與環境的完整性有受到妥善的保護，證明符合指引所規定的原則，同時也證明符合指引所規定的管理、放射及技

術要求。

- GRA 規定如何準備 ESC 以及必須包括的要項，基於基本防護目標與原則，地質處置設施的開發者/運轉者以及環境主管機關均應共同遵守。
- GRA 也規定來自單一場址的任何射源對個人的最大許可劑量。核准期間，劑量約束為設施最佳化的上限值，核准期間包括處置發生的期間與其後主動監管的期間。
- GRA 規定直至核准期間結束，設施的設計與發展均必須持續最佳化，使得在核准期間對公眾的放射風險合理抑低。核准期間的放射風險可藉由降低輻射曝露來降低，而後者可由降低放射性排放來達成。
- GRA 所規定的風險指引水平為每年  $10^{-6}$ 。為證明符合此風險指引水平必須執行風險評估，以使開發者/運轉者了解何種模式成分主宰風險與風險對何參數敏感，來建立模式與指引研究方向。
- GRA 規定要證明對於運轉期間與封閉後放射性與非放射性災害的環境安全，包括多重功能的環境安全方法，因為處置系統具有多重障壁。
- GRA 規定如何藉由結構性的論述，包括定量與補充論點，來符合基本的防護目標與原則。GRA 註明符合數值準則並不足以證明安全，ESC 中需要進一步的安全論述，以提供地質處置設施長期安全的可信度。

### 3.2.7 環境與社會經濟考量

#### 1. 環境與社會經濟的含意

處置系統於設計時，應考量處置系統於執行時對環境與社會經濟的含義。地質處置方案在規劃過程中必須進行策略環境評估與環境影響評估。此評估必須考量社會經濟問題，因此涵蓋永續評估的範圍。

法令規定在策略環境評估中，必須要評估「合理的替代方案」。處置系統的發展必須考量執行地質處置的替代概念設計，與將放射性廢棄物運送至地質處置設施的替代選項。策略環境評估與環境影響評估闡明負面環境與社會經濟的補救措施，同時加強處置系統的正面效應。執行地質處置方案期間，必要時應採行補救措施，並將其列入處置系統設計考量。

設計時必須考慮放射性廢棄物與非放射性廢棄物兩者的現場管理與排放至

空中、水中(包括地下水中)及陸地。

處置系統的設計必須遵照法令規定與國家指引，確保在決策過程中已考量由於場址特性調查、建造、運轉、運送、設施封閉與封閉後等活動所產生的非放射性效應。雖然有些問題是法令與規劃規定，其他則為優良實踐事項。這些評估必須考量社會、經濟及健康影響以及環境影響。

地質處置設施的發展，在規劃過程中，必須執行策略環境評估(Strategic Environmental Assessment, SEA)[151]、環境影響評估(Environmental Impact Assessment, EIA)[152]、以及永續評估(Sustainability Appraisal, SA)[105]。這些過程使擬議中的發展可以考量非放射性的環境與社會經濟的含義。法令規定在策略環境評估[152]中包括評估「合理的替代方案」。處置系統的發展必須考量執行地質處置的替代概念設計，與將放射性廢棄物運送至地質處置設施的替代選項[153]。

SEA/EIA 必須考量地質處置設施發展的全面向，包括但不僅限於下列：

- 政策與規劃；
- 景觀、城鎮景觀及視覺效果；
- 文化遺產；
- 地質與土壤；
- 水資源；
- 自然保留區；
- 交通與運送；
- 空氣品質與氣候；
- 噪音與震動；
- 土地利用與社會經濟；
- 健康與安全；
- 資源使用、服務與公用事業；
- 社區效應例如就業機會；以及
- 健康效應。

任何前述項目中若有顯著不良效應，則必須說明將採行的措施以避免、降低、或補救這些效應。同時也必須考慮效應間的關係、間接及累積影響。

為符合 SEA 指令[151]與 MRWS 白皮書[105]的規定，預期於場址選擇過程的早期階段採用 SEA，包括文件資料研讀。在場址選擇期間將採用 SEA 以：

- 評估在候選社區執行以地面為基礎的調查，所造成潛在環境、社會及經濟影響；
- 採用政府所核准的準則，評估於候選社區建造地質處置設施的環境、社會及經濟合適性。

當對特定場址建議特定選項時，則採用EIA。對於重大發展，進行EIA為核准規劃執照的先決條件。

SEA 指令[151]第 5(1)條規定，評估執行計畫或方案的可能顯著效應必須包括考量「任何合理的替代方案，同時斟酌計畫或方案的目的與地理範圍」。其中也規定須提供「所擬替代方案的理由綱要」。人居指令[154]規定主管機關在核准開發同意書前，必須能同意擬議的計畫不會嚴重影響預定「歐洲場址」的完整性與其保留目的。假若判定會有顯著影響，則必須考慮替代方案。假若不能找到令人滿意的替代方案，或採行有效的補救措施，則依照第 6(4)條的規定，計畫可以繼續，基於「凌駕於公共利益之上的迫切原因」。這些規定於英國人居法規[155]的 48、49 及 53 條。

如同在政府 MRWS 白皮書[105]的說明，對於開始鑽孔的規劃申請需準備初始 EIA。對於以地面為基礎的調查在計畫期間，必須迭代執行有關地下調查的進一步 EIAs。環境評估將用於修訂計畫與補救不利的影響。必須執行基線監測以評估實際的影響。SEA 與 EIA 基本上不是設計工具，且沒有必要捕捉與說明與設計發展有關的環境與永續問題-尤其是在詳細的水平與在執行期間。為彌補此點，目前設想的永續設計目標，將定義成主動引導設計開發。如同其他類似的內部政策文件，例如設計原則[106]與 RPPM[107]，永續設計目標未來將整合列入處置系統規範的修訂。

## 2. 整合的廢棄物策略

設計的開發應考慮放射性與非放射性廢棄物，與其排放至空氣、水中(包括地下水)及陸地。英國政府的政策[156]，核子設施的運轉者規定須備有放射性廢棄物管理的策略，包括擬定場址廢棄物管理計畫。NDA 藉由發布整合的廢棄物策略(Integrated Waste Strategy, IWS)[157]來解決此問題，其說明：



- 如何以整合的方式使廢棄物管理的方法最佳化；
- 預期來自處置設施運轉的廢棄物與排放；及
- 改善廢棄物管理方法所必須採取的行動。

IWS整體考慮所有的廢棄物，包括放射性與非放射性廢棄物以及將來可能變成廢棄物的物質，其整個生命週期都必須予以管理以保護環境。IWS的目的是為最佳化廢棄物管理方法建立框架。其規定包括考慮可預期的廢棄物管理策略、應用廢棄物分類、公眾與工作人員的健康與安全、永續發展、以及世代平等。

### 3.2.8 保安與實體防護

處置系統必須設計成具有實體防護與保安措施，以防止不當使用可裂或放射性物質，同時符合依照核子工業保安法規主管機關(亦即民用核子保安署)的規定。為了公眾與員工的安全、廠房與設備的防護、以及核物料的保防，需要建立實體防護與保安措施。必要的保安部署來自 NIA 65 同時也規定於核子工業保安法規(2003)[158]，且必須以正式的管理程序與命令來執行，以符合核子場址執照的條件。準備好的保安計畫必須提報民用核子保安署(Office for Civil Nuclear Security, OCNS)核准。

供 LLW、ILW、HLW、及用過燃料的地質處置設施，在目前的系統下為第 II 類設施。若包括鈾與高濃化鈾(Highly enriched uranium, HEU)，則必須再重新分類而歸類為第 I 類設施。處置系統設計期間，RWMD 將與民用核子保安署密切諮詢，且設計第 I 類或第 II 類設施的任何作為，需要一位民用核子保安署(OCNS)的駐場視察員，以監督與審核保安措施。

### 3.2.9 保防

處置系統、程序、以及紀錄的設計，應使國際原子能總署與歐盟的視察員能確保，來自民用核子程序的可裂材料不會被轉移供軍事用途或其他未宣告的目的。

歐盟原子能法規 3227/76[159]已經公布執行 28 年，於 2005 年 3 月為歐盟原子能法規 302/2005[160]所取代。法規中顯著的改變為明確對「廢棄物」引用保防規定。法規對「廢棄物」的定義為「核子物料的濃度或化學形態基於實際或經濟原因而不再回收並進行處置」。地質處置設施系統、程序、以及紀錄應設計成使

國際原子能總署與歐盟委員會(能源總局)的視察員能確保，來自民用核子程序的可裂材料不會被轉移供軍事用途或其他未宣告的目的。

將運送至英國地質處置設施的某些廢棄物包含可裂核物料。然而，大多數的廢棄物並不會構成核子繁衍的威脅。保防主管機關基於處置系統設計、運轉約束、核物料的類型、數量、以及形態，在與政府和開發者/運轉者諮商後，建立一套符合保防規定的方法。因此，保防的方法與廢棄物生命週期的每一階段所預期的繁衍風險一致。制定保防策略時的重要考慮因素包括：證明核物料的含量並保持這些驗證度量後續知識的連續性直至執行放置(在回填以前)，但與執行此驗證過程中的點無關。

## 1. 報告規定

保防方法必須遵照歐盟委員會(歐盟原子能)法規 302/2005 的報告規定。必須在建造開始前至少 200 天，向歐盟委員會提報地質處置設施的設計與運轉資訊，並且定期更新。保防方法應經過審查，並在有所異動時進行修訂。

地質處置設施的保防方法將隨時間而改變。設施建造與處置廢棄物期間的方法，可能不適用於封閉後的階段。例如，焦點可能由確保個別廢棄物項目轉移至確保整座設施的完整性。然而，IAEA 的政策在處置後並不終止保防，而是改變方法以反映「運轉狀態」並且增進核物料的隔離。

建造開始前至少 200 天，必須向歐盟委員會提報地質處置設施的設計與運轉資訊，其規定來自歐盟原子能 302/2005 的第 4 條。

## 2. 英國保防署的作用

交貨組織(目前為 RWMD)應與英國保防署(UK Safeguards Office, UKSO)協調工作，以確保處置系統符合國際保防義務。必須妥善安排，使國際原子能總署與歐盟委員會的驗證視察員能夠檢查地質處置設施與其紀錄。

地質處置設施的保防方法受英國保防署管轄。來自英國民用核子方案的廢棄物若包含鈾、鈾或鈾的同位素，很可能必須接受國際保防，因此，必須向英國保防署提報。IAEA 已經建立地質處置的安全規定，以確保保護現在與未來的人們與環境，使不受游離輻射傷害。符合 IAEA 對於地質處置設施的保防規定，與其對設施運轉與安全的潛在影響之技術措施列於參考文獻[161]。

### 3.3 英國 NDA 建議之場址特徵化所需設計資訊

NDA 於 2013 發表之「RWMD 場址特徵化作業所需設計資訊要求」報告[5]，其場址特徵化調查規劃是以經過篩選後剩餘之候選場址為對象，並以地表調查為主要場址特徵調查方式。針對安全分析、工程設計，以及環境評估作業所需之場址特徵資訊，故此報告之重點在於場址特徵化調查所取得資訊，可符合地質處置設施之規劃、設計、建造與運轉等作業需求。NDA 規劃如圖 3-6 所示之設計資訊需求與場址特徵化調查作業間之工作架構與疊代流程，藉以確保所調查資訊可滿足設計作業需求。疊代作業略分為 4 個作業程序，分別為：

#### (1) 界定場址特徵化作業需求：

界定場址特徵化作業需求，規劃合適之調查位置、調查方法與規劃需取得資訊之品質，以及是否需連續監測等。

#### (2) 場址調查作業與數據保存：

從各項調查作業中取得場址現地資訊，並將資訊貯存在數據管理系統中。

#### (3) 場址特徵模型化作業：

透過將調查作業成果模型化之評估過程，將可以取得此區域之現況整體場址特徵。透過 3D 模型建置、GIS 模型建置與或細部場址特徵化的文字描述等，各類場址特徵化模型建置過程與其成果，將可逐步地增進對於場址特徵的了解。隨著取得更多的場址現地調查資訊，將逐步的釐清哪些場址特徵資訊是屬於安全分析作業之重要資訊。

#### (4) 分析、安全評估、環境評估與調查規劃：

場址特徵模型化作業，與同步執行之設計、安全分析與環境評估等作業過程中，再次界定與確認場址資訊需求，以及後續調查之場址調查資訊要求。

因此，場址特徵化調查計畫與設計、安全評估與環境評估作業間之架構，可繪製如圖3-7所示。此外，NDA利用「要求管理系統(Requirements Management System, RMS)」的階層概念，釐清與呈現各階層與各項要求之間的關聯性。所涉之要求階層由上至下略為：

#### (1) 國際規範要求與英國政策要求；

- (2) RWMD處置系統規範要求；
- (3) 設計要求與設計資訊要求(包含特徵參數、調查技術)；
- (4) 安全證案要求與安全證案資訊要求；以及
- (5) 環境評估要求與環境評估資訊。

而後可彙整出場址調查階段需取得之場址特徵參數。此報告聚焦於分析設計要求與其資訊需求，依NDA分析結果，將設計資訊要求分為12個類別，在此類別下共有42個設計資訊要求，彙整如表3-2所列。

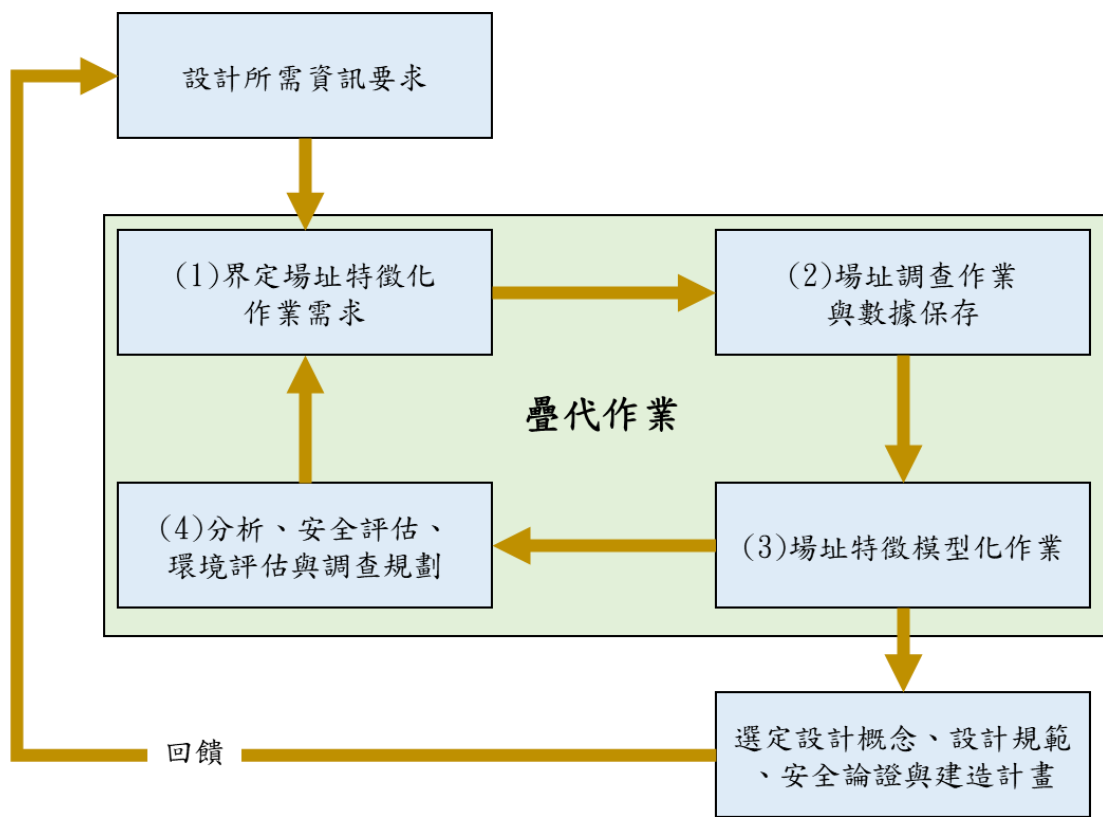


圖 3-6 場址調查資訊與設計資訊需求之迭代作業過程[5]

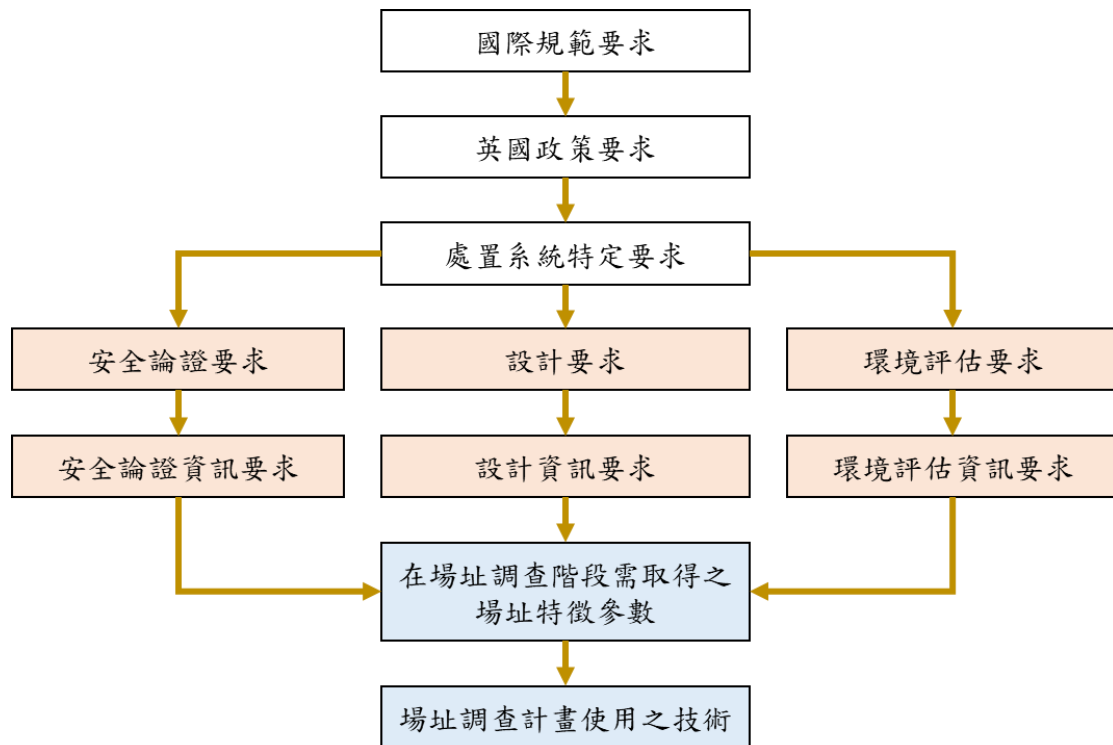


圖 3-7 RWMD 之場址特徵化調查計畫架構[5]

表 3-2 設計資訊要求分類與特定設計資訊要求一覽表

設計資訊要求分類	設計資訊要求
了解表層沉積物和地質構造的三維幾何形狀	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR1 確定指定場址區域的地形細節</li> <li>IR2 確定地質構造的三維幾何形狀</li> <li>IR3 確定表層沉積物的三維幾何形狀</li> <li>IR4 確定表層沉積物和地質構造的地質特徵，以及與適用的水文地質、熱與力學特徵的相關性</li> </ul>
了解表層沉積物和地質構造的岩性	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR5 確定表層沉積物和地質構造的岩性和變化性</li> <li>IR6 確定表層沉積物和地質構造之滲漏潛能</li> <li>IR7 評估地下挖掘過程中，因所含礦物而可能發生的潛在健康危害</li> </ul>
了解地層之三維幾何形狀和不連續性的性質	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR8 確定不連續特徵的位置、方向和類型（例如，斷層）</li> <li>IR9 確定塑性變形區和脆性變形區之間的物理、水文、力學和幾何特性</li> <li>IR10 確定現有地下挖掘和調查井的幾何特性和條件</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR11 確定區域和場址地質結構框架</li> </ul>
了解地下水流系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR12 確定地下水頭的三維空間分佈</li> <li>IR13 識別地下水流和潛在的流徑不連續位置</li> <li>IR14 確定岩體的水力性質與岩體的不連續性</li> </ul>
了解地表和表層沉積範圍的水文系統	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR15 確定近地表水文特徵的區位</li> <li>IR16 確定地表與近地表水文特性</li> <li>IR17 確定洪水影響的可能性、頻率和嚴重性</li> <li>IR18 確定預定的運轉時間和封閉後場址的氣象條件和氣候演變</li> <li>IR19 確定表層沉積物的水文特性和不連續性</li> <li>IR20 確定場址的出滲、補注源和潛在補注路徑</li> <li>IR21 確定氣象條件和氣候的預測演變對滲透、表面侵蝕和洪水等事件作用的影響</li> </ul>
了解地下水化學	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR22 識別地下水體的空間分佈</li> <li>IR23 確定地下水組成，包括同位素</li> <li>IR24 確定地下水化學物質如何隨時間變化</li> <li>IR25 確定地下水化學物質對地質處置設施興建、廢棄物定置和熱負載的影響</li> </ul>
了解場址內的溫度和現地應力	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR26 確定潛在處置母岩及其周圍環境中的現地應力場的方向與量級</li> <li>IR27 評估當前地質構造對現地應力場的影響</li> <li>IR28 確定岩層溫度</li> </ul>
了解表層沉積物的地質和熱學性質、地質構造和不連續性	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR29 確定表層沉積物和地質構造的物理、大地工程與熱的性質</li> <li>IR30 確定地質構造和不連續性的大地工程性質</li> </ul>
了解環境氣體的滯留與運動	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR31 檢測對所有氣體(包括具放射性、易燃和有毒氣體)具有洩漏排放可能性的特定地層位置和深度</li> <li>IR32 確定所有可能自具有洩漏排放可能性的特定地層位置和深度釋放氣體之成分(包括具放射性、易燃和有毒氣體)</li> <li>IR33 確定氣體傳輸特性</li> </ul>
識別並了解地表、表層沉積物和地質構造中的危害	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR34 確定特定場址區域的地貌</li> <li>IR35 識別潛在的地表和地質災害</li> </ul>

	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR36 確定氣象條件和氣候演化，對已知與潛在的地表和地質災害之影響</li> <li>IR37 確定滑坡、塌陷、土壤液化和崩塌的潛勢與成因、表層沉積、近地表與岩層的不穩定性(包括地震災害、氣象條件和氣候變化的影響)</li> <li>IR38 確定具潛在危害的震源位置或其他構造之構造位置</li> </ul>
了解地質作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR39 確定地表短期與長期作用的影響</li> <li>IR40 確定場址在第四紀時期的地質和地貌演化</li> </ul>
了解人類行為	<ul style="list-style-type: none"> <li>IR41 對人類社區和土地利用的描述，包括歷史發展</li> <li>IR42 確定歷史，現況和預測的氣候，及地表水文趨勢</li> </ul>

報告中亦針對前述場址調查之 12 個設計資訊要求分類，與其特定設計資訊要求、設計要求及處置系統規範要求之間的關聯性分析結果進行說明。下述以「識別並了解地表、表層沉積物和地質構造中的危害」設計資訊要求分類作為案例，說明其記錄之關聯性內容，詳如表 3-3。

表 3-3 「識別並了解地表、表層沉積物和地質構造中的危害」分類之相關要求

設計資訊要求分類	識別並了解地表，表層沉積物和地質構造中的危害
設計資訊要求： <ul style="list-style-type: none"> <li>IR34 確定特定場址區域的地貌</li> <li>IR35 識別潛在的地表和地質災害</li> <li>IR36 確定氣象條件和氣候演化，對已知與潛在的地表和地質災害之影響</li> <li>IR37 確定滑坡、塌陷、土壤液化和崩塌的潛勢與成因、表層沉積、近地表與岩層的不穩定性(包括地震災害、氣象條件和氣候變化的影響)</li> <li>IR38 確定具潛在危害的震源位置或其他構造之構造位置</li> </ul>	
設計要求 (DR)	處置系統規範要求 (SR)
DR1 設施布置與基礎設計(IR 35)	SR1~2、SR4、SR7~12、SR15~16、SR22~24
DR2 識別地表災害與限制條件、擬定設計措施用以減輕災害威脅、確保作業環境安全	SR1,SR8-11,SR13,SR16,SR22~24

DR4 設計地面排水系統，以防止洪水氾濫，並管理廢水/徑流，入滲和侵蝕(須包括預期的氣候變化和地表危害) (IR 35)	SR1-2, SR5~6, SR8~11, SR13, SR15~16, SR18-19, SR22~24
DR14 確定地質處置設施通道建造而引起的潛在地層下陷 (IR 37)	SR1, SR9, SR11, SR13, SR16
DR 28 確定可用於設置地質處置設施的處置母岩空間範圍與地質構造空間分佈 (即避免主體構造內的斷層和其他不合適的地面) (IR 38)	SR1~8, SR10, SR11, SR17~21
DR31 評估由於地質處置設施興建而引起的潛在地層下陷 (IR 37)	SR1, SR11
備註：處置系統規範要求主要摘錄自 NDA 之「處置系統功能規範(DSFS)」與「處置系統技術規範(DSTS)」報告。	

### 3.4 英國 RWM 場址評估公眾諮詢

#### 3.4.1 前言

本節所研析之諮詢資料 — 「場址評估(Site Evaluation, SE)」[6]是由英國放射性廢棄物管理公司(Radioactive Waste Management Ltd, RWM)所制定，說明英國如何評估場址，旨在將主要相關的現行政策、立法和法規集中，達成選址過程採用之場址評估方法能夠互不矛盾且可理解。

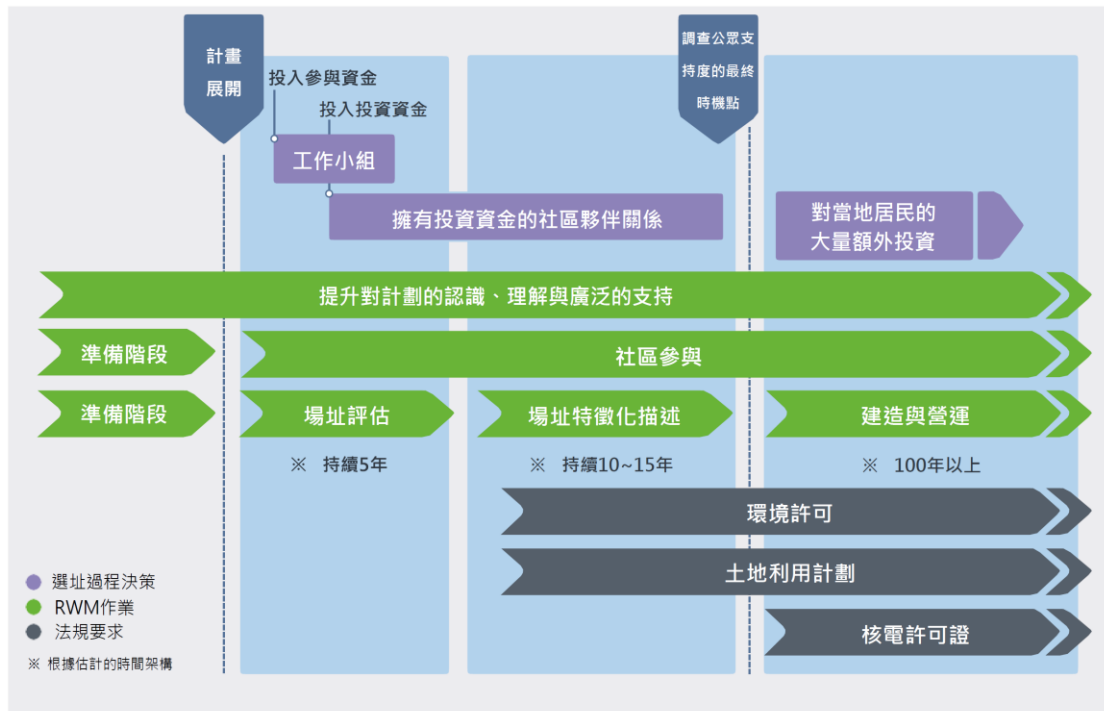
#### 3.4.2 回應要求

在RWM的場址評估(SE)中將回應三個主要要求：(1) 選址程序要求、(2) 國家政策要求、(3) 法律要求。

##### 1. 選址程序要求

選址流程要求源自政府的與社區合作政策，該政策規定 RWM 如何與利益相關方，社區以及代表這些社區的主要地方當局合作，以尋找合適的地點來開發地下處置設施(Geological Disposal Facility, GDF)。通常挑選一個(GDF)可能需要 20 年的時間，圖 3-8 所提供是一個選址程序概述，包含確認關鍵的活動與每個關鍵活動的預期對應時間範圍。





與社區一起工作政策，解釋任何對選址過程感興趣並希望提出一個考慮範圍的人或團體都可以發起有關 GDF 建議地點的討論，這些對話稱為初步討論(Initial Discussion)。一旦各方進行了初步的信息交流並同意該提案值得進一步審議，相關方和 RWM 必須告知所有相關的主要地方當局，並在社區中進行更廣泛的討論。在英國，相關的主要地方當局將是代表所考慮地區的全部或部分的所有區，縣或統一當局、利益相關方、RWM、獨立主席和主持人將組成一個工作小組 (Working Group)。

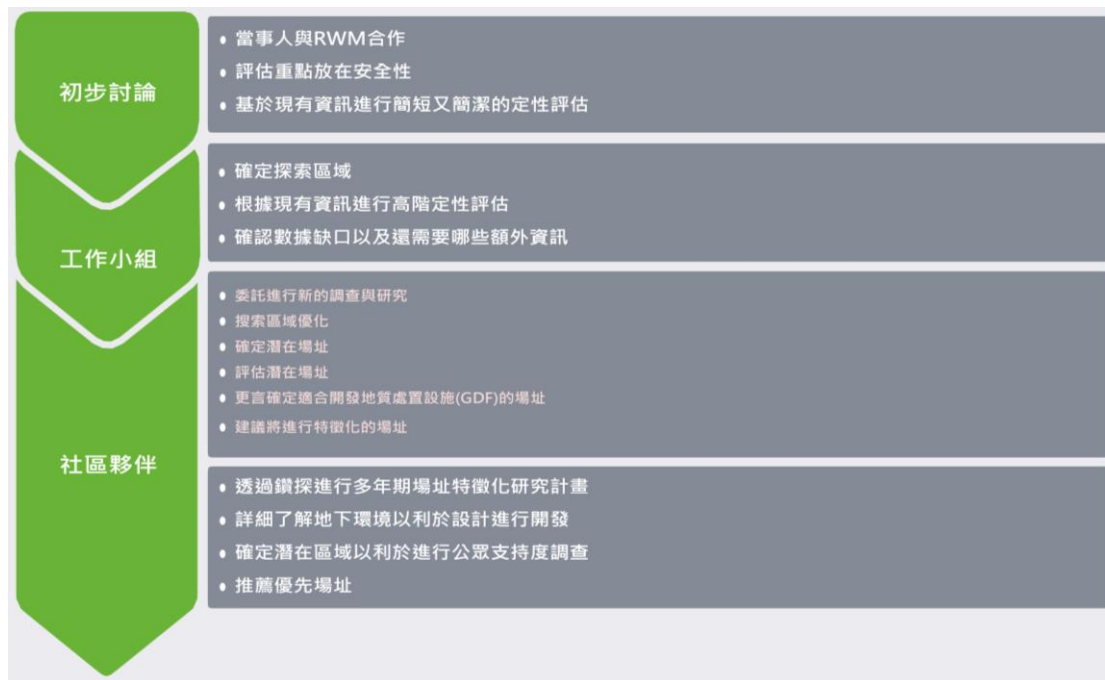


圖 3-9 選址程序及場址評估

工作小組將確定 RWM 允許為 GDF 尋找可能合適的場址的地理區域，這稱為探查區域(search area)。工作小組必須邀請所有相關的主要地方當局加入。該地區中可能受到影響或對 GDF 感興趣的人員和組織，以便確定正式的社區合作夥伴關係(Community Partnership)的成員。該社區合作夥伴關係將包括社區成員、組織、RWM 和至少一個相關的主要地方當局。它將提供一種與社區共享信息的工具，並為社區可能遇到的有關地質處置，選址過程以及作為社區如何使他們受益的問題找到答案。為了使「社區夥伴關係」得以形成和運作，必須至少有一個相關的主要地方當局同意參與。

社區可以隨時退出徵選流程，直到接受了公共支持測試為止；RWM 也可以隨時退出，舉例來說，如果它確定選址過程不太可能在特定社區中成功完成。在決定尋求首相的開發同意或獲得環境署和核管制辦公室對 GDF 的管制批准之前，必須進行公眾支持測試以證明其願意託管 GDF。

社區合作夥伴關係的主要地方當局將在何時進行此公共支持測試方面擁有最終決定權，以徵詢社區對於託管 GDF 的意見。社區夥伴關係的所有相關主要地方當局必須同意舉行公共支持測試，以使其繼續進行。圖 3-9 中總結了 RWM 如何設想它將執行政府政策並通過選址過程取得進展。

## 2. 國家政策聲明要求

除了選址流程要求外，RWM 在評估英國的潛在地點時必須考慮國家政策聲明(NPS)草案中許多地質處置基礎設施相關事項。

NPS 草案中規定了一系列評估原則和影響，地質處置基礎設施的開發人員在提議開發場所時應考慮和評估。在此過程的後期，RWM 的開發許可申請（針對深層調查鑽孔和 GDF 本身）將需要清楚地證明其符合最終 NPS 確立的要求，以及申請如何考慮已確定的評估原則和影響。在最終的 NPS 中，RWM 將需要確保在評估潛在地區和場所時考慮到這些事項，以識別可能阻止成功申請開發同意書的任何事項。

## 3. 法律要求

在整個選址過程中，及為建造和運轉 GDF 的目的，RWM 必須遵守許多立法/法規要求，包括獲得規劃當局以及英國獨立的核與環境管制機構的多項關鍵同意。RWM 將在選址過程中使用 SE 中確定的選址因素和評估考慮事項進行的評估，將用於收集所需的信息，以支持將用於關鍵計劃和決策的應用程序，及管制機構的許可。只有在證明 GDF 符合英國關於保護人員和環境的嚴格管制要求的情況下，他們才會許可或允許 GDF。

## 4. RWM 處置系統規範

RWM 已經根據組織管理、選址和評估，以及設計 GDF 及其建造、運轉之現有關鍵要求，開發了通用處置系統安全證案(gDSSC)和處置系統規範(DSS)。因此，gDSSC 和 DSS 已成為 RWM 發展 SE 中列出的選址因素和評估考慮事項的關鍵參考點。

gDSSC 是一套包括規範、設計和評估的文件，其中考慮了放射性廢棄物地質處置的安全性和環境影響。gDSSC 被描述為「通用」，因為它不是特定於場址的，因為尚未確定用於 GDF 的建造和運轉的場址。它闡明了在各種地質環境中如何按照適用要求安全地設計、建造和運轉 GDF。gDSSC 支援正在進行的包裝廢棄物的過程，以備將來在 GDF 中處理。

DSS 是 gDSSC 的一部分，它描述了處置系統上的要求，並構成了 RWM 現有的通用設計和評估工作的基礎。DSS 中規定的要求不受任何特定場址的影響，

並且適用於 RWM 將評估的區域或場址的總體考慮。因此，無論評估的區域或地點如何，都必須遵守 DSS - A 部分中確定的高階要求；如果不能滿足要求，則該區域或地點不太可能適合 GDF。

### 3.4.3 場址評估－因素與考慮事項

#### 1. 場址評估目的

場址評估(SE)的制定在透過選址因素與評估考慮原因的使用，使可以：

- 一致且透明途徑去評估潛在地區與場址；
- 在既有要求之下，對每一個潛在地區與場址提供適當等級的評估；
- 支持 RWM 可以進一步應用於獲得認可，包括土地使用計畫許可、環境認可與核場址執照。

#### 2. 場址評估架構

場址評估(SE)是設計成在選址程序中，以簡單名詞綜合廣泛類型的議題，RWM 與社區合作工作所需要的考慮項目，並遵守法律規範要求，亦可使 RWM 收集申請許可所需資訊。場址評估(SE)設法將法律規範要求整合於六個「選址因素」分組。這六個選址因素的制定反映 RWM 認為這是選址程序中與社區溝通最重要的議題。

#### 3. 選址因素

RWM 已提出六個選址因素，陳列於表 3-4，含蓋廣泛的議題包括安全、社區、環境、工程可行性、運輸、成本。為了提供更清晰引導 RWM 與社區討論及場址評估，在場址評估(SE)中也將六個選址因素之下再細分成一系列的評估考慮(Evaluation Considerations)。

選址因素或評估考慮總是不能單獨被考慮，因此它們被設計成整體使用於選址程序，使 RWM 基於可用的資訊與要求之下，對可接受地質處置設施之預期地區形成一個定性的觀點。選址因素將廣泛的要求簡單設計成分類，以使可以一個一致且透明途徑去評估潛在地區與場址。

#### 4. 評估考慮事項

在六個選址因素提供廣泛領域的評估。它們是 RWM 在場址評估及與社區討

論的重要主題。為幫助進一步集中評估與討論，特別是當以後選址程序評估更詳細時，RWM 在每一選址因素下已利用要求條件確認一些評估考慮事項。為了一致性，這些評估考慮也都依據處置系統規範(DSS)來制定。表 3-5 至表 3-10 列出 RWM 為六個選址因素所訂立的各項評估考慮事項。

表 3-4 選址因素

法律、選址程序及國家政策聲明之要求	選址因素	
	安全	於一指定地理位置，包括地表環境與地表下地質環境之特性，以及位在該地點的地質處置設施之建造、運轉、封閉與封閉後的安全意涵。
	社區	於一指定地理位置建造、運轉、封閉地質處置設施的潛在社會-經濟意涵，包括提高可能所在社區福祉的潛在機會。
	環境	於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及在該地點建造、運轉、封閉地質處置設施對環境的潛在影響與減緩這些潛在影響的能力。
	工程可行性	於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及在該地點建造、運轉、封閉地質處置設施的可行性。
	運輸	於一指定地理位置建造、運轉、封閉地質處置設施對國家及地方運輸網絡的潛在意涵，包括對該地點地方運輸網絡的必要改善，與減緩這些潛在影響的能力。
成本	於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及這些特性對在該地點設置地質處置設施蘊含的潛在成本。	

表 3-5 選址因素的評估考量－安全

於一指定地理位置，包括地表環境與地表下地質環境之特性，以及位在該地點的地質處置設施之建造、運轉、封閉與封閉後的安全意涵。	
安全狀況條件 <sup>11</sup>	能夠反應GDF的高階管理要求以確保可以進行設計、建造、營運和封閉。
施工安全 <sup>12</sup>	能夠依據所有相關安全的要求來建造GDF（即根據適當的安全狀況所描述的設計）。
運轉安全 <sup>13</sup>	能夠按照所有與安全有關的要求來運轉GDF。
封閉後安全性 <sup>14</sup>	能夠根據所有與安全性有關的要求來封閉GDF。（即在放射性自然降衰減所需的時間內，場址阻隔和圍阻放射性廢棄物、使其遠離人類和生物圈的潛力）。

表 3-6 選址因素的評估考量－社區

於一指定地理位置建造、運轉、封閉地質處置設施的潛在社會-經濟意涵，包括提高可能所在社區福祉的潛在機會。	
社區福祉 <sup>15</sup>	將考量到所有與潛在社會經濟、健康和平等影響相關的要求，以考慮相關社區的福祉。將考量到一個區域內潛在基礎設施工程的累積影響以及汙染和噪音對平等團體可能的任何不利影響。
社區願景 <sup>17</sup>	考慮擬議的地質處置基礎設施之開發是否能與潛在社區的目標或願景保持一致。

表 3-7 選址因素的評估考量－環境

於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及在該地點建造、運轉、封閉地質處置設施對環境的潛在影響與減緩這些潛在影響的能力。	
環境影響 <sup>18</sup>	擬議的地質處置基礎設施對環境的潛在影響將根據與環境影響有關的要求予以考慮。
受保護的棲息地和物種 <sup>20</sup>	擬議的地質處置設施對指定保護地點的潛在影響將根據與受保護的棲息地和物種有關的要求予以考慮。

表 3-8 選址因素的評估考量－工程可行性

於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及在該地點建造、運轉、封閉地質處置設施的可行性。	
永續設計 <sup>21</sup>	利用「優良設計」以生產出永續基礎設施。
可施工性 <sup>22</sup>	能夠根據要求設計、建造、運轉和封閉GDF。
保障 <sup>23</sup>	能夠具有與安全性有關的所有條件之設計、建造、運轉及封閉。
防護措施 <sup>24</sup>	能夠根據與核安全相關的所有條件設計、建造、運轉和封閉GDF。
廢棄物處理和包裝 <sup>25</sup>	考慮潛在區域或場址是否存在任何特殊特徵，以防止以包裝的廢棄物被接受。這將包括考慮潛在區域或場址的任何特殊特徵是否可能需要對當前廢棄物包裝建議的重大改變。
處置清單 <sup>26</sup>	考量處置場深度是否有足夠量體的合格岩石來容納GDF基礎設施和管理商定的廢棄物清單，以及潛在場址如何因應廢棄物數量的改變。
可回收性 <sup>27</sup>	考量是否可以依據要求設計、建造和封閉GD，若有充分理由可以在運轉階段回收廢棄物。

表 3-9 選址因素的評估考量－運輸

於一指定地理位置建造、運轉、封閉地質處置設施對國家及地方運輸網絡的潛在意涵，包括對該地點地方運輸網絡的必要改善，與減緩這些潛在影響的能力。	
運輸安全 <sup>28</sup>	能夠根據與運輸安全相關要求設計、建造、運轉和封閉GDF。包括考量有關放射性物質（由核能管制機構規定）和非放射性物質的運輸安全條件。
運輸保障 <sup>29</sup>	能夠根據安全性相關要求設計和營運GDF的運輸系統。
運輸 <sup>30</sup>	根據與交通影響有關的規定，即包含避免、紓解和補救所產生的影響，對交通基礎設施和相關交通運輸帶來的潛在影響都列入考慮。

表 3-10 選址因素的評估考量－成本

於一指定地理位置，包括地表環境及地表下地質環境之特性，以及這些特性對在該地點設置地質處置設施蘊含的潛在成本。	
施工費用 <sup>31</sup>	考慮在給定地理位置上特徵化和建造GDF及其相關運輸系統的潛在成本，如公共支出和價值的相關要求。
生命週期成本 <sup>32</sup>	考慮在給定地理位置上特徵化和建造GDF及其相關運輸系統的潛在成本，如公共支出和價值的相關要求。
廢棄物接收預定排程 <sup>33</sup>	能夠在計畫的整個生命週期內都能滿足適當的廢棄物接收的預訂排程。

### 3.4.4 支持政府政策

#### 1. 選址過程推展

在評估不同地區或場址，可供利用的資訊等級將有不相同。一般隨著選址程序推展可供應用的資訊將會逐步增加。圖 3-10 中顯示在一地區隨著選址時程相關資訊的等級是如何增加的整體概觀。

#### 2. 初步討論

早期評估可能會集中在安全性上，在這階段的評估 RWM 是利用既有可用資訊去了解某一地區適合設置一個地質處置設施(GDF)的可行性。如果感興趣的建議的面積很小，則在初步討論期間的評估可能需要擴展到該範圍之外，以使 RWM 能夠對周圍的地質條件有充分的了解。

#### 3. 工作小組

RWM 將收集一系列信息，以了解本地區的特徵以及任何相關的問題，並回答社區可能存在的問題。作為工作小組的一部分，RWM 將支持根據「與社區合

作」政策確定探查區域。RWM 還將解釋在早期階段不可避免存在的關鍵資訊不足問題。

#### 4. 社區夥伴關係—非侵入式調查

這是選址過程中第一次進行調查，RWM 將開始獲取有關探查區域的新資訊。例如，可以委託進行生態、運輸、噪聲、空氣質量等方面的調查。使用選址因素和評估注意事項時，在選址過程中的評估此時將開始變得更加詳細，但仍將非常側重於探查區域的表面特徵。如果此時認為是有益且必要的，則 RWM 可能還會決定進行非侵入式地球物理勘測工作，以幫助對該區域的了解。

#### 5. 社區夥伴關係—深孔鑽探調查與建造

RWM 將需要申請 DCO 和環境許可證，以進行深鑽孔調查。這些調查將測試潛在地點的地質條件，以評估是否可以根據要求安全的設計、建造、運轉和封閉 GDF。RWM 將開始取得大多數新的地下資訊，包括 RWM 將進行的針對特定地點的安全評估。RWM 將根據透過深井鑽探調查收集的資訊，評估潛在的主辦社區所包含的地理區域及其舉辦 GDF 的潛在適宜性。必須進行公共支持測試，以確認相關社區是否願意主辦 GDF。再根據公共支持測試的結果，RWM 將就選擇 GDF 的場址向政府提出建議。在適當的時候，RWM 將使用收集到的資訊來申請其有關開發同意書、環境許可證和 GDF 的建造和運轉所需的許可證的申請。

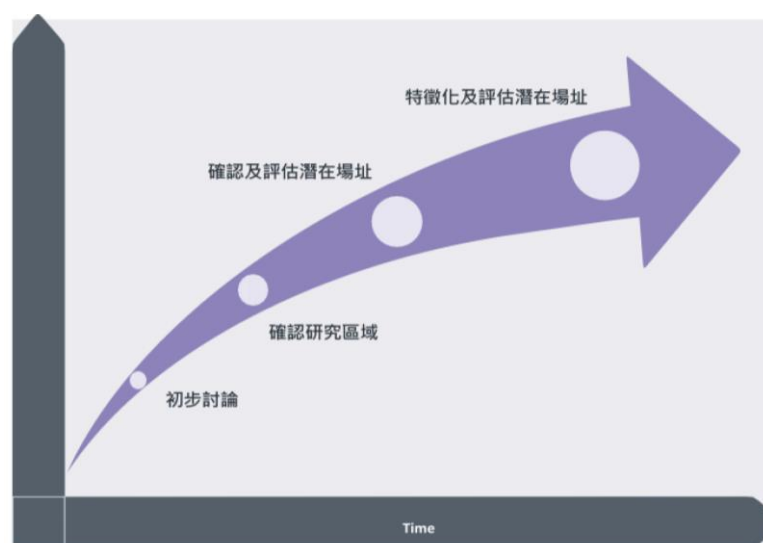


圖 3-10 選址過程中之資訊收集



### 3.4.5 比較評估

可能需要定期進行比較評估，以從多個競爭區域或場址中進行選擇，以逐步進行選址程序。RWM 的比較評估方法將以一種開放且透明的方法為前提，該方法基於透過選址因素對需求的整體考慮以及評估注意事項的基礎。RWM 將使用可獲得的有關被評估潛在地點的比較資訊，基於證據進行定性評估。

### 3.4.6 監督與審查

RWM 致力於實現高標準的性能，並履行對客戶和利益相關者的承諾。為達到對實現願景與使命至關重要的標準，RWM 維護了一個集成的管理系統，其中包括對計劃進行獨立監督以支持改進與學習。RWM 內部監督將確保在 SE 中進行的評估，RWM 還可以利用更多的獨立保證和建議，例如 RWM 的諮詢委員會和進行的同儕評審。

## 3.5 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序案例報告研析

### 3.5.1 計畫緣起

依《核子燃料廢棄物法》(Nuclear Fuel Waste Act)要求由加拿大的核能發電商(Ontario Power Generation, New Brunswick Power and Hydro-Québec)創建核能廢棄物管理組織(Nuclear Waste Management Organization, NWMO)。

該法案要求 NWMO 研究可能的方法及提出建議，然後執行並長期管理加拿大用過核子燃料計畫。2002 年，NWMO 開始制定管理辦法，對加拿大用過的核子燃料進行長期管理。NWMO 進行為期三年的研究，涉及每個省和地區的數千名公民、專家和當地原住民，以制定社會可接受、技術合理、對環境負責和經濟可行的長期管理方法。

2007 年 6 月 14 日，加拿大政府根據 NWMO 的建議，選擇適應性分階段管理作為加拿大管理用過核子燃料於長時間內保護公眾和環境的最佳計畫。

#### 1. 計畫考慮項目

《核子燃料廢棄物法》要求 NWMO 研究基於三種方法長期管理用過核子燃料：在加拿大進行深層地質處置；核反應爐現場貯存；地面或地下進行集中貯存。

透過研究發現每一種方法都有一些獨特的優點，但也有一些重要的局限性。NWMO 配合相關修改建議實現重要目標的方法，並調整計畫分階段管理。

審查受到國際關注的管理用過核子燃料其他選擇。這些選擇被認為不符合「概念證明」（目前無法實施）或合法性等重要標準。在溝通過程中，公眾詢問再取回或再利用廢棄核子燃料的可能性，這將涉及對物料的再處理。公眾還詢問是否有可能減少待管理廢棄物的體積和毒性，此疑慮則涉及到分割和遷變(核轉換)等過程。經過詳細研究，發現這些方案對於 CANDU 型舊燃料來說非常昂貴，在加拿大不太可能實用。NWMO 持續關注這些和其他替代用過核子燃料管理技術的發展，作為其不斷努力的一部分，以納入新的學習和知識，並根據需要審查和調整加拿大計畫的實施方式。國際社會對再處理有一定的興趣，而法國作為當今世界領先的相關研究國家，也已確定需要建造一個深地質處置場，作為其長期管理計畫的一部分，並正在為其選址。

## 2. 加拿大處置規劃

適應性分階段管理是 NWMO 與加拿大公眾長期對話溝通所發展起來的，以反映公眾認為重要的特徵。它與瑞典、英國、芬蘭和法國等許多核電發展國家制定的計畫是一致的。作為一項未來計畫，適應性分階段管理按照國際最佳做法和加拿大公眾的期望，為安全、可靠而長期管理用過核子燃料制定計畫方針。

該計畫要求將用過核子燃料貯存在適當岩層的深層地質處置場中並加以隔離。用過核子燃料將安全可靠地存放在處置場中，並使用多重屏障系統與人員和環境隔離。這種方法是加拿大、美國、瑞士、瑞典、法國、英國和其他地區超過 30 多年來研究、開發和示範各種技術和技術的成果。芬蘭正在建造用過核子燃料深地層處置場，瑞典、英國和法國也計畫建造類似的用過核子燃料和高放廢棄物管理處置場。

加拿大處置計畫基本原則是將學習和知識納入每一步驟中，以指導分階段的決策過程。該計畫具有靈活性，可以根據需要調整計畫。例如，該計畫包括一個選項階段步驟，即在於處置場場址進行淺層貯存，作為應急措施。如果在深處置場準備就緒之前需要從一個或多個當前臨時貯存設施中轉移用過核子燃料，這種階段步驟方式可能會有所幫助。這選項階段步驟的淺層設施將設在場址中心處，以儘量減少用過核子燃料的額外運輸程序，然後可在過渡期間安全可靠地貯存核

子燃料。該計畫還建立在較長時期內再取出用過的核子燃料的可能性，直到在未來所決定最終封閉時間，以及建立封閉後監測的持續時間及形式。

這項計畫將在幾十年內實施，在這段時間裡，可能會經歷加拿大社會價值觀念和優選，知識和技術進步，核技術使用和核子燃料量之變化。適應性分階段管理的設計是靈活的，以確保新的學習和社會優先事項納入加拿大的處置計畫，並允許該計畫修正並適應可能遇到的其他變化。

適應性階段管理包括：

- 在適當岩層地下深處處置場中集中控制和隔離用過核子燃料；透過一系列步驟和明確的決策點實現處置目標，這些步驟和決策點可以根據需要並隨時間進行調整；
- 在整個執行實施過程中為人們和社區提供參與的機會；
- 如果需要的話，允許在場址中心處進行可選擇的淺層臨時貯存；
- 透過持續監測用過核子燃料，確保長期管理；
- 如果需要取出廢棄物或利用可能開發的新技術，則保持在較長時間內再取出用過核子燃料的能力；和
- 提供財務擔保和長期專案資金，以確保必要的資金將用於長期維護用過核子燃料處置設施。

### 3. 後續階段選址

NWMO 目前正致力於實施適應性分階段管理。第一項主要任務是在已瞭解和有意願接受處置設施的地區，在適當的地質構造中尋找適合處置的場址。

### 4. 建立夥伴關係

該處置計畫將透過一個長期的夥伴關係來實施，包括當地社區、處置計畫所在的較大區域地區和 NWMO 之間，透過公眾參與、對話溝通和合作，才能確保在處置作業的進程之每一個階段都滿足社會需要，並建立和維持彼此信任及信心。

### 3.5.2 處置計畫說明

對加拿大用過核子燃料長期管理涉及大型高科技專案的處置設施建置，該處置計畫專案將在當地社區創造數千個就業機會，並可能在幾十年內在處置計畫場址當地社區創造數百個就業機會。

#### 1. 處置計畫關鍵組成部分

這項耗資 160 億至 240 億美元的國家基礎設施專案將涉及開發需要長期管理用過核子燃料的深地質處置場，和用過核子燃料運輸系統，以及一個國家專業知識中心。

#### 2. 深地質處置場所涉及項目

深地質處置場是一個多重障壁系統，旨在長期安全地處置和隔離用過核子燃料。根據現場的地質情況，將在大約 500 公尺深度處進行建造，並將包括用過核子燃料處置窖坑道網（見圖 3-11）。

用過核子燃料將裝入專門設計和認證的運送容器中，並運至處置場現場，於處置場現場用耐腐蝕容器重新包裝，以便放置在處置場中。集裝箱將通過豎井下降，並在地下運輸到處置窖內。容器將放置在垂直或水平鑽入岩石的鑽孔中。然後用膨潤土密封，膨潤土是一種有效的密封材料。

在實施的所有階段，都將對用過核子燃料進行監測。它也可以隨時再取出。只有當社區、NWMO 和管制機構同意時，才會回填和密封通道和豎井，然後實施封閉後監測。必須制定一個可靠的安全案例，證明專案可以在現場安全實施，包括運輸，並且可以滿足或超過管制機構和社區的要求。

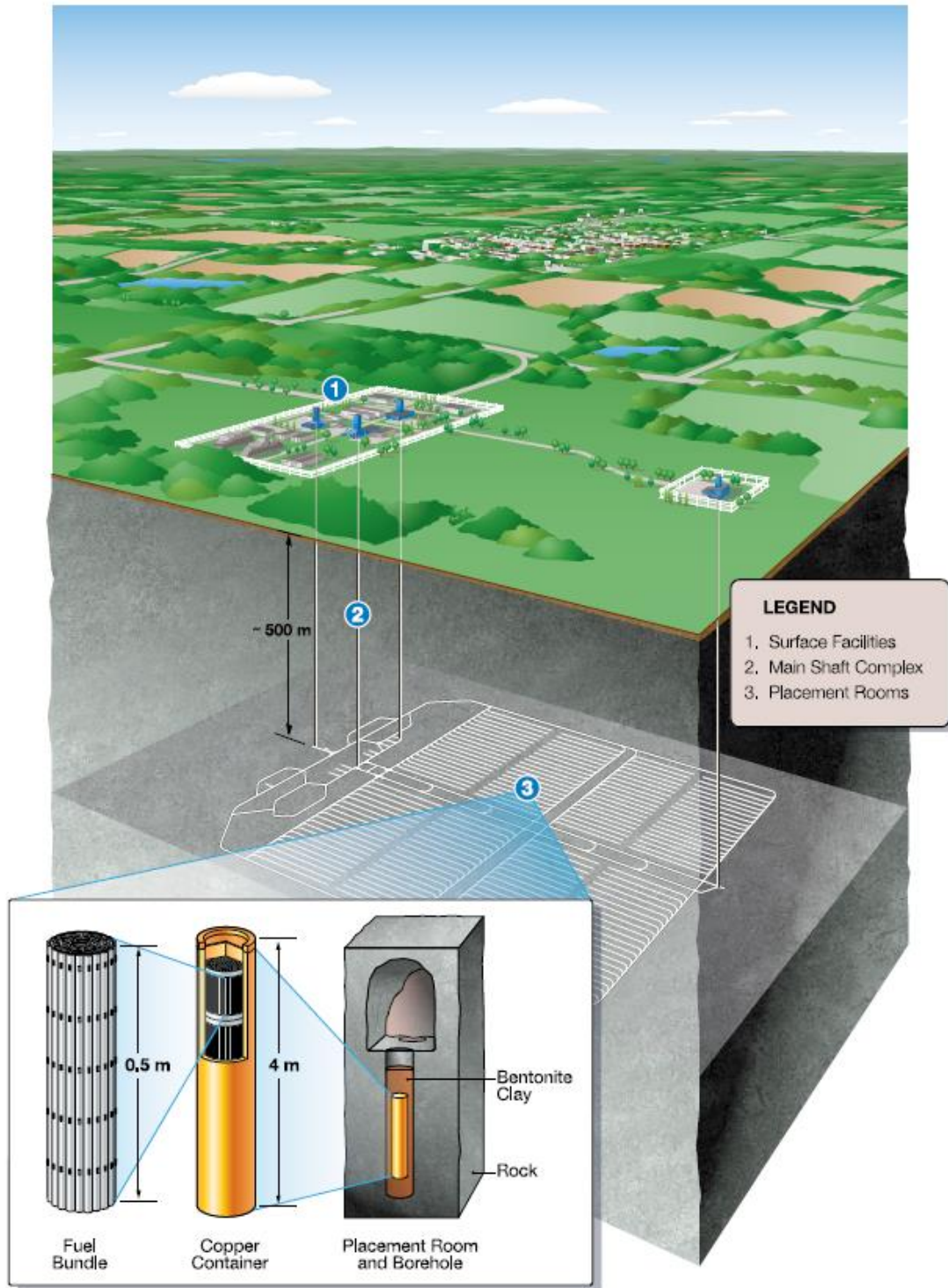


圖 3-11 加拿大深地質處置場地面設施、坑道及處置設施概念示意圖

### 3. 運輸用過核子燃料涉及項目

用過的核子燃料目前安全地貯存在聯邦政府許可的貯存設施中，貯存地點在生產核子燃料的地點（見圖 3-12）。將加拿大所有用過的核子燃料放在一個中心

位置，需要將其從這些臨時貯存設施轉移到深地質處置場的集中場址。根據現場的位置，這可能涉及使用公路、鐵路或水路（即卡車、火車或輪船）或三者的組合。

在開始將用過核子燃料運輸到處置場之前，核武器管理組織需要證明任何運輸系統的安全性，以滿足管制機構和公眾的要求。在頒發運行許可證之前，這種材料的運輸將需要滿足加拿大運輸部和加拿大核安全委員會提出的嚴格要求，並且在頒發許可證後將受到持續的合規性監測。

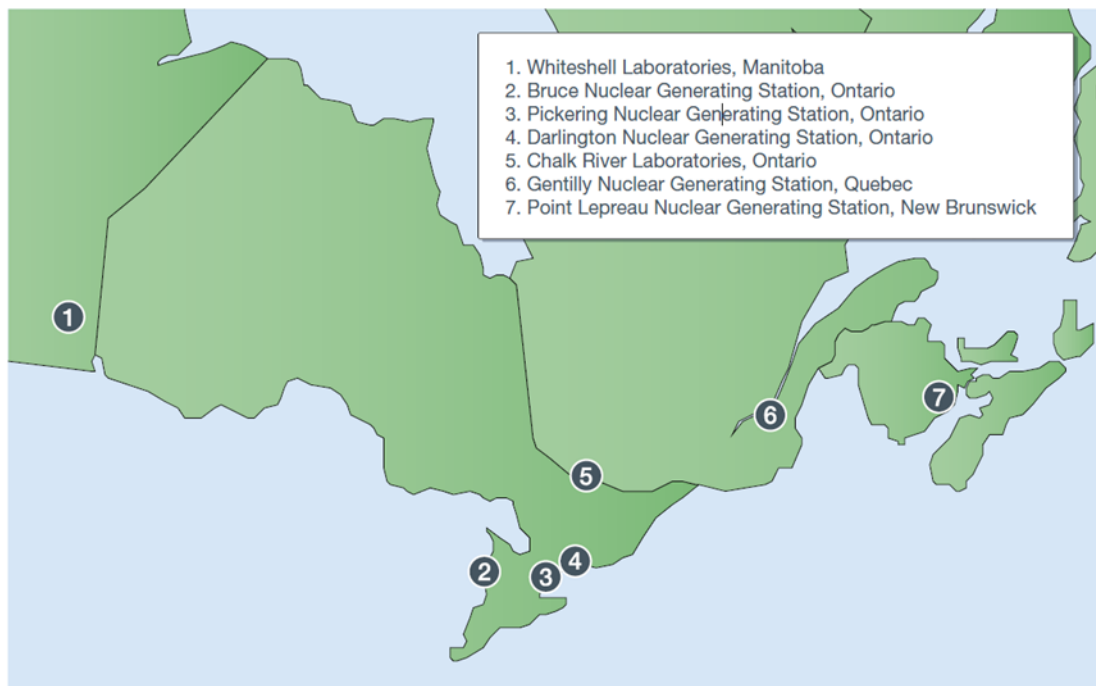


圖 3-12 加拿大生產核子燃料之位置圖

#### 4. 專業知識中心

在選址過程的第 4 步驟（後續將介紹），將為考慮選址的每個社區建立一個專業知識中心。中心將設在社區內或社區附近，由社區決定。其目的是支援對選址過程的關鍵組成部分，即技術安全和社區福利相關方面的選址作業，進行多年測試和評估。在此期間，它將成為一個活躍的技術和社會研究及技術示範項目的所在地，涉及地球科學、工程和環境、社會經濟和文化影響評估等多個學科的科學家和其他專家。

專業知識中心的設計細節將與社區和周圍地區一起制定，並考慮到他們的偏

好。該專業知識中心的設計可作為一個重點，透過公眾溝通和互動展示，讓社區成員更多地瞭解專案，並查看正在進行的現場評估所涉及的科學和工程工作。該中心可以作為一個小型科學中心來設立，突顯和展示用於確定該地點是否合適的科學和技術。可將其開發為社區的會議場所和學習中心，以及歡迎來自該地區和其他地區感興趣的遊客的目的地。

如果最終選定該地點作為深地質處置場的所在地，則將擴大專業知識中心，以包括並支援旨在確認該地點特徵的地下設施的建造和運作。與其他國家建造的高放射性廢棄物深層地質處置場一樣，該專業知識中心將成為加拿大和國際間知識共用的中心。

## 5. 社區和周邊地區該有的期待

處置計畫的基礎設施開發將涉及科學家、工程師、專業人士、商人和許多其他人，對其所在的任何社區和地區亦將產生重大影響。處置計畫為一橫跨世代之計畫，將分多個階段執行，深地質處置場址的選址和建造將歷時二、三十年，而放射性廢棄物將被放置在場址內超過三十年或更長的時間，場址在關閉前亦必須進行長時間的監測。有鑑於此，深地質處置場址將成為國家技術、環境和社區研究的專業知識中心，中心彙集由科學家、研究人員和其他人所組成的跨領域核心小組，進行與深地質處置場址建造相關之知識庫研析。可以預期深地質處置場址的相關設施和基礎設施的建造和運轉預計將在幾十年內為場址所在社區帶來巨大的經濟效益。此外，計畫周邊相關執行項目也將為場址所在社區或省分提供大量就業和收入，以及提升專業技能的機會。

另一方面，處置計畫的規模及其性質，可能造成社會和經濟壓力，例如，與處置場址施工階段相關的臨時工人的湧入所可能會產生壓力、對社會和有形基礎設施服務的需求增加等。為避免或儘量減少這類社會成本，並幫助社區適應與計畫有關的機遇和挑戰，必需要有謹慎管理之措施，以確保社區環境的長期健康與永續，例如：針對在職業培訓、負擔得起的住房和所需基礎設施等領域提供援助及必要性的審視。

### ● 社區福利

社區福利的執行將透過計畫所在社區及涵蓋範圍較大區域和與 NWMO 的長期合作關係來進行，其重要的目標之一為計畫的實施方式需有助於促進

社區環境長期福祉和永續性。

處置計畫設施和相關專業知識中心的建造與運轉將持續數十年，將為場址所在社區、所屬省份帶來巨大的經濟效益，然而，如此大規模之計畫亦可能造成社區的社會和經濟壓力，因此，透過社區與 NWMO 的共同合作以進行管理有其必要性。處置場址選址的過程中，鼓勵社區和其他可能受影響的人，依據他們的長期計畫和願望，仔細考慮他們對計畫的興趣及可能的參與。

## 6. 處置計畫需求面積

在選址過程中，若一地區有意願成為候選場址，可利用之土地來容納地面和地下設施將為一必要條件：

- 場址需要約 100 公頃（250 英畝）的面積用於地面建築和相關設施。此外，可能需要限制地面設施附近區域的活動，以滿足管制或其他要求。
- 地下處置設施需要位於一個適合的母岩地區，該區大約 2.5 公里\*1.5 公里（375 公頃/930 英畝），深度約 500 公尺。NWMO 必需對地下處置設施上方的土地擁有所有權，儘管該土地的一部分將與社區一起考慮其他用途。

## 7. 是否排除了某些區域？

根據目前所擁有的資訊，加拿大境內有許多潛在地區可作為用過核子燃料長期安全貯存與隔離之用，然而，進一步詳盡的地表和地下調查，以確認地區的合適性將有其必要。報告內針對感興趣的社區，著重於現場評估過程，流程旨在確保社區在開始認真評估其興趣之前，就其潛在的適用性獲得早期回饋。

## 8. 有多少用過的核子燃料需要被管理？

依據《核子燃料廢棄物法》，NWMO 被要求管理加拿大生產的所有使用過的核子燃料，截至目前為止，加拿大產生超過 2 百萬的用過核子燃料束。如果加拿大現有的核電廠運轉至其除役，包括電廠的翻新，所有使用過的核子燃料數量將會增加一倍，處置設施需要足夠之空間，以容納和隔離加拿大現有核電廠所有使用過的核子燃料棒。雖然，日後核電廠所屬省份、核電站營運公司及管制機構因政策作出有關核能發電的決定，可能會導致產生更大數量的用過核子燃料棒，亦



可能產生不同類型的用過核子燃料棒，例如，現有反應爐壽命可以通過額外的翻新來延長或省級政府決定建造新的核電場等，不論如何，用過核子燃料棒或相關廢棄物均須在加拿大境內進行管理。

有多少用過的核子燃料棒會放置於處置場址中，需獲得所在地區的同意，並以提拱當時所能夠獲得的最佳資訊，與場址所在地區、周圍社區及其他感興趣或可能受影響的人，以公開、透明的方式進行協商（表 3-11 所述第 6 步驟）。在處置計畫開始之前，法律要求的管制審查與核准（表 3-11 所述的第 7 步驟）將依據公開、透明方式所協商之結果進行。

## 9. 處置設施接受國外廢棄物嗎？

否。不得將任何國外廢棄物（來自加拿大境外的用過的核子燃料）放置在該設施內。依據《核子燃料廢棄物法》，授權 NWMO 管理加拿大用過的核子燃料，並與加拿大人民以適應性的分階段管理方式，滿足此一任務。適應性的分階段管理方式主要由 NWMO 所建議提出，並在此基礎上獲得加拿大政府的核准。

## 10. 處置計畫經費來源？

處置計畫的規劃、建置和執行經費由加拿大用過的核子燃料的主要擁有者資助，包括：安大略省發電公司、NB 電力公司、Hydro Qué 及加拿大原子能有限公司。《核子燃料廢棄物法》要求這四家公司各自建立獨立管理的信託基金，並每年存款，以確保在需要時提供資助計畫的資金。NWMO 有責任制定經費維持的公式，並確定每家公司每年所需的信託基金存款金額。2009 年 4 月，加拿大自然资源部批准此經費維持公式，其中規定了每家公司每年需要提供的資金。此經費維持公式需要隨著時間進行管動式修正，NWMO 在獲得建造深層地質處置場址和相關設施的許可證之後，部長必須在審查會議時再次審查和批准經費維持公式。

## 11. 計畫期程及成本

處置計畫將分階段實施，並持續數十年，估計所需成本為 160 億到 240 億美元<sup>(1)(2)</sup>。

(1) 計畫的最終成本將取決於需要存放的用過核子燃料棒數量、施工時間和現場地質等因素。

(2) 有關計畫成本估算及勞動力和 dollar figure（反映現金流）估算，請參見：AECOM，對主辦 APM 計畫的典型社區經濟效益的初步評估。2010. (發佈於 NWMO 網站 [www.nwmo.ca/sitingprocess](http://www.nwmo.ca/sitingprocess))

其計畫過程中各階段作業時間說明如下：

### **(1) 選址過程中的選址評估（10 年或以上）**

NWMO 將與社區合作，在現場進行詳細的研究和評估，以確認其在安全和社區福利方面是否合適，並支援管制核准流程。工作項目包括詳細的現地調查和實驗室實驗、鑽孔至研析處置設施深度的測試、監測和安全分析及社會經濟面向的研究等。此項目亦包括專業知識中心設置，將有數十名具有廣泛技能的工人參與，包括：技術和社會科學家、設備操作員以及其他熟練的技術人員。上述工作項目的執行將為選址過程的一部分，NWMO 欲完成此階段的工作項目，預估總開支為每年數千萬美元。在這一階段，NWMO 將提供資金，協助潛在的感興趣社區建立對專案的瞭解，透過充分參與評估的過程，提升公民參與及評估，並提升對處置計畫的興趣。

### **(2) 管制批准（5 年或以上）**

若一地區成為處置計畫的首選地點，NWMO 必須按照《加拿大環境評估法》的要求完成環境評估，並獲得加拿大核安全委員會(Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC)對於場址的準備和建造許可證。在申請核准期間，NWMO 持續進行現地工作，針對場址的安全進行徹底、正式和公開的評估，以便在獲得許可證之後的工作預作準備。

### **(3) 地下示範設施和深地質處置設施建造（10 年以上）**

在獲得相關的許可證之後，NWMO 將開始建造一地下示範設施，該設施之場址特徵需在申請經營許可證之前獲得。此工作項目預期將數幾百名人員參與建造地下設施，此外，將擴大專業知識中心，並配置適當工作人員，使之成為全國性的知識中心，該中心將貫穿整個計畫的施工和運轉。NWMO 在此一階段的總開支預估每年約 1 億美元，為期約 5 年。

NWMO 將在約 500 公尺的深度建造深地質處置設施，處置設施將由一系列通道和服務井以及一個通向處置室的隧道網路所組成，在這些處置室中，長週期的用過核子燃料將被安全地密封在母岩中。NWMO 將於地面建造設施，用於接收、運輸及重新包裝用過的核子燃料用過的核子燃料，以及準備回填材料。地面設施每年將有大約 600-800 名人員於現場工作，其人員將包括設備操作員、工程師、科學家、採礦人員、商人、社會研究人員、財務管

理人員和公共通信專業人員。NWMO 將與社區合作開發可能需要的基礎設施，以支援社區內或社區外（如果社區願意）周圍地區的人員。NWMO 在此一階段的總體支出將為每年數億美元，為期約 5 年。

除了直接與處置場址直接相關的就業機會之外，本階段亦將為場址所在社區創造大量直接就業機會，提供交通、餐飲、設備供應等多種配套服務。根據所在經濟區域的不同，建造階段將在整個區域創造數億美元的商業利潤和個人收入。

NWMO 將與社區以及潛在的相關人員合作，以有助於促進社區及其所在地區的長期福祉和永續性的方式進行場址設施建造。

#### **(4) 設施運轉（30 年或以上）**

處置設施在收到 CNSC 核准的營運許可證之後，將開始運轉。在運轉的過程中，用過核子燃料棒將從暫時貯存地點，經過特殊設計之運輸桶運送至場址後，重新包裝於可長期貯存的容器中，並將其與回填材料（視情況而定）一起放置於深層地質的處置設施中。此階段需數百名的人員參與，參與人員之技能包括：設備操作員、工程師、科學家、安全專家、採礦人員、商人、金融分析師和社區參與專業人員。NWMO 在此一階段的總開支每年約為 2 億美元，而處置設施的運轉需要眾多企業的支持，亦將為許多企業在場址所在社區創造許多就業機會。根據所在經濟區域的不同，該設施的運轉將在此階段創造商業利潤和個人收入，財富每年可高達數億美元。如同與社區間之協議，NWMO 將與社區以及潛在的相關人員合作，以有助於促進社區及其所在地區的長期福祉和永續性的方式進行場址設施運轉。

#### **(5) 延長監測（可能 100 年或更長時間）**

NWMO 將與社區以及潛在的相關人員合作，對處置場址進行監測，支援資料的搜集以及確認處置設施的長期安全性和性能。未來社會發展將決定適當的監測形式和持續時間，而管制機構將有權參與任何現場監測的所有決定。

#### **(6) 設施除役**

NWMO 將與社區以及相關人員合作，進行設施之除役。未來社會發展

將決定處置設施的關閉方式。一旦處置設施決定關閉之後，NWMO 將向 CNSC 申請除役執照，而 CNSC 核准除役執照的前提必須完成環境影響評估。NWMO 將拆除地下設備，回填和密封通道和豎井，並按照一定期程與方式，與社區、管制機構和其他相關個人合作拆除地面設施。

### (7) 除役後監測

未來社會的發展將決定處置設施關閉後的監測形式和持續時間，而管制機構將有權參與任何現場監測的所有決定。

### 3.5.3 處置計畫流程步驟

決定一合適的處置場址，必須通過一系列的步驟進行篩選，下表(表 3-11)為報告中針對一系列步驟之概述，而後將有更詳細之說明。感興趣之社區可依據其需求及偏好之時程進行場址選取之步驟，此流程與步驟是具有彈性與適應性的，允許各個社區可在任何時間處於流程中的不同步驟。

表 3-11 處置計畫流程步驟概述表

準備	NWMO 公佈最終的選址過程，並向省級政府、加拿大政府、國家和省級原住民組織及管制機構進行流程簡介。NWMO 將在整個選址過程中持續進行簡報，以確保提供最新的資訊，並滿足可能出現的要求。
第 1 步驟	NWMO 啟動處置計畫，提供資訊、問題回覆，並建立加拿大人民對此計畫與場址選取過程的認識。在整個選址過程中，持續提高人民對此計畫之認知。
第 2 步驟	社區確認其成為處置場址之興趣，而 NWMO 必須提供詳細的簡報給社區，並進行初步的篩選。依據感興趣社區之要求，NWMO 將依據初始篩選標準評估社區的潛在適用性。
第 3 步驟	對於感興趣的社區，NWMO 進行潛在適用性的初步評估。應社區要求，NWMO 將與社區合作進行可行性研究，以確定場地是否有可能滿足專案的詳細要求。將鼓勵感興趣的社區儘早通知周圍社區，包括可能受影響的原住民社區和政府，以促進他們的參與。
第 4 步驟	對於感興趣的社區，如果尚未接觸到可能受影響的周邊社區，

	<p>則會進行接觸，並完成詳細的現場評估。在此階段中，NWMO 將從正式表達興趣的社區中選擇一個或多個合適的地點，進行區域性研究與（或）詳細的多年期場址評估。NWMO 將與這些社區合作，讓可能受影響的周邊社區、原住民政府和省政府在更廣泛的區域層面（區域研究）進行與健康、安全、環境、社會、經濟和文化影響的相關研究，研究亦包括可能與用過核子燃料運輸相關的影響。</p> <p>在整個選址的過程中，處置計畫實施的決策將持續促進相關社區的參與。</p>
第 5 步驟	經過確認為處置計畫合適的社區，將決定其是否願意接受計畫，並提出計畫執行時的條款和條件。
第 6 步驟	NWMO 與確認為處置計畫合適的社區將簽訂正式協定，成為主要的處置場址。NWMO 選擇首選場址，NWMO 和社區共同批准正式協議。
第 7 步驟	管制機構通過獨立、正式和公開的程式審查計畫的安全性，如果滿足所有要求，則給予核准。深地質處置設施的執行將受到《核安全和控制法》及其相關條例的規範，以保護加拿大人民的健康、安全及環境，並符合加拿大在和平利用核能方面的國際承諾。選址過程中的所有步驟都必須遵守管制要求。先前步驟有產生或通過的檔案，將在本步驟由管制機構依據環境影響評估進行正式審查，而與處置計畫相關的場址準備工作與建造的許可證將以聽證會形式進行，運輸用過核子燃料的相關事項也需要獲得管制當局的核准。
第 8 步驟	地下處置示範設施的建造和運轉。NWMO 將拓展在第 4 步驟所啟動的專業知識中心，包括支援處置示範設施的建造和運轉，用以確認處置場址的特徵，以便後續向管制機構申請營運許可證。此外，與場址所在社區一同合作，使得專業知識中心成為加拿大和國際知識共用的中心。
第 9 步驟	地下處置設施的建造和運轉。NWMO 開始建造深地質處置設施和相關地面設施，並在獲得管制機構頒發的運轉執照後，開始運轉。NWMO 將繼續與場址所在社區合作，以確保在處置計畫的整個生命週期內履行對社區的承諾。

## 1. 需要哪些流程來評估場址的適宜性？

在上述的九個步驟中，可透過以下流程評估一個潛在地區的適宜性：

- (1) **初步篩選**：應社區要求，NWMO 將依據初步篩選標準的清單，以可獲得的資訊，針對社區所在地理區域進行審查（第 2 步驟）。完成此項工作大約需要 2 到 3 個月。
- (2) **可行性研究**：在初步評估階段（第 3 步驟），NWMO 將與社區共同合作，利用報告後面所制定的標準清單進行可行性研究。此項評估將針對潛在感興趣的地理區域，利用現有技術和社區福祉的相關資訊，進行書面研究，以便初步評估社區是否適合開發為安全地下處置設施的地點。可行性研究有時亦可能涉及有限的現地調查，但這取決於現有可用資訊的範圍。根據現有可獲得的資訊，完成一個地區在科學和技術面的研究大約需要 1 至 2 年。
- (3) **詳盡的場址評估**：詳盡的場址評估（第 4 步驟）將涉及與社區的共同合作，在選定的場址進行詳盡的場址調查，並進行安全評估。這項工作將涉及地球物理調查、現有環境特徵描述、深孔鑽探和取樣的測試、現地與實驗室測試及現地監測。完成一個地區在科學和技術面的評估大約需要 5 年。
- (4) **交通運輸研究**：NWMO 將確認每個感興趣社區的首選交通方式和潛在路線（第 4 步驟），並歡迎交通運輸沿線上的社區，組成一個具有共同利益的大群體，提出在此過程中需要解決的問題或擔憂。
- (5) **處置計畫對於地方和區域環境、社會、經濟和文化影響之研究**：NWMO 將針對感興趣的社區及潛在適宜的社區，與場址所在社區、可能受影響的周邊社區、區域及所屬管轄單位（第 4 步驟）共同討論，計畫對於地方和區域環境、社會、經濟和文化之影響。此研究將包括可能與交通運輸有關的影響。
- (6) **場址準備與設施建造許可證的管制審查**：管理當局將針對人民的健康、安全及保障以及環境進行獨立審查，並尊重加拿大在和平利用核能方面的國際承諾。僅有在這項工作完成並獲得所有管制部門批准後，處置計畫才能繼續進行。

- (7) **地下示範設施**:NWMO 將在專業知識中心的支援下建造地下示範設施，提供場址特徵的最終確認。

### 3.5.4 處置計畫管制審查

處置計畫需接受徹底和全面的管制審查過程，管制範圍將涵蓋處置設施及相關設施的整個生命週期，管制審查將確保處置計畫以保護人身安全和環境的方式執行，處置設施及相關活動（如：運輸、處理與貯存用過的核子燃料）的安全，亦將是審查過程的一部分。

管制審查將以正式、獨立和公開的方式評估，確認處置計畫可於場址安全執行，審查的流程依照一系列規範之步驟，從場址準備、施工、運轉，到最後的關閉除役，每一步驟都將真對其安全性進行評估和確認，每一步驟都將舉行公開聽證會，邀請公民參與管制過程。

一旦社區與 NWMO 達成協議，將針對場址啟動正式的管制審查；然而，如報告中所述，場址計畫的管制將要求公告場址的評估活動及公民參與選址過程的方法。為期八年（或更長）的場址評估，隨著知識學習的增長，對於場址計畫的期待與最佳的施行方式將有可能改變，因此，NWMO 將在整個選址過程中尋求管制指導，以確保其工作與管制預期保持一致。

## 1. 管制審查將涉及聯邦、省級及市政管制機構

### (1) 聯邦等級的管制審查

#### A. 加拿大政府的管制涉及多個機構

加拿大政府透過加拿大自然資源部對 NWMO 進行持續監測，以確保遵守《核子燃料廢棄物法》，包括為處置計畫提供全額資金與對於管理社會經濟影響層面的績效。正如該法案所述，NWMO 必須向自然資源部提交年度報告，隨後自然資源部需發佈一份公開聲明，並將報告提交國會。

根據《核安全與控制法》，加拿大核安全委員會(CNSC)的任務是管理加拿大境內的所有核設施和核相關活動，包括用於貯存用過核子燃料的深地質處置設施。依據此項授權，加拿大核安全委員會除了管理核能相關部門，同時保護加拿大人民的健康、安全及環境，並尊重加拿大在

和平利用核能方面的國際承諾。

CNSC 將審查和評估處置計畫與場址地點，並負責最終許可證的發放及授權處置計畫在不同階段的施行。完成環境影響評估過程是必要的，用以確保處置計畫以嚴謹和預防的方式進行，確保計畫執行的整個生命週期內不會對健康、安全及環境造成重大不利影響。許可證的設計目的為清楚地證明處置計畫的安全性。

## **B. 運輸用過核子燃料的相關層面亦需獲得管制當局的核准**

CNSC 將針對處置計畫及場址的相關人身安全方面進行評估和監控，確保相關措施有效執行，並防止可能危害國家安全的惡意行為。處置計畫必須遵守 CNSC 的核安全條例，該條例要求對處置設施敏感區域及運輸、處理和貯存用過的核子燃料等活動實施嚴格的保護措施。

處置計畫必須遵守加拿大與國際原子能總署(IAEA)之間的保障協定，確保加拿大履行《不擴散核武器條約》規定的義務。為使得審查過程協調一致，其他機構亦可能參與評估處置計畫，包括加拿大環境部、加拿大漁業和海洋部、加拿大衛生部和加拿大自然資源部。

CNSC 將持續審查其管制架構，新穎知識的獲得及對於處置計畫的理解可能導致管制架構的調整。處置計畫需滿足管制的要求，然而用於審查計畫的流程可能會隨著時間而改變，審查流程的改變需隨著選址過程的進行有相對應的調整。

## **(2) 省市級覆核**

儘管深地質處置設施的執行屬於聯邦管轄範圍，但計畫中的某些方面可能受省級立法管轄。聯邦和省級政府在各個領域需展開合作，包括：核事件緊急準備與核子燃料的交通運輸。雖然 CNSC 是主要的許可證核發機構，但有些輔助性的許可證仍須省級核准，例如：環境保護、水資源保護、省級職業健康安全法可在處置計畫施工階段適用、處置計畫將受到省級財產價值評估法和市級財產稅的約束。

## **2. 國際條約和協定**

加拿大根據《不擴散核武器條約》與國際原子能總署(IAEA)簽訂一項全面性



的保障監督協議及一項附加議定書（附加協議書），其目的在於確保加拿大在核相關活動的和平性質，CNSC 負責執行加拿大在保障協定中所簽訂的措施。透過協議書所賦予的管制架構，CNSC 需確保所有相關的許可證持有人都有適當的計畫和流程，用以遵守與保障相關許可證所規範之條件。保障監督的目的是向國際社會保證加拿大不使用核材料生產核子武器或其他核爆炸裝置。

NWMO 在 CNSC 的協調下，將被要求證明它如何繼續履行《用過核子燃料管理安全和放射性廢棄物管理安全聯合公約》規定的適用義務。根據該公約，加拿大必須證明它正在履行安全管理放射性廢棄物與用過核子燃料棒的國際承諾。

### 3. 加拿大管制流程的步驟 (2010 年)

下列為目前加拿大管制過程中的主要步驟概述，可將其視為評估項目的最低標準。

#### (1) 環境評估

根據《加拿大環境評估法》，處置計畫的相關設施將為環境評估的主體，評估流程將涉及公聽會的舉行，評估的相關設施包括：

- 若決定建造淺層地下貯存設施，其設施需納入。
- 深地質處置設施及相關地面設施。

#### (2) 場址準備許可執照<sup>(3)</sup>

環境評估完成後，需由 CNSC 核發場址準備許可執照，並召開公聽會，使得於場址開始工作。在頒發許可執照之後，CNSC 透過現場址地檢查與審計進行監督，以確認其遵守管制規範。

（註：<sup>(3)</sup> 可同時申請場址準備及建造的許可執照。）

#### (3) 建造許可執照

CNSC 將要求建造許可執照（包含公聽會），才得以建造：

- 淺層地下貯存設施（如果決定建造該設施）。
- 地下示範設施。
- 深地質處置設施及相關地面設施。

在頒發許可證之後，CNSC 透過現場址地檢查與審計進行監督，以確認其遵守管制規範。

#### (4) 運轉許可執照

以下設施的運轉需獲得 CNSC 的許可執照（包含公聽會）：

- 淺層地下貯存設施（如果決定建造和運轉該設施）。
- 深地質處置設施及相關地面設施。

在頒發許可證之後，CNSC 透過現場址地檢查與審計進行監督，以確認其遵守管制規範。

#### (5) 用過核子燃料的運輸

加拿大運輸部與 CNSC 共同負責放射性物質運輸的管制：

- 為促進放射性物質運輸期間的公共安全，運輸計畫需獲得加拿大交通部的審查，緊急應變計畫亦需在運輸前獲得核准。
- 除了執行運輸的人的輻射防護計畫之外，加拿大交通部主要負責制定與執行運輸的人、車輛或其他交通工具的任何運輸要求。CNSC 在運輸安全的管制方面，主要責任是建立及執行與放射性物質包裝和運輸有關的輻射防護。CNSC 有權批准包裝設計，並核准涵蓋放射性物質運送的運輸許可證。CNSC 亦可透過合規性驗證來執行這些法規。

#### (6) 設施除役

下列設施之除役需要獲得許可證之核准：

- 關閉地下淺層貯存設施（如已建成）。
- 封閉深地質處置設施。
- 地面設施除役。

根據《加拿大環境評估法》，環境評估將是設施除役的主要課題。在核發除役許可證之後，CNSC 透過現場址地檢查與審計進行監督，以確認其遵守管制規範。

#### (7) 長期監測

CNSC 將參與所有現地監測執行的任何決策。

## 3.6 法國 Cigeo 高放廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要

### 3.6.1 前言

ANDRA (National Agency for Radioactive Waste Management) 是法國放射性廢棄物管理專責機構，隸屬該國原子能委員會 (Atomic Energy Commission/CEA)，依據 1991 年的放射性廢棄物法 (Waste Act) 轉型為行政專責機構。1999 年 ANDRA 在 Bure 小鎮附近建立了地下實驗室，深度約 500 公尺。耗資 10 億歐元 (13 億美金)，測試合宜的岩石層及建立相關技術，其研究結果需通過國際專家的確認。ANDRA 規劃於 2025 年於 Bure 附近的 Meuse/Hante-Marne 2 個區開發一座面積 30 平方分公里的深地層處置場，處置高放射性廢棄物 (HLW) 及 ILW-LL (長半化期中放射性廢棄物)，為世界上面積最大的深地質處置場之一。2006 年國會立法通過確認以黏土 (clay) 為地質結構，由隸屬 ANDRA 的 Cigeo (The Industrial Centre for geological disposal) 提出 Cigeo 計畫，2013 開始公眾諮詢作業，2015 年建置技術檔案，包括處置條件、再取出性等，經國會立法通過後向國會申請預算。申請建造執照年份為 2018 年。規劃於 2025 年取得執照後開始為期 10 年的試運轉，以驗證其設計。約以 4 年進行冷測試 (無放射性物質的測試) 再以 6 年時間進行熱測試，逐步達到全面運轉。

法國 70% 的電力來自 58 座核電廠，是核能技術的世界領導者。若法國放棄燃燒鈾的快滋生反應器 (Fast Breeder Reactor, FBR) 的開發目標後，用過核子燃料內 (Spent Nuclear Fuel, SNF) 約含 600 g/ton 次鈾系元素 (Minor Actinides, MA，指用過核子燃料中除鈾和鈾之外的鈾系元素，比較重要的同位素有  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{242}\text{Cm}$  到  $^{248}\text{Cm}$ ，以及  $^{249}\text{Cf}$  到  $^{252}\text{Cf}$ )，每年產生 1.05 噸 MA。開始時 MA 占 2.5%， $^{241}\text{Pu}$  (半化期 14 年) 活度很高，用過核子燃料再處理的目的是萃取 SNF 當中的鈾、鈾，並進行減容處理，活度及放射毒性將大幅降低。再將 MA 及分裂產物 (FP) 裝入玻璃固化容器中，FP 衰變後活度以 MA 為主。再處理產生的 HLW 體積約占 0.2%，但活度約占 95%，均將送往 Cigeo 深地質處置場。若未來再處理技術改良後，可分離出 MA，並以滋生反應器、混合反應器 (hybrid reactor) 燒毀 MA，可能大幅降低活度。

Cigeo 深地層處置場的建造、運轉及封閉各階段，採取分為 14 期逐步開發，具有彈性，保留後代子孫參與改變管理方向的可能性。Cigeo 深地層處置場於使

用約一個世紀後封閉，可依據試運轉及運轉的數據及經驗回饋，修正或再評估運轉總體計畫方向。可維持再取出性至封閉結束為止(2150年)。

### 3.6.2 Cigeo 計畫的參考進度

#### 1. 廢棄物存量(waste inventory)

預估廢棄物存量 HLW 為 10,100 立方公尺，包括玻璃固化廢棄物 10,025 立方公尺、再處理產生 HLW 729 立方公尺、其他(如密封廢射源、TRU)47 立方公尺。ILW-LL 為 73,600 立方公尺(包括用過核子燃料組件結構 13,585 立方公尺、運轉及除役廢棄物 60024 立方公尺(含 12500 立方公尺拆除廢棄物))。

ILW-LL 活性濃度範圍為  $10^6 \sim 10^9$  Bq/g，HLW 活性濃度範圍為  $10^9$  Bq/g，會釋出衰變熱。HLW 又分為 HLW0、HLW1 及 HLW2 三類，其中 HLW0 衰變熱為溫和的，2075 年前只有 HLW0 及 ILW-LL 會運至 Cigeo 處置場。HLW1 及 HLW2 的衰變熱相對較高，貯存一段時間後降低衰變熱及活度後於 2075 年以後運至 Cigeo 處置場。源項(source term)主要的有 FP 為  $^{134}\text{Cs}$   $^{137}\text{Cs}$   $^{90}\text{Sr}$ ，MA 為  $^{244}\text{Cm}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 。

#### 2. Cigeo 概述

地面設施：分為兩個區。

- (1) 斜坡區(ramp zone)：接收、檢查及準備 HLW、ILW-LL 初級包件的區域。有 EP1、EP2 兩個設施。EP1 為第一期建物(2021~2030)，接收 HLW0、ILW-LL，EP2 為第六期建物(2068~2077)，接收 HLW1、HLW2。
- (2) 豎井區(shaft zone)：支援地下工作及活動的區域。包括垂直豎井入口、地下挖掘岩石的渣土堆。

處置場附近建有傳統地面設施(如警衛室、公眾資訊中心、停車場、纜車鐵路鋼軌軌頭等)及基礎設施(如變電站、鐵路連接、水系統等)。

地下設施：

- (1) 斜坡(Ramp)：又稱傾斜隧道(slanted tunnels)，用纜車將廢棄物包件送到地下處置區，亦可載人、設備及物質進入豎井。
- (2) 處置區(repository zone)：存放廢棄物包件處置室(cell)、橫坑(drifts)、

HLW0、HLW1、HLW2、ILW-LL 個有特定存放區域。

(3) 後勤支援區(logistics support zone)。

### 3. Cigeo 計畫的主要階段

分為以下四個階段：

#### (1) 起始設計(initial design)

確保建造、運轉期間(約 100 年)的安全，限制封閉後各階段所造成人類及環境的風險，並確保數十萬年人類及環境的安全。安全很大的程度取決於地下設施的地質岩層結構、設施設計方案及保安措施，Cigeo 的設計由國家評估委員會(National Assessment Board)定期進行工業審查外，也將向核能安全署(Nuclear Safety Authority, ASN)申請建造及運轉執照。場址調查也在此階段進行。

#### (2) 起始建造(initial construction)

指取得建造執照後的第一期工程(T1)。主要有與運轉有關的地表建物、開發地表至地下的連接、接收廢棄物包件的地下結構。期間持續推動組件、設備及建造之相關研究。

#### (3) 運轉(operation)

運轉期超過 100 年，期間持續接收廢棄物與擴建工程兩者併行。運轉期間包括部分封閉工作(處置室、處置區)。地表建物亦將進行新建、改建，期間持續進行設計改進及各階段間最適化的研究。

#### (4) 監測(monitring)

在法律授權下，Cigeo 將完成封閉及地表建物的拆除，然後進入監測期，採取人為不干預的被動監管。

### 4. 設計

放射性物質及廢棄物永續管理計畫法(The Planning Act on Sustainable Management of Radioactive Materials and Waste)中規定「基於核能安全及輻射防護的原因，放射性廢棄物不能於地表或近地面設施作最終處置。」，ANDRA 負責放射性廢棄處置設施的設計、選址、建造及管理。

為符合 Cigeo 的要求 ANDRA 進行了超過 20 年的廣泛研究(地球/環境科學、材料科學及儀器配備等)，在 Bure 附近建立了地下實驗室，設立計算設施、長年環境觀測站等。為申請建造及運轉執照的審查作準備，ANDRA 持續設計、測試及建造，尤其在設計持續改進及漸進式開發方面的研究。國家評估委員會定期評估，期證明 Cigeo 為安全可行。

ANDRA 採用國際技術成熟度(technology readiness level, TRL)為指標，在設計起始階段作為評估 Cigeo 組件的技術進展指標，此為美國太空總署使用多年的技術評估方法，後來為美國國防部所用，再廣為國際各政府機構、學研單位、企業機構使用。TRL 用國際尺度量化元件(設備、組件及系統)之技術成熟度，使不同型態的技術有了一致性衡量標準，自技術萌芽階段至成功應用與某項生產，建立九個指標(TRL1~TRL9)。其中 TRL1~TRL6 是有關元件技術的概念發展、原型驗證及系統開發，可在地下實驗室中進行測試。TRL7~TRL9 之測試及驗證需在 Cigeo 場址內進行。為符合 ISO 16290:2013 (Space systems-Definition of the Technology Readiness Levels and their criteria of assessment)的國際認證標準。若處置設施符合 TRL9 者，可證明具有容納廢棄物包件的能力及符合安全與可逆性(reversibility)的要求。

## 5. 起始建造

規劃的起始建造自 2021 年至 2150 年完成封閉為止，分為 14 期，建造為前 12 期、封閉為 4 期(第 6、9、13、14 期)，以配合實際處置需求。第一期工程為 T1(2021 ~ 2030)，包括 72 個 HLW0 的處置室，4 個 ILW-LL 處置室及後勤支援區。起始建造期前應進行以下工作：

- (1) **調查(Surveys)**：例如地工調查、地表水文地質調查鑽孔、搶救性考古(rescue archaeology)和土地測量。由於需要進行這些調查才能定義計畫的技術方面，必須在申請建造執照之前進行。
- (2) **場址準備工作**：為建造及運轉階段的現場準備(如鋪設道路及網絡，準備供應水電等)。由於準備工作並非僅用於核能的目的，因此在取得 Cigeo 建造執照之前開始進行。ANDRA 將在 2025 年前開始進行試運轉。
- (3) **Cigeo 建造準備工作**：使 Cigeo 獲得建造執照後可開始施工。如土方工

程、開挖斜坡的全斷面隧道鑽掘機(TBM)的準備及組裝等。此外，包括公開徵詢，已於 2020 年結束。

## 6. 運轉

Cigeo 深地層處置場約每十年增建一個工程。建造與運轉需同時進行，申請建造執照時提出建造順序(依序為 HLW0、ILW-LL、HLW1、HLW2)。基於安全理由，運轉區及建造區在實體上須作區隔，避免互相干擾影響。

## 7. 逐步封閉

地質介質及處置場的選擇及設計，旨在確保 Cigeo 最終封閉後的被動安全。無需人為干預(intervention)即可保護人類及環境免受廢棄物中所含放射性物質及毒性化學物質的傷害。部分封閉包括分階段關閉處置室、以黏土回填橫坑、密封橫坑。

在設計開發階段，ANDRA 設立了以下逐步封閉的目標：

- 保持選擇的目標及功能，以確保封閉後的安全；
- 操作安全，主要要求是限制核能活動與封閉結構上建造之間共同活動的風險（操作及置放廢棄物包件）；
- 限制封閉操作對安置工作流程所造成的干擾；
- 長期偵測處置室及處置區（數十年）；
- 採取漸進的方法，以獲取封閉操作的經驗；
- 一段實質時間（數十年）內保持高度的再取出性；
- 技術及經濟上的最適化，尤其是尋求更有效封閉操作。

逐步封閉始於2070年(第6期)，2070年封閉HLW0區，2100年封閉ILW-LL區(第9期)，2145年封閉HLW1/HLW2區(第13期)，2150年完成最終封閉(第14期)。

### 3.6.3 工業試驗期(試運轉期)

#### 1. 背景

從第一期結構建造完成起(2025年)到運轉期開始(2035年)為止，為試運轉期。ANDRA 建立一種謹慎的方法逐步建造及啟用新設施。2016年起試運轉是環境法規(Article L.542-10-1)所規定的程序，並考量管制機關的法規要求(HLW、ILW-LL

管理法規導則)及放射性物質或廢棄物管理國家計畫(PNGMDR)的要求。

## 2. 試運轉的目標

從技術觀點而言，試運轉可達成兩項目標：

- (1) 在處置場環境、建造及運轉條件下，現場確認所得到的設計數據。如確認及評估 Callovo-Oxfordian 的地質層特性、建造設施結構體(處置室、密封)及測試處置設施的可逆性等；
- (2) 逐步邁向全面運轉。

從管理觀點而言，試運轉包括公眾及利害關係人(stakeholders)對處置場設備設置、試車(break-in)及知識取得的期許，使準備工作及決策追蹤後續採取措施更有效率。ANDRA將根據試運轉期間所進行的交流及協商所得的經驗回饋及決策，修正並強化運轉總體計畫。

試運轉約為 10 年，可分為兩個階段，第一階段是對處置結構體初始建造及廢棄物包件進行實體模型(mockup)測試，為 4 年的冷測試(inactive test)，第二階段包括廢棄物包件測試及處置操作，為 6 年的熱測試(active test)，逐步邁向全面運轉。

國會是 Cigeo 計畫某一階段結束後進入下一階段的唯一決策者，依據國會決策及 ASNS 要求，ANDRA 將提出試運轉報告給 ASN、國會及利害關係人，再經國會科學技術評估辦公室(OPECST)評估後，國會將投票通過一項法律，以確定進一步推動 Cigeo 計畫的條件。必要時可修正運轉總體計畫及可逆性條件。ASN 在國會所規定的條件下，發給運轉執照。

## 3. 試運轉確認的目標項目

ANDRA 進一步提出現場確認的目標項目如下：

### (1) 運轉條件下的風險管理：

Cigeo 的安全指保護設施運轉人員、公眾及環境免受放置在 Cigeo 內廢棄物中放射性物質及化學物質的存在的危害及其外釋所造成的風險。通過實施安全功能(safety function)，可落實這種防護，這些功能是根據主要的曝露途徑及設施內存在的放射性廢棄物所造成風險所推導出來的。Cigeo 安全功能將在建造執照申請文件中提供（特別在 PSAR 及最終封閉、監測方案章



節)。這些功能包括控制放射性物質、保護人們免受游離輻射曝露、臨界危害管制、移除廢棄物衰變熱及移除輻射分解及腐蝕氣體。

## **(2) 運轉條件下的風險管理：**

試運轉期進行的測試程序是驗證 Cigeo 所有設備及運轉功能，包括 PSAR 所提到的事故(incident)。主要目的是儘可能減少可能影響 Cigeo 容量或導致事故甚至意外事件(accidents)的設備故障風險。Cigeo 服務期間持續進行定期查核(check)及檢查(inspection)。測試程序在 Cigeo 實際環境中分別檢查所有設備之個別及整體功能（如包件的接收、處置的準備、檢查、包件吊卸、監測、設備維護等）。

設備測試分幾個階段進行，首先在製造地點對設備個別項目作測試，然後在 Cigeo 內安裝所有設備後再作整體測試。Cigeo 測試記錄將於運轉執照申請時做成報告送 ASN，ASN 必要時得進行檢查。在 Cigeo 第一階段(T1)建造所有設備和結構進行這些測試，每一階段擴建工程亦需進行啟動測試，包括個別設備功能測試及集體操作測試。

## **(3) 自處置室再取出廢棄物包件的能力：**

Cigeo 的設計維持包件及處置室的設計能維持再取出性(包件機械強度，清潔功能)，使在長達一個世紀的服務期間能夠再取出廢棄物包件。試運轉期間，測試方案整合啟動測試(start-up test)及啟用測試(commissioning test)，包括從處置室中取出 HLW 及 ILW-LL 包件的冷測試及熱測試。再取出設備（包括機器人）將與置入廢棄物包件的設備進行相同的測試。吊卸設備（運輸車、纜車、護箱等）亦需測試，廢棄物包件的置入及再取出均以相同方式來檢查設備功能。接收初級包件之設備在不需重新包件情況下(如運送護箱)進行置入及再取出的雙向功能測試。

## **(4) 處置結構體監測的能力：**

監測的主要目的為：

- 檢查設施是否仍在 SAR 所定義及一般運轉規則所規定的運轉範圍內；
- 事先若無任何改善措施，確認任一運轉橫坑是否超出正常運轉範圍。

Cigeo 的監測自設施建造(2021 年)起持續至運轉結束(2150 年)止。處置設施在最終封閉後仍持續監測一段時間。監測目的是確保封閉後的安全，確保對處置場安全重要的組件的狀態及行為，與地下設施及其連接處的地質構造有關。在一定的範圍內，使處置場封閉後仍能發揮其功能。監測的另一目的是確認置放包件的再取出的能力。

試運轉期在置入放射性廢棄物包件後，監測的效果可特別涵蓋設施的運轉參數（如溫度、環境輻射、包件位置等）。監測設施感應器的設備功能、方法在啟用時應進行系統檢查。然後在運轉期間定期檢查（警報信號、度量系統功能、送至控制室數據整體管理、運轉員正確操作及有效性的顯示器等）。

#### **(5) 處置室及橫坑封閉及密封的能力：**

根據 Cigeo 封閉方案，將於 2070 年左右建造第一個封閉結構(HLW0 部分)，將於約 2100 年建造 ILW-LL 部分的封閉結構。儘管封閉時間為期尚遠，但 ANDRA 已構想在試運轉期確認在運轉環境中建造封閉結構體的能力，建造具代表性的非活性展示體(inactive demonstrators)，包括斜坡密封展示體、橫坑密封展示體、水利阻絕展示體、HLW 處置室密封展示體。這些結構將建立在斜坡底部專用區域中。

#### **(6) 技術及經濟的最適化途徑：**

根據 2015 年研究報告，ANDRA 已確認 Cigeo 設計及技術與經濟最適化的可能途徑，確認系統化考量安全最適化的潛在影響，並與 Cigeo 計畫的逐步開發結合。ANDRA 在 Cigeo 整體設計及運轉過程中仍將繼續確認及研究新的最適化方案，並將最適化推廣到各個結構中。試運轉期對某些最適化途徑進行具體研究，ANDRA 規劃建造一個大型的無活性處置隧道展示體，研究增加 ILW-LL 處置室尺寸的可能性，如果展示體的測試結果令人滿意，將在後續階段中落實建造此種尺寸處置室。其他最適化途徑如擴展 HLW1/HLW2 處置室（目前規劃 2068 年建造）及直接處置 ILW-LL 包件（僅需吊卸及安置測試）。Cigeo 最適化途徑的開發及總體進程的整合，將在建造執照申請文件中說明。

### 3.6.4 由可逆性提供的計畫管理選擇

#### 1. 可逆性(reversibility)

2006年2月1日ASN認為深層地質處置為HLW和ILW-LL廢棄物不可避免的最終管理解決方案，Cigeo封閉後無需進一步的人為干預以確保其安全。然而，現代這一代有責任不剝奪未來世代選擇的權利，讓未來世代可根據自己的目標及其制約，修正或改進處置計畫。或引入先進技術，由其他管理設施取代。應國會的要求，ANDRA提出Cigeo的可逆性方案。在持續實施可逆性工具持續的過程中，有助於建立及維護社會對廢棄物管理領域保留選擇的集體信心。可逆性方案的實施有治理工具(governance tool, GT)及技術方案管理工具(technical project management tool, TPMT)兩種。

治理工具(GT)的實施方法如下：

- (1) 放射性廢棄物管理知識的持續改進；
- (2) 資訊及知識的透明化及傳播；
- (3) 社會參與、國會的評估及監督；
- (4) ASN進行監測。

技術方案管理工具(TPMT)的方法如下：

- (1) 增加開發及逐步建造；
- (2) 運轉彈性；
- (3) 設施的適應能力；
- (4) 包件的再取出性。

Cigeo的設計、建造及封閉經費均由現在這一代提供，EDF、CEA及AREVA（3個主要放射性廢棄物生產者）定期修訂法規，以確保避免將重擔轉嫁給未來世代。為確保可逆性所採取技術措施的成本已納入計畫經費，可提供未來世代較為輕鬆的選擇。但若未來世代決定行使這些選擇（如允許處置場置放新型廢棄物或移除廢棄物包件），他們必須對其決策負責。

#### 2. 逐步開發(Incremental development)

增量開發使未來世代有可能加速或延後Cigeo的建造。未來建造將納入先進科技，使長達一個世紀服務期的整個計畫得以實現改進及回饋。更具體地說，已

確定但未達足夠技術成熟度的最佳化途徑，雖無法納入 2018 年建造執照的申請文件，但仍可於後續階段整合納入計畫。

### **3. 運轉彈性(operational flexibility)**

運轉彈性為 Cigeo 無需修改基礎結構或現有設備，或無需具備建造新結構的能力的情況下，能夠適應包件送計畫的變更（如接收時程、接收流程及部分封閉日期的變更）。運轉彈性提供未來世代於 Cigeo 中延後或加速（修改與設備功能、設備使用率及操作員可用性相關的限制）置放廢棄物包件流程的可能性，提前或延後部分封閉操作。

### **4. 設施的適應能力(Adaptivity of the facilities)**

處置設施的適應能力指能夠對其進行修改以適應新設計要求的能力，包括對現有設備的重大修改或新結構建造。適應能力可根據初始設計的假設（廢棄物包件的類型及數量）進行修改，使 Cigeo 在其服務期限內對起始設計以外的廢棄物提供處置，如能適應因設計修改而存放用過核子燃料。

### **5. 包件的再取出性(Package retrievability)**

再取出性提供未來世代重新考慮將全部或部分放射性廢棄物包件存入 Cigeo 地質處置設施的機會。再取出性與技術措施相關，這些技術措施在處置設施服務期間需證明是有效的。超過期限仍可進行再取出，但作業將非常複雜及所費不貲的。儘管如此，設計上仍需繼續維持再取出性「功能餘隙(functional clearances)、組件的健全性」。若未來世代選擇延後 Cigeo 的最終關閉，他們亦將採取維持再取出性的必要措施。

再取出性與 Cigeo 的設計及運轉原則、健全及可持續的組件(處置室不會崩塌或阻礙包件的退出)、置入及取出包件的吊卸設備、可追溯性的包件及退出包件內容物的監測及管制相關，在符合相同的安全及防護目標下，採取與置入的相反程序自處置室再取出包件。再取出性亦依賴測試，通常測試是在較日常運轉更困難的情況下進行的。

處置設施運轉期結束後，處置室將封塞(plugged)、坑道將予以回填，必要時處置區域將予以關閉及密封，以維持一段長時間的被動安全。封閉亦將影響處置設施的再取出性，封閉的進度越多，退出廢棄物包件所需的努力越大。越少的

主動查核，越多的被動安全。再取出性越容易，再取出費用越少。在極低機率但後果嚴重的意外事件中，再取出的主要目的是使其重返安全狀態，但非系統性的解決方案。因此無法保證包件可以系統性的退出，尤其是在設施組件已劣化的情況。然而再取出的安全依賴於包件退出作業的設計規定、包件強度、處置室的機械穩固(robustness)性及火災與爆炸風險的管制等，安全性越低意味著再取出越不容易。

再取出性可促進未來世代在放射性廢棄物管理方面做出選擇的工具之一，但它本身並非目的。只有將其與其他可逆性系統如 Cigeo 運轉經驗回饋及廢棄物計畫研發所取得知識一起使用，才有意義。

## 3.7 德國 BMU 高放處置安全法規摘要

### 3.7.1 德國高放射性廢棄物最終處置現況

德國決定採用深層地質處置方式進行最終處置，高放射性廢棄物最終處置(簡稱高放處置)設施選址已經持續 30 年，仍未決定場址。2013 年通過高放射性廢棄物「最終處置場選址條例」(Repository Site Selection Act, RSSA，簡稱選址條例)，2014 年高放貯存委員會 (Commission on the Storage of High-Level Radioactive Waste) 開始運作。該委員會由聯邦政府、地方政府、公民代表、科學家等組成。其任務是建立符合百萬年安全標準的高放處置場選址程序，包括共識建立與公民參與的過程。委員會資訊公開，並確保符合公平原則。2017 年通過立法，2018 年啟動選址程序，預定 2031 年選定高放處置場址。再以 15 年時間完成建造，2045 年至 2075 年間開始運轉，2095 年封閉處置場。

經費籌措方面，2016 年底通過法案，確定核電廠除役經費 242 億歐元由核電公司負擔，用過核子燃料料中期貯存及最終處置費用由核電公司交付 236 億歐元至公共基金，由政府來負責處理。基金不足的部分將由納稅人負擔。新的選址程序總結過去選址程序中所犯的錯誤，進行了修正。錯誤包括 Asse 地區的用過核子燃料中期貯存場運轉 20 年出現滲漏水，以及政治考量選擇 Gorleben 作為用過核子燃料最終處置場，讓人民對政府失去信心，並導致一連串衝突。新選址程序之目標是確立一百萬年的安全，且需獲得所有政黨的支持。德國也認知到處置

計畫應具有彈性，可隨未來開發出更好技術或解決方案時能隨時調整。

德國高放處置場目前仍在選址階段，2020年9月29日公布高潛在處置場址的名單，這份名單是來自BGE(德國放射性廢棄物處置專責機構)，BGE於2017年4月25日成立，是100%國營企業。依據原子能法，BGE接受聯邦環境自然保護建設與核能安全部(BMUB)轄下聯邦輻射防護辦公室(BfS)交付執行放射性廢棄物處置的任務，並受BMUB監督。BGE負責高放射性廢棄物處置設施之選址以及Asse II礦場、Gorleben礦場、Konrad低放射性廢棄物處置設施與Morsleben低放射性廢棄物處置設施之營運。

依據2017年國會所批准以科學為基礎所尋找的場址，BGE確認德國有54%面積、90個區域為地質優良、適合作為處置場場址的地區。高放處置場處置容量預計存放約1,900個放射性廢棄物容器，占德國放射性廢棄物總量的5%，占放射性總量的99%。高放處置場廢棄物要放一百萬年，每個政黨都要參與。德國預計花13年選址，目前規劃於2031年選定處置場場址，2050年啟用。BGE表示，候選場址分布在薩爾州(Saarland)以外的聯邦州中。BGE在黏土岩中，確定了9個區域，面積近130,000平方公里。鹽岩中有74個區域，面積超過30,000平方公里。其中，60個區域位於陡峭的層狀鹽岩地層中，14個區域位於平坦的鹽岩地層中，7個區域位於結晶母岩中，面積約81,000平方公里。

目前仍距離選定場址還有一段很長的路要走，現在期待民眾、專業人士及科學家團隊依據選址條例及相關法規所規定的標準及方法，對BGE的選址結果進行建設性的對話。潛在場址名單排除了Gorleben一個先前認為合適的舊鹽礦地點，部分原因是這裡有潛在的侵蝕風險。

### 3.7.2 德國 BMU 高放處置安全法規摘要

茲將BMUB於2010年所發布的「高放處置安全要求」(Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste)，選擇性的重點摘譯如下：

#### 1. 一般防護目標

一般防護目標有二：

- (1). 永久保護人類及環境，免於高放廢棄物之游離輻射及其他的有害效應；

(2). 避免造成後代子孫的不合理負擔及義務。

## 2. 安全原則

### (1) 永久保護人類及環境：

- 廢棄物中放射性及其他污染物應濃縮後放入隔離岩區中，且應盡可能遠離生物圈；。
- 從長期來看，應確保自最終處置場所釋出的放射性物質，對自然輻射曝露所增加的風險是可忽略的；
- 最終處置不得危害物種的多樣性。若能保護個人免受游離輻射的危害，亦可以保護陸地生態系統及其他物種；
- 除非必要，不應限制其他天然資源的使用；
- 最終處置場對境外之人與環境的影響，不得大於其對境內之人與環境的影響。

### (2) 避免造成後代子孫的不合理負擔及義務

- 最終處置場的建造及運轉，應在封閉後無需進行干預或維護的前提下，確保可靠地長期圍阻放射性廢棄物於隔離岩區中；
- 應儘速完成最終處置場的建造；
- 應及時提供最終處置場建造及運轉（包括除役）的必要資金。

## 3. 階段程序及最佳化

高放處置場自選定場址到完成除役止，應考量使用當前最新技術(state of the art)。處置概念及設計應分階段逐步發展，並權衡以下的最佳化目標。運轉時應根據輻射防護原理，從安全管理角度對最終處置場不斷的進行最佳化。

在對後續方法做出任何決定之前，應在安全分析及安全評估的基礎上進行最佳化，包括替代方案分析。此類調查的深度應基於各個決定的安全相關性。進行最佳化時應充分考量各種案例的所有情況，應確保以下最佳化目標之間達到平衡：

- 運轉期的輻射防護；
- 運轉安全；
- 長期安全；
- 長期圍阻的可靠度及品質；
- 安全管理；

- 技術及財務可行性。

一個穩固的障壁系統，處置系統的安全功能及障壁對來自內部及外部影響及干擾應不敏感，隔離岩帶的行為可預測的。安全分析的結果對於與基本假設的偏差並不敏感，對安全、長期圍堵的可靠性至為重要。

最終處置場的技術設計，至少應包括：

- (1). 隔離岩帶的位置及大小，適當考量容器的暫貯規劃、置放技術及置放幾何形狀；
- (2). 豎井、斜坡及基礎設地下廊道的位置及技術設計；
- (3). 置放概念（例如後勤、安排及容器之吊卸與監測）；
- (4). 除役，含封塞措施。

#### **4. 保護免於游離輻射的損害**

- (1) 隔離岩帶於封閉後應維持完整性，並將放射性廢棄物隔離於岩帶中。極少量物質離開岩帶所增加民眾的輻射曝露應僅發生於限制區域內，且儘可能的影響一代中的少數人；
- (2) 封閉後的可能發展情節所造成增加民眾個人有效劑量每年不得超過 10 微西弗。且應考量現當今個人的預期壽命及一生所接受的曝露量；
- (3) 封閉後的不太可能發展情節所造成增加民眾個人有效劑量每年不超過 100 微西弗(0.1 毫微西弗)。且應考量現今個人預期壽命及一生所接受的曝露量；
- (4) 對於不太可能的發展情節，尚未量化合理風險或合理輻射曝露。這種發展情節可能導致較高輻射曝露，有必要在最佳化的條件下，探討投入合理成本以減少輻射傷害的可能性，但投入成本不能損害其他發展情節的最佳化；
- (5) 對於非故意貫穿隔離岩帶的發展情節，尚未量化其合理風險或合理輻射曝露。

#### **5. 安全認證**

- (1) 應根據當前最新技術，結合最終處置場的建造及運轉，採取必要的預防措施防止最終處置場的損壞，採取的預防措施應符合輻射防護規定。最



終處置場的運轉要求，可參考其他核子設施的運轉要求。

- (2) 完整的安全證案應包括：
  - 最終處置場運轉狀態（包括地面設施）的完整記錄；
  - 有關置放作業及除役作業的安全分析，應考量設計基準事故，證明符合運轉人員、一般民眾輻射安全規定及符合環境保護的規定；
  - 證明最終處置系統的穩固性；
  - 說明與安全有關的系統、子系統或單一組件在預期情況(參考情況)的影響、失效或偏離之機率，並分析其對相應安全功能的影響；
  - 應使用機率方法進行運轉安全的故障分析。
- (3) 為提供長期安全的證據，應進行為期一百萬年的安全分析。應包括：
  - 最終處置場的概念設計；
  - 場址探勘、研究及開發的數據及資訊之收集的品質保證方案；
  - 各種障壁品質保證要求的可行性；
  - 連同有關信心建立及模式品質，對與安全相關的過程進行識別、特徵化及模式建立；
  - 根據第 6 章，完整識別及分析與安全有關的情節，並分配其機率類別；
  - 不確定性之識別、評估與處理的系統性策略之表達與實施。
- (4) 最終處置場的長期安全估，至少應符合以下要求：
  - 隔離岩帶的長期完整性；
  - 長期的輻射評估；
  - 證明系統技術組件的穩固性；
  - 避免臨界。
- (5) 隔離岩帶長期完整性的說明，應以地球科學為基礎，證明隔離岩帶在一百萬年內可維持完整性，內容包括：
  - 排除隔離岩帶內所形成的回注地層水通道(secondary water pathways)，避免該通道導致輻射污染水的進出；
  - 隔離岩帶內部孔隙水不得進入隔離岩帶外部的水文地質循環。但隔

離岩帶內部污染物以平流傳輸造成的延散(dispersion)若與擴散傳輸相當，可視為符合本款前述要求；

- 若隔離岩帶為岩鹽或泥質岩石，應以下標準測試隔離岩帶的完整性：
  - (a) 預期應力不超過擾動岩帶外部之隔離岩帶的剪脹強度(dilatancy strength)；
  - (b) 預期流體壓力不得超過隔離岩帶中岩層的流體壓力容量，否則可能會導致進入隔離岩帶之地下水的增加；
  - (c) 隔離岩帶的障壁功能受到溫度上升之影響，為可接受的。

(6) 長期的輻射評估：

- 在參考期一百萬年內，對於可能發展的情節及不可能發展的情節，說明隔離岩帶被覆層及圍岩安全功能的有效性，符合第 2.4 節的輻射安全規定。
- (集體劑量評估) 在可能的發展情節，從隔離岩帶中所釋出的放射性物質導致集體劑量不超過每年 0.1 人-毫西弗時；或在不太可能的發展情節，從隔離岩帶中所釋出的放射性物質導致集體劑量不超過每年人 1-毫西弗時，可簡化長期輻射評估，不作被覆層及圍岩中物質擴散模式分析。長期安全分析應使用經認可的通用曝露模式，計算集體劑量時應假設：
  - (a) 參考群體(關鍵群體)約有 10 個人，基於營養需求(包括飲用水、畜養動物飲水、農作物灌溉)自一口井中取得井水的年需求量；
  - (b) 井水中含有自隔離岩帶所釋出的所有核種。應考量井水稀釋至礦物質含量使其可用作飲用水。

實際上可排除所釋出核種收集在完全相同的井水中，且可假設核種在被覆層或圍岩中進一步分布或保留。

(7) 證明最終處置場系統技術組件的穩固性：

- 應根據理論預測最終處置系統技術組件的長期穩定性；
- 若技術障壁(工程障壁、地質障壁)在長期安全方面具有顯著的安全

功能，且應符合特定的要求。若在特定要求方面並無公認的技術規則，應對其製造、建造及功能進行測試。

- 測試應包括使用最先進技術的品質保證。若結構的穩固性(對內部、外部影響及故障不具敏感性)可以通過其他方式得到證明，則可以免除測試。
- 在證明技術障壁完整性及圍阻性時，必須考慮技術障壁的貫穿(如豎井)及最終處置場的回填。即使考量工程障壁結構密封及回填的情況下，地質障壁仍可確保其完整性及圍阻性。
- 應分析建造材料的應力狀況及性能，證明對於技術密封結構的正常功能起了決定性作用。應證明建造材料具有適當承載能力及耐用性，且保證結構在相同時間長度能正常運作。必要時，立即有效的障壁確保對廢棄物的圍阻性，直到障壁長期行為充分發揮其潛能為止。

(8) 避免臨界：

無論在可能的發展情節及不太可能的發展情節，應證明可避免自我維持的鏈反應。

(9) 場址探勘期間，申請人應根據安全證案的要求，提出與處置場安全有關的現場數據，確定廢棄物置放條件下場址數據的準確性、範圍以及可能發生的變化，向主管機關證明數據的有效性。若使用其他處置場所取得的數據，則應證明數據的可轉移性。

(10) 長期安全證案應分別對天然放射性物質(回填物及岩石)及置放廢棄物中核種的外釋作評估。

## 6. 最終處置場的設計

(1) (運轉安全之設計)為了確保最終處置場運轉(包括除役)的安全，可參考其它類似功能核設施的核能法規要求，證明最終處置場安全功能的可靠性及穩固性。運轉階段採用「深度防禦」的概念，如核能電廠的安全級別概念，將核能電廠狀態分配給四個安全級別，分別採取不同的防護措施：

- 正常運轉：採取措施防止運轉故障的發生；
- 異常運轉：採取措施防止設計基準事故發生；
- 設計基準事故：採取措施控制設計基準事故；
- 超出設計基準事故：採取措施降低機率或限制對環境的影響。

分析事故時應考慮人為錯誤。

- (2) 應使豎井、廊道及鑽孔在隔離岩帶中產生的孔數為最小。鑽孔、豎井及其他廊道之設計應對岩石造成的損害為最小。若鑽孔、豎井及其他廊道不再需要時，則應在置放作業之前密封，以確保隔離岩帶中及其他安全相關障壁的障壁特性。
- (3) 當開挖置放橫坑、置放洞穴或鑽孔至隔離岩帶之指定範圍時，應與地質斷層保持適當的深度及適當距離，前述深度及距離應從安全分析與安全評估中推導出。
- (4) 廢棄物容器的裝卸作業應儘可能與所需之採礦作業完全隔離(例如隧道的維護、開挖及回填)。
- (5) 最終處置場應分成數個具有個別置放區的安置橫坑，開放式安置區的數量應保持最少。廢棄物應立即裝載、回填，並從礦坑建築物進行密封。
- (6) 廢棄物容器必須具有以下安全功能，並考量包件中的廢棄物及其周圍的回填物：
  - 為了可能的發展情節，應保證廢棄物容器 500 年的可裝卸性，以準備最終處置場自除役、密封後的回收再用。應注意避免放射性懸浮微粒的釋出；
  - 自運轉至豎井或坡道封閉之前，應維持容器再取出廢棄物的能力；
  - 為確保回收再用或再取回的可能性，所採取措施應不損害障壁的被動安全及長期安全性。
- (7) 最終處置場圍阻能力之可靠度應使各個障壁間多重性作用以及多樣性方式進行最佳化。應考量廢棄物的潛在危害及障壁在不同時區的多樣作用。一個穩固的、分級的障壁系統，應以被動、免維護方式發揮其功能，

以確保最終處置場除役後的安全。若單一障壁未能完全發揮其功能，障壁系統仍將持續確保其適當的功能。

- (8) 最終處置場試運轉前，除役概念應經過測試證明為可行。最終處置設施每十年進行安全審查，除役概念應根據當前最新技術進行審查，必要時應予更新。除役概念應包括密封的期程。

## 3.8 國際高放處置報告之審查要項研析及建議

### 3.8.1 瑞典 SKB 技術報告(TR-08-05)要項建議

針對瑞典 SKB 技術報告 TR-08-05(Site description of Forsmark at completion of the site investigation phase. SDM-Site Forsmark)之內容，對於場址特性描述之整體架構、建模時的人員配置，以及對於資料的品質保證等，可提供我國高放處置之審查要項及建議如下：

1. 本報告中針對 Forsmark 場址的調查、場址描述性建模、安全評估、處置場工程及環境影響評估等工作都有系統性的步驟，並依據不同時期所產出的報告針對前期調查成果不足或錯誤的部分進行更新，我國可根據這架構建立符合我國場址特性描述之流程。
2. 有關場址調查，SKB 透過一套明確的調查清單，包含了地表系統的地球科學和生態學調查、鑽孔調查以及地球科學參數和生態對象的監測，有系統性地針對場址進行調查，且於研究後期發展出較新的技術或獲取新的調查事證發現後，針對較舊的資料進行更新或針對錯誤的資料進行修正，並反應至最新版本資料庫中。這些系統性的場址調查及資料貯存步驟，皆有助於模型的建置和安全分析。
3. 對於各專業領域之模型建模(例如：地質模型、水文地質模型、水文地球化學、母岩傳輸特性...等)，SKB 針對這些領域建立建模專案小組，各小組除針對該領域進行建模任務外，另外建立整合平台提供不同領域的資料和模型整合，並透過研討會提供建模小組與場址調查團隊對收集到的資料以及所產生的模型不確定性和整體信心進行討論，我國未來在進行場址描述時，也可根據該模式，建立不同領域之工作小組達到精密的分工，同時也可與場址調查單位進行意見之交流。
4. 對於品質保證之流程，針對資料和模型存取透過建立資料庫進行統一管理，提供資料者必須針對該資料進行背書，使用資料者在資料輸出時也需要進行紀錄追蹤，可避免使用者輸出資料時使用到錯誤或不同版本的資料。本計畫於 109 年之成果已草擬了「最終處置設施安全分析報告導則」各章節之標題，並且已針對「第二章、場址之特性描述」、「第三章、設施之設計基準」、「第

四章、設施之建造」及「第五章、設施之運轉」進行編寫，而未來再針對「第九章、品質保證計畫」編寫時可參考本研究所整理 SKB TR-08-05 技術報告中有關資料管理及品質保證流程，強化我國高放處置管理之相關法規。

5. 場址描述與建模工作的整體目標，主要目的是希望透過可用的完整場址調查資料進行場址描述並統整成相關技術報告。大量的資料以及相互間一致的分析 and 建模結果可以提供必要的支持。

### 3.8.2 英國 NDA 通用處置系統技術規範法令規定研析要項建議

#### 1. 安全政策

##### (1) 相關的法令規定

處置系統應符合所有相關的法規與國際安全規定，包括整體的設計與安全（確保安全的設計），並且採用目前合適的規範與標準。

##### (2) 公司安全政策

執行已符合核准期程的工作計畫，應遵照主管機關的健康、安全、保安、以及環境政策聲明所訂的安全政策，而且要確保員工、承包商、及公眾的健康與安全、保護環境以及員工與資產的保安。

##### (3) 緊急應變

建造期間，所有必要的緊急應變安排與設備應備妥可用。

#### 2. 地質處置設施建造安全

地表與地下設施的建造，應保護工作人員、公眾、以及環境，且不會對地質處置設施的長期安全造成過分的影響。所有的前置規劃、設計、以及建造活動，均應遵照相關法規。對於坑道與開挖應遵照相關安全與健康管理法規並備有緊急應變逃生與救援。

#### 3. 運送安全

##### (1) 運送法規

放射性與非放射性物質所使用的運送系統與人員，應遵守適當的法規與有關於其設計、建造以及作業的法規。有關於將放射性廢棄物由其貯存位置

運送至地質處置設施，所有的設計與發展活動均應遵照適當的法規。運送系統應包括所有合理可行的措施以預防事故並緩解其效應。

## **(2) 包件設計安全報告**

運送包件的設計應證明符合適用法令的規定，且符合 IAEA 放射性物質安全運送規則的規定。

# **4. 地質處置設施運轉安全**

## **(1) 運轉安全法規**

地質處置設施運轉期間的活動，應遵守原子能相關法規以防治與管制污染與維護勞動健康與安全。

## **(2) 運轉安全**

地質處置設施的運轉必須能夠保護工作人員、公眾、以及環境且不會過度影響地質處置設施的長期安全。運轉期間的監測活動應證明達成安全目標。

# **5. 環境安全**

核准期間與核准期之後，應證明地質處置設施的位置與設計能確保設施環境的安全。位置與設計應遵照高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則的要求。

# **6. 環境與社會經濟考量**

## **(1) 環境與社會經濟的含義**

處置系統於設計時，應考量處置系統於執行時對環境與社會經濟的含義。地質處置方案在規劃過程中必須進行策略環境評估與環境影響評估。此評估必須考量社會經濟問題，因此涵蓋永續評估的範圍。

## **(2) 整合的廢棄物策略**

設計的開發應考慮放射性與非放射性廢棄物，與其排放至空氣、水中(包括地下水)及陸地。

# **7. 保安與實體防護**

處置系統必須設計成具有實體防護與保安措施，以防止不當使用可裂或放射



性物質，同時符合依照核子工業保安法規主管機關(亦即原子能委員會)的規定。

## 8. 保防

- (1) 處置系統、程序、以及紀錄的設計，應使國際原子能總署能確保，來自民用核子程序的可裂材料不會被轉移供軍事用途或其他未宣告的目的。
- (2) 報告規定：保防方法必須遵照國際原子能總署法規的報告規定。保防方法應經過審查，並在有所異動時進行修訂。
- (3) 原子能委員會的作用：交貨組織（亦即，目前為台灣電力公司）應與原子能委員會協調工作，以確保處置系統符合國際保防義務。必須妥善安排，使國際原子能總署驗證視察員能夠檢查地質處置設施與其紀錄。

### 3.8.3 英國 NDA 建議之場址特徵化所需設計資訊報告要項建議

為確保場址特徵調查所取得資訊可符合地質處置設施之規劃、設計、建造與運轉等作業需求，NDA 透過包括：界定場址特徵化作業需求、場址調查作業與數據保存、場址特徵模型化作業；以及分析、安全評估、環境評估與調查規劃等疊代作業程序。藉此，分析出 12 個設計資訊要求分類，以及資訊要求分類下之 42 個設計資訊要求。其中，12 個設計資訊要求分類即為其場址特徵化調查之作業目標，包含：

- (1) 了解表層沉積物和地質構造的三維幾何形狀；
- (2) 了解表層沉積物和地質構造的岩性；
- (3) 了解地層之三維幾何形狀和不連續性的性質；
- (4) 了解地下水流系統；
- (5) 了解地表和表層沉積範圍的水文系統；
- (6) 了解地下水化學；
- (7) 了解場址內的溫度和現地應力；
- (8) 了解表層沉積物的地質和熱學性質、地質構造和不連續性；
- (9) 了解環境氣體的滯留與運動；
- (10) 識別並了解地表、表層沉積物和地質構造中的危害；
- (11) 了解地質作用；以及
- (12) 了解人類行為等。

而後依RMS系統概念，針對12個設計資訊要求分類分析其場址調查設計資訊要求、設計要求與處置系統規範要求之關聯性，製作表格記錄其關聯性。此方法，除對於了解各項參數後續應用方向，以及研判資訊調查精度需求有相當幫助之外，亦可作為不同利害關係人溝通之基礎，十分具有參考價值。

基於上述內容之考量與做法，英國 NDA 為確保場址特徵調查所取得資訊可符合後續各項地質處置作業需求之各項規劃與管理作為，必須在進行場址特性調查前即完成相關作業規劃，方能有效據以執行與管理。據此，對比於我國的高放處置計畫推動進程與管理，建議可納入選址階段相關管理作業中，如此則可於開始進場調查前即完成相關調查作業要求與規劃，讓調查與後續分析作業有所依循，即能彰顯其調查作業與資料需求規劃與管理之效益。

#### 3.8.4 英國 RWM 場址評估公眾諮詢報告要項建議

英國 RWM 在此本報告中闡明英國將如何進行場址評估(Site Evaluation, SE)，指出在 RWM 的場址評估(SE)中將會回應三個主要要求：(1) 選址程序要求、(2) 國家政策要求、(3) 法律要求，並提供一個選址程序概述，包含確認關鍵的活動及每個關鍵活動的對應時間範圍。選址程序過程包括：與社區或團體對話的初步討論、與利益相關單位代表人組成一個工作小組，探查區域可能受影響的人員和組織都是社區合作夥伴關係的成員。

除了選址流程要求外，RWM 在評估英國的潛在地點時必須考慮國家政策聲明(NPS)草案中許多地質處置基礎設施相關事項。而且在整個選址過程中，及為建造和運轉 GDF 的目的，RWM 必須遵守許多立法/法規要求，包括獲得規劃當局以及英國獨立的核與環境管制機構的多項關鍵同意。

RWM 提出六個選址因素，包括安全、社區、環境、工程可行性、運輸、成本等六方面議題。更為提供引導 RWM 與社區討論及場址評估，在本場址評估報告中也將六個選址因素之下再細分成一系列的評估考慮事項。在 RWM 場址評估設計成在選址程序中以簡單名詞來綜合廣泛類型的議題，指明 RWM 與社區合作工作所需要的考慮項目，並遵守法律規範要求，俾使 RWM 收集申請許可所需的有用資訊。

因此基於上述英國的選址經驗，未來我國在規劃選址時也可須考量(1)選址程序要求、(2) 國家政策要求、及(3)法律要求等三方面之要求以進行溝通與規劃。

在選址因素應考慮安全、社區、環境、工程可行性、運輸、成本等六因素的議題，並研議訂出我國在各項因素評估內應列出的考慮事項。

### 3.8.5 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序案例報告要項建議

針對加拿大 NWMO 技術報告《Moving Forward Together: Process for Selecting a Site for Canada's Deep Geological Repository for Used Nuclear Fuel》之內容，對於處置計畫透過公眾參與、對話溝通和合作，NWMO 依據適應性階段管理，建立執行計畫過程之工作內容及期程建議，建立專業知識中心執行方式，處置計畫管制審查部分之執行方式等，可提供我國高放處置之審查要項及建議如下：

#### (1) 處置計畫透過公眾參與、對話溝通和合作

加拿大政府建立適應性分階段管理作為用過核子燃料的最佳計畫，以確保公眾和環境受到長期的保護。該適應性分階段管理的設計具靈活的，以確保新的學習和社會優先事項納入處置計畫之中，並允許該計畫修正並適應可能遇到的其他變化。適應性分階段管理是 NWMO 與加拿大公眾長期對話溝通所發展起來的，以反映公眾認為重要的特徵。適應性分階段管理按照國際最佳做法和加拿大公眾的期望，為安全、可靠而長期管理用過核子燃料制定計畫方針。該計畫要求將用過核子燃料貯存在適當岩層的深層地質處置場中並加以隔離。用過核子燃料將安全可靠地存放在處置場中，並使用多重障壁系統與人員和環境隔離。NWMO 在實施適應性分階段管理過程中，主要任務是在已瞭解和有意願接受處置設施的地區，在適當的地質構造前提下尋找適合處置的場址。處置計畫將透過長期的夥伴關係來實施，包括當地社區、處置計畫所在的較大區域地區和 NWMO 之間，透過公眾參與、對話溝通和合作，確保在處置作業的進程中，每一個階段都滿足社會需要，並建立和維持彼此信任及信心。建議我國應參考其作法納入考量，並將透過公眾參與、對話溝通和合作列入審查要項。

#### (2) 建立執行計畫過程之工作內容及期程建議

NWMO 依據適應性階段管理，針對處置計畫進行說明，包括：處置計畫關鍵組成部分、深地質處置場所涉及項目、運輸用過核子燃料涉及項目、專業知識中心建立、社區和周邊地區該有的期待、處置計畫需求面積、處置

計畫經費來源等。其中，特別針對計畫期程及成本進行計畫過程中各階段作業時間說明，包括：選址過程中的選址評估（10 年或以上）、管制批准（5 年或以上）、地下示範設施和深地質處置設施建造（10 年以上）、設施運轉（30 年或以上）、延長監測（可能 100 年或更長時間）、設施除役、除役後監測，前述執行計畫過程之工作內容及期程建議可依據我國實際情況修正並列入審查要項。

### **(3) 建立專業知識中心執行方式**

NWMO 針對處置計畫流程建立九個步驟，於第 4 步驟將為考慮選址的每個社區建立一個專業知識中心。專業知識中心的設計細節將與社區和周圍地區一起制定，並考慮到他們的偏好。該專業知識中心的設計可作為一個重點，透過公眾溝通和互動展示，讓社區成員更加瞭解處置計畫，專業知識中心可開發為社區的會議場所和學習中心，以及歡迎來自該地區和其他地區感興趣的遊客的目的地。如果最終選定該地點作為深地質處置場的所在地，則將擴大專業知識中心，以包括並支援旨在確認該地點特徵的地下設施的建造和運作。與其他國家建造的高放射性廢棄物深層地質處置場一樣，該專業知識中心將成為加拿大和國際間知識共用的中心。前述專業知識中心執行方式可依據我國實際情況修正並列入審查要項。

### **(4) 處置計畫管制審查部分之執行方式**

在處置計畫管制審查部分，審查機制將涉及聯邦、省級及市政管制機構。在聯邦等級的管制審查中，加拿大核安全委員會(CNSC)將審查和評估處置計畫與場址地點，並負責最終許可證的發放及授權處置計畫在不同階段的施行；在省市級覆核階段，輔助性的許可證仍須省級核准，例如：環境保護、水資源保護、省級職業健康安全法等。此外，NWMO 被要求履行《用過核子燃料管理安全和放射性廢棄物管理安全聯合公約》國際承諾。處置計畫的管制流程步驟包括：環境評估、場址準備許可執照、建造許可執照、運轉許可執照、用過核子燃料的運輸、設施除役及長期監測。前述處置計畫管制審查部分之執行方式可依據我國實際情況修正並列入審查要項。

我國對於用過核子燃料處置以深地層處置方式進行發展，本工作內容對於加拿大處置案例及報告研析，發現其處置計畫考慮項目、處置規劃、後續階段選址、

建立夥伴關係，該處置計畫預計投資160億至240億美元的建立國家基礎設施專案，開發需要長期管理之用過核子燃料的深地質處置場，和用過核子燃料運輸系統，以及一個國家專業知識中心。NWMO建立處置計畫流程步驟、處置計畫管制審查等，這些完整資料可做為我國對於用過核子燃料最終處置場規劃設計之重要參考，並納入高放最終處置相關規範或導則之審查要項及建議。

### 3.8.6 法國 Cigeo 高放最終處置場運轉總體計畫報告要項建議

#### 1. 試運轉確認的目標項目

##### (1) 運轉條件下的風險管理：

通過實施安全功能，可落實運轉人員、公眾及環境免受處置場中放射性廢棄物及化學物質存在的危害及其外釋所造成的風險。安全功能包括圍阻放射性物質、保護人們免受游離輻射曝露、臨界管制、移除廢棄物衰變熱及移除輻射分解及腐蝕氣體等。

##### (2) 工業設備功能：

試運轉期進行的測試程序是驗證處置場的設備及運轉功能，包括 PSAR 所提到的事故(incident)。主要目的是儘可能減少可能影響處置場容量或導致事故甚至意外事件(accidents)的設備故障風險。

##### (3) 自處置室再取出廢棄物包件的能力：

處置場的設計維持包件及處置室的設計能維持再取出性（包件機械強度，清潔功能），使在服務期間能夠再取出廢棄物包件。試運轉期間測試方案整合啟動測試及啟用測試，包括從處置室中取出包件的冷測試及熱測試。

##### (4) 處置結構體監測的能力：

監測目的是確保封閉後的安全，確保對處置場安全重要的組件的狀態及行為，在一定的範圍內，使處置場封閉後仍能發揮其功能。監測的另一目的是確認置放包件的再取出的能力。

##### (5) 處置室及橫坑封閉及密封的能力：

在試運轉期確認運轉環境中建造封閉結構體的能力，建造具代表性的非活性展示器，包括斜坡密封展示器、橫坑密封展示器、水利切斷展示器、

處置室密封展示器等。

**(6) 技術及經濟的最佳化途徑：**

開發技術與經濟最佳化的可能途徑，確認系統化考量安全最佳化的潛在影響，並與處置計畫的逐步開發相結合。

**2. 由可逆性提供的計畫管理選擇**

**(1) 可逆性(reversibility)：**提供未來世代修正或改進處置計畫的機會，可分為實施治理工具(governance tool)及技術方案管理工具(technical project management tool)兩種；

**(2) 逐步開發：**未來得納入當時最新科技或運轉經驗回饋，改進既定處置方案；

**(3) 運轉彈性：**在無需修改基礎結構、現有設備或建造新結構的情況下，處置場適應包件、運送計畫的變更，提供未來世代延後或加速置放廢棄物包件流程的可能性；

**(4) 設施的適應能力：**修改現有設備或建造新結構，以配合設計變更的適應能力；如變更廢棄物包件類型及數量，處置起始設計以外的廢棄物(如用過核子燃料)；

**(5) 包件的再取出性：**

- 證明再取出性的技術措施在服務期間(建造、運轉、封閉作業)是有效的；
- 自處置室再取出包件的測試採取與置入的相反程序，應採用相同的安全及防護目標，採取較運轉條件更為困難的情況下進行測試；
- 加強包件退出作業的設計規定、包件強度、處置室機械健全性及火災與爆炸風險的管制，以確保再取出的安全；
- 在極低機率但後果嚴重的意外事件中，再取出的主要目的是使其重返安全狀態，而非系統性的解決方案。尤其在設施組件已劣化的情況，無需保證包件可以系統性的退出。

### 3.8.7 德國 BMU 高放處置安全法規要項建議

#### 1. 保護免於游離輻射的損害

- (1) 隔離岩帶於封閉後應維持完整性，並將放射性廢棄物隔離於岩帶中。極少量物質離開岩帶所增加民眾的輻射曝露應僅發生於限制區域內，且儘可能的影響一代中的少數人；
- (2) 封閉後的可能發展情節所造成增加民眾個人有效劑量每年不得超過 10 微西弗。且應考量現當今個人的預期壽命及一生所接受的曝露量；
- (3) 封閉後的不太可能發展情節所造成增加民眾個人有效劑量每年不超過 100 微西弗(0.1 毫微西弗)。且應考量現今個人預期壽命及一生所接受的曝露量；
- (4) 對於不太可能的發展情節(如非故意貫穿隔離岩帶的發展情節)，尚未量化合理風險或合理輻射曝露。這種發展情節可能導致較高輻射曝露，有必要在最佳化的條件下，探討投入合理成本以減少輻射傷害的可能性，但投入成本不能損害其他發展情節的最佳化；

#### 2. 安全證案

應根據當前最新技術，結合最終處置場的建造及運轉，採取必要的預防措施防止最終處置場的損壞，採取的預防措施應符合輻射防護規定。最終處置場的運轉要求，可參考其他核子設施的運轉要求。

完整的安全證案應包括：

- (1) 完整記錄最終處置場的運轉狀態（包括地面設施）；
- (2) 有關置放作業及除役作業的安全分析，應考量設計基準事故，證明符合運轉人員、一般民眾的輻射安全規定及環境保護的規定；
- (3) 證明最終處置系統的穩固性；
- (4) 說明與安全有關的系統、子系統或單一組件在預期情況（參考情況）的影響、失效或偏離之機率，並分析其對相應安全功能的影響；

#### 3. 運轉安全之設計

- (1) 為了確保最終處置場運轉（包括除役）的安全，可參考其它類似功能核設施的核能法規要求，證明最終處置場安全功能的可靠性及穩固

性。運轉階段採用「深度防禦」的概念，如核能電廠的安全級別概念，將核能電廠狀態分配給四個安全級別，分別採取不同的防護措施：

(2) 四個安全級別分別為：

- 正常運轉：採取措施防止運轉故障的發生；
- 異常運轉：採取措施防止設計基準事故發生；
- 設計基準事故：採取措施控制設計基準事故；
- 超出設計基準事故：採取措施降低機率或限制對環境的影響。

(3) 分析事故時應考慮人為錯誤。



## 第四章、場址之特性描述及設施運轉專章(草案)研擬

針對原能會物管局規劃透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或安全分析報告審查案例，推動我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則草案研擬工作，繼 109 年已提出安全分析報告導則專章架構及第三章「設施之設計」、第四章「設施之建造」兩專章內容草案，本(110)年度以研擬第二章「場址之特性描述」與第五章「設施之運轉」內容草案為目標，持續推動安全分析報告導則之發展，期能完備我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則草案。

### 4.1 專章架構研擬

109 年前期計畫所提出之安全分析報告導則專章架構，導則共分為十三章，各章標題如表 1-1 所示。前期計畫執行時，即參考原能會 105 年發布修正之「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」[162]，及物管局 104 年委託核能研究所執行「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範研究」計畫報告(紀立民，2015)[163]等二文件，提出專章章節架構之規劃，並推動後續專章內容工作研擬。本年度「場址之特性描述」與「設施之運轉」專章內容研擬工作，仍由提出該二專章之章節架構開始，隨後逐步完成專章之完整內容草案。

將上述二項文件所提出之相關章節內容標題，以及本計畫先行擬具之章節標題加以比較。經本計畫工作會議討論，同時參酌各國相關法令、選址因素或條件、及選址案例報告(參見本報告第三章)等，初步提出「場址之特性描述」與「設施之運轉」之章節架構標題，如表 4-1 所示。

表 4-1 「場址之特性描述」與「設施之運轉」專章之初步章節架構

---

---

<b>第二章、場址之特性描述</b>
一、場址調查
(一) 基本原則；
(二) 調查範疇；

---

---

(三) 調查計畫。

---

二、一般場址特性

- (一) 社會經濟；
  - (二) 地形與地貌；
  - (三) 氣象；
  - (四) 地質與地震；
  - (五) 地表水文；
  - (六) 地下水文；
  - (七) 地球化學；
  - (八) 天然資源；
  - (九) 生態；
  - (十) 輻射背景偵測；
  - (十一) 大地工程特性；
  - (十二) 交通狀況。
- 

三、場址環境安全特性

---

四、天然障壁與母岩特性

- (一) 天然障壁特性；
  - (二) 母岩特性。
- 

## 第五章、設施之運轉

---

一、運轉管理

- (一) 試運轉結果；
  - (二) 運轉與施工同步。
- 

二、廢棄物接收與暫存

- (一) 廢棄物接收；
  - (二) 廢棄物暫存。
- 

三、處置作業

- (一) 封裝；
  - (二) 運搬；
  - (三) 處置；
  - (四) 環境監測。
- 
-

## 4.2 專章(草案)研擬審查要項

我國高放最終處置計畫之發展，係以瑞典與芬蘭 KBS-3 之深地層處置概念為基礎，而台電公司提出之「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估(SNFD2017)」報告，亦以相同處置概念說明處置計畫之階段性成果。本計畫 109 年度已針對設施設計及建造專章等兩章進行研擬，並且提出審查要項重點；今(110)年度則針對場址之特性描述與設施之運轉兩專章為重點，研擬審查要項及專章內容草案。

根據瑞典高放最終處置經驗，場址特性描述工作之建議流程主要分為三個階段，包含：1、場址特性現地調查參數蒐集，2、以調查之參數為基礎進行場址特性模型建置，3、透過所建置之模型進行場址環境、障壁及母岩之安全特性進行評估，其建議之工作流程如圖 4-1 所示。

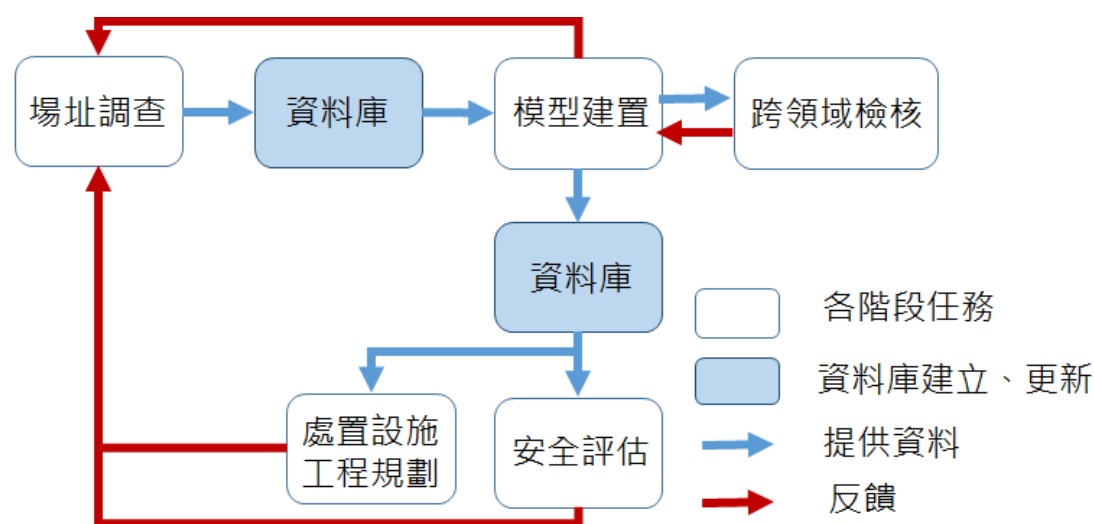


圖 4-1 場址特性描述審查要項相關之重點建議

除根據國際間之處置經驗外，亦對我國放射性廢棄物相關之安全分析技術報告與導則進行整體檢視，包含物管局「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範研究(104FCMA001-3)」及「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(105年)」，並提出適合我國與場址特性描述相關之審查要項，此審查要項亦為場址特性描述專章內容之主體架構，如表 4-2 所示。

綜上所述，場址特性描述審查要項主要有幾項重點，包含：1、場址特性描

述應分階段、分精度，且為持續性之工作；2、場址特性描述各階段應相互回饋，且進行版本之更新；3、應跨領域交互檢核、討論，整合場址特性描述所需之資訊；4、場址特性描述應能支持安全評估及處置工程規劃至營運管理所需之資訊；5、場址特性資料庫建置及管理。

在設施之運轉部分，高放射性廢棄物處置設施運轉的範圍涵蓋地面接收設施從運送包件卸載與暫貯高放射性廢棄物，以及將其封裝入處置包件，運送至深地層處置坑道進行處置並監測的整個過程。為使整個作業安全純熟，處置設施必須先行試運轉，故須先行規劃處置設施的試運轉作業，獲得妥善結果後，經主管機關審核准許後執行。處置設施的運轉期限可能長達數十年，因此處置設施的建造可能分階段進行，如此將使運轉與建造同步進行，此兩者必須不會互相干擾，且不會嚴重影響處置設施的長期安全。高放射性廢棄物的運送包件與處置包件，於使用前，必須先獲得主管機關的審查核准。其他輔助與公用系統亦應詳實規劃說明。基於以上的說明，高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告第五章設施之運轉的審查要項，即依此發展並呈現於表 4-3 安全分析報告導則「設施之運轉」專章審查要項。

表 4-2 安全分析報告導則「場址之特性描述」專章審查要項

<b>第二章、場址之特性描述</b>	
一、場址調查計畫作業與適宜性準則	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 基本原則與範疇界定</li> <li>• 調查計畫</li> <li>• 場址適宜性</li> </ul>
二、一般場址特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 社會經濟</li> <li>• 地形與地貌</li> <li>• 氣象</li> <li>• 地質與地震</li> <li>• 地表水文</li> <li>• 地下水文</li> <li>• 地球化學</li> <li>• 天然資源</li> <li>• 生態</li> <li>• 輻射背景偵測</li> <li>• 大地工程特性</li> <li>• 交通狀況</li> </ul>

三、場址特性模型	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 地質學</li> <li>• 水文地質</li> <li>• 水文地球化學</li> <li>• 岩石力學與熱力學</li> <li>• 母岩傳輸特性</li> <li>• 地表系統</li> </ul>
四、場址環境安全特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 地震</li> <li>• 活動斷層</li> <li>• 火山</li> <li>• 海嘯</li> <li>• 洪水</li> <li>• 崩塌滑動與土石流</li> <li>• 侵蝕與沖刷</li> <li>• 地殼與海平面之變動</li> <li>• 其他因素</li> </ul>
五、天然障壁與母岩特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 天然障壁特性</li> <li>• 母岩特性</li> </ul>

表 4-3 安全分析報告導則「設施之運轉」專章審查要項

<b>第五章、設施之運轉</b>	
一、運轉管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 試運轉規劃</li> <li>• 運轉與建造同步</li> <li>• 地表設施、聯通設施與地下設施之管理</li> </ul>
二、廢棄物接收與暫存	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 廢棄物接收</li> <li>• 廢棄物暫存</li> </ul>
三、處置作業	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 封裝</li> <li>• 運搬</li> <li>• 處置</li> <li>• 監測</li> </ul>
四、輔助與公用系統設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 輔助系統及設備</li> <li>• 公用系統及設備</li> <li>• 設施各項系統及設備</li> </ul>

### 4.3 場址之特性描述與設施運轉專章條文內容初擬

本(110)年度執行之高放最終處置設施安全分析報告導則「第二章、場址之特性描述」與「第五章、設施之運轉」專章內容研擬工作，研究團隊累積 105–108 年執行四年期科技發展中程個案計畫之分項計畫「用過核子燃料處置安全審查平行驗證技術發展」所獲成果，與 109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究計畫針對安全分析報告導則設施設計及建造專章研擬所獲之經驗，加之本年度研析國際組織相關導則與各國最終處置計畫相關法規、案例報告、導則等準備工作，始進行之。本年度導則專章研擬發展過程，概略陳述如下：

- 第一季進行國際資訊蒐集與研析，展開章節架構概要之討論。
- 第二次線上工作會議(6 月 3 日)進行導則專章架構的研議。
- 第三次線上工作會議(8 月 5 日)決議參考物管局「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範研究(104FCMA001-3)」及「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(105 年)」為專章藍本，將團隊分組分別就專章條文之內容進行編撰。
- 第四次線上工作會議(10 月 1 日)將收齊彙整之兩章條文及說明內容，由研究團隊成員進行內部交叉審閱及比較，反覆提出參考修正意見或修訂建議。
- 10 月 20 日彙整各組精修完成版本之專章內容，送交團隊邀請之各界專家進行會前審閱。
- 10 月 29 日舉辦專家座談會，邀請黃慶村先生、魏聰揚先生、鄭武昆先生、曾雅真教授等專家，及台電公司核能後端營運處楊志雄先生、李在平先生，與中興工程顧問社柯建仲先生、核能研究所曾漢湘先生等專家出席會議，與團隊成員共同齊聚討論交換意見，提出多項建議及修正，專家會議紀錄列於本報告附錄 2。
- 針對專家座談會之建議修訂專章條文，於 11 月 2 日之第四季查核會議(第五次工作會議)中逐條詳細討論、修訂，並由負責編撰之分組進行文字綜整。
- 11 月 8 日再傳團隊成員修訂確認，於 11 月 12 日完成「第二章、場址之特性描述」與「第五章、設施之運轉」專章條文內容初稿。

經上述程序，本研究研議完成之高放射性廢棄物最終處置安全分析報告導則場址之特性描述與設施之運轉專章草案條文內容及說明列於表 4-4，完整的導則章節架構及目前所研擬之專章具體條文，列於本報告附錄 3。

表 4-4 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則場址之特性描述與設施之運轉專章(草案)條文及說明

條文	說明
第二章、場址之特性描述	章名參考低放安全分析報告導則(105 年)
一、場址調查計畫作業與適宜性準則：說明場址特性調查的基本原則、調查範疇、調查計畫及場址之適宜性準則。	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告場址特性描述之「一、調查作業」作為本節之主要內容進行修改。</li> </ul>
(一) 基本原則：說明報告內場址特性資料的取得與使用原則，並至少包含以下內容：	
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 說明場址特性與環境保護之環境影響評估資料相關性。</li> <li>2. 說明場址特性調查範圍之地理區域於學理上之完整性，調查週期與一般及當下可獲得最佳之專業技術規範之符合性，說明場址特性及滿足安全評估所需參數。</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>第 1、2 項以「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之「一、調查作業」內容修改，其中第 2 項加強補充「...及當下可獲得最佳之...」之說明。</li> <li>採納專家建議，移除「管制機關認可」、「應」及「得」等用語，以保持對於未來實際情況應對具有足夠之彈性。</li> </ul>
(二) 範疇界定：說明調查項目、調查範圍與調查頻率的界定原則。	
(三) 調查計畫：說明已實施或規劃實施的調查計畫，包含重要的調查技術與方法，調查計畫之分階段、分精度及跨領域相互查核三項重點之作業方式，以及場址特性、安全評	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考 SKB RT-08-05 技術報告之內容，依據報告圖 1-2 中 SKB 在進行場址特性描述時，提出不同階段性任務流程之概念。</li> <li>參採專家建議針對調查內容和</li> </ul>

<p>估和設施設計之間之關聯性。</p>	<p>技術進行檢討之需求，以及補充場址特性與安全評估、設施設計等各領域得進行共同討論之概念說明。</p>
<p>(四) 場址適宜性準則：說明評定場址適宜性的準則。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考專家之提問，研究團隊認為本項應為說明針對選定場址評定適宜性，而非考量選址相關不利影響及因素之準則。</li> </ul>
<p>二、一般場址特性：說明場址及附近地區可能影響高放處置設施運轉與封閉後長期安全之背景環境資訊，以及相關參數之不確定性、可信度之評估結果。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之場址特性描述內容。</li> <li>• 參採專家建議補充調查參數的不確定性、可信度評估之描述於一般場址特性說明文字。</li> </ul>
<p>(一) 社會經濟：說明場址範圍之界定與土地使用權取得情形。並說明可能有潛在不利影響的當地設施(例如水壩、機場、軍事設施等)，以及場址所在及附近地區之行政區公共設施、觀光休閒設施、人口統計(含流動人口)及人口結構、土地利用情形及開發計畫等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告內容為主體，並補充「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(105年)」中所考量之行政區公共設施、觀光休閒設施。</li> </ul>
<p>(二) 地形與地貌：說明場址範圍及附近地區之地形與地貌，包括高程、坡度分布、重要地貌特徵(例如河川、山脈、湖泊、海岸線)、與潛在環境災害分布地區等(例如崩塌地、沖蝕溝、河川攻擊坡、土石流沖積扇、斷層錯動地形)。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>地形與地貌</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(三) 氣象：說明場址附近之氣象資料，包括風向、風速、溫度、濕度、降水量、降水強度、颱風、蒸發量、氣壓、日照時間、日射量等歷史紀錄，並提供有紀錄以來之年平均值及極端值。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>氣象</u>內容說明。</li> </ul>



<p>(四) <b>地質與地震</b>:說明場址及附近地區之地層、地體構造、區域之線性構造、活動斷層、歷史地震等之調查成果等,並說明斷層與地震危害度之調查及評估方法。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>地質與地震</u>內容說明。</li> <li>• 參採專家建議,補充區域之線性構造來涵蓋深層處置因素的考量。</li> </ul>
<p>(五) <b>地表水文</b>:說明場址及附近地區之地表水體水文、水質特性、水資源使用狀況及其調查方法。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>地表水文</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(六) <b>地下水文</b>:說明場址及附近地區之地下水文及水文地質(如:地下水流速與流向、地下水補注與流出、水文地質架構與水文地質參數等等)、水質特性、水資源使用狀況等資料及其調查方法。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>地下水文</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(七) <b>地球化學</b>:說明場址及附近地區之可能影響場址安全及核種遷移之水化學、土壤與岩石之分類組成及地球化學特性,以及相關之地化模擬資料。地球化學調查因子涵蓋場址及附近地區之無機質成分、有機質含量、氧化還原電位、酸鹼值、分配係數、遲滯因子、離子交換能力、放射性核種之溶解度與化學型態、價數與性質等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「低放安全分析報告導則(105年)」規範之<u>地球化學</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(八) <b>天然資源</b>:說明場址及附近地區之既有與潛在之重要地下天然資源,包含礦產與地下水資源等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之天然資源內容說明。其中參考報告所列之「天然氣」一詞,研究團隊認為「礦產」應已涵蓋之,因此刪除。</li> </ul>
<p>(九) <b>生態</b>:說明場址及附近地區之生態調查資料,包括主要生物種類、數量、分布、組成、棲息地,及可能</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「低放安全分析報告導則(105年)」規範之<u>生態</u>內容說明。</li> </ul>

<p>影響處置場安全之生物活動與人為活動等。</p>	<p>明。</p>
<p>(十) <b>輻射背景偵測</b>:說明場址及附近地區之運轉前環境輻射背景偵測結果及偵測方法。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>輻射背景偵測</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(十一) <b>大地工程特性</b>:說明場址及附近地區之大地工程特性與測量方法,並界定影響處置設施設計、建造、運轉、與封閉之地工參數,包含土壤與母岩的幾何型態(深度、厚度、延伸範圍),以及母岩的力學、熱力學、滲透性、傳輸特性、核種遲滯性質等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之大地工程特性內容說明,並經研究團隊討論後,增列與高放射性廢棄物有關之「熱力學特性」於說明中。</li> <li>• 參採專家之建議,考量母岩亦為天然障壁之一部分,故整合相關文字說明。</li> </ul>
<p>(十二) <b>處置母岩特性</b>:說明場址處置母岩的功能,包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能的地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈的移動時間、長期穩定性等。具體特性例如低滲透性與低延散性地層以及低水力梯度等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告所列之「天然障壁與母岩特性」章節,並整合專家意見,彙整納入「一般場址特性」章節中增列說明。</li> <li>• 原項名稱「天然障壁特性」,惟研究團隊考量移置「一般場址描述」章節中作為場址特性之子項,故將文字修改為「處置母岩特性」。</li> <li>• 參採專家之建議,補充有關母岩特性之部分,在觀測方式、數據資料上作為評估母岩長期穩定性的主要參考。</li> </ul>
<p>(十三) <b>交通狀況</b>:說明場址及附近地區之交通設施、交通運輸系統(包含鐵路、公路、水運等)與運輸能力等資料。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究及「低放安全分析報告導則(105年)」之<u>交通狀況</u>內容說明。</li> </ul>
<p><b>三、場址特性模型</b>:說明場址特性模型建置之方法,以及用於模型中之場址調</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 本節參考 SKB TR-08-05 技術報告列於表 1-1 中所提之「場</li> </ul>

<p>查參數之來源、模型所涵蓋之時間範圍、模型結果與場址特性之合理性，並可提供於安全評估及處置設施設計使用。建模結果應說明各模型間之關聯性、不確定性、及可信度等相關之評估。</p>	<p>址特性模型」概念及目的，考量本導則於「一般場址特性」章節中所要求之安全分析報告內容並未包含場址特性建模部分，因此提出本節說明。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>採納專家之建議，修訂文字說明「應使用主管機關認可之方法...模型結果應合理反應...」避開使用具強制性之用詞。</li> <li>參採專家之建議，說明建模過程中各模型間整合要求之各項評估。</li> </ul>
<p>(一) <b>地質學</b>：說明處置場址地質模型建置之方法和結果。</p> <p>(二) <b>水文地質</b>：說明處置場址水文地質模型建置之方法和結果。</p> <p>(三) <b>水文地球化學</b>：說明處置場址水文地球化學模型建置之方法和結果。</p> <p>(四) <b>岩石力學與熱力學</b>：說明處置場址岩石力學和熱力學特性的模型建置之方法和結果。</p> <p>(五) <b>母岩之傳輸特性</b>：說明處置場址母岩之傳輸特性模型建置之方法和結果。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考 SKB TR-08-05 技術報告之「場址特性模型」概念項目之目標，進行說明文字內容之撰擬。</li> </ul>
<p>(六) <b>地表生態系統</b>：說明處置場址地表之生物圈生態系統描述模型（例如：農林漁牧業活動、土地使用型態、生態系統調查與地景等等）之方法和結果。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>採納專家之建議，因現行生物學分類，<u>動物與植物二分法</u>已非主流，故刪除「(包含動物相、植物相)」之文字說明。</li> <li>經研究團隊內部討論，將原「地表系統」修改為「地表生態系統」進行說明。</li> </ul>
<p><b>四、場址環境安全特性</b>：說明對於高放處置設施運轉與封閉後長期安全具有潛在不利影響的環境特性之評估方法及結果。若評估後具有影響潛勢之項目，應說明對應之考量。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告，說明「場址環境安全特性」範圍之內容。</li> <li>參採專家之建議，為避免本節與選址過程中所需排除之不利</li> </ul>

<p>(一) 地震</p> <p>(二) 活動斷層</p> <p>(三) 火山</p> <p>(四) 海嘯</p>	<p>影響及因素之立意混淆，研究團隊增加「若評估後具有影響潛勢之項目，應說明對應之考量。」之文字於說明中。</p>
<p>(五) 洪水</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>經研究團隊討論後，將本項參考之原報告文字「洪水氾濫」刪除「氾濫」二字。</li> </ul>
<p>(六) 崩塌滑動與土石流</p> <p>(七) 侵蝕與沖刷</p> <p>(八) 地殼變動與海平面變動(含冰河作用與氣候變遷之影響)</p> <p>(九) 其他場址特性因素</p>	
<p>第五章、設施之運轉</p>	<p>章名參考低放安全分析報告導則(105年)</p>
<p>一、運轉管理：本節說明設施運轉管理。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>「物管法施行細則」第26條第1項：依本法第十八條第一項規定申請放射性廢棄物處理、貯存或最終處置設施運轉執照者，應先檢附試運轉計畫，報經主管機關核准進行試運轉。第27條：依本法第十八條第一項規定所核發運轉執照之有效期間，放射性廢棄物處理設施或貯存設施最長為四十年，最終處置設施最長為六十年。</li> </ul>
<p>(一) 試運轉規劃：說明試運轉時程及測試方案。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考 Cigeo-Proposed Operations Master Plan (PDE), pp. 44 - 53, ANDRA, 2016.</li> </ul>
<p>(二) 運轉與建造同步：運轉期間執行建造工程必須妥善規劃，兩者不得互相干擾，且不會過度影響地質處置設施的長期安全。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>參考 NDA Report no. NDA/RWMD /044)</li> </ul>

<p>(三) <b>地表設施管理</b>:說明地表設施管理規劃與運轉技術規範;含重要結構、系統與組件之檢測與維護。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之<u>地表設施管理</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(四) <b>聯通設施管理</b>:說明聯通設施管理規劃與運轉技術規範;含捲揚系統與通風過濾系統之檢測與維護。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之<u>聯通設施管理</u>內容說明。</li> </ul>
<p>(五) <b>地下設施管理</b>:說明地下設施管理規劃與運轉技術規範;含隧道管理、檢測、與維護。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之<u>地下設施管理</u>內容說明。</li> </ul>
<p><b>二、廢棄物接收與暫存</b></p> <p>(一) <b>廢棄物接收</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 運送文件之查驗。</li> <li>2. 運輸設備之污染偵檢與除污。</li> <li>3. 廢棄物包件表面劑量率及核種之偵檢。</li> <li>4. 廢棄物相關文件之管理與保存。</li> <li>5. 廢棄物運送包件卸載作業,說明於廢棄物接收區自運送包件中取出廢棄物送至暫存區所需之運轉作業設施與流程。</li> </ol>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「低放安全分析報告導則(105年)」規範之「廢棄物處理與暫存」範圍之內容進行修改。</li> <li>• 參考「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導」(108年)之「設施運轉計畫」。</li> <li>• 採納研究團隊內部討論成果。</li> </ul>
<p>(二) <b>廢棄物暫存</b>:暫存區之使用規劃及暫存作業。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「低放安全分析報告導則(105年)」規範之<u>廢棄物暫存</u>內容說明。</li> </ul>
<p><b>三、處置作業</b></p> <p>(一) <b>封裝</b>:說明欲封裝之用過核子燃料識別確認與完整性檢測方法、處置容器檢查、封裝、密封焊接、封裝後包件密封測試等作業程序及標準等。</p> <p>(二) <b>運搬</b>:說明處置容器包件從封裝廠房/貯存地點運送至地下處置之作業程序。含機具與包件檢查、裝載、</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告「處置作業」範圍之內容進行修改。</li> </ul>

<p>除污、吊卸操作等，以及執行作業時的安全與輻射防護措施。</p>	
<p>(三) <b>處置</b>：說明處置包件置放於處置孔與填入緩衝材料之處置作業方式，以及完成後之檢查程序與標準等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之<u>處置</u>內容說明。</li> <li>• 採納團隊內部討論的結果。</li> </ul>
<p>(四) <b>環境監測</b>：說明運轉期間所取得的环境監測新資料與實務作業經驗的回饋，應用於驗證前期設計與評估結果的適當性，並反映於新版報告中。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「104FCMA001-3」安全分析技術規範研究報告之「環境監測與運轉經驗回饋」說明之內容進行修改。</li> <li>• 參考 IAEA SSG-14 第 6.47～6.55。</li> </ul>
<p><b>四、輔助與公用系統設備</b></p> <p>(一) <b>輔助系統及設備之運轉</b>：說明輔助系統及設備之運轉規劃。</p> <p>(二) <b>公用系統及設備之運轉</b>：說明公用系統及設備之運轉規劃。</p> <p>(三) <b>設施各項系統及設備之維護保養</b>：說明各項系統及設備之維護保養規劃。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 參考「用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告審查導」(108年)之「設施運轉計畫」。</li> </ul>

## 第五章、結論與建議

### 5.1 成果與結論

本計畫工作範疇主要分為兩方面，一為針對國際高放射性廢棄物最終處置相關文獻進行研析，並提出審查要項及建議，作為安全分析報告導則內容研擬之參考依據，包括國際組織所發表有關地質處置之安全規則、導則、溝通文件、及技術報告等，以及各國高放最終處置計畫之管制機關或專責機構所公開的法規、安全要求、安全分析報告案例、技術及研發報告等內容，進行擇要研析與審查要項建議之撰擬；二為研提我國高放最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」專章(草案)章節架構，以及專章條文與說明內容之研擬。工作成果分別說明如下。

一、國際高放最終處置資訊蒐集與研析，成果包括：

1. 經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)所發表之 6182 號文件「地質處置長期安全管制」，以及 6405 號文件「放射性廢棄物地質處置規範與導則」內容研析與討論。
2. 瑞典 SKB 的 TR-08-05 Forsmark 場址描述技術報告內容研析與整理。
3. 英國 NDA 通用處置系統技術規範 (NDA/RWMD/044)之研析。
4. 英國 NDA 場址特徵化所需設計資訊 (Technical Note-19656068)。
5. 英國 RWM 場址評估公眾諮詢 (Version E1)。
6. 加拿大 NWMO 深層地質處置選址程序報告。
7. 法國 Cigeo 高放射性廢棄物最終處置場運轉總體計畫摘要。
8. 德國 BMU 高放處置安全法規摘要及主要內容中文化。

二、研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」章節，具體成果包括：

1. 我國高放射性廢棄最終處置設施安全分析報告「場址之特性描述」及「設施之運轉」章節架構發展，並提出審查要項建議。
2. 完成高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」章節(草案)條文內容研擬。

3. 邀請各界專家及台電公司高放計畫執行團隊成員共同諮詢討論，彙整專家座談會之討論意見及研究團隊內部討論，進行高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則專章內容之修訂，並研擬後續規劃與發展建議。

本計畫之執行，集結了國際組織高放最終處置相關指導原則、各國最終處置相關法規及案例，建立我國高放射性廢棄物最終處置安全分析導則內容發展的基礎；所提出的設施設計及建造專章條文草案，足以作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，有助於後續完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

## 5.2 建議

本計畫研究過程中團隊成員歷經五次內部工作會議與一次專家座談會議，詳細討論高放最終處置設施安全分析報告導則「場址之特性描述」及「設施之運轉」專章(草案)內容研擬工作，依據多次會議之討論及專家座談會議的建言，提出下列建議。

1. 安全分析報告導則係用於作為指引，用以要求高放最終處置設施的申請者提出足夠完整且詳細之安全分析報告供主管機關進行審查，考量目前國際上對於用過核子燃料最終處置在場址描述、設計概念、安全證案等諸多議題均仍處於動態發展之階段，因此建議在章節內容之安排與陳述上宜保持一定的彈性，以滿足未來更新迭代與技術發展之空間。
2. 安全證案(safety case)技術是近年國際上高放最終處置發展重點，透過階段性安全評估成果的反覆論證，建立對於最終處置安全的信心，需要長期累積對於處置設施安全性研發活動的論據，作為處置設施長期安全的支持證據。基於此，國內高放最終處置計畫的長期研發工作，以及相應的計畫管制作為，需要持之以恆推動相關工作，而安全分析報告導則的草擬，亦應將安全證案的概念納入相關章節中。
3. 高放射性廢棄物地質處置相關議題受到各核能先進國家重視，持續投入資源進行研發工作，研究成果也不斷發表與更新。我國亦應繼續關注國際相關發展與動態，蒐集各國高放地質處置最新發展資訊，取得最佳可型技術，用以推動國內高放最終處置計畫之管制技術發展與驗證工作。



4. 最終處置計畫場址資料庫建立、場址資料與設施設計及安全評估的銜接、及資料管理等工作相當重要，建議於安全分析報告導則之「品質保證計畫」章節中陳述，以完善安全分析報告之內容。
5. 新版「放射性物料詞彙」已由原能會物管局於 110 年 9 月出版，可供各界應用，將有利於名詞使用的一致性。

## 參考文獻

- [1] NEA, (2007), *Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal - Towards a Common Understanding of the Main Objectives and Bases of Safety Criteria*, NEA No. 6182, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [2] NEA, (2010), *Regulation and Guidance for the Geological Disposal of Radioactive Waste - Review of the Literature and Initiatives of the Past Decade*, NEA No. 6405, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [3] SKB, (2008). Site description of Forsmark at completion of the site investigation phase – SDM-Site Forsmark. SKB TR-08-05, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [4] NDA (2010), *Generic Disposal System Technical Specification*, Report No. NDA/RWMD/044, Nuclear Decommissioning Authority, Harwell Campus, Didcot, UK.
- [5] NDA, (2013), *Design Information Requirements from the RWMD Site Characterisation Programme*, NDA Technical Note No. 19656068, Nuclear Decommissioning Authority, Harwell Campus, Didcot, UK.
- [6] RWM, (2018), *Site Evaluation - How we will evaluate sites in England*, A Public Consultation, Version E1, Radioactive Waste Management Limited, UK.
- [7] NWMO, (2010), *Moving Forward Together: Process for Selecting a Site for Canada's Deep Geological Repository for Used Nuclear Fuel*, Nuclear Waste Management Organization, Canada.
- [8] ANDRA, (2016), *Cigeo - Proposed Operations Master Plan (PDE)*, ANDRA 470.A, CG-TE-D-NTE-AMOA-SDR-0000-15-0063, National Agency for Radioactive Waste Management, France.
- [9] BMU, (2010), *Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste*, Bundesministerium für Umwelt Naturschutz und Reaktorsicherheit, Germany.
- [10] 黃偉慶等，2020，109 年用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術研究，原能會物管局委託研究計畫成果報告，計畫編號：109FCMA004。
- [11] NEA, (1995), *The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal*, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [12] IAEA, (2006), *Geological Disposal of Radioactive Waste*, Safety Requirements No. WS-R-4, International Atomic Energy Agency, Vienna.

- [13] NEA, (2004), *The Regulatory Control of Radioactive Waste Management*, NEA No. 3597, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [14] NEA, (2005), *The Regulatory Function and Radioactive Waste Management. International Overview*, NEA No. 6041, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [15] IAEA, (1995), *The Principles of Radioactive Waste Management*, Safety Series No. 111-F, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [16] IAEA, (1997), *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*, Information Circular INF/546, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [17] ICRP, (2000), *Radiation protection recommendations as applied to the disposal of long-lived solid radioactive waste*, Annals of the ICRP, Publication 81, International Commission on Radiation Protection.
- [18] Council of the European Union, (1996), *Directive Concerning Integrated Pollution Prevention and Control*, Council Directive 96/61/EC, Brussels.
- [19] NEA, (2007), *Fostering a Durable Relationship Between a Waste Management Facility and its Host Community*, NEA No. 6176, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [20] KASAM, (2004), *Nuclear Waste State of the art Report 2004*, Stockholm 2004, Swedish National Council for Nuclear Waste (KASAM), Sweden.
- [21] NAPA, (1997), *Deciding for the Future: Balancing Risks, Costs and Benefits Fairly across Generations*, National Academy of Public Administration, Washington, USA.
- [22] EKRA, (2000), *Disposal Concepts for Radioactive Waste – Bundesamt für Energie*, Final Report, Expertengruppe Entsorgungskonzepte für Radioactive Abfälle, Bern, Switzerland.
- [23] Joint CNRA/CRPPH/RWMC Workshop, (1997), “*Regulating the Long-term Safety of Radioactive Waste Disposal*”, Proceedings of an NEA International Workshop held in Cordoba (Cordoba Workshop), Spain, 20-23 January 1997, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [24] IAEA, (2006), *Geological Disposal of Radioactive Waste, Safety Requirements - Jointly Sponsored by The International Atomic Energy Agency and the OECD Nuclear Energy Agency*, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, Vienna.
- [25] CNSC, (2006), *Regulatory Guide – Assessing the Long Term Safety of Radioactive*

- Waste Management*, G-320, Canadian Nuclear Safety Commission – Commission canadienne de sûreté nucléaire (CNSC/CCSN), Canadian.
- [26] STUK, (2001), *Long-term safety of disposal of spent nuclear fuel*, STUK Guide YVL 8.4, Radiation and Nuclear Safety Authority, Finland.
- [27] SKI, (2002), *The Swedish Nuclear Power Inspectorate's Regulations concerning Safety in connection with the Disposal of Nuclear Material and Nuclear Waste (including General Recommendations concerning the Application of the Regulations)*, Swedish Nuclear Power Inspectorate, SKI FS 2002:1, March 2002, Swedish.
- [28] SSI, (1998), *The Swedish Radiation Protection Institute's Regulations on the Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste*. Swedish Radiation Protection Institute, SSI FS 1998:1, September 1998, Swedish.
- [29] SSI (2005), *The Swedish Radiation Protection Authority's Guidelines on the Application of the regulations (SSI FS 1998:1) concerning Protection of Human Health and the Environment in connection with the Final Management of Spent Nuclear Fuel and Nuclear Waste*, Swedish Radiation Protection Institute, SSI FS 2005:5, September 2005, Swedish.
- [30] NRC, (2004a), *NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations, Part 60 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in Geologic Repositories*, 1981, last amendment 2004, Nuclear Regulatory Commission, USA.
- [31] NRC, (2004b), *NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations, Part 63 - Disposal of High-level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at Yucca Mountain*, 2001, last amendment 2004, Nuclear Regulatory Commission, Nevada, USA.
- [32] Der Schweizerische Bundesrat: Kernenergieverordnung (KEV) vom 10. Dezember 2004, Switzerland.
- [33] Direction de la sûreté des installations nucléaires, Règle Fondamentale de Sûreté III.2.f, Définition des objectifs à retenir dans les phases d'études et de travaux pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde afin d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage Juin 1991.
- [34] Bundesministerium des Innern (BMI): *Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk*, Federal Ministry of Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GMBI. 1983, S. 220, Berlin, Germany.
- [35] Environmental Protection Agency, 40 CFR Part 197: *Public Health and*

- Environmental Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, NV*; Final Rule, 2001.
- [36] Bechtel SAIC Company, LLC prepared for US Department of Energy: Total System Performance Assessment – Analyses for Disposal of Commercial and DOE Waste Inventories at Yucca Mountain – Input to Final Environmental Impact Statement and Site Suitability Evaluation, REV 00, ICN 02, December 2001.
- [37] NEA, (2004), *Post-closure Safety Case for Geological Repositories. Nature and Purpose*, NEA No. 3679, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [38] NEA, (2008), *Safety Cases for the Deep Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand?*, Symposium Proceedings 23-25 January 2007, NEA No. 6319, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [39] NEA, (2004), *The Handling of Timescales in Assessing Post-closure Safety. Lessons Learnt from the April 2002 Workshop in Paris, France*, NEA No. 4435, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [40] NEA, (2006), Integration Group for the Safety Case (IGSC), *Consideration of Timescales in Post-closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste*, NEA/RWM/IGSC(2006)3, OECD, Nuclear Energy Agency.
- [41] NEA, (2007), RWMC Regulators’ Forum (RWMC-RF), *Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal. Towards a Common Understanding of the Main Objectives and the Bases of Safety Criteria*, NEA No. 6182, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [42] NEA, (2003), *The Regulator’s Evolving Role and Image in Radioactive Waste Management. Lessons Learnt within the NEA Forum on Stakeholder Confidence*, NEA No. 4428, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [43] F. Besnus, J. Vigfusson, R. Smith, V. Nys, G. Bruno, P. Metcalf, C. RuizLopez, E. Ruokola, M. Jensen, K.-J. Röhlrig, P. Bodenez: European Pilot Study on the Regulatory Review of the Safety Case for Geological Disposal of Radioactive Waste, in 17.
- [44] F. Besnus, J. Vigfusson, R. Smith, V. Nys, G. Bruno, P. Metcalf, C. RuizLopez, E. Ruokola, M. Jensen, K.-J. Röhlrig: European pilot study on the regulatory review of the safety case for geological disposal of radioactive waste. EUROSAFE Forum 2006. “*Radioactive Waste Management: Long Term Safety Requirements and Societal Expectations*”, 13- 14 November 2006, Paris.
- [45] ONDRAF/NIRAS: Technical overview of the SAFIR 2 report – *Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2*, National Organisation for the Management of Radioactive Waste, NIROND 2001-06 E, December 2001 , Belgium.

- [46] Ontario Power Generation, Nuclear Waste Management: *Third Case Study – Postclosure Safety Assessment*. Report No: 06819-REP-01200-10092- R00, March 2004, Canada.
- [47] POSIVA, (1999), *Safety Assessment of Spent Fuel Disposal in Hästholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99*. VTT Energy, March 1999, POSIVA 99-07, Finland.
- [48] Dossier 2005, Andra research on the geological disposal of high-level long-lived radioactive waste, France.
- [49] JAEA, (2005), H17: *Development and management of the technical knowledge base for the geological disposal of HLW*, JNC TN1400 2005-022, Japan Atomic Energy Agency, Japan.
- [50] SKB, (2006), *Long-term Safety for KBS-3 Repositories at Forsmark and Laxemar – A First Evaluation: Main Report of the SR-Can Project*. SKB Technical Report TR-06-09, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, October 2006, ISSN 1404-0344, Sweden.
- [51] NAGRA, (2002), Project Opalinus Clay – Safety Report, *Demonstration of disposal feasibility for spent fuel, vitrified high-level waste and long-lived intermediate level waste* (Entsorgungsnachweis), National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA), Technischer Bericht NTB 02-05, , Switzerland.
- [52] Department of Energy: 2004 WIPP Compliance Recertification Application Main Volume, DOE/WIPP 04-3231, March 2004.
- [53] IAEA, (1997), *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management*, Information Circular INF/546, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [54] NEA, (1999), *Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories – Its Development and Communication*, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [55] ENSI, (2008), HSK: *Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis Entwurf 18*. März 2008 Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen G03/d, Switzerland.
- [56] POSIVA: *Safety Case Plan*, 2008 POSIVA 2008-05, July 2008, ISBN 978-951-652-165-0 ISSN 1239-3096, Finland.
- [57] Environment Agency: *Deep Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation - Draft for Public Consultation*, 15 May 2008.
- [58] ASN: *Guide de sûreté relatif au stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde*, Version du 12/02/2008

- [59] Environmental Protection Agency 40 CFR Part 197: *Public Health and Environmental Radiation Protection Standards for Yucca Mountain, Nevada*; Final Rule, October 15, 2008.
- [60] International Commission on Radiological Protection (ICRP): *The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 103, Annals of the ICRP, Vol 37, Nos. 2-4, 2007, Stockholm, Sweden.
- [61] International Commission on Radiological Protection (ICRP): *Radiation Protection Principles for the Disposal of Solid Radioactive Waste*, ICRP Publication 46, Pergamon Press Oxford, 1985, Stockholm, Sweden
- [62] International Commission on Radiological Protection (ICRP): *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP Publication 60, Pergamon Press, 1990, Stockholm, Sweden.
- [63] United Nations: Report of The United Nations Conference on Environment and Development, Annex I, Rio de Janeiro, 3-14 June 1992.
- [64] International Commission on Radiological Protection (ICRP): *Radiological Protection Policy for the Disposal of Radioactive Waste*, ICRP Publication 77, Annals of the ICRP Volume 27 Supplement, 1997, Stockholm, Sweden.
- [65] IAEA, (1898), Safety Series No.99; IAEA: *Safety Principles and Technical Criteria for the Underground Disposal of High Level Radioactive Wastes*, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [66] IAEA, (2006), IAEA Safety Standards Series No. SF-1, *Fundamental Safety Principles, Safety Fundamentals*, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [67] NEA, (1999), *Progress Towards Geologic Disposal of Radioactive Waste: Where Do We Stand? An International Assessment*, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [68] NEA, (1999), *Geological Disposal of Radioactive Waste: Review of Developments in the Last Decade*, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [69] NEA, (2004), *Stepwise Approach to Decision Making for Long-term Radioactive Waste Management Experience, Issues and Guiding Principles*, NEA No. 4429, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [70] NEA, (2005), *The Regulatory Function and Radioactive Waste Management: International Overview*, NEA No. 6041, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [71] NEA, (2008), *Regulating the Long-term Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste: Practical Issues and Challenges, Workshop Proceedings*, NEA No 6423, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris, 28-30 November 2006.
- [72] NEA, (2008), *A Collective Statement by the NEA Radioactive Waste Management*

- Committee (RWMC)*, NEA No. 6433, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [73] NEA, (2000), *Regulatory Reviews of Assessments of Deep Geologic Repositories, Lessons Learnt*, OECD, Nuclear Energy Agency, Paris.
- [74] US Department of Energy (US DOE) (2008), *License Application for a High-Level Waste Geologic Repository at Yucca Mountain*.
- [75] Baltes B, Becker A, Kindt A, Röhlig K-J, (2008), *Focus on Isolation and Containment Rather than on Potential Hazard: An Approach to Regulatory Compliance for the Post-Closure Phase*, NEA No 6319.
- [76] IAEA, (1999), *Protection of the environment from the effects of ionizing radiation*. A report for discussion, IAEATECDOC-1091, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [77] IAEA, (2002), *Ethical consideration in protecting the environment from the effects of ionizing radiation*. IAEATECDOC-1270, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [78] ICRP, (2003), *Publication 91: A Framework for Assessing the Impact of Ionising Radiation on Non-human Species*. Annals of the ICRP, Volume 33, No.3, International Commission on Radiological Protection, Stockholm, Sweden.
- [79] Holm L-E, (2007), *Lecture on: New results on effects of radiation on man – the new ICRP recommendation*, EU-Konferenz im Hotel Berlin, Berlin.
- [80] SKB, (2002), *Forsmark – site descriptive model version 0*. SKB R-02-32, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [81] SKB, (2004), *Preliminary site description Forsmark area–version 1.1*. SKB R-04-15, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [82] SKB, (2005a), *Preliminary site description Forsmark area – version 1.2*. SKB R-05-18, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [83] SKB, (2005b), *Preliminary safety evaluation for the Forsmark area. Based on data and site descriptions after the initial site investigation stage*. SKB TR-05-16, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [84] SKB, (2006a), *Site descriptive modelling Forsmark stage 2.1. Feedback for completion of the site investigation including input from safety assessment and repository engineering*. SKB R-06-38, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [85] SKB, (2006b), *Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar – a first evaluation. Main Report of the SR-Can project*. SKB TR-06-09, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [86] Brantberger M, Zetterqvist A, Arnbjerg-Nielsen T, Olsson T, Outters N, Syrjänen



- P, (2006), *Final repository for spent nuclear fuel. Underground design Forsmark*, Layout D1. SKB R-06-34, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [87] SKB, (2008), *Confidence assessment Forsmark, Site descriptive modelling, SDM-Site Forsmark*. SKB R-08-82, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [88] Andersson J, Berglund J, Follin S, Hakami E, Halvarson J, Hermanson J, Laaksoharju M, Rhén I, Wahlgren C-H, (2002a), *Testing the methodology for site descriptive modelling. Application for the Laxemar area*. SKB TR-02-19, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [89] Andersson J, (2003), *Site descriptive modelling – strategy for integrated evaluation*. SKB R-03-05, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [90] NEA, (2004), *The first AMIGO workshop on building confidence using multiple lines of evidence*. Workshop Proceedings, Yverdon-les Bains, Switzerland, 3–5 June 2003. OECD-NEA, NEA/RWM/IGSC(2004)8.
- [91] Stephens M B, Skagius K (ed), (2007), *Geology – background complementary studies. Forsmark modelling stage 2.2*. SKB R-07-56, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [92] Follin S, Levén J, Hartley L, Jackson P, Joyce S, Roberts D, Swift B, (2007b), *Hydrogeological characterisation and modelling of deformation zones and fracture domains, Forsmark modelling stage 2.2*. SKB R-07-48, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [93] Follin S, Johansson P-O, Hartley L, Jackson P, Roberts D, Marsic N, (2007c), *Hydrogeological conceptual model development and numerical modelling using CONNECTFLOW, Forsmark modelling stage 2.2*. SKB R-07-49, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [94] Stephens M B, Fox A, La Pointe P, Simeonov A, Isaksson H, Hermanson J, Öhman J, (2007), *Geology Forsmark. Site descriptive modelling Forsmark stage 2.2*. SKB R-07-45, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [95] Back P-E, Wrafter J, Sundberg J, Rosén L (2007), *Thermal properties. Site descriptive modelling Forsmark – stage 2.2*. SKB R-07-47, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [96] Glamheden R, Fredriksson A, Röshoff K, Karlsson J, Hakami H, Christiansson R, (2007a), *Rock mechanics Forsmark, Site descriptive modelling Forsmark stage 2.2*. SKB R-07-31, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [97] Follin S, (2008), *Bedrock hydrogeology Forsmark. Site descriptive modelling*,

- SDM-Site Forsmark*. SKB R-08-95, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [98] Laaksoharju M, Smellie J, Tullborg E-L, Gimeno M, Hallbäck L, Molinero J, Waber N, (2008a), *Bedrock hydrogeochemistry Forsmark. Site descriptive modelling, SDM-Site Forsmark*. SKB R-08-47, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [99] Crawford J (ed), (2008), *Bedrock transport properties Forsmark. Site descriptive modelling, SDMSite Forsmark*. SKB R-08-48, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [100] Lindborg T (ed), (2008), *Surface system Forsmark. Site descriptive modelling, SDM-Site Forsmark*. SKB R-08-11, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [101] Söderbäck B (ed), (2008), *Geological evolution, palaeoclimate and historical development of the Forsmark and Laxemar-Simpevarp areas. Site descriptive modelling, SDM-Site*. SKB R-08-19, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [102] Stephens M B, Simeonov A, Isaksson H, (2008), *Bedrock geology Forsmark. Modelling stage 2.3. Implications for and verification of deterministic geological models based on complementary data*. SKB R-08-64, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [103] Sundberg J, Wrafter J, Ländell M, Back P-E, Rosén L, (2008),. *Thermal properties Forsmark. Modelling stage 2.3. Complementary analysis and verification of the thermal bedrock model*. SKB R-08-65, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [104] Glamheden R, Lanaro F, Karlsson J, Lindberg U, Wrafter J, Hakami H, Johansson M, (2008), *Rock mechanics Forsmark, Modelling stage 2.3. Complementary analyses and verification of the rock mechanics model*. SKB R-08-66, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, Sweden.
- [105] Defra, BERR, Welsh Assembly Government, Department of the Environment Northern Ireland. *Managing Radioactive Waste Safely: A Framework for Implementing Geological Disposal*, Cm 7386. ISBN 978-0-10-173862-0, 2008.
- [106] NDA RWMD, (2009), *Safety, Environmental, Security and Safeguards Principles for the Design Process*, Issue 1, RWMD Technical Note 9228189, March 2009, Radioactive Waste Management Directorate, UK.
- [107] NDA RWMD, (2010), *Radiological Protection Policy Manual*. NDA Report, Radioactive Waste Management Directorate, UK.
- [108] NDA RWMD, (2010), *Geological Disposal: Proposed Approach to Optioneering*,

- Technical Note, July 2010, Radioactive Waste Management Directorate, UK.
- [109] The Stationery Office, *Nuclear Installations Act 1965 (c.57)*, 1965, ISBN 978 010 85 02163.
- [110] The Stationery Office, *Radioactive Substances Act 1993 (c.12)*, 1993, ISBN 978 0 10 541 293 9.
- [111] The Stationery Office, *Environmental Permitting (England and Wales) Regulations*, 2010.
- [112] The Stationery Office, *The Carriage of Dangerous Goods and Use of Transportable Pressure Equipment Regulations 2009*, Statutory Instrument No. 1348, July 2009.
- [113] The Stationery Office, Health and Safety at Work, etc. Act 1974, ISBN 0105437743, 1974.
- [114] NDA, (2008), *Health, Safety, Security and Environmental (HSSE) Safety Policy Statement*, HSP01, Rev 05, EDRMS No. FPv1/1.2.05.1/HSP01, August 2008, Nuclear Decommissioning Authority, Harwell Campus, Didcot, UK.
- [115] HSE, (2001), *A Guide to Measuring Health and Safety Performance*, December 2001, Health and Safety Executive, UK.
- [116] The Stationery Office, *Management of Health and Safety at Work Regulations 1999*, Statutory Instrument No. 3242, ISBN 0 11 085625 2, December 1999.
- [117] European Union (EU), *Council Directive 89/391/EEC of 12 June 1989 on the introduction of measures to encourage improvements in the safety and health of workers at work (The European Union Health and Safety Framework Directive)*, June 1989.
- [118] HSE, (2006), *Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities*, 2006 Edition, Version 1, December 2006, Health and Safety Executive, UK
- [119] The Stationery Office, *The Ionising Radiations Regulations 1999*, Statutory instrument No. 3232, ISBN 0110856147, December 1999.
- [120] The Stationery Office, *The Construction (Design and Management) Regulations*, Statutory Instrument No. 320, April 2007.
- [121] IAEA, (1996), *International Basic Safety Standards for Protection against Ionising Radiation and for the Safety of Radiation Sources*, IAEA Safety Series No. 115, February 1996, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [122] IAEA, (1993), *The Safety of Nuclear Installations*, IAEA Safety Series No. 110, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [123] ICRP, (2007), *Publication 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, Annals of the ICRP, Volume 37(2-4),

- March 2007, International Commission on Radiological Protection, Stockholm, Sweden.
- [124] HPA, (2009), *Radiological Protection Objectives for the Land-based Disposal of Solid Radioactive Wastes*, Report No. RCE 8, ISBN 978-0-85951-630-3, February 2009, Health Protection Agency, UK.
- [125] NDA RWMD, (2009), *Permissions Schedule for Geological Disposal: Supporting Document*, Draft Report No. PRIM2009/9, May 2009, Radioactive Waste Management Directorate, UK.
- [126] United Kingdom Nirex Limited, *The Engineering Foundations of the Phased Disposal Concept*, Nirex Report N/019, 2001.
- [127] HSE, (2010), *Technical Assessment Guide on Design Safety Assurance*. (T/AST/057), Health and Safety Executive, UK.
- [128] The Stationery Office, *The Control of Major Accident Hazard Regulations 1999 (COMAH Regulations)*, Statutory Instrument No. 743, ISBN 0 11 082192 0, March 1999.
- [129] The Stationery Office, *The Escape and Rescue from Mines Regulations*, 1995, Statutory Instrument 1995 No. 2870, ISBN 0110536061, 1995.
- [130] The Stationery Office, *The Mines (Safety of Exit) Regulations 1988*, Statutory Instrument 1988 No. 1729, ISBN 0110877292, 1988.
- [131] European Union (EU), Council Directive 96/92/EC, 1999.
- [132] The Stationery Office, *The Workplace (Health, Safety and Welfare) Regulations 1992*, Statutory Instrument No. 3004, December 1992.
- [133] The Stationery Office, *The Management and Administration of Safety and Health at Mines Regulations 1993*, Statutory Instrument No. 1897, ISBN 0110348974, August 1993.
- [134] The Stationery Office, *Mines and Quarries Act 1954*, c.70, 1954.
- [135] BSI, BS OHSAS 18001:2007, *Occupational health and safety management systems. Requirements*, July 2007.
- [136] HSE, (1997), *Successful health and safety management*, ISBN 9780717612765, Health and Safety Executive, UK.
- [137] IAEA, (1996), *Transport Regulations TS-R-1*, 1996 (as amended 2003), International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [138] United Nations Economic Commission for Europe, *European Agreement Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Road (ADR)*, ECE/TRANS/202, Vol. I and II, April 2009.
- [139] RID: *the regulations concerning the international carriage of dangerous goods*

- by rail*, appearing as Annex I to Appendix B to the Convention concerning international carriage by rail (COTIF).
- [140] European Union (EU), *Council Directive on the Inland Transport of Dangerous Goods*, 2008/68/EC, September 2008.
- [141] The Stationery Office, *The Merchant Shipping (Dangerous Goods and Marine Pollutants) Regulations*, 1997.
- [142] The Stationery Office, *The Hazardous Waste Regulations*, SI 2005, No 894. As amended by The Hazardous Waste (England and Wales) (Amendment) Regulations 2009.
- [143] The Stationery Office, *The Special Waste Regulations*. SI 1996. No. 972 as amended by The Special Waste (Amendment) Regulations. SI 1996. No 2019.8.4.
- [144] European PDSR Guide ISSUE 1 (June 2008), *Package Design Safety Reports for the Transport of Radioactive Material*, June 2008.
- [145] The Stationery Office, *The Pollution Prevention and Control (England and Wales) (Amendment) (England) Regulations 2006*, Statutory Instruments No. 2311.
- [146] IAEA, (1988), *Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants*, INSAG Safety Series No 75-INSAG-3, Basic Safety Series No 75, International Atomic Energy Agency, Vienna..
- [147] IAEA, (1991), *Guidelines for the Operation and Closure of Deep Geological Repositories for the Disposal of High-Level and Alpha-bearing Wastes*, IAEA-TECDOC-630, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [148] The Stationery Office, *The Radiation (Emergency Preparedness and Public Information) (REPPPIR) Regulations 2001*, Statutory Instrument No. 2975, ISBN 0 11 029908 6, August 2001.
- [149] European Union (EU), Council Directive 96/29/EC, 1996.
- [150] Environment Agency and NIEA, *Geological Disposal Facilities on Land for Solid Radioactive Wastes: Guidance on Requirements for Authorisation*, Environment Agency, Bristol, 2009.
- [151] European Union (EU), *Council Directive on the Assessment of the Effects of Certain Plans and Programmes on the Environment*, 2001/42/EC, 2001.
- [152] European Union (EU), *Council Directive 85/337/EEC of 27 June 1985* as amended by the Council Directive 97/11/EC of March 1997.
- [153] NDA RWMD, (2009), *Geological Disposal: A Strategy for Sustainability Appraisal and Environmental Assessment*. NDA Report No. NDA/RWMD/014. July 2009, Radioactive Waste Management Directorate, UK.
- [154] European Union (EU), *Council Directive 92/43/EEC on the Conservation of*

*natural habitats and of wild fauna and flora.*

- [155] The Stationery Office, *Conservation (Natural Habitats, &c.) Regulations 1994 (as amended)*.
- [156] Defra, *Non-statutory Guidance for Site Waste Management Plans*, <http://www.defra.gov.uk>, April 2008.
- [157] NDA, (2006), *Companion Document to Integrated Waste Strategy Specification*, Doc No ENG02 (Rev 2), August 2006, Nuclear Decommissioning Authority, Harwell Campus, Didcot, UK.
- [158] The Stationery Office, *Nuclear Industry Security Regulations 2003*, ISBN 0110453972.
- [159] Commission Regulation (Euratom) No 3227/76 of 19 October 1976.
- [160] Commission Regulation (Euratom) No 302/2005 of March 2005.
- [161] IAEA, (2004), *Technological implication of safeguards requirements for geological disposal for radioactive waste*, Draft 2.0, March 2004, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- [162] 低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則，中華民國 105 年 09 月 02 日，行政院原子能委員會會物字第 10500127031 號令修正發布。
- [163] 紀立民，2015，高放射性廢棄物最終處置及其設施安全分析技術規範研究，原能會物管局委託研究計畫成果報告，104FCMA020。

# 子計畫一期末報告

## 【附錄 1】

德國 BUM 高放射性廢棄物

最終處置法規－中文化

(此頁空白)



# 附錄 1

## 德國聯邦環境、自然保護、建設及核子安全部 (BMU)

### Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste

#### 高放射性廢棄物最終處置法規 – 中文化

##### 目錄

1. 有效目標和範圍
2. 術語定義和解釋
3. 目的及一般防護目標
4. 安全原則
5. 階段程序和最佳化
6. 保護免於游離輻射的損害
7. 安全證案
8. 最終處置場的設計
9. 安全管理
10. 文件

##### 1. 有效目標和範圍

這些安全要求規定了必須遵循的安全標準，建立了產熱放射性廢棄物(高放射性廢棄物)在深層地質構造中的處置場所必須遵守原子能法規。這些安全標準不僅由構成這些安全要求所不可或缺部分的一般防護目標及防護標準所決定，而且通過以下概述要求的整體實施來確定。這些安全要求採用最終處置概念，其中放射性廢棄物被存放在具有高圍阻能力的深層地質構造中。

這些安全要求僅適用於即將建造的用於產熱放射性廢棄物的最終處置場，此方面應取代於 1983 年 1 月 5 日聯邦議院「聯邦公報」上所發布之「放射性廢棄物於礦井中最終處置的安全標準」。

這些安全要求應適用於聯邦政府於負責設置放射性廢棄物最終處置設施時，對於最終處置場的建造、運轉及除役，以及建造、運轉、申照及監督所涉及的組

織，決定推動一個計畫審查程序。因此，這些安全要求應適用於最終處置場的規劃、勘探、建造、置放操作及除役，並且應解決其除役後所需的偵測及證據保存措施。

特別是安全要求規定了以下幾點：

- 最終處置放射性廢棄物所追求的防護目標；
- 安全原則；
- 在適當考慮其可行性下，考量輻射預防、操作安全、安全可靠度及廢棄物長期污染之各階段程序及最佳化；
- 保護免於游離輻射造成的損害；
- 安全分析及運轉及與期安全評估的指導要求；
- 在運轉及封閉後階段最終處置場安全概念的設計要求；
- 最終處置場建造及運轉的安全管理；
- 最終處置場的文件化。

在適當的情況下，可以用準則來具體化安全要求。

本文件不包括最終處置場的選址及場址作為高放射性廢棄物最終處置申照法律程序的解釋，也未包含「原子能和平用途及危害防止法」[原子能法(AtG)第7章第2段第5點所要求的任何規範。有關為防止第三方採取破壞性行動及其他干擾所採取的措施，以及對核材料或其他法律領域所進行國際監控的措施。

若基於替代考量，在最終處置場中置放可忽略產熱量的放射性廢棄物，則安全要求的遵守應擴大到包括此類廢棄物，但依據第8.6節所適用的廢棄物盛裝容器要求除外。

## 2. 術語定義和解釋

### **產熱放射性廢棄物(Waste, heat-generating radioactive)：**

產熱放射性廢棄物的特點是高活度濃度及與此相關衰變期間的釋出高熱量。此類廢棄物存放在有特殊要求的處置場（於深層地質構造中進行最終處置，使用設施內的屏蔽運送容器，特殊的置放技術，處置場需有熱設計）。尤其產熱放射性廢棄物包括用過燃料棒及玻璃化分裂產物濃縮物（可能與進料污泥一起玻璃

化)、壓實的燃料護套和用過燃料棒再處理後產生的結構部件。根據「輻射防護條例」(StrlSchV)第3章第2段第1a條規定,這些放射性物質是「原子能法」(AtG)第2章第(1)段中所定義的物質,根據「原子能法」第9a章的規定,以管制放射性廢棄物方式進行處置。

#### **回填(Backfilling) :**

回填是指將回填材料摻入礦山結構中以減少中空空間的體積。

#### **障壁(Barrier) :**

**障壁是處置場系統的天然或技術組成部分。**

障壁是指處置系統的天然及工程組件。例如包括廢棄物基質、廢棄物容器、洞穴及豎井密封結構、隔離岩石帶(IRZ)及處置場包圍或覆蓋 IRZ 的地質地層。障壁可以執行多種安全功能,障壁安全功能可為一種物理或化學性質或是一種物理或化學過程。例如,防止或阻止液體進入廢棄物中或保護隔離岩石帶免受侵蝕,可歸類為安全功能。然而,最終處置系統元件對於廢棄物中所釋出放射性物質僅具有分配或稀釋功能者,則未歸類為障壁。

#### **圍阻(Containment) :**

圍阻指處置場系統的安全功能,其特徵在於使放射性廢棄物保留在限定岩石區域內,主要方式是將放射性廢棄物保留在置放地點,充其量只有最小量放射性物質離開岩石區。

#### **臨界(Criticality) :**

是指核分裂鏈反應恰可自我維持連鎖反應的程度,即分裂的中子產率等於或大於中子洩漏率[損失、消耗(吸收產生核分裂)或逸失]。

#### **除役(Decommissioning) :**

除役包括在廢棄物處置操作停止後所實施的所有措施,包括場址封塞(seal)以建立免維護狀態,以保證處置場的長期安全性。除役可能包括運轉期所執行的措施(例如用於填滿置放室的封塞結構)。

#### **處置系統的發展**

可能的發展是指處置場的正常預測發展,通常是在可比較位置或相似地質情況下所觀察到的發展。在考量最終處置場的技术組件時,應以正常預測發展的特

性為基礎。若取得關於某種發展的發生機率定量數據，並且於參考期發生機率至少為 10%，則應將其視為可能的發展。

不太可能的發展情況是指在不利的地質或氣候假設下，於該地點可能的發展情況。而在可比較的位置或可比較的地質情況下很少發生。

考量最終處置場的技術組成部分，應基於一旦地質發展發生時對處置場特性的正常預測發展。技術組件任何的性能偏離正常發展的不利發展亦應進行調查，應考量對地質環境的影響。除了這種影響之外，亦應考量預期的地質發展。在這樣的發展中，不應假設幾個無相關故障同時發生。如果可能對某個技術組件的特性發生某種發展或不利發展的可能性做出定量敘述，於參考期間相關的可能性至少為 1% 時，應考量這一點。

不可能的發展是指即使在不利的假設下場址也不會進行的發展，並且在可比較的位置或可比較的地質情況下也未觀察到此類發展。可以通過採取某些行動，或多或少地排除技術組件的狀態及發展，以及多個組件同時獨立的故障，被歸為不可能的發展。

#### **完整性(Integrity)：**

完整性是指有關處置場內隔離岩帶滯留核種的圍阻能力。

#### **隔離岩帶(Isolating rock zone)：**

隔離岩帶為處置場系統的一部分，該處置系統與技術密封（豎井密封、洞穴密封結構、壩結構、回填... 等等）的結合，確保了對廢棄物的圍阻。

#### **長期安全(Long-term safety)：**

長期安全指最終處置場在除役後符合相關安全要求的條件（詳第 7.2 章）。

#### **長期安全分析(Long-term safety analysis)：**

長期安全分析是指處置場除役後長期行為的分析，其核心是分析處置系統的圍阻能力及可靠度。例如包括概念模型的發展、情節的發展、後果分析、不確定性分析及將結果與所規定的安全原則、防護標準及其他證據要求進行比較。這是長期安全證案的先決條件。

#### **表土/被覆岩/覆蓋層(Overburden)：**

覆蓋隔離岩帶的地質地層稱為覆蓋層。

### **最終地質處置的階段(Phases of final geological disposal)**

運轉階段始於將廢棄物置放在處置場中，終於直井的最終密封，並在除役框架內清除處置場內的地面設施。封閉後階段始於除役工作完成後。

### **回收放射性廢棄物(Recovering of radioactive waste)：**

回收指從最終處置場中回收放射性廢棄物的一種緊急措施。

### **參考期(Reference period)**

在參考期內必須提供長期安全的證據。

### **處置礦井(Repository mine)**

處置礦井由各種組成所組成，例如直井、地下廊道，包含廢棄物盛裝容器的坑道、回填及密封元件等。

### **處置系統(Repository system)**

處置系統由處置礦井、隔離岩帶及圍繞或覆蓋隔離岩帶至地表的地質地層所組成，只要與安全相關的範圍內，安全證案時應納入考量。

### **穩固性(Robustness)**

穩固性是指處置場系統安全功能的可靠度、品質及處置場系統安全功能的不敏感性，各個障對內部與外部影響及干擾的抵抗及安全分析結果對抗基本假設偏差的穩固性。

### **可回取性(Retrivability)**

可回取性指從處置場礦井中移出置放放射性廢棄物容器的規劃技術方案。

### **安全(Safety)**

安全指若能符合安全要求，則從技術意義上可保證安全。

### **安全分析(Safety analysis)**

安全分析用於分析在各種不同負載情況下最終處置系統的行為，並適當的考量數據的不確定性、故障及與安全功能有關的未來發展。評估最終處置場的可靠度是否符合安全功能，因此亦為評估其穩固性（安全評估）。

### **安全證案(Safety case)**

安全證案以完整的安全分析為基礎，它包括對數據、措施、分析及符合最終處置場的安全標準敘述的檢視與評估。完整的安全證案包括這些安全所要求中列出所有證據的組合，並且在最終處置各階段可根據最新技術水平進行適當深度的更新。特別是在最終處置場運轉階段及封閉後階段的安全證案有所區分的。

### **安全功能(Safety function)**

安全功能指在最終處置系統中發生的一種特性或過程，可確保與安全相關的系統、子系統或單一組件遵循與安全相關的要求。所有這些功能的組合動作可確保在最終處置場的運轉階段及封閉後階段均符合所有的安全要求。

### **安全管理( Safety management)**

安全管理系統應定義為達到安全要求之可靠實施且連續改進提昇最終處置場安全標準之一種策略及程序，應包括偵測已實施的狀態並啟動具體的改進程序。安全管理包括適當規劃、組織、管理及管制個人及工作風險的全部活動，包括推動規劃及提供必要的人員、組織及財務資源、適當的基礎設施、提昇安全的工作環境及與外部組織管制合作的必要程序。

### **情節(Scenario)**

情節與最終處置場除役後的發展及其與安全相關的特性有關，情節發生機率以目前處置場情況、地球科學與其他考量為基礎。這種發展由起始情況及未來事件與過程所決定，數種發展也可能組合成一個情節。

### **封塞(Seal)**

封塞指通過對選定的地下廊道及地下工程進行回填的齊平安裝，對廢棄物置放區所進行的封塞，也指對處置場礦井中直井的封塞。封塞包括維護隔離岩帶完整性及防護游離輻射危害所併入處置場礦井中所有的技術結構。

## **3. 目的及一般防護目標**

這些安全要求旨在概述預防性及防護性措施、基本原則及要求，這些措施管制於深層地質構造中最終處置的產熱高放射性廢棄物，以保護人類及環境免受游離輻射的有害效應。最終處置有兩個主要的一般防護目標：

3.1 永久保護人類及環境免於此類廢棄物之游離輻射及其他有害效應。

3.2 避免造成後代子孫不合理的負擔及義務。

永久保護人類及環境免於此類廢棄物其他有害效應的證據，應符合本法規的安全要求。證據本身應遵守水的法規。

#### 4. 安全原則

必須適當考慮以下安全原則，實現對人及環境的永久保護：

4.1 廢棄物中放射性及其他污染物應濃縮並放入隔離岩區中，且應盡可能遠離生物圈。

4.2 從長期來看，應確保自最終處置場所釋出的任何放射性物質，對自然輻射曝露相關的風險之增量為可忽略的。

4.3 最終處置不得危害物種多樣性。若可保護個人免受游離輻射的危害，亦可以保證陸地生態系統及其他物種受到保護。

4.4 不得非必要地限制自然資源的其他用途。

4.5 最終處置對德國境外之人及環境的影響，不得大於其對德國境內的影響。

為避免對子孫後代造成不合理的負擔及義務，應遵循以下安全原則：

4.6 最終處置場的建造和運轉方式，應確保封閉後階段無需進行干預或維護工作，以確保放射性廢棄物可靠地長期圍阻於隔離岩區中。

4.7 應儘速完成最終處置場的建造。

4.8 應及時提供最終處置場建造及運轉（包括除役）的必要資金。

#### 5. 階段程序和最佳化

從確定最終處置場場址到完成除役，最終地質處置所涉及措施將持續數十年。因此必須考量現有技術的發展及知識水平的提高。最終處置場的概念及設計應逐步發展，並權衡以下所列出的最佳化目標。此外，在運轉時應根據輻射防護原理並從安全管理角度對最終處置場進行連續的優化。

5.1 在對後續方法做出任何重大決定之前，應根據第 7 章在安全分析和安全評估的基礎上進行最佳化，包括對可能的替代方法進行分析。此類調查的深度應基於各個決定的安全相關性。

進行最佳化時應充分考量到個案的所有情況，並確保以下最佳化目標間達到平衡：

- 運轉期的輻射防護
- 長期安全
- 最終處置場的運轉安全
- 長期廢棄物圍阻的可靠度及品質
- 安全管理
- 技術及財務可行性

一個穩固的障壁系統，其中最終處置場系統及其障壁的安全功能對內部和外部影響及干擾不敏感，隔離岩帶的行為非常可預測的。安全分析結果對與基本假設的偏差不敏感，對安全、長期圍堵的可靠性至關重要。

關於最終處置場的技術設計，必須提供以下關鍵規格：

- 隔離岩帶的位置及大小，應適當考量容器的暫時規劃、置放技術及置放幾何形狀；
- 直井、斜坡和基礎設地下廊道的位置及技術設計；。
- 置放概念（例如後勤、安排及容器之吊卸與偵測）
- 除役，包括封塞措施。

5.2 最終處置場的最佳化，關於最終處置場中放射性物質與未來人類活動的可靠隔離，應作為上述最佳化目標的次要優先。由於無法預測未來人類活動，因此應依據當今常見的人類活動為基礎，分析各種人類無意闖入最終處置場的參考情節。在這種最佳化的範圍內，目標應降低發生的機率及降低對公眾的輻射影響。

5.3 在置放作業期間，經營者評估最終處置場安全時，應每隔十年審查與安全有關最先進技術的改變，應審查並確認其安全證案。最終處置場的運轉回饋也應納入此審查及確認過程。並確保在評估處置場安全性時，考量法律規定的任何變更、置放技術的進步及知識的進展情況，



在運轉期對安全證案的審查及確認亦應確保置放作業的最佳化，並確保所有參與者具有最新的知識。

## 6. 保護免於游離輻射造成的損害

「原子能法」條款及相關法規，適用於最終處置場的置放操作及除役期間免於游離輻射的損害。目前有效的核能法規亦應類似地適用。

「輻射防護條例」並無任何評估後代及環境的游離輻射防護標準。對於最終處置場的規劃、運轉及除役各階段，應遵守其安全要求。採取必要措施保護後代子孫及環境免於游離輻射的危險，通常意味著已不需再提證據。國際共識是在此階段中計算或評估的風險或劑量，只能解釋為最終處置所追求的防護水平指標。以下的評估標準適用於這些指標。

- 6.1 保護封閉後階段的受影響個人免於游離輻射的傷害，隔離岩帶的完整性是關鍵的。放射性廢棄物應隔離於岩帶中，並以此方式保留在原地，且最多只有極少量物質離開岩帶，其所增加的輻射曝露應僅發生於限制區域內，且儘可能的只影響一代中的少數人。
- 6.2 封閉後的可能發展，應提供證據證明所置放之放射性廢棄物釋出核種，所造成增加受影響個人的有效劑量每年不得超過 10 微西弗。且應考量當今個人的預期壽命及一生所接受的曝露。
- 6.3 封閉後不太可能的發展，必須提供證據證明放射性廢棄物釋出核種造成受影響個人所增加的有效劑量每年不超過 0.1 毫西弗(100 微西弗)。且應考量現今個人預期壽命及一生所接受的曝露。這種發展的可能性較低，因此放射性物質的較高釋出是可以接受的。
- 6.4 對於不太可能的發展，尚未量化合理風險或合理輻射曝露。但是這種發展可能導致較高輻射曝露，有必要在最佳化的條件下，探討是否可投入合理成本以減少輻射傷害。但是成本投入不能損害其他相關發展的最佳化。
- 6.5 對於非故意貫穿隔離岩帶的發展，尚未量化其合理風險或合理輻射曝露。

## 7. 安全證案

7.1 在「原子能法」第 9b 條規定的計畫許可程序的範圍內，核准最終處置場的一個關鍵先決條件是採取必要的預防措施防止損壞，根據最新技術水平，應結合最終處置場的建造及運轉來考量。所要進行的工作及採取的行動受到「輻射防護條例」的條文來管制。同樣的，在建造和運轉地質處置場，亦應遵守「聯邦採礦法」相關規定。最終處置場的運轉應依照其他核設施運轉的類似要求進行仔細考量。

一個完整的安全證案，對於最終處置場的所有運轉狀態（包括地面設施），應予以完整記錄。特別應對置放作業及除役進行特定設施的安全分析，同時適當考量已定義的設計基準事故(DBA)，應證明可符合「放射防護條例」對運轉人員、一般公眾及環境保護的規定。應包括對最終處置系統穩固性的分析及其表達敘述。此外，應盡可能計算或評估與安全相關的系統、子系統或單個組件預期情況（參考情況）的影響、失效或偏離之機率，並分析其對相應安全功能的影響。應使用機率方法調查研究有關運轉安全的故障分析。

7.2 根據第 5.1 章做出任何主要決定之前，應進行涵蓋一百萬年的全面、特定場址的安全分析和安全評估，以提供長期安全的證據。這應包括所有資訊、分析和證明最終處置場長期安全的論述，並應將此評估值得信任原因正當化。特別是此評估及其文件應包括以下幾點：

- 基礎的最終處置場概念；
- 場址探勘、研究及發展數據及資訊之具品質保證的校勘整理；
- 有關技術障礙要求的品質保證可實施性；
- 連同有關信心建立及模式品質，對與安全相關的過程進行識別、特徵化及模式建立；
- 根據第 6 章，完整識別及分析與安全有關的情節，並分配其機率類別；
- 不確定性的識別、評估及處理之表達與實施系統性策略。

此外，長期安全性評估必須基於以下發現作為最低要求：

### 7.2.1 隔離岩帶完整性長期評估

應在長期地球科學預測基礎上提供可能的發展、證據，證明在整個一百萬年的參考期內，保證隔離岩帶的完整性。為此，申請人應充分考量所置放廢棄物及技術障礙，提供並展示隔離岩帶清晰空間及時間定義。

- 可以排除隔離岩帶內所形成的二次水通道，該通道可能導致可能被污染水溶液的進入或逸出，並且
- 根據水的立法規定，隔離岩帶內可能存在的任何孔隙水都不會參與隔離岩帶外部的水文地質循環。若隔離岩帶內污染物通過平流傳輸過程的分散(dispersion)最多與擴散傳輸相當，可視為符合其要求。

在岩鹽和泥質岩石中，應使用以下標準來測試隔離岩帶的完整性：

- 預期應力不應超過擾動岩石區外的隔離岩石帶中岩層的膨脹強度(dilatancy strength)；
- 預期流體壓力不得超過隔離岩帶中岩層的流體壓力容量，在一定程度上可能會導致進入隔離岩帶地下水的增加；
- 隔離岩帶的障壁效不應受到溫度發展之不可接受的影響。

### 7.2.2 長期輻射評估

對於可能的及不可能的發展，必須提供證據證明符合第 6.2 與 6.3 節中所引用的標準。在參考期一百萬年內，若可針對隔離岩石區被覆層及圍岩的安全功能的有效性，提出充分可靠的陳述，長期輻射評估可以納入此部分。

在可能的發展，從隔離岩帶所釋出的放射性物質導致集體劑量每年不超過 0.1 人-毫西弗時；或在不太可能的發展，從隔離岩帶所釋出的放射性物質導致集體劑量每年不超過 1 人-毫西弗時，可簡化的長期輻射評估，不進行被覆層及圍岩中的物質分散模式分析。如此可確保僅釋出極少量的放射性物質。長期安全分析應使用經認可的一般曝露模式進行分析，計算集體劑量時應假設：

- 所涉及參考群體包括 10 個人，基於營養需求（包括飲用水、動物飲水、農作物灌溉）自一口井中取得井水的年需求量，以及

- 該井水中含有一年內自隔離岩所釋出的核種。應考量井水稀釋至可用為飲用水時的礦物質含量。

實際上，可排除所釋出核種收集在完全相同的井水中，且可假設核種在被覆層或圍岩中可進一步分布或保留，因此該計算模式可確保符合第 6.1 至 6.3 的要求。

#### 7.2.3 最終處置場系統技術組件穩固性的證明：

應根據理論考量因素預測及描述最終處置系統技術組件的長期穩定性。若技術障壁在長期安全方面發揮顯著的安全功能並受到特殊要求，且在這方面沒有公認的技術規則，通常來說，必須對其製造、構造及功能進行測試。測試應包括符合最新技術水平的品質保證。若這些結構的穩固性（對內部與外部影響及對故障的不敏感性）可以通過其他方式得到證明，或如果安全保持到可以消除測試需求的程度，則可以免除測試需求。

提供完整性和圍阻性證明時，必須考慮到技術上不可避免的障壁穿孔（例如豎井）和最終處置場的回填。有必要證明，即使考慮到技術密封結構及其回填的情況，也可保持地質屏障所需的完整性及圍阻的保證。除其他外，應通過分析應力狀況及建築材料的性能來證明這些狀況及性能對於技術性密封結構的正常運行起了決定性作用。必須證明此類建築材料具有適當的承載能力及耐用性，且應保證結構在相同時間長度能正常運作。必要時，立即有效的障壁應確保對廢棄物的圍阻，直到障壁長期行為充分發揮其潛能為止。

#### 7.2.4 臨界的排除

無論在可能發展及不太可能發展，均應證明已排除了自我維持的鏈反應。

#### 7.3 對最終處置場在以下方面的長期行為進行數值分析：

- 隔離岩層帶之完整性
- 輻射後果
- 天然核種的移動

- 盛裝容器及回填物的特性
- 封塞結構的特性

確定性計算應基於最現實的模式建立方法(例如以中值作為輸入參數)，這些計算的目標是：

- 證明預期的系統行為
- 必要時導出可適用於處置系統組件的與時間有關的需求
- 處置系統最佳化

此外，必須進行不確定性及敏感度分析，以突顯可能解決方案空間並估計不確定性的影響。亦應考量模式的不確定性，在適當考量不確定性的情況下，應確保自安全性分析得出或導出結果具有足夠的可靠度情況下符合數字標準。違反這些標準數值的分析結果應進行相關性評估。

此外，當使用參考模式(如參考生物圈)時，有關輸入數據及計算模式應適用於具有高度不確定性的時期。此外，在此期間應考量定性論證。

- 7.4 在置放作業、除役以及除役後的一段有限時間內，必須使用偵測及證據保存程序，以證明此階段所執行的安全分析及安全證案的輸入數據、假設及陳述是正否符合規定。特別的是此測量程序應記錄岩石的熱機械反應對產熱廢棄物、技術措施及岩石機械操作的影響。

測量應持續包括泉水、地下水、土壤，水體及處置場影響範圍內空氣中活性濃度的初始狀態及其發展。在引用的安全證案中，與此類數據、聲明及假設的任何重大差異，均應就其安全相關性進行評估。必要時，運轉員應在置放或除役期間採取抵消措施，避免對重要安全功能造成任何損害。若需採取此類抵消施，應向主管機關申請許可。主管機關亦應決定除役後測量程序的執行單位及終止測量程序的時間。

- 7.5 根據已產生或正產生中的放射性廢棄物特性及適當的調理技術，最終處置場經營者應從安全分析中導出置放廢棄物容器的安全相關特性，並將它們轉換為置放條件。

7.6 負責將廢棄物運送到最終處置場的當事方有義務遵守這些置放條件。符合置放條件的證據應遵守以下規定：

- 有義務將廢棄物運送到最終處置場的當事方應確保廢棄物容器具有置放條件所要求的特性，並應根據置放條件確定要通知的廢棄物數據。
- 這些特性及廢棄物數據的有效性應由最終處置場的經營者在獨立的品質管制檢查（「產品管制」）的背景下進行證明。以輻射防護及權宜之計作為一般原則，此類檢查應在置放前及最終存放區之外進行。
- 在未來進料檢查範圍內，最終處置場的經營者應證明及確認廢棄物容器及與輻射防護與最終處置場中廢棄物容器裝卸有關的相關特性。

7.7 場址探勘期間，申請人應根據安全證案的要求，以足夠的詳細程度確定與處置場安全有關的主要現場數據。為此，應確定置放條件下此類場址數據的準確性、範圍以及可能發生的任何變化。申請人必須向主管機構證明此類數據的有效性。若使用其他處置場獲得的數據，則應證明此類數據的可傳輸性。

7.8 有必要研究調查處置系統中可移動的天然放射性或其他與地下水或土壤相關物質的含量，及在安全相關範圍內地下水流量的修正程度。例如可能由於置放廢棄物的高熱量輸出或地球化學條件的改變所造成的。長期安全證案應分別評估天然產生物質（回填物及岩石）及置放廢棄物中核種的外釋。

## 8. 最終處置場的設計

8.1 為了最終處置場運轉階段（包括除役）的安全，應依據針對其它核設施中類似功能的核能法規要求，來證明最終處置場內安全功能的可靠性及健全性。此外，運轉階段應規劃一個類似於核能電廠的安全級別

概念，將核能電廠狀態分配給四個安全級別，針對核能電廠狀態指定所採取或提供的防護措施，來實施「深度防禦」的概念。

應考慮以下四個安全級別：

- 正常運轉-採取措施防止運轉故障的發生
- 異常運轉-採取措施防止設計基準事故發生
- 設計基準事故-採取措施控制設計基準事故
- 超出設計基準事故-採取措施降低機率或限制對環境的影響

安全概念應概述並證明最終處置場可能發生的潛在運轉故障及事故是合理的。根據「輻射防護條例」(StrlSchV) §49 所定義的那些事件可歸類為設計基準事故之判斷，應特別依據安全分析的結果及對處置場附近的影響。應包括說明處置場的設計旨在承受那些事故。分析可能事故時應考慮到人為錯誤。

因發生頻率低而未能歸為設計基準事件之事件，應進行評估，必要時建議採取措施以降低事故的發生機率及其影響。

- 8.2 應盡一切努力使直井、廊道及鑽孔在隔離岩帶中產生的孔數為最小。鑽孔、直井及其他廊道之設計應對岩石造成的損害為最小。若鑽孔、直井及其他廊道不再需要，則應在置放操作之前進行密封，以保持隔離岩帶及其他安全相關障壁的障壁功能。
- 8.3 當開挖廢棄物置放橫坑、置放洞穴或鑽孔至隔離岩帶之指定範圍時，與地質斷層保持適當深度及適當距離是非常重要的，前述深度及距離應從安全分析與安全評估中推導出。
- 8.4 廢棄物容器的裝卸作業應儘可能的與所需之採礦工作完全分開，例如用於隧道的維護、開挖及回填。
- 8.5 最終處置場應分成數個具有個別置放區的安置橫坑，開放式安置區的數量應保持最少。廢棄物應立即的裝載、回填，並從礦場建築物進行可靠地密封。

8.6 廢棄物棄容器必須實現以下安全功能，並充分考量包裝中的廢棄物及其周圍的回填物：

- 為了可能的發展，應保證廢棄物容器 500 年的可裝卸性，以備從除役且密封後的最終處置場中回收再用。應注意避免放射性懸浮微粒的釋出。
- 自運轉階段至直坑或坡道密封之前，應能再取出廢棄物容器。  
為確保回收再用或再取回的選項，所採取的措施應不損害被動安全障壁及其長期安全性。

8.7 最終處置場的圍阻能力應依據數個具有不同安全功能的不同障壁。圍阻之可靠度應使障壁間作用以多重性及多樣性的方式進行最佳化。須考量廢棄物的可能危害及障壁在不同時區的多樣作用。

因此，健全的、分級的障壁系統，應以被動、免維護方式實現其功能，以確保最終處置場除役後的安全。即使個別障壁未能完全發揮其功能，障壁系統仍將持續確保其適當的功能性。

8.8 最終處置場試運轉前，除役概念應經過測試證明為實際可行。重要的是要確保人員、財務及技術條件可促進除役概念於短期內實施，且在任何時間都是必要的。作為十年安全審查的一部分，除役概念應根據最新技術進行審查，必要時應予更新。除役概念應提出可以密封的期程。

## 9. 安全管理

9.1 有關安全管理的總體方面應予以遵守：

- 保證所有程序階段的運轉安全及密封後最終處置系統的永久被動安全作為最重要的安全目標；
- 即使在組織、國家及國際框架條件不斷變化的情況下，成功實施跨數代最終處置計畫的過程、結構及所需資源的永續性；
- 內部及參與團體之間權限與規範責任的釐清；



- 創造及維護永續適宜的環境，以獲取、追求、評估及實施與最終處置場計畫相關的科學發現與評估；
- 即使廢棄物產生者不存在的時期，保證處置計畫的財務和組織；
- 及時注意可能會導致最終處置場方案延宕的可能影響（例如，規劃外的證據要求、新的技術發展、修改安全要求）。

9.2 申請者/經營者應建立一個安全管理系統，該系統使最終處置場計畫的所有階段的安全均得到維護，直到完成除役為止。應將安全的持續改善置於其他管理目標之上之保證列為最高優先，並支持時時警惕安全文化的發展及維持。

安全管理的設計，應確保對組織品質、所有安全要求的遵守及現有限制、準則與標準的高度信任。應確保運轉人員組織的安全標準可以由所有參與方根據不斷前進的資訊進行持續評估。安全管理的實施、績效及提昇的責任在於運轉組織的管理。組織內的各個管理層級應促進及支持安全管理。

9.3 安全管理系統之建立是以實現安全管理。該系統應包括用於處理與安全相關的活動和過程的所有規範、法規及組織工具。系統所有元員要素應以負責任的方式取得及正當化的。不同程序之間的相互作用、介面及定界應以邏輯方式設計與描述。

安全管理系統是整個管理系統的主要組成部分，它應反映出最新技術水平及相關法規。完整的安全管理系統及實施過程應以可驗證的格式作記錄。安全管理必須設計為一個學習系統。應定期進行檢查，特別包括：

- 對管理系統進行獨立的內部及外部審查；
- 與其他設施(包括其他領域)及運轉人員的系統比較。

9.4 申請人/經營者的組織結構應適合安全目標的需要：

- 為安全管理內容及程序定明確界定責任；
- 考量持續改進的適當資訊及發現，逐漸提昇計畫的最佳化；

- 支援內部及外部、學科及跨學科的資訊交換；
- 採取透明的方法來取得、處理及記錄數據與結果，以及
- 以組織內各領域建立信任關係為基礎，提昇所有員工的自我批評行為及批判性詢問態度。

每一個目標均應留存記錄，摘要如何鼓勵員工及成功的衡量標準。為此目的之實施過程應作成文件。

#### 9.5 關於人事方面，安全管理體系應確保：

- 僅將工作委託給經培訓及勝任的人員，適用於所有層級的責任。為此，應為所有與安全相關的活動準備明確的人員需求，包括個別能力的評估標準。應包括現職人員符合特定職位需求標準的文件。
- 每項與安全相關的工作，應雇用充分數量的合適人員。在每種情況下，應查明是否構成適當數量並作成文件。
- 每項與安全相關的工作，應有合適人員隨時替換任何離職人員（人員調動、退休）。應準備定期的預測分析，在此基礎上提出並實施適當的措施。應特別注意的是換手的最佳化，如與知識有關的轉移。
- 所有人員必須通過適當的先進培訓，以維持及發展其知識與人員資格。

#### 9.6 通常與安全管理有關的要求也適用於代表申請人/經營者的第三方公司、供應商或承包商外部組織，並取決於其代表申請人/經營者的活動性質。申請人/經營者與前者委託的外部公司、供應商及承包商之間的合同，規定應包括適當的安全管理規範及客戶的審查。

申請人/經營者應定期確保由其委託的組織遵守相應的安全管理要求，並以所需的品質提供商定的服務、活動及產品。在內部，申請人/經營者應全程提供必要的適當人力，從安全管理的角度出發，他們應能夠熟練地評估及管制代表申請人/經營者行事外部組織的服務、活動及產品。

9.7 在最終處置場除役後，應執行證據保存及管制措施。在完成密封工作之前，有必要決定執行那些措施，那各組織執行這些措施，及為此目的提供那些資源。

在密封後一段時間內，在最終處置場附近儘可能的採取實務上有效的行政預防措施，以避免人類活動危害廢棄物的永久圍阻。此外，這些措施的設計，應在未來儘可能長時間內保持有效。

## 10. 文件化

10.1 與安全聲明書及未來評估及決策定有關的所有數據與文件都應在除役完成之前做成記錄。特別應包括：

- 最終處置場的礦山調查數據，包括其歷史發展；
- 每筆存放廢棄物的所有相關資訊，包括其安全有關特性；施工、置放作業及除役過程中技術措施之規劃與執行；
- 所有測量方案的結果；
- 所有關於礦場及其環境發展的預測；
- 所有有關運轉安全及長期安全相關的記錄保存。

最低要求是所有部分文件應包括相關事件、數據及結果，基本假設與框架條件，所用計算程序文件及對如何得到結果的說明。

文件應定期更新，其中過期的部分文件應以適當格式保留在整組文件中。

關於廢棄物的存放方式及地點，應注意確保可使用現今技術取出所有文件檔。文件應遵守多樣性原則。

10.2 在除役之前，應對於最終處置場密封後的期間所採用法規，聯邦政府應與主管機關對保存文件的範圍、保存及可存取性的檔案備份進行管理。

最終處置場密封後所保留的文件應包含運轉期間更新文件中的所有數據及文檔，其中可能包含後代子孫的相關資訊。特別是該資訊應包括保護處置礦井周圍區域的相關資訊，這些區域應受到保護，避免人類

闖入深層地下土壤，並說明特殊情況所採取的干預型式。完整文件檔應存放在至少兩個不同的適當地點。

### **參考文獻**

Safety Requirements Governing the Final Disposal of Heat-Generating Radioactive Waste. 德國聯邦環境、自然保護、建設及核子安全部(BMUB),30 Sep.2010.

子計畫一期末報告

【附錄 2】

2021 高放導則專家座談

會議紀錄及附件資料

(此頁空白)

## 附錄 2

### 110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁特性之管制 技術研究－專家座談會議記錄



時間：110 年 10 月 29 日 星期五 AM 10:00

地點：Google meet 線上視訊會議

主持人：黃偉慶教授

出席人員：黃慶村、魏聰揚、鄭武昆、曾雅真、楊志雄、李在平、柯建仲、曾漢湘、楊長義、林文勝、邱永嘉、林善文、鍾沛宇、鄭敬瀚

紀錄：陳冠宇

頁數：2

一、主持人簡報 (10:00 起)。

二、座談會議討論及專家建議事項：

1. 考量高放導則係往後主管機關作為審查指導的依據，遵循法規為其根本，因此在導則法源依據上，建議研究團隊及主管機關可討論增列母法來源(如：放射性物料管理法 17.1、17.3 條)、國際法公約等，來強化高放導則之法源地位與主管機關之重視程度，並在導則文字上，應避免使用作為「參考」、「管制機關認可、同意之方式…」以及說明中「需、應、得…」等部分，建議應檢視條文內容並清楚說明，避免造成未來執行單位可能產生窒礙難行之情況。  
(黃慶村、曾雅真、曾漢湘)
2. 建議可參考如瑞典、芬蘭等國之安全分析報告，所列之記載事項皆屬於未來執行單位需檢附必要內容，包括放射性廢棄物之定義、與依照設計、建造之不同階段臚列最終處置放射性廢棄物的相關資訊等，並依據如 IAEA SSG-14 之內容來增列安全評估方法、安全程序與相關資訊等所需之必要記載事項，以便未來要求執行單位提供詳盡資訊。(曾雅真)
3. 建議高放導則之章節架構，可參考瑞典、芬蘭之相關案例報告導則中將各章節安排進行歸類，依照主/次項目(章節)予以陳述，包括 1.概述、2.分析方法、3.場址描述、4.各階段安全要求、5.情境分析、與 6.結論等六大主項與其餘次項章節（詳細主/次項目(章節)如曾雅真教授提供予計畫團隊之參考建議資料中所列）。(曾雅真)
4. 本會近年訂定之導則，架構多數未有「依據、目的、報告內容概要、修改」等部分，而是直接以草案之附錄為導則本體，建請研訂單位參酌。(鍾沛宇)

5. 考量高放導則並非實際強制性之法規，而是作為指引路徑來要求撰寫者提出足夠完整且詳細之安全報告供主管機關進行審查，惟考量目前國際上對於用過核子燃料最終處置在場址描述、設計概念、安全證案(safety case)上等諸多議題均仍處於動態發展之階段，因此建議在章節內容之安排與陳述上應保持一定的彈性，以滿足未來更新迭代與技術發展之空間。(鄭武昆、李在平)
6. 提醒計畫團隊對於高放廢棄物處置與低放廢棄物處置之差異性應謹慎考量，避免高放導則之內容因參照低放導則之安排而有所限制，對於高放導則預計將安全評估獨立為專章之方式是否合適，以及是否能針對安全證案(safety case)之概念納入場址描述、設施建造、運轉等章節作相互對應，提出陳述。(黃慶村)
7. 原能會物管局於 9 月間出版了最新的「放射性物料詞彙」，建請計畫團隊參考使用。其中，safety case 一詞，目前常以「安全論證」稱之，係對岸的相關工作者所習用，本次修訂詞彙時，在信、雅、達的考量下，將 safety case 對應之中文詞彙定為「安全證案」，請參酌應用。(黃慶村)
8. 計畫團隊目前與主管機關的意見溝通上，係將高放導則視為依循法規概念下，提供未來執行單位應納入安全分析報告有關之項目與技術內容，訴諸文字作為指引之文件；同時為避免有過多文字束縛造成未來執行單位的限制、以及考量安全評估概念在國際上仍在持續發展的動態，研究團隊以現有之成熟技術與架構為藍本，納入安全證案之概念，並透過未來持續討論、滾動修正的方式，提出主管機關與執行單位所能接受之條文內容。
9. 針對導則專章條文內容修訂之建議及計畫團隊答覆，歸納整理如附件 1；專家意見經團隊內部討論後，修訂完成之兩專章內容(草案)如附件 2。

三、散會 (12:00)。



# 附件 1

## 高放導則內容修訂建議與答覆：

### 第二章、場址之特性描述

#### 一、場址調查計畫作業與適宜性準則

Q1：建議可納入「(一)基本原則」中第 3 項所述「候選場址之土地取得方式與該場址之社區公民的合作規劃」於本節說明，如下所示：

**場址調查計畫作業與適宜性**：說明場址發展歷程、土地取得方式以及與該場址之社區公民的合作計畫；場址特性調查的基本原則、調查範疇、調查計畫及場址適宜性準則。(鄭武昆)

Ans 1：經團隊內部討論，認為本節係針對場址特性進行說明，「基本原則」第 3 項所述之土地取得方式與社區公民合作等課題，屬選址相關工作，並不適於安全分析報告中陳述。

Q2：建議應納入資料庫建立及資料管理之內容作為未來安全分析報告「佐證資料」部分相關之參考，來完善報告之說明。(魏聰揚、柯建仲、曾漢湘)

Ans 2：計畫團隊考量導則架構章節安排，經討論認為將專家所建議之「資料庫建立及資料管理」內容安排於「第九章、品質保證計畫」內討論應較適合。

#### (一) 基本原則

Q：建議文字中避免如「管制機關認可、同意」，以及說明之「需」、「應」及「得」等用語，以防未來實際執行上或有窒礙難行之情況。(鄭武昆、曾漢湘、魏聰揚)

Ans：遵照專家建議，進行兩專章內容審視修訂，並於未來高放導則完成全部章節研擬後，回頭檢視所有章節內容與用詞。

#### (三) 調查計畫

Q：建議導則中可增列每幾年針對調查內容和技術進行檢討，以及補充場址特性與安全評估之討論平台相關之說明。(柯建仲)

Ans：針對委員所提建議之概念已於「(三)調查計畫」整合修訂為「說明已實施或規劃實施的調查計畫，包含重要的調查技術與方法，調查計畫之分階段、分精度及跨領域相互查核三項重點之作業方式，以及場址特性、安全評估和設施設計間之關聯性。」

#### (四) 場址適宜性準則

Q：針對第二章所列場址適宜性準則，是否考慮放置於前面的安全功能(safety function)章節來加以說明?(魏聰揚)

Ans：團隊內部討論認為，執行單位有需要於安全分析報告中向主管機關說明場址的適宜性準則，考量選址相關不利影響及因素應於選址過程中即予以排除，故認為此項針對適宜性之說明，

	予以保留。
二、一般場址特性	<p>Q1：目前導則內一般場址特性文字說明語意上似乎較偏屬於後段「場址描述模型」之前的初始條件與場址特性調查，建議用詞及內容上應更清楚說明，令讀者能了解本節所述之特性與後段描述模型的關聯性。(李在平)</p> <p>Q2：建議補充調查參數的不確定性、可信度評估之描述。(魏聰揚)</p> <p>Ans：針對委員之建議，團隊將「二、一般場址特性」修訂為：「說明場址及附近地區可能影響高放處置設施運轉與封閉後長期安全之背景環境資訊，以及相關參數之不確定性、可信度之評估結果。」</p>
(二) 地形與地貌	<p>Q：請確認「...河川攻擊波(坡?)」用字是否誤繕。(鄭武昆)</p> <p>Ans：感謝委員指正，該處確為「攻擊坡」，係指於河川中受侵蝕之坡面。</p>
(四) 地質與地震  說明場址及附近地區之地層、地體構造、區域之線性構造、活動斷層、歷史地震等之調查成果等，並說明斷層與地震危害度之調查與評估方法。	<p>Q：建議「(二)地形與地貌」可與「(四)地質與地震」中的「地質」整合，並補充區域之線性構造來涵蓋深層處置因素的考量。另「地震」方面「危害度」是否放在此合適，建議可再請相關專家共同討論。(柯建仲)</p> <p>Ans：團隊經內部討論後，認為地質部分與地形、地貌有本質上的區隔，若於同一項目中描述恐使讀者混淆，故保留原樣之分類；另於「(四)地質與地震」中，加入區域之線性構造及保留地震危害度調查與評估等字樣，使未來執行單位提供多樣且完整之調查結果供主管機關參考。</p>
(五) 地表水文	<p>Q：「地表水文」部分似乎缺少地表系統的描述，用來包括地表土壤層特性、水文、氣象與地表的抬升及剝蝕等問題的討論，建議可整合納入進項目中。(柯建仲)</p> <p>Ans：計畫團隊認為以主管機關立場，若將數個一般場址特性項目共同整合為地表系統進行說明，對於未來安全分析報告仍需針對各項特性作對應及分項進行審查工作，因此故暫不做調整，保留原敘述；另地表的抬升及剝蝕問題，應屬「(四)地質與地震」中「地體構造」的考量範圍。</p>
(六) 地下水文	<p>Q：「地下水文」及「水文地質」部分，建議可直接整合，來與後段的場址特性模型建置之項目相互呼應。(柯建仲)</p> <p>Ans：團隊參考專家之建議，整合地下水文及水文地質之說明，惟考量廣義之地下水文學已包含水文地質之部分，故維持原標題為「地下水文」。</p>

<p>(十一) 大地工程特性</p>	<p>此項部分之修訂係針對後段刪除之「五、天然障壁與母岩特性」，其描述內容予以整合到「二、一般場址描述」作為(十一)及(十二)項目之說明內容，修訂後之說明分別如下：</p> <p>(十一) 大地工程特性：說明場址及附近地區之大地工程特性與測量方法，並界定影響處置設施設計、建造、運轉、與封閉之地工參數，包含土壤與母岩的幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩的熱力學、滲透性、傳輸特性、力學、核種遲滯性質等。</p>
<p>(十二) 處置母岩特性</p>	<p>原項名稱為「天然障壁特性」，惟考量移置「一般場址描述」章節中作為場址特性之子項，故將天然障壁之文字修訂為處置母岩，予以說明如下：</p> <p>(十二) 處置母岩特性：說明場址處置母岩的功能，包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能的地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈的移動時間、長期穩定性等。具體特性例如低滲透性與低延散性地層以及低水力梯度等。</p>
<p>三、場址特性模型</p>	<p>Q1：針對文字說明「應使用主管機關認可之方法...模型結果應合理反應...」建議修正及避開使用具強制性之用詞。(曾漢湘、鄭武昆)</p> <p>Q2：建議在各項目建模過程，加入各模型間進行整合要求的說明文字部分，來強化後續的安全評估。(魏聰揚)</p> <p>Ans：團隊針對所用字詞之部分及各模型間整合要求之建議，所修訂之文字內容調整為：「說明場址特性模型建置之方法，並說明用於模型中之場址調查參數來源、模型所涵蓋之時間範圍、模型結果與場址特性之合理性，並可提供於安全評估及處置設施設計使用。建模結果應說明各模型間之關聯性、不確定性、及可信度相關之評估」。</p>
<p>(一) 地質學</p>	<p>說明文字調整為：「說明處置場址地質模型建置之方法和結果。」</p>
<p>(三) 水文地質</p>	<p>說明文字調整為：「說明處置場址水文地質模型建置之方法和結果。」</p>
<p>(五) 母岩之傳輸特性</p>	<p>說明文字調整為：「說明處置場址母岩之傳輸特性模型建置之方法和結果。」</p>
<p>(六) 地表生態系統</p>	<p>Q：針對本項提及「生態系統調查(包含動物相、植物相)」，因現行生物學之分類，動物與植物二分法已非主流，建議刪除「(包含動物相、植物相)」。(鍾沛宇)</p> <p>Ans：遵照專家建議，予以刪除文字。</p>
<p>四、場址環境安全特性</p>	<p>Q1：建議將此章節部分與「三、場址特性模型」整合。(魏聰揚)</p>

	<p>Q2:「四、場址環境安全特性」中所列之各項不利影響因素，原則上於選址過程中便會予以考量及排除，建議應移至「二、一般場址特性」初始條件部分做概要性描述。(李在平)</p> <p>Ans:針對此一章節，研究團隊認為係說明未來執行單位在高放處置設施運轉與封閉後針對長期安全具有潛在不利影響之因素，若經評估後仍具有影響潛勢之項目應如何排除及對應，來證明其安全性，而非選址過程中所需排除之不利影響及因素，故內部討論後建議予以保留此一章節，另調整文字說明如下：</p> <p>「說明對於高放處置設施運轉與封閉後長期安全具有潛在不利影響的環境特性之評估方法及結果。若評估後具有影響潛勢之項目，應說明對應之考量。」</p>
<p>五、天然障壁與母岩特性</p>	<p>Q1:建議將此章節部分與「二、一般場址特性」章節進行整合。(魏聰揚、李在平)</p> <p>Q2:所列項目「(二)母岩特性」中之文字(如:母岩宜岩性均勻且地質構造單純...)敘述上建議再做調整。(魏聰揚)</p> <p>Q3:考量因母岩亦為天然障壁之一部分，建議適度修正相關內容。(鍾沛宇)</p> <p>Q4:有關母岩的部分，在觀測方式、數據資料上係作為其評估母岩長期穩定性的主要參考，但目前未見於導則內有相關之敘述，建議可加以補充。(柯建仲)</p> <p>Ans:計畫團隊整合諸位先進專家之意見，經內部討論後決議將此項章節內容與「二、一般場址特性」進行整合，部分內容補充文字說明於「(十一)大地工程特性」，並另增列「(十二)處置母岩特性」。</p>

## 附件 2

# 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則

## 場址之特性描述及設施之運轉章節(草案)條文修訂成果

### 第二章、場址之特性描述

#### 一、場址調查計畫作業與適宜性準則：

說明場址特性調查的基本原則、調查範疇、調查計畫及場址之適宜性準則。

(一) **基本原則**：說明報告內場址特性資料的取得與使用原則，並至少包含以下內容：

1. 說明場址特性與環境保護之環境影響評估資料相關性。
2. 說明場址特性調查範圍之地理區域於學理上之完整性，調查週期與一般及當下可獲得最佳之專業技術規範之符合性，說明場址特性及滿足安全評估所需參數。

(二) **範疇界定**：說明調查項目、調查範圍、與調查頻率的界定原則。

(三) **調查計畫**：說明已實施或規劃實施的調查計畫，包含重要的調查技術與方法，調查計畫之分階段、分精度及跨領域相互查核三項重點之作業方式，以及場址特性、安全評估和設施設計之間之關聯性。

(四) **場址適宜性準則**：說明評定場址適宜性的準則。

#### 二、一般場址特性

說明場址及附近地區可能影響高放處置設施運轉與封閉後長期安全之背景環境資訊，以及相關參數之不確定性、可信度之評估結果。

(一) **社會經濟**：說明場址範圍之界定與土地使用權取得情形。並說明可能有潛在不利影響的當地設施(例如水壩、機場、軍事設施等)，以及場址所在及附近地區之行政區公共設施、觀光休閒設施、人口統計(含流動人口)及人口結構、土地利用情形及開發計畫等。

(二) **地形與地貌**：說明場址範圍及附近地區之地形與地貌，包括高程、坡度分布、重要地貌特徵(例如河川、山脈、湖泊、海岸線)、與潛在環境災害分布地區等(例如崩塌地、沖蝕溝、河川攻擊坡、土石流沖積扇、斷層錯動地形)。

(三) **氣象**：說明場址附近之氣象資料，包括風向、風速、溫度、濕度、降水量、降水強度、颱風、蒸發量、氣壓、日照時間、日射量等歷史紀錄，並提供有紀錄以來之年平均值及極端值。

(四) **地質與地震**：說明場址及附近地區之地層、地體構造、區域之線性構造、活動斷層、歷史地震等之調查成果等，並說明斷層與地震危害度之調查與評估方法。

(五) **地表水文**：說明場址及附近地區之地表水體水文、水質特性、水資源使用狀況及其調查方法。

(六) **地下水文**：說明場址及附近地區之地下水文及水文地質(如：地下水流速與流向、地下水補注與流出、水文地質架構與水文地質參數等等)、水質特性、水資源使用狀況等資料及其調查方法。

(七) **地球化學**：說明場址及附近地區之可能影響場址安全及核種遷移之水化學、土壤與岩石之分類組成及地球化學特性，以及相關之地化模擬資料。地球化學調查因子涵蓋場址及附近地區之無機質成分、有機質含量、氧化還原電位、酸鹼值、分配係數、遲滯因子、離子交換能力、放射性核種之溶解度與化學型態、價數與性質等。

(八) **天然資源**：說明場址及附近地區之既有與潛在之重要地下天然資源，包含礦產與地下水資源等。

(九) **生態**：說明場址及附近地區之生態調查資料，包括主要生物種類、數量、分布、組成、棲息地，及可能影響處置場安全之生物活動與人為活動等。

(十) **輻射背景偵測**：說明場址及附近地區之運轉前環境輻射背景偵測結果及偵測方法。

(十一) **大地工程特性**：說明場址及附近地區之大地工程特性與測量方法，並界定影響處置設施設計、建造、運轉、與封閉之地工參數，包含土壤與母岩的幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩的力學、熱力學、滲透性、傳輸特性、核種遲滯性質等。

(十二) **處置母岩特性**：說明場址處置母岩的功能，包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能的地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈的移動時間、長期穩定性等。具體特性例如低滲透性與低延散性地層以及低水力梯度等。

(十三) **交通狀況**：說明場址及附近地區之交通設施、交通運輸系統(包含鐵路、公路、水運等)與運輸能力等資料。

### 三、場址特性建模

說明場址特性模型建置之方法，以及用於模型中之場址調查參數之來源、模型所涵蓋之時間範圍、模型結果與場址特性之合理性，並可提供於安全評估及處置設施設計使用。建模結果應說明各模型間之關聯性、不確定性、及可信度等相關之評估。

(一) **地質學**：說明處置場址地質模型建置之方法和結果。

(二) **水文地質**：說明處置場址水文地質模型建置之方法和結果。

(三) **水文地球化學**：說明處置場址水文地球化學模型建置之方法和結果。

(四) **岩石力學與熱力學**：說明處置場址岩石力學和熱力學特性的模型建置之方法和結果。

(五) **母岩之傳輸特性**：說明處置場址母岩之傳輸特性模型建置之方法和結果。

(六) **地表生態系統**：說明處置場址地表之生物圈生態系統描述模型(例如：農林漁牧業活動、土

地使用型態、生態系統調查與地景等等)之方法和結果。

#### 四、場址環境安全特性

說明對於高放處置設施運轉與封閉後長期安全具有潛在不利影響的環境特性之評估方法及結果。若評估後具有影響潛勢之項目，應說明對應之考量。

(一) 地震

(二) 活動斷層

(三) 火山

(四) 海嘯

(五) 洪水

(六) 崩塌滑動與土石流

(七) 侵蝕與沖刷

(八) 地殼變動與海平面變動(含冰河作用與氣候變遷之影響)

(九) 其他場址特性因素等

### 第五章、設施之運轉

#### 一、運轉管理

本節說明設施運轉管理。

(一) 試運轉結果：說明試運轉時程及測試方案。

(二) 運轉與建造同步：運轉期間執行建造工程必須妥善規劃，兩者不得互相干擾，且不會過度影響地質處置設施的長期安全。

(三) 地表設施管理：說明地表設施管理規劃與運轉技術規範；含重要結構、系統與組件之檢測與維護。

(四) 聯通設施管理：說明聯通設施管理規劃與運轉技術規範；含捲揚系統與通風過濾系統之檢測與維護。

(五) 地下設施管理：說明地下設施管理規劃與運轉技術規範；含隧道管理、檢測、與維護。

#### 二、廢棄物接收與暫存

(一) 廢棄物接收：

1. 廢棄物運輸規劃，包括廢棄物由貯存地點運送至處置設施的接收區。
2. 運送文件之查驗。
3. 運輸設備之污染偵檢與除污。
4. 廢棄物包件表面劑量率及核種之偵檢。

5. 廢棄物相關文件之管理與保存。

6. 廢棄物運送包件卸載作業，說明於廢棄物接收區自運送包件中取出廢棄物送至暫存區所需之運轉作業設施與流程。

(二) 廢棄物暫存：暫存區之使用規劃及暫存作業。

### 三、處置作業

(一) 封裝：說明欲封裝之用過核子燃料識別確認與完整性檢測方法、處置容器檢查、封裝、密封焊接、封裝後包件密封測試等作業程序及標準等。

(二) 運搬：說明處置容器包件從封裝廠房/貯存地點運送至地下處置之作業程序。含機具與包件檢查、裝載、除污、吊卸操作等，以及執行作業時的安全與輻射防護措施。

(三) 處置：說明處置包件置放於處置孔與填入緩衝材料之處置作業方式，以及完成後之檢查程序與標準等。

(四) 環境監測：說明運轉期間所取得的環境監測新資料與實務作業經驗的回饋，應用於驗證前期設計與評估結果的適當性，並反映於新版報告中。

### 四、輔助與公用系統設備

(一) 輔助系統及設備之運轉：說明輔助系統及設備之運轉規劃。

(二) 公用系統及設備之運轉：說明公用系統及設備之運轉規劃。

(三) 設施各項系統及設備之維護保養：說明各項系統及設備之維護保養規劃。



# 子計畫一期末報告

## 【附錄 3】

### 高放射性廢棄物最終處置設施 安全分析報告導則（草案）研擬

第 2 章（場址之特性描述）

第 3 章（設施之設計基準）

第 4 章（設施之建造）

第 5 章（設施之運轉）

(此頁空白)

## 附錄 3

法規名稱：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)

---

法規體系：放射性物料

---

### 壹、依據

本導則供申請高放射性廢棄物最終處置設施建造執照者，依據行政院原子能委員會放射性物料管理局一〇九年八月七日發布修正之「放射性廢棄物處理貯存最終處置設施建造執照申請審核辦法」，撰擬安全分析報告之參考。

### 貳、目的

本導則旨在提供內容格式，供處置設施經營者(申請人)申請高放射性廢棄物最終處置設施(以下簡稱高放處置設施)建造執照時所附安全分析報告(以下簡稱報告)編撰之參考。本導則適用於深層地質處置設施，報告內容應依高放處置設施之綜合概述；場址之特性描述；設施之設計基準；設施之建造；設施之運轉；設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫；設施之安全評估；輻射防護作業及環境輻射監測計畫；品質保證計畫；消防防護計畫；封閉及監管規劃；保安計畫及料帳管理計畫；以及保防計畫等章節詳加說明。

### 參、報告內容概要

詳如附錄。

### 肆、修改

本導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。

## 附錄 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要

### 第一章、綜合概述

### 第二章、場址之特性描述

一、場址調查計畫作業與適宜性準則：說明場址特性調查的基本原則、調查範疇、調查計畫及場址之適宜性準則。

(一) 基本原則：說明報告內場址特性資料的取得與使用原則，並至少包含以下內容：

1. 說明場址特性與環境保護之環境影響評估資料相關性。
2. 說明場址特性調查範圍之地理區域於學理上之完整性，調查週期與一般及當下可獲得最佳之專業技術規範之符合性，說明場址特性及滿足安全評估所需參數。

(二) 範疇界定：說明調查項目、調查範圍與調查頻率的界定原則。

(三) 調查計畫：說明已實施或規劃實施的調查計畫，包含重要的調查技術與方法，調查計畫之分階段、分精度及跨領域相互查核三項重點之作業方式，以及場址特性、安全評估和設施設計之間之關聯性。

(四) 場址適宜性準則：說明評定場址適宜性的準則。

二、一般場址特性：說明場址及附近地區可能影響高放處置設施運轉與封閉後長期安全之背景環境資訊，以及相關參數之不確定性、可信度之評估結果。

(一) 社會經濟：說明場址範圍之界定與土地使用權取得情形。並說明可能有潛在不利影響的當地設施(例如水壩、機場、軍事設施等)，以及場址所在及附近地區之行政區公共設施、觀光休閒設施、人口統計(含流動人口)及人口結構、土地利用情形及開發計畫等。

(二) 地形與地貌：說明場址範圍及附近地區之地形與地貌，包括高程、坡度分布、重要地貌特徵(例如河川、山脈、湖泊、海岸線)、與潛在環境災害分布地區等(例如崩塌地、沖蝕溝、河川攻擊坡、土石流沖積扇、斷層錯

動地形)。

- (三) 氣象：說明場址附近之氣象資料，包括風向、風速、溫度、濕度、降水量、降水強度、颱風、蒸發量、氣壓、日照時間、日射量等歷史紀錄，並提供有紀錄以來之年平均值及極端值。
- (四) 地質與地震：說明場址及附近地區之地層、地體構造、區域之線性構造、活動斷層、歷史地震等之調查成果等，並說明斷層與地震危害度之調查及評估方法。
- (五) 地表水文：說明場址及附近地區之地表水體水文、水質特性、水資源使用狀況及其調查方法。
- (六) 地下水文：說明場址及附近地區之地下水文及水文地質(如：地下水流速與流向、地下水補注與流出、水文地質架構與水文地質參數等等)、水質特性、水資源使用狀況等資料及其調查方法。
- (七) 地球化學：說明場址及附近地區之可能影響場址安全及核種遷移之水化學、土壤與岩石之分類組成及地球化學特性，以及相關之地化模擬資料。地球化學調查因子涵蓋場址及附近地區之無機質成分、有機質含量、氧化還原電位、酸鹼值、分配係數、遲滯因子、離子交換能力、放射性核種之溶解度與化學型態、價數與性質等。
- (八) 天然資源：說明場址及附近地區之既有與潛在之重要地下天然資源，包含礦產與地下水資源等。
- (九) 生態：說明場址及附近地區之生態調查資料，包括主要生物種類、數量、分布、組成、棲息地，及可能影響處置場安全之生物活動與人為活動等。
- (十) 輻射背景偵測：說明場址及附近地區之運轉前環境輻射背景偵測結果及偵測方法。
- (十一) 大地工程特性：說明場址及附近地區之大地工程特性與測量方法，並界定影響處置設施設計、建造、運轉、與封閉之地工參數，包含土壤

與母岩的幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩的熱力學、滲透性、傳輸特性、力學、核種遲滯性質等。

(十二) 處置母岩特性：說明場址處置母岩的功能，包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能的地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈的移動時間、長期穩定性等。具體特性例如低滲透性與低延散性地層以及低水力梯度等。

(十三) 交通狀況：說明場址及附近地區之交通設施、交通運輸系統(包含鐵路、公路、水運等)與運輸能力等資料。

三、場址特性建模：說明場址特性模型建置之方法，並說明用於模型中之場址調查參數之來源、模型所涵蓋之時間範圍、模型結果與場址特性之合理性，並可提供於安全評估及處置設施設計使用。建模結果應說明各模型間之關聯性、不確定性、及可信度相關之評估。

(一) 地質學：說明處置場址地質模型建置之方法和結果。

(二) 水文地質：說明處置場址水文地質模型建置之方法和結果。

(三) 水文地球化學：說明處置場址水文地球化學模型建置之方法和結果。

(四) 岩石力學與熱力學：說明處置場址岩石力學和熱力學特性的模型建置之方法和結果。

(五) 母岩之傳輸特性：說明處置場址母岩之傳輸特性模型建置之方法和結果。

(六) 地表生態系統：說明處置場址地表之生物圈生態系統描述模型(例如：農林漁牧業活動、土地使用型態、生態系統調查與地景等等)之方法和結果。

四、場址環境安全特性：說明對於高放處置設施運轉與封閉後長期安全具有潛在不利影響的環境特性之評估方法及結果。若評估後具有影響潛勢之項目，應說明對應之考量。

(一) 地震。

- (二) 活動斷層。
- (三) 火山。
- (四) 海嘯。
- (五) 洪水。
- (六) 崩塌滑動與土石流。
- (七) 侵蝕與沖刷。
- (八) 地殼變動與海平面變動(含冰河作用與氣候變遷之影響)。
- (九) 其他場址特性因素等。

### 第三章、設施之設計基準

一、設計目標與功能需求：說明處置設施之設計基準、設計要項與設計規格等。

(一) 設計準則：高放處置設施之設計準則，至少包括下列：

- 1. 法規依據。
- 2. 輻射安全：保護工作人員、一般大眾以及其他物種，使不受輻射傷害。

(二) 安全功能：以深層地質處置與多重障壁之整合設計隔離廢棄物並遲滯核種釋出，並能抵抗天然事件及防止人類未來活動無意闖入處置設施。包括下列：

- 1. 運轉期間處置設施安全功能目標。
- 2. 封閉後處置系統安全功能目標。

(三) 影響設計的因素與設計基準：說明高放處置設施對於各類影響因素之設計基準考量，包括下列各項：

- 1. 廢棄物因素：包括廢棄物的輻射與衰變熱特性、設施接收與處置作業能力等。
- 2. 場址特性因素：包括場址的地形、水文與地質等環境條件。
- 3. 天然事件/作用因素：天然事件/作用可能對運轉期間與封閉後長期安全導致的危害。

4. 作業影響因素：施工及運轉作業的安全性，且作業需避免損及障壁系統長期安全功能。
5. 人類無意闖入因素：未來人類活動對設施的干擾。
6. 深層地質處置因素：應採取深層地質處置方式。
7. 多重障壁因素：應採取多重障壁系統方式進行設計。

二、地面設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

(一) 地面設施類型與功能：說明高放處置設施之地面設施類型與設計功能，包括以下各項：

1. 運輸與交通設施。
2. 包封廠房。
3. 施工/維修廠房。
4. 緩衝/回填材料廠房。
5. 行政管理建物。
6. 岩屑堆置區。
7. 其他相關法規所要求之設施。

(二) 地面設施設計之考量：說明影響高放處置設施之地面設施的因素與設計考量。包括以下各項：

1. 廢棄物接收與暫貯設施之功能目標與設計考量。
2. 廢棄物包封設施之功能目標與設計考量，及其結構、系統與組件分類。
3. 前述設施因應場址特性之設計考量。
4. 天然事件/作用可能對前述地面設施於運轉期間導致的危害，所進行之設施設計考量。
5. 前述地面設施對於作業安全之設計考量。

三、連通設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相



關重要結構、系統、與組件之設計。連通設施設計包括以下各項：

- (一) 應有至少二處以上的斜坡道/豎井設施設計，以確保兼顧人員進出、材料與設備運輸、處置容器運輸、通風、水電供應、緊急逃生與事故應變等用途。
- (二) 若為豎井設施，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、捲揚系統等。
- (三) 若為斜坡道，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統，並應有避車道、排水系統、防落石、防止車輛失速滑移之設計等。

四、地下設施：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

- (一) 地下設施之設計：說明地下設施/作業區之設計。包括所處之地質環境與深度、地下設施規劃配置、支撐設計、變形監測系統、通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、排水系統之設計等，並應考慮適當的備援系統。設施至少包含：

1. 地下控制中心：包含主要設計功能之說明。
2. 作業準備區：包含作業車輛停車間、材料/零件暫貯區之設計。
3. 運轉隧道：包含隧道斷面大小、跟處置坑道的連結、及隧道監測維護等之設計。
4. 處置坑道：包含處置孔、處置容器置放方式、處置孔間距等之設計；以及完成處置後的坑道，如何持續進行維護或分區封閉的設計考量。
5. 其他設施之功能說明。

- (二) 地下設施設計之考量：

1. 處置坑道及處置孔以模組化佈局設置，以便在特定場址調整設計時可提供靈活性；這些模組可根據母岩地質環境的構造進行佈置。

2. 處置坑道軸向應盡可能與最大水平主應力方向平行。
3. 鑽孔、斜坡道/豎井、及其他隧道之設計應對處置岩體造成的損害為最小。若這些設施不再需要時，則應進行封塞或密封。

五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用的工業規範與標準、所使用的尺寸、數量、材料性質、與設計方法等。多重障壁系統之設計包括下列各項：

- (一) 處置容器：應具有長時間保持完整性、能抵抗處置環境影響、能限制近場之熱與輻射影響、維持廢棄物於次臨界狀態等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
- (二) 緩衝層：應具有長期完整包圍及保護處置容器抵抗外部應力/水流/化學腐蝕、適當導熱性、吸附與遲滯核種等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
- (三) 處置母岩：需具有長期維持處置孔力學穩定、工程障壁熱穩定，及有利於多重障壁系統遲滯功能等特性。
- (四) 回填層：應具有長期維持處置坑道穩定、保護緩衝材料於處置孔中、限制地下水流動等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
  1. 回填材料依據地質環境母岩特性進行選擇，提供處置場封閉後安全功能。
  2. 處置孔與處置坑道應及早回填，以減少發生失效的可能性及對操作人員的劑量影響。
- (五) 封塞與密封材料：應具有長期封塞地下坑道與密封地下孔洞/裂隙之能力，以防止因人工開挖/鑽鑿之地下空洞/鑽孔成為核種傳輸捷徑。
- (六) 其他多重障壁系統替代設計方案：前述各項設計，申請者若採用其他多重障壁系統替代方案時，需說明能達到相同之安全功能與障壁能力。

六、輻射安全設計：

- (一) 安全限值：說明設施內外各區域或作業之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- (二) 輻射屏蔽設計：針對暫貯廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明暫貯設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少包括下列各項：
  - 1. 輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。
  - 2. 廢棄物接收、包封、暫貯、搬運、置放、回填、封塞、再取出及控制室等作業區職業曝露合理抑低之設計。

七、輔助系統及設備：說明如吊卸系統、通訊系統、通風冷卻系統、供水系統、壓縮空氣系統、捲揚系統、排水系統等輔助系統及設備之設計。包括下列各項：

- (一) 處置作業輔助系統及設備設計。
- (二) 運轉作業輔助系統及設備設計。
- (三) 再取出作業輔助系統及設備設計。

八、公用系統及設備：說明各項公用系統及設備之設計，至少包括下列各項：

- (一) 電力。
- (二) 通訊。
- (三) 通風。
- (四) 供水。
- (五) 防火。
- (六) 照明。
- (七) 緊急應變。

九、再取出設計：高放處置設施之設計，需確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。至少包括：

- (一) 說明再取出的時機、作業流程及高放處置設施備有將高放射性廢棄物從處置孔再取出的作業可行性。
- (二) 說明高放射性廢棄物再取出的規劃作業方式與可行技術；再取出設計需考量異常狀況、意外事故及自然災害。
- (三) 說明再取出設計不會降低最終處置場的運轉安全及長期安全。
- (四) 說明再取出之作業人員作業安全及輻射安全規劃、再取出後暫貯或處理設施的規劃。

#### 十、封閉設計

- (一) 逐步回填：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等的密封與回填規劃。
- (二) 回填材料種類：說明回填材料選擇的根據，以盡可能合理地恢復母岩的自然條件。
- (三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時高放處置設施存在的環境初始狀態，以供封閉後處置設施演變過程模擬之基本資料。
- (四) 地表環境復原：說明地面設施拆除後對地表環境之修復和美化。
- (五) 封閉後監測：說明高放處置設施封閉後之監測計畫，包括監測設施、監測期間、監測作業方式、監測記錄資料管理等。

十一、設計成果檢附適當比例尺之詳細圖說，細部設計或分析資料得列為報告附冊備查。

#### 第四章、設施之建造

高放處置設施的建造應配合設計與安全評估，持續進行場址調查，額外取得地質、地球物理、地球化學、水文、氣象、與其他材料與設計資料，以確認與安全功能相關設計、概念模式、參數值、與評估的適當性，並反映於申請運轉執照之報告中。說明高放處置設施之建造考量，至少須包括下列各項：

一、施工計畫：處置設施之建造為長期且大規模的施工計畫，應擬具可行施工計

畫，包括工程經營管理、施工佈置、施工材料、施工方法、施工機具設備、施工程序、施工時程、職業安全衛生、水土保持與環境保護、品管與品保方案及緊急應變處理等。

## 二、同步施工與運轉：

- (一) 說明進行同步施工與運轉前，需先完成之公用系統及設備與輔助系統及設備。
- (二) 分期施工：若採分期施工規劃，於運轉期間仍同時分區分期施工者，應說明施工作業如何避免對運轉作業與已完成處置的地點產生干擾。

## 三、地下工程：

- (一) 施工技術與機具：說明採用的隧道施工方式，並評估對周圍岩體的擾動程度。
- (二) 隧道支撐與襯砌作業：說明施工階段支撐與襯砌作業方式，並評估施工材料是否對障壁長期功能產生不利影響。
- (三) 地質處置設施的地下結構，包括斜坡道、運轉隧道、處置坑道等之開挖剖面形狀及尺寸，應根據母岩的大地工程特性及現地應力情況來決定，須於建造、運轉、封閉階段提供足夠的長期穩定性。
- (四) 開挖剖面與岩石支撐系統設計應參考國內及國際隧道開挖相關經驗來決定，並須建立地盤監測系統，以提供對開挖維護之決策需要。

## 四、施工期間地下水管理：

- (一) 地下設施及連通設施之施工作業需充分考慮場址內母岩的詳細水文地質特徵。
- (二) 根據鑽孔探測詳細資料，說明各局部地下水管理的規劃與措施。

## 第五章、設施之運轉

### 一、運轉管理：本節說明設施運轉管理。

- (一) 試運轉結果：說明試運轉時程及測試方案。

- (二) 運轉與建造同步：運轉期間執行建造工程必須妥善規劃，兩者不得互相干擾，且不會過度影響地質處置設施的長期安全。
- (三) 地表設施管理：說明地表設施管理規劃與運轉技術規範；含重要結構、系統與組件之檢測與維護。
- (四) 聯通設施管理：說明聯通設施管理規劃與運轉技術規範；含捲揚系統與通風過濾系統之檢測與維護。
- (五) 地下設施管理：說明地下設施管理規劃與運轉技術規範；含隧道管理、檢測、與維護。

## 二、廢棄物接收與暫存：

### (一) 廢棄物接收：

1. 運送文件之查驗。
2. 運輸設備之污染偵檢與除污。
3. 廢棄物包件表面劑量率及核種之偵檢。
4. 廢棄物相關文件之管理與保存。
5. 廢棄物運送包件卸載作業，說明於廢棄物接收區自運送包件中取出廢棄物送至暫存區所需之運轉作業設施與流程。

### (二) 廢棄物暫存：暫存區之使用規劃及暫存作業。

## 三、處置作業：

- (一) 封裝：說明欲封裝之用過核子燃料識別確認與完整性檢測方法、處置容器檢查、封裝、密封焊接、封裝後包件密封測試等作業程序及標準等。
- (二) 運搬：說明處置容器包件從封裝廠房/貯存地點運送至地下處置之作業程序。含機具與包件檢查、裝載、除污、吊卸操作等，以及執行作業時的安全與輻射防護措施。
- (三) 處置：說明處置包件置放於處置孔與填入緩衝材料之處置作業方式，以及完成後之檢查程序與標準等。

(四) 環境監測：說明運轉期間所取得的環境監測新資料與實務作業經驗的回饋，應用於驗證前期設計與評估結果的適當性，並反映於新版報告中。

#### 四、輔助與公用系統設備：

(一) 輔助系統及設備之運轉：說明輔助系統及設備之運轉規劃。

(二) 公用系統及設備之運轉：說明公用系統及設備之運轉規劃。

(三) 設施各項系統及設備之維護保養：說明各項系統及設備之維護保養規劃。

#### 第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

#### 第七章、設施之安全評估

#### 第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

#### 第九章、品質保證計畫

#### 第十章、消防防護計畫

#### 第十一章、封閉及監管規劃

#### 第十二章、保安計畫及料帳管理計畫

#### 第十三章、保防計畫

(此頁空白)



行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫二：處置罐承載分析與國際技術研究

計畫平行驗證

期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

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：110FCMA001

中華民國一 一 〇 年 十 二 月



行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫二：處置罐承載分析與國際技術研究  
計畫平行驗證

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：張瑞宏

研究期程：中華民國 110 年 2 月至 110 年 12 月

研究經費：新台幣肆拾肆萬元整

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 110 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

處置罐埋放在深度 500 公尺下的處置場內，場內的岩層錯動、擠壓、地震等原因皆會有一特殊之承載行為(亦即，剪力位移)的產生，其中地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害因素之一；為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持在安全係數中，本研究依據台電 SNFD2017 報告所提供之設計規範，建立處置罐地震剪切分析。其次，埋放在地表深度 500 公尺之處置罐，亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究因此將參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為，進行平行驗證，並依此進行參數分析。此外，本研究將依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中針對耦合模型所提供的指定工作任務，在特定幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例中進行平行驗證，並且進一步針對處置隧道之影響參數對於周圍母岩以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。

(此頁空白)

# 目錄

摘要 .....	i
目錄 .....	iii
圖目錄 .....	vii
表目錄 .....	x
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、處置罐承載分析之國際資訊蒐集與研析 .....	4
2.1. 處置罐承載實驗[4] .....	4
2.1.1 處置罐承載實驗使用厚殼材料鑲嵌韌性鑄鐵的破裂情形[5] .....	6
2.2. Layout D2 處置場設計文獻研析[6] .....	7
2.2.1 場址調查 .....	8
2.2.2 初始場址調查 .....	8
2.2.3 完整場址調查 .....	8
2.2.4 處置設計過程 .....	9
2.2.5 設計步驟 .....	9
2.3. Layout D2 的熱傳導文獻研析[7] .....	9
2.3.1 Layout D2 的熱應力[7] .....	10
2.3.2 熱環境下的地震效應[8] .....	11
第三章、國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證工作 .....	13
3.1. 前言 .....	13
3.2. 台電報告之平行驗證 .....	13
3.2.1. 模型幾何介紹 .....	13
3.2.2. 材料參數 .....	16
3.2.3. 初始條件與邊界條件 .....	17
3.2.4. 分析結果 .....	20

3.3. 承載(剪切)參數分析 .....	20
3.3.1. 模型及材料參數 .....	21
3.3.2. 案例介紹 .....	21
3.3.3. 分析結果 .....	24
3.4. 膨潤土內部之承載(剪切)參數分析 .....	25
3.4.1. 模型及材料參數 .....	25
3.4.2. 案例介紹 .....	25
3.4.3. 分析結果 .....	27
3.5. 小結 .....	28
3.6. 研析歷程說明 .....	28
第四章、針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行 驗證工作 .....	31
4.1. 前言 .....	31
4.2. 處置罐圍壓前置分析 .....	31
4.2.1 模型幾何介紹(底部封閉處置罐) .....	32
4.2.2 材料參數 .....	33
4.2.3 邊界條件 .....	34
4.2.4 分析結果 .....	34
4.2.5 處置罐分析(底部為開孔形式) .....	35
4.3. 模型幾何配置 .....	36
4.4. 材料參數 .....	38
4.5. 初始條件及邊界條件 .....	39
4.6. SKB 罐體加壓試驗平行驗證 .....	40
4.6.1 案例說明 .....	42
4.6.2 分析結果 .....	42
4.7. 罐體受力不均勻影響分析 .....	47
4.7.1 案例說明 .....	47
4.7.2 分析結果 .....	48
4.8. 罐體鑄造瑕疵影響分析 .....	49



4.8.1 案例說明.....	49
4.8.2 分析結果.....	50
第五章、針對耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證.....	53
5.1. 前言.....	53
5.2. 模型幾何配置.....	53
5.3. 材料參數介紹.....	55
5.3.1 熱傳分析之材料參數.....	55
5.3.2 水-力分析之材料參數.....	56
5.4. 初始條件及邊界條件.....	58
5.4.1 熱傳導分析之初始條件及邊界條件.....	58
5.4.2 水-力分析之初始條件及邊界條件.....	60
5.5. 熱傳導分析之平行驗證.....	61
5.6. 水-力分析之平行驗證.....	62
5.7. 隧道靜置通風冷卻效應.....	63
5.7.1 案例介紹.....	63
5.7.2 結果分析.....	63
5.8. 母岩滲透率之影響分析.....	67
5.8.1. 案例介紹.....	67
5.8.2. 結果分析.....	68
5.9. 緩衝材料滲透率之影響分析.....	69
5.9.1. 案例介紹.....	69
5.9.2. 溫度結果分析.....	70
5.9.3. 飽和度結果分析.....	71
5.9.4. 小結.....	72
5.10. 溫度對水力傳導係數之影響分析.....	72
5.10.1. 分析流程.....	73
5.10.2. 案例介紹.....	75
5.10.3. 結果分析.....	75
第六章、提出處置罐承載分析之相關審查重點或注意事項.....	80
6.1. 處置罐承載審查重點與注意事項.....	80

6.2. 處置罐圍壓審查重點與注意事項.....	82
第七章、結論.....	84
7.1. 國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證計算結論.....	84
7.2. 針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行驗證工作結論.....	84
7.3. 耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證結論.....	85
參考文獻 .....	87

## 圖目錄

圖 2-1 KBS-3 處置罐示意圖[4] .....	4
圖 2-2 SKB 在 Forsmark 處置場進行設計的流程[6] .....	7
圖 2-3 左圖為冰川期下的剪應力分布，右圖為熱應力所造成的應力分布[8].....	11
圖 3-1 模型剖面圖示意圖 .....	14
圖 3-2 膨潤土模型示意圖[11].....	15
圖 3-3 銅殼鑄鐵模型示意圖 .....	15
圖 3-4 鑄鐵材料應力應變圖 .....	17
圖 3-5 銅殼材料應力應變圖 .....	17
圖 3-6 處置罐底部位移束制示意圖 .....	18
圖 3-7 案例一剪力位移示意圖 .....	18
圖 3-8 案例二剪力位移示意圖 .....	19
圖 3-9 案例三剪力位移示意圖 .....	22
圖 3-10 案例四剪力位移示意圖 .....	22
圖 3-11 案例五剪力位移示意圖 .....	22
圖 3-12 案例六剪力位移示意圖 .....	23
圖 3-13 案例七剪力位移示意圖 .....	23
圖 3-14 案例八剪力位移示意圖 .....	23
圖 3-15 案例九剪力位移示意圖 .....	26
圖 3-16 案例十剪力位移示意圖 .....	26
圖 3-17 案例十一剪力位移示意圖 .....	27
圖 3-18 案例十二剪力位移示意圖 .....	27
圖 4-1 整體處置罐模型示意圖 .....	32
圖 4-2 處置罐底部橫切面圖(封閉).....	32
圖 4-3 處置罐橫切面尺寸圖 .....	33
圖 4-4 處置罐壓力加載示意圖 .....	34
圖 4-5 處置罐圍壓 75 MPa 的 von Mises 應力分佈雲彩圖 .....	35
圖 4-6 處置罐底部橫切面圖(開孔).....	35
圖 4-7 KBS-3 型處置罐[12] .....	37

圖 4-8 處置罐體數值模型示意圖 .....	37
圖 4-9 銅殼部分示意圖 .....	38
圖 4-10 鑄鐵部分示意圖 .....	38
圖 4-11 軸向應力加載位置 .....	39
圖 4-12 圍束壓力加載位置 .....	40
圖 4-13 SKB 圍壓加載示意圖[12].....	41
圖 4-14 SKB 罐體圍壓試驗圖[12].....	41
圖 4-15 SKB 試驗罐體受壓變形圖[12].....	43
圖 4-16 圍壓應力-最大殘餘徑向應力比較圖 .....	43
圖 4-17 40MPa 案例雲彩圖.....	44
圖 4-18 70MPa 案例雲彩圖.....	44
圖 4-19 100MPa 案例雲彩圖.....	45
圖 4-20 內部鑄鐵槽位移邊界設置圖(正 Y 方向).....	49
圖 5-1 處置孔之幾何尺寸 .....	54
圖 5-2 處置孔之短向間距 .....	54
圖 5-3 處置孔之長向間距 .....	54
圖 5-4 處置隧道孔壁邊界示意圖 .....	58
圖 5-5 邊界溫度的位置示意圖 .....	59
圖 5-6 處置罐熱能歷時圖[14].....	59
圖 5-7 邊界孔隙水壓位置示意圖 .....	60
圖 5-8 結果輸出點位置示意圖 .....	61
圖 5-9 本文與文獻各團隊之溫度歷時圖[14].....	62
圖 5-10 各個案例之溫度雲彩圖 .....	64
圖 5-11 各個案例之通風溫度歷時圖 .....	65
圖 5-12 ISEB 與本文溫度歷時圖[14].....	66
圖 5-13 結果輸出點位置示意圖 .....	67
圖 5-14 不同初始母岩滲透率於 B4 點位之溫度歷時圖.....	68
圖 5-15 不同初始母岩滲透率於 B4 點位之飽和度歷時圖.....	69
圖 5-16 不同緩衝材料滲透率之溫度歷時圖 .....	70
圖 5-17 不同緩衝材料滲透率之飽和度歷時圖 .....	71

圖 5-18 U 方法使用之批次檔 .....	74
圖 5-19 各案例於 B1 之飽和度歷時圖.....	76
圖 5-20 各案例於 B3 之飽和度歷時圖.....	77
圖 5-21 各案例於 B4 之飽和度歷時圖.....	77
圖 5-22 各案例於 B6 之飽和度歷時圖.....	78
圖 5-23 CASE1 之 I 及 U 方法溫度歷時圖 .....	79
圖 5-24 CASE1 之 I 及 U 方法飽和度歷時圖 .....	79

## 表目錄

表 3-1 膨潤土之材料參數 .....	16
表 3-2 銅殼與鑄鐵之材料參數 .....	16
表 3-3 與台電報告的最大 von Mises 應力結果表.....	20
表 3-4 承載(剪切)參數分析案例表 .....	21
表 3-5 各案例 mises 應力分析結果表 .....	24
表 3-6 安全係數 .....	24
表 3-7 膨潤土內部承載(剪切)參數分析案例表 .....	26
表 3-8 膨潤土內部承載(剪切)位移結果 .....	28
表 4-1 模型之材料參數 .....	33
表 4-2 處置罐圍壓分段加載結果表 .....	34
表 4-3 處置罐圍壓分段加載結果表 .....	36
表 4-4 處置罐體材料參數表 .....	39
表 4-5 SKB 對 Mock-up #1 加壓罐體的描述[12].....	45
表 4-6 SKB 對 Mock-up #2 加壓罐體的描述.....	46
表 4-7 圍壓應力-最大殘餘徑向應力比較表.....	46
表 4-8 不均勻圍壓參考案例表 .....	47
表 4-9 不均勻圍壓分析結果比較表 .....	48
表 4-10 位移邊界條件參考案例表 .....	50
表 4-11 40MPa 加載之位移邊界條件案例比較表.....	51
表 4-12 70MPa 加載之位移邊界條件案例比較表.....	52
表 4-13 100MPa 加載之位移邊界條件案例比較表.....	52
表 5-1 初始熱傳分析材料參數[14] .....	55
表 5-2 緩衝材料及回填材料之熱傳導係數對應表 .....	55
表 5-3 水-力分析材料參數表[14] .....	56
表 5-4 相對滲透係數與飽和度之關係(部分顯示) .....	57
表 5-5 孔隙材料之回水曲線(部分顯示) .....	57
表 5-6 各孔隙材料之初始條件[14] .....	60
表 5-7 本文與文獻溫度峰值比較[14] .....	62

表 5-8 本文與文獻緩衝材料再飽和時間[14] .....	63
表 5-9 各個案例之溫度影響範圍 .....	64
表 5-10 各個案例之溫度比較表 .....	65
表 5-11 ISEB 與本文溫度比較表[14].....	66
表 5-12 各案例使用的初始母岩滲透率 .....	67
表 5-13 不同初始母岩滲透率於 B4 點位到達飽和之時間 .....	69
表 5-14 各案例使用的緩衝材料滲透率 .....	70
表 5-15 不同緩衝材料滲透率之溫度峰值比較 .....	71
表 5-16 不同緩衝材料滲透率到達飽和之時間 .....	72
表 5-17 緩衝材料之水力材料參數對應孔隙比與溫度關係[15] .....	73
表 5-18 水力傳導係數之案例說明 .....	75
表 5-19 各點位於各案例到達飽和時間之比較 .....	78

(此頁空白)



# 第一章、緒論

## 1.1. 前言

電力對於現代人類的生活，扮演著重要的角色，不論是日常生活到各項產業，皆須要仰賴電力的運作，我國目前主要發電來源使用再生能源、抽蓄水力、汽電共生、燃油、燃氣、燃煤及核能發電方式，其中燃煤、燃氣及核能的發電比例最高。然而使用燃氣與燃煤發電，則會對環境造成大量溫室氣體的排放及區域性的空氣汙染問題，核能發電雖然具有穩定且發電效率極高的優點，但其發電後所產生的用過核子燃料，具有長期的高放射性與大量的衰變熱能。用過核子燃料從反應爐退出後須先經過水池冷卻與乾式貯存直至最終處置，用過核子燃料之最終處置的基本要求是選擇適當的環境，將其永久處置，使用過核子燃料永久與人類生活圈隔離，國際間經多年的研究認為深層地質處置是較為恰當之處置方法。

深層地質處置的設計概念，是透過選定場址、開挖處置隧道、開挖處置孔、裝有用過核子燃料的處置罐埋設於處置孔、安裝緩衝材料、處置隧道使用回填材料回填及封閉處置場等流程，將用過核子燃料埋放至距離地表約 500 公尺至 1000 公尺的地底下安全存放。其中處置罐、緩衝材料及回填材料稱為工程障壁系統，周圍的母岩則被稱為天然障壁系統，在工程障壁系統及天然障壁系統組成多重障壁系統，用過核子燃料在多重障壁系統的保護下，可以有效降低放射性核種遷移至生物圈的機會。

## 1.2. 研究動機

深層地質處置場中埋設了大量處置隧道與處置罐，為了避免置於地層中之處置罐受到地震影響受壓或發生嚴重破壞，造成用過核子燃料發生洩漏，我們在試驗階段進行地震的模擬來觀察處置場以及處置罐受力、變形後位移的情況，來得知處置場、處置罐應力狀態為研究目的。地震對處置場的影響因素非常多，像是剪切位移加載的方式、位置，邊界條件的調整以及材料參數的改變等等，而當處置罐經由時間產生之衰變熱，持續產生大量的熱能，使得處置場中各個材料的溫度急速上升，而溫度上升的過程，熱載重將連帶造成處置場內部的應變、應力產

生變化，我們藉由有限元素分析軟體進行許多不同情況的模擬，並且參考相關文獻進行平行驗證，將對處置場的運作有更進一步的了解。

深層地質處置場在開始運作後，由於用過核子燃料具有衰變熱的特性，處置罐持續產生大量的熱能，使得處置場中各個材料的溫度急速上升，溫度在急速上升的過程中，可能使材料超過臨界溫度進一步的造成材料的質變，影響到工程障壁系統中的安全性。基於安全設計之要求，目前多數國家採行「冷處置場標準」，限制廢棄物處置罐外緣之設計溫度不超過水沸點 100°C，處置孔壁不超過 80°C，以及兩孔中心不超過 70°C[1-3]。在處置隧道施工開挖期間的抽水，導致周圍母岩的飽和度降低，在處置場封閉後地下水由遠場流至近場，入侵至處置孔，使得緩衝材料逐漸飽和，這個過程則被稱為材料的再飽和，當緩衝材料完全飽和後，用過核子燃料與地下水接觸時，經過非常緩慢的溶解過程，導致放射性核種從處置罐中釋放出來，使得工程障壁系統喪失圍阻放射型核種的功效。

### **1.3. 研究主題與方法**

#### **1. 處置罐承載分析之國際資訊蒐集與研析**

針對處置罐承載分析之議題，蒐集、綜整、研讀及分析國際相關研究資訊。

#### **2. 國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證計算**

依據台電 SNFD2017 報告所提供之設計規範，建立處置罐地震剪切分析。分析模型使用 10 個節點的三維連體元素。藉由剪力位移施放位置的不同進行分析，求不同位置之剪力位移下造成之 von Mises 應力結果與文獻結果進行平行驗證。

#### **3. 針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行驗證工作**

埋放在地表深度 500 公尺之處置罐，亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究將參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為。本研究之承載分析將針對處置罐銅殼表面施加預設之初始載重，以模擬處置罐承受之相應負載，並以指定之增量值逐漸增加至最終值，依此觀察各載重發生時所對應的最大應力值，並於後續進行幾何與材料的參數分析，

觀察比較其影響。

#### 4. 針對耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證

本研究將依據 DECOVALEX 或其他類似國際合作計畫中所提供的指定工作任務，在其所提供的幾何條件下建立同樣之配置，在假想的處置場條件下，處置罐埋置於 1000 公尺的地底下，周圍母岩處於均質連續並且沒有破裂帶的存在，使用完全耦合熱-水力-力學 (Thermal-Hydraulic-Mechanical, T-H-M) 模擬處置場近場的性能，使用母岩初始滲透率在  $10^{-18}$  ( $m^2$ ) 的情況下進行溫度以及飽和度的平行驗證，並且進一步針對處置隧道靜置時間對於周圍母岩溫度以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。

## 第二章、處置罐承載分析之國際資訊蒐集與研析

### 2.1. 處置罐承載實驗[4]

為了降低用過核子燃料的放射性物質對生態造成的影響，深層地質處置為主要的處置方式，除了利用鑄鐵內嵌來提供力學上的強度，以承受深層處置條件下的壓力，也使用約 50mm 的銅殼來阻止腐蝕效應的侵蝕。其組成的處置罐可作為第一道保護機制，而瑞典將這樣的處置概念稱為 KBS-3，圖 2-1 為其處置罐尺寸，其長度將近 5 公尺，直徑剛好超過 1 公尺。處置罐在重重的庇護之下，配合多重障壁的原理，防止放射性物質施放於環境中，期望在十萬年內都能維持其安全性，因此在長的時間尺度概念中，冰川週期是地球長時間上會出現的現象，冰川的效應自然成為需要考慮的情況。面對這樣的問題，研究中考慮了最大的冰川的效應，認為可能出現的最厚冰層約為 3000 公尺，冰層將對土層施加而外的外力約為 30MPa，而處置場原有的靜水壓與緩衝材料的回脹壓力加總的最大壓力值為 14MPa，所以在 KBS-3 的概念下 44MPa 為最終的設計壓力。

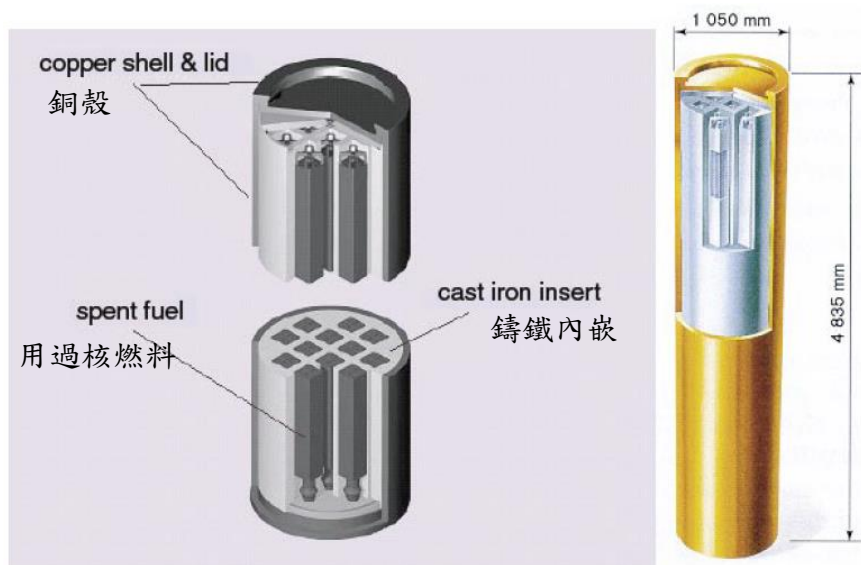


圖 2-1 KBS-3 處置罐示意圖[4]

而在此強度設計下仍有些問題需要被考慮，假設施加大小為 44MPa 等效壓力，觀察是否會出現塑性破裂，亦或是處置罐的是否有缺陷(defect)的區域使得處置罐失效。有鑑於以上問題，SKB 與歐洲聯合研究中心委員會(European commission's Joint Research Centre, JRC)進行在冰河時期的材料破壞的相關研究，在計畫中他們使用了三種不同的鑄鐵內嵌(I24、I25、I26)進行試驗，調查其材料參數與處置罐可能出現瑕疵分布的位置，並利用研究的數據進行機率分析，以確定塑性破裂的可能性。在他們結論中，設計壓力在 44MPa 的情況下，出現處置罐有缺陷(defect)的狀況非常的少，可以滿足基本安全需求。

經過實驗，這些統計結果與相關分析同時執行，其團隊還對處置罐進行兩個壓力測試，用來證明其安全餘裕，利用斷面型像圖與材料透射的方式觀察材料內部的行為，得知構件缺陷(defect)和微小組織不均勻的共同影響下，促使處置罐處於低延展性以及分散性，這些研究結果也意謂著相同的缺陷(defect)效應可能也會使得相同材料的大型構件出現破壞(在此稱為尺寸效應)，其破裂的機率可能隨著增大的處置罐體積而增加，因此研究團隊設計了兩個代表完整的 KBS-3 的處置罐模型，分別使用 I24、I26 的內嵌，並在 cold isostatic press (CIP)中加載很大的靜壓力，以確認破壞的荷載與破壞的機理。

在研究中，將鑄鐵內嵌編號 I26 放入處置罐模型中，並加載至 130MPa，這樣的外力之下處置罐已經出現塑性變形，但處置罐仍然保有其完整性，且經過詳細的試驗分析過後，認為一些缺陷所造成的撕裂，其長度可以達 10mm 左右，雖然如此，但並沒有產生足以貫穿整個結構體的裂縫。而鑄鐵內嵌編號 I24 放入處置罐模型的加載實驗中將力加載至 139MPa，以用來模擬冰川期可能會產的極端壓力效應。從這兩個實驗中也可以得知，設計有使用較大安全係數阻止結構失敗，而研究中也可以知道，由於材料本身的壓縮應力以及抗裂紋生長能力，塑性的坍塌比缺陷的生成更加容易造成結構失敗，裂縫穿越結構體造成斷裂的情形不大可能發生，而這些實驗的也與有限元素程式分析的結果一致。

在設計上會設置較保守的安全係數，故障的發生機率也會低於預測的數值，因此實際上結構能夠承受的外力應該更大。雖然在實驗下的材料強度的材料故障率非常低，但是仍需要注意在完整尺寸的處置罐安全餘裕，另外也要注意塑性破壞以及裂紋擴散可能產生局部的結構失敗，而拉伸試驗中的低延展性主要由鑄鐵材料中的爐渣引起，且當結構本身體積增加時需要注意的尺寸效應，因此進行兩

項壓力測試的目的有三個：確認 KSB-3 處置罐的安全餘裕、確認載重破壞的相關機制、調查結構失敗的過程以制定 KBS-3 概念的風險評估，而以下列出其觀察結果：

- (1) 承載設計處置罐的負載其強度為 44MPa，而研究中所模擬的兩個實驗中，受到高達 130MPa 的壓力時仍完好無缺，因此在冰川效應這樣的極端狀況下，材料仍有相當大的安全餘裕。
- (2) 在實驗中表明，針對第二個模型進行的力學加載實驗中，當荷載達到 139MPa 時，材料會出現塑性破壞而導致材料失效的情型。
- (3) 通過壓力的測試和缺陷的分析，證明了 KBS-3 處置罐對於缺陷以及等靜荷載的耐受性，而裂紋可能會出現在拉伸應力區域中的夾層處產生，並受到穩定的外力後其裂紋撕裂會持續擴展。由於材料本身有抗裂紋的特性，且裂紋發生的區域只出現在小部分的拉力區，當裂紋擴展至壓力區時其裂縫擴展將會停止，進一步的抑制處置罐裂紋的發展。

### 2.1.1 處置罐承載實驗使用厚殼材料鑲嵌韌性鑄鐵的破裂情形[5]

在歐洲的聯合研究行動中(Joint Research Centre's Action)，針對 KBS-3 處置罐結構進行了全面性且完整的實驗計畫，計畫的處置罐使用了厚達 50mm 的抗腐蝕銅殼製作，並且使用力學強度足夠的鑄鐵內嵌承受覆土壓力。在實驗中使用了三種鑄鐵內嵌(I24、I25、I26)進行了大量的拉力試驗，雖然在研究中所製作的鑄鐵元件都是以相同的標準制作，但在實驗所表明的結果中，每次出現的破裂並無一致性，進一步的透析理由，認為「爐渣」的分布是最主要的破裂原因。

不過在處置區域的處置罐主要是受到壓力的行為，由壓力試驗的結果中發現，並沒有任何的延性斷裂發生於研究當中。因此研究團隊在後續進行了進一步的研究，針對先前的韌性斷裂的研究結果，將測試溫度在室溫與零度下的結果比較，並針對破裂的位置進行取樣，利用 J 積分進行抗裂紋擴展的研究。而最後的研究結果表示，表明處置罐的裂紋生長相當的低，且整體的實驗計畫中並未發現任何的脆性破裂，而且在零度以及室溫的結果比較中，並無發現任何明顯的差異。

## 2.2. Layout D2 處置場設計文獻研析[6]

在考慮處置場的問題當中，全域的處置場的承載問題也是需要被考慮，在 SKB 的研究中利用 Forsmark 這個地方的處置場，進行處置場設計，其名字為 Layout D2，它是屬於一個處置場的設計方式，其設計所在的地理位置位於瑞典西北部，此地層含有古老穩定構造可以提供處置罐放置，並有安全穩定的地下結構使利於處置罐承載。而瑞典在決定處置場的位置前有進行了幾部分的計畫，其完整的調查過程如圖 2-2，而 Forsmark 經過現地調查後被選定為深層地質處置場的候選區域，認為這個地方滿足處置罐承載，對生態所產生的影響也是在可以接受的範圍內。

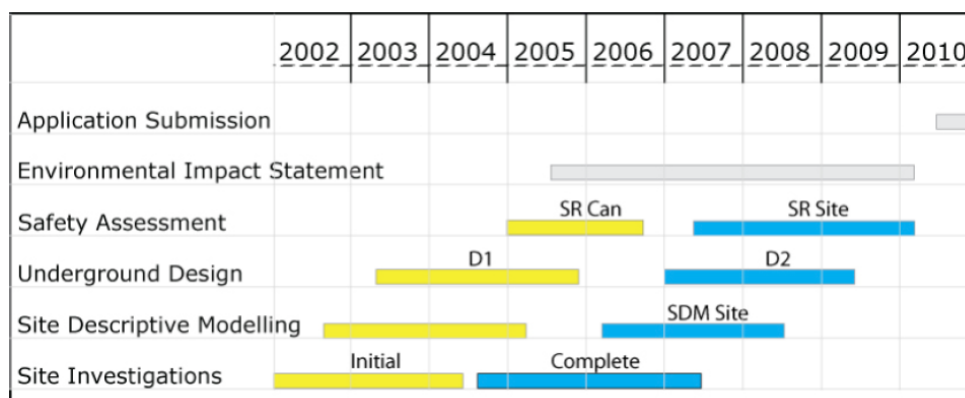


圖 2-2 SKB 在 Forsmark 處置場進行設計的流程[6]

在此處置場域的當中，其總容量可以容納約 7818 個處置孔，但是當處置孔出現長裂縫交叉，或是地下水流的入侵，處置孔將會視作無法使用，在調查中得到的損失率保守估計為 23%，將預計有 1818 個處置孔無法達到處置標準而無法使用，但在設計時是預計可以放置 6000 個處置罐，因此這樣的損失是在可以接受的範圍。

在整個工程計畫當中，場址調查(Site Investigations)期間，也進行了地下設施設計(Underground Design)，其步驟分別為 D0、D1 與 D2，在逐步的設計之下，以確保處置場有足夠的空間能容納 6000 個處置罐，且能夠處置於 470 公尺深的位置，並且處置區域有穩定的強度夠承受覆土壓，使處置罐有良好的區域放置並能維持其力學的特性，而最終的設計即稱為 Layout D2。地下設施之設計步驟 D2

概述了處置的指導方針，並在 Forsmark 的工程報告中提供了地下設施的參數規範，其報告包含處置中心區域的工程坡道、井的深開挖、處置隧道、岩石開挖等設計，也包含運輸通道、處置隧道、處置孔的規劃，其所需要的面積約為 3.6 平方公里，總岩石體積約為  $2.2 \times 10^6$  立方公尺，而總隧道長度約為 72 公里。

### 2.2.1 場址調查

場址的調查又分成「初始場址調查」與「完整場址調查」兩個調查階段，其調查的目標為獲取足夠的地質資料，以及最終處置區的適用性評估，以利於資料交付政府得以核准，因此其內容必須包含以下幾項：

- (1) 所選擇的場址是否滿足基本的安全需求，以及達到土木工程在先決條件。
- (2) 允許與其他的場址進行比較。
- (3) 在滿足深層地質處置的條件下，對地表環境影響是可接受的。

### 2.2.2 初始場址調查

此調查階段著重於候選場的地理特徵，利用鑽孔的方式透析深層地質的結構，並確認場址在其深度中不適合進行處置的位置區域。因此進行初始調查需要滿足以下條件：

- (1) 提供地表的生態系及岩石區域的規模與資料。
- (2) 其資料能夠對於後續的「完整場址調查」進行初步的了解。
- (3) 利用鑽孔所獲得的多筆資料，以確定是否要繼續進行「完整場址調查」。

其調查中進行了四個深度的鑽孔以及多個衝擊鑽孔的試驗，用來取得岩石的基本的性質，用來得知岩石的構造，確認是否有潛在岩石適合用於處置。在確認初始場址調查的可行性後，接著進行「完整場址調查」。

### 2.2.3 完整場址調查

此階段的調查將關注於以下幾點：

- (1) 完成該處置站點的地質資料特性，如果發現該位置是適合進行處置的，



則設計所需要的支撐材料，並進行安全評估。

- (2) 針對地理特性以及生物特性進行完整性的調查，並整理所有相關的數值資料。

#### 2.2.4 處置設計過程

其處置設計的項目的如下：

- (1) 為了提供建立地下設施的建議事項，將針對地表以及地下設施之開發方式進行描述，包括結構性、技術風險、成本、環境影響可行性，作為安全評估報告的基礎。
  - (2) 描述工程上所使用的豎井以及工程坡道位置資訊，也提供施工以及營運時的對環境的相關影響，作為環境評估報告的基礎。
  - (3) 對於整個最終處置場的設施進行設計，以便於工程施工的設計。
- 為了滿足這些目標，設計的過程將與現地調查同步進行。

#### 2.2.5 設計步驟

處置場的設計並非一蹴而就，而是逐步的過程，每個步驟的資訊會基於前一個階段狀況進行進一步設計，並更新對於處置場址的資訊，其設計的步驟命名為 D0、D1 與 D2。設計編號 D0 將研究其工程可行性的研究，D1 則概述了設計步驟，D2 則參考處置區的場址描述模型(site descriptive model, SDM)，進行處置場的設計。

### 2.3. Layout D2 的熱傳導文獻研析[7]

在考量處置罐的承載問題中，熱衰變造成的溫度影響也是需要放入考量的範圍，其溫度會造成熱應力的改變，當地震加載時可能會使得裂縫與處置罐相交，而產生處置孔無法使用的風險，因此須納入考慮。Forsmark 最終處置場設計方式稱為 Layout D2，其設計針對特定的處置隧道間距，以及處置罐的間距，在緩衝材料溫度低於 100°C 條件下進行研究。深層處置場的土壤中，進行處置時可能會碰上空氣間隙、膨潤土等額外的溫度影響參數，而供水量很大程度的影響以上的熱傳性值，但在不同的處置孔中會面臨不同的飽和度，因此要考慮以上可能的情

況，SKB 的研究進行保守的計算，針對不同的母岩條件下去建立一個模型尺寸，即為處置罐間距與隧道間距，期望在滿足緩衝材料的臨界溫度條件下，仍可以保持安全餘裕值，因此在研究中分析了不同的熱傳導性質以及各樣的隧道間距，對於緩衝材料的溫度影響。

在 Layout D2 的設計下，處置隧道的間距將採用 40m 的距離，每個處置罐的放熱能量假設為 1700w，在這樣的條件下，最高溫度大約會出現在 5 到 15 年之間。處置罐的溫度除了自身提供的熱能之外，也包含鄰近的處置罐溫度互相重疊。從分析的角度來看，熱傳導係數為主要控制峰值溫度的參數，因此在進行熱傳導係數以及空間變異性分析後，可以得到一個適用於實際狀況的標準熱傳導係數，驗證 Layout D2 設計下的尺寸標準是否可行。此外在 Layout D2 的設計中，並未考慮到長時間的熱傳導問題，但處置罐的處置概念中，期望可以永久放置處置罐。

### 2.3.1 Layout D2 的熱應力[7]

完成熱傳導的分析後，接著需要考慮處置場因溫度變化所造成的變形，進而影響處置場的應力狀態，因此在文獻後續的研究進行了一連串的應力分析，觀察應力之變化以及應力影導致破裂的擴大，以及滲透性質的改變。SKB 在進行處置場址的熱應力之前，先利用較小的模型進行應力應變分析作為樣本模型，在材料性質上只考慮編號為 RFM029 的母岩進行分析，其中處置罐的間距為 6m，隧道間距為 40m，使用的分析方式為依序耦合，使處置場的應力變化可以因溫度增量的改變而隨時間變化。在分析的期間，研究進行的相關材料參數的敏感度分析，且使用兩種不同的案例作為比較。其案例的差距在於放置處置場的順序，在分析當中則是控制處置場開始放熱的時續，其一案例的放置方式從邊界開始，其二則是從處置場中央進行放置，利用這兩種案例針對應力應變的變化進行分析。由於處置場衰變熱的影響，可應觀察到因應力的增加使得地表一定程度上的隆起，並在研究中觀察到放熱 1000 年後，地表的隆起出現 75mm 的高度變化，並且隆起區域面積大約為 400x400 平方公尺，而且隆起後的恢復相當緩慢，需要到放熱 10000 年後高度才恢復至 30mm 的隆起高度。

後續的研究中也將應力的結果帶入包含 layout D2 的處置場設計之大尺度的破裂帶模型進行分析，觀察應力因溫度改變，Layout D2 處置場的觀測位置的滲透係數有何影響，這些研究使用熱水力耦合進行分析，其潛在的母岩破裂可能因

為應力應變的改變迫使裂縫擴大，與此同時改變滲透係數且進水率增加，其中觀察到，破裂區域潛在不穩定的破裂裂縫發生在放熱區平面，但並非存在於放熱區中，觀察到一個直徑為 300m 的裂縫，發生 27mm 的滑動位移。相較於放熱區中的裂縫，直徑同為 300m 的裂縫發生的滑移僅為 6mm。SKB 也將這些研究的數據整理，最後放進「數值報告」(Data Report)以供工程建造的參考依據。

### 2.3.2 熱環境下的地震效應[8]

處置罐受到覆土壓力承載時，遇上的情況不只土壤負重，有關地震的效應以及地震延伸的問題也是需要被考慮到的。在分析完前述的熱傳導以及熱應力後，將其結果拿來進一步進行分析。由於處置場的大量衰變熱造成額外的熱應力場，改變周圍土壤的應力應變情況，在這樣的應力場下的地震可能會產生而外的裂縫，亦或是加速裂縫的生成，其為熱環境下的地震效應(Thermally induced earthquakes)，其影響進而對處置罐造成安全的疑慮。而在此議題的研究上瑞典已經有相關的力學模型研究，在此研究中並不是針對 Forsmark 這個場址的地質狀態進行分析，也不是直觀的預測地震大小對處置場的影響，而是使用冰川週期的應力狀態作為背景，去觀察處置場所產生的熱對於熱應力的增加，是否會因為地震效應使得剪力裂縫擴散交叉於處置罐，使得處置場出現安全疑慮。另外也觀察處置場周圍是否會因為整個場域的衰變熱，造成深層母岩的溫度改變進而重置應力的分布，以溫度場的應力改變作為背景，觀察在地震發生時是不是也可能造成額外的風險，圖 2-3 中表示兩種應力影響的應力方向。

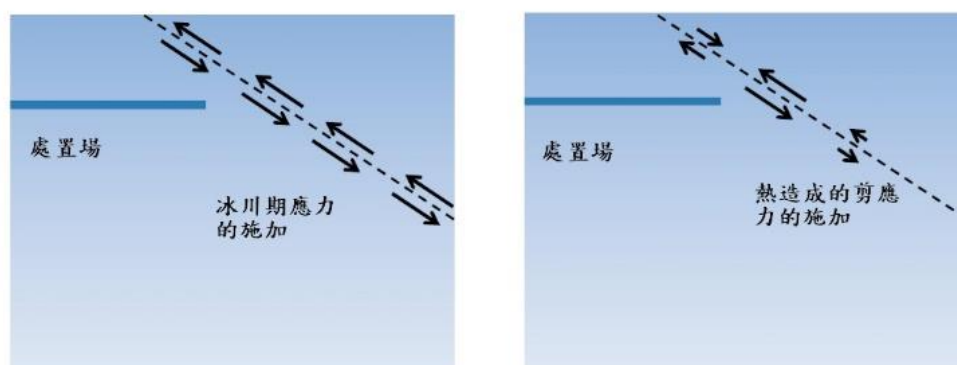


圖 2-3 左圖為冰川期下的剪應力分布，右圖為熱應力所造成的應力分布[8]

在此研究中，將裂縫分成兩個個類型，其中一個是母岩內原本就存在的裂縫，另一個則為地震造成的裂縫，兩種裂縫會同時存存在於處置場附近，在觀察分析的結果上，將利用裂縫上的剪力位移作為評斷標準，並觀察裂縫上的位移情形。經過數值模擬的分析以後，發現因溫度變化所造成的溫度場重置應力，對於處置場附近的裂縫並沒有很大的影響，在放熱的過程當中，處置場溫度上升的最高時間大約是在放熱後的 100 年到 1000 年，因此在案例中分別分析了 100 年與 1000 年放熱的結果，從觀察中可以得知兩個時間的放熱造成應力場重置的對於剪力位移都不太大。但是在冰川期的分析當中，應力重置的狀況較為顯著，可能造成處置孔無法使用的情形較多，需要特別注意。

## 第三章、國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證工作

### 3.1. 前言

處置罐埋放在深度 500 公尺下的處置場內，場內的岩層錯動、擠壓、地震等原因皆會有剪力位移的產生，在運行期間，地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害因素之一。為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性以及保持在安全係數中。本章依據台電報告[9]所提供之設計規範，建立處置罐地震承載(剪切)分析。

### 3.2. 台電報告之平行驗證

基於安全係數之要求，瑞典 SKB 文獻[10]限制廢棄物處置罐中所定義之處置罐最大容許應力為 395MPa。以下小節敘述分析條件與台電有相近結果。並於後續小節進行不同承載(剪切)位置下分析比較。

本文利用有限元素數值分析方法進行現實情況模擬，與台電報告[9]透過相同模型尺寸建立模型，進行平行驗證以確認台電報告之合宜性。

台電報告[9]中說明之相關剪力位移參數包括剪切位置於廢棄物處置罐中間與 1/4 罐長處，角度參數定義為  $90^\circ$ 、 $22.5^\circ$ ，另對於未詳細說明之部分，本研究藉由研析得出相近於台電之結果，推斷其應有的條件與參數，並研判台電未詳細說明之參數與機制設定。

#### 3.2.1. 模型幾何介紹

本章節參考我國台電報告[9]與瑞典 SKB 文獻[11]之模型描述建立，整體模型由內到外分別是鑄鐵材料、銅殼材料以及膨潤土，如圖 3-1。橘色為鑄鐵，黃色部分為銅殼，灰色部分為膨潤土。

膨潤土為高 4.463 公尺、直徑為 1.75 公尺、厚度為 0.35 公尺，膨潤土示意圖如圖 3-2。銅殼部分高為 4.463 公尺、直徑為 1.05 公尺、厚度為 0.0505 公尺，鑄鐵部分高為 4.463 公尺、直徑為 0.949 公尺，中間移除 12 支放置用過核子燃料棒的空間，銅殼鑄鐵示意圖如圖 3-3。此模型使用元素為 C3D10，為 10 個節點

的三維連體元素。

藉由剪力位移施放位置的不同進行分析，求不同位置之剪力位移下造成之 von Mises 應力結果與文獻結果進行平行驗證。

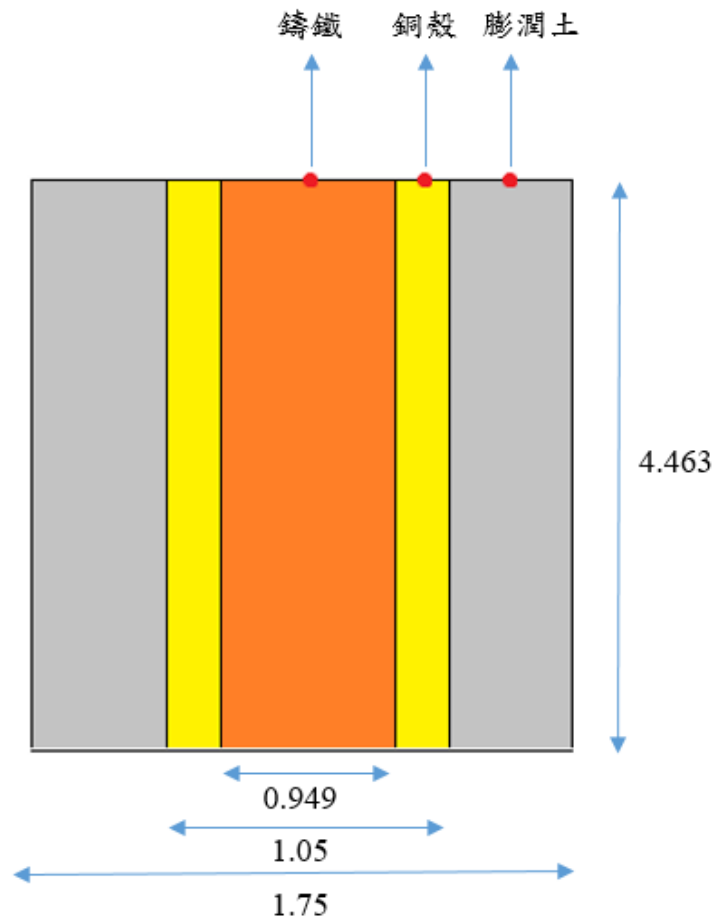


圖 3-1 模型剖面圖示意圖

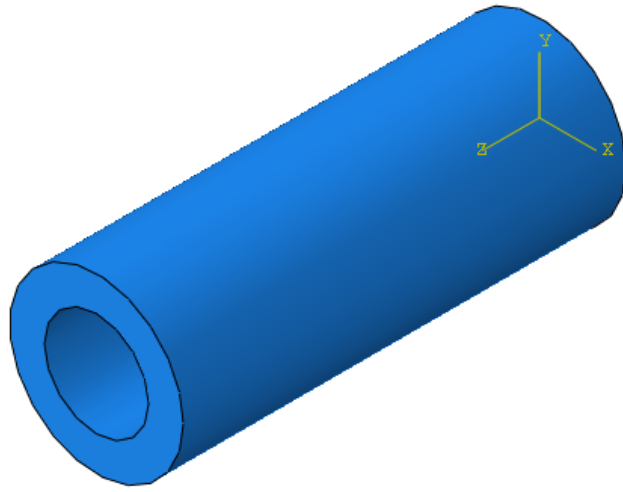


圖 3-2 膨潤土模型示意圖[11]

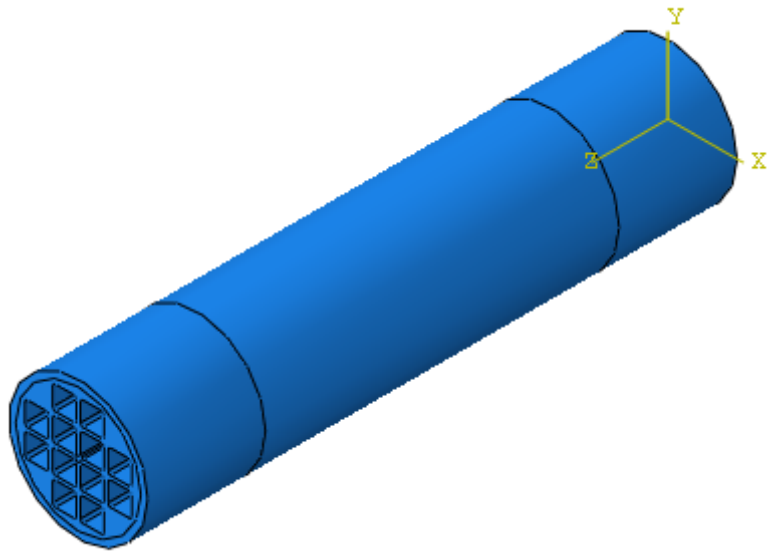


圖 3-3 銅殼鑄鐵模型示意圖

### 3.2.2. 材料參數

本節材料參數參考我國台電報告[9]與瑞典 SKB[11]文獻提供之參數，下表 3-1 為膨潤土所使用之材料參數，表 3-2 為銅殼鑄鐵的材料參數，兩者都包含密度、楊氏模數、柏松比與塑性區域之應力應變參數，圖 3-4 為鑄鐵材料應力應變圖，圖 3-5 為銅殼材料應力應變圖，另外在銅殼和膨潤土之間設置摩擦係數 0.1、內聚力為 0 和 5.7°的摩擦角，銅殼與鑄鐵部分之間則設置為連體。

表 3-1 膨潤土之材料參數

材料種類	楊氏模數	柏松比	密度	塑性區域
				應力(MPa) / 塑性應變
膨潤土	294 (MPa)	0.49	2050 (kg/m <sup>3</sup> )	2.94 / 0.000
				3.93 / 0.004
				4.52 / 0.010
				4.83 / 0.018
				5.03 / 0.026
				5.10 / 0.036
				5.04 / 0.460
				5.04 / 1.000

表 3-2 銅殼與鑄鐵之材料參數

材料種類	楊氏模數 (MPa)	柏松比	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	塑性區域
				應力(MPa) / 塑性應變
銅殼	120000	0.30	8960	215 / 0.00
				288 / 0.24
鑄鐵	166000	0.32	7200	293 / 0.00
				491 / 0.16



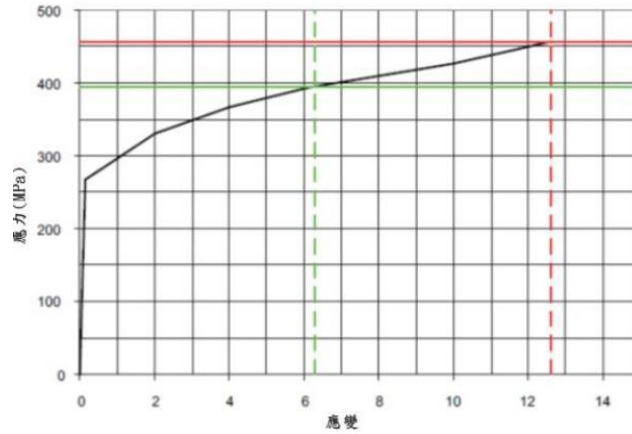


圖 3-4 鑄鐵材料應力應變圖

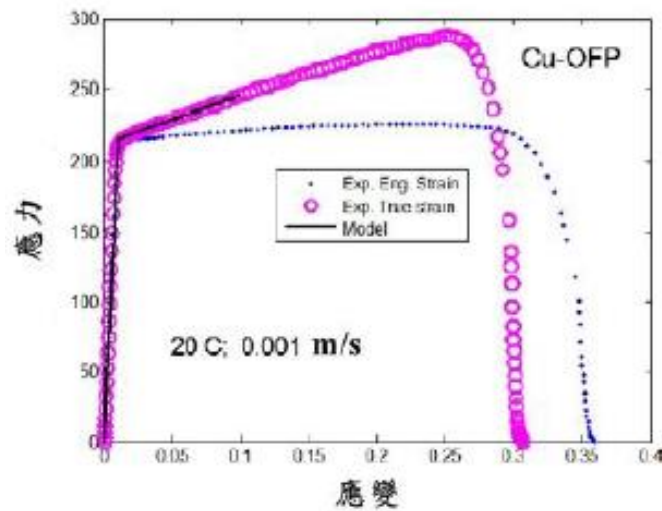


圖 3-5 銅殼材料應力應變圖

### 3.2.3. 初始條件與邊界條件

將處置罐底部進行位移束制，如圖 3-6，**案例一**為膨潤土 $\frac{1}{2} \sim \frac{3}{4}$ 表面處，**案例二**為在膨潤土 $\frac{3}{4} \sim$ 束制邊表面處，均受到 5 公分及 10 公分的向下承載(剪切)位移，如圖 3-7 及圖 3-8，使用 Abaqus 之 Static, General 分析。

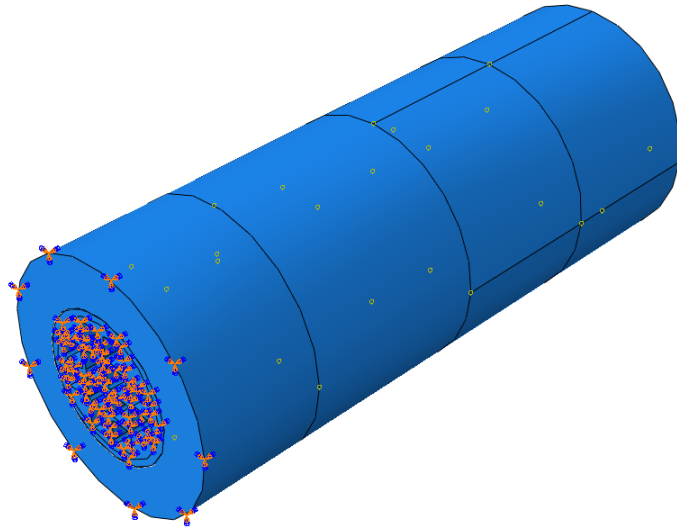


圖 3-6 處置罐底部位移束制示意圖

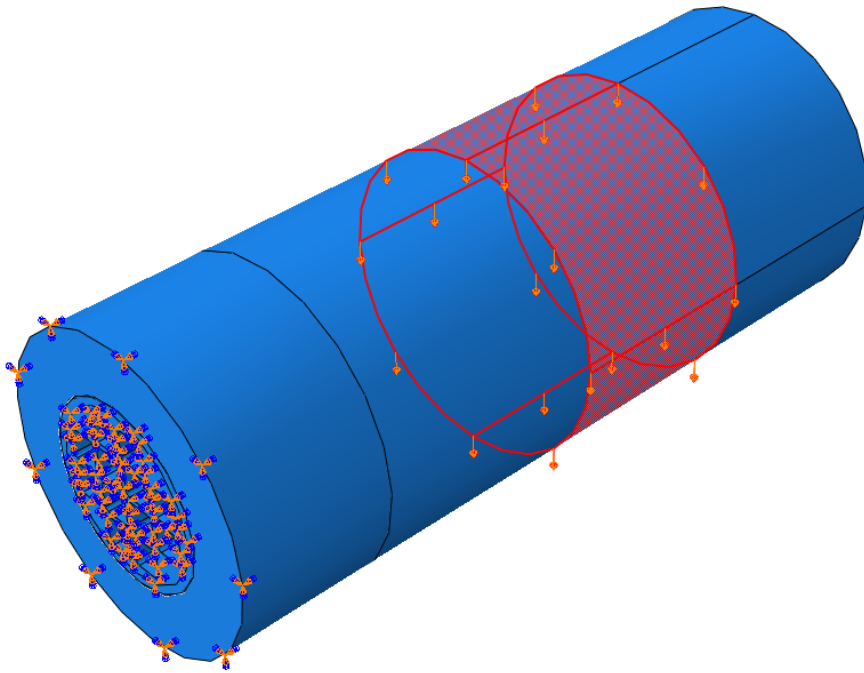


圖 3-7 案例一剪力位移示意圖

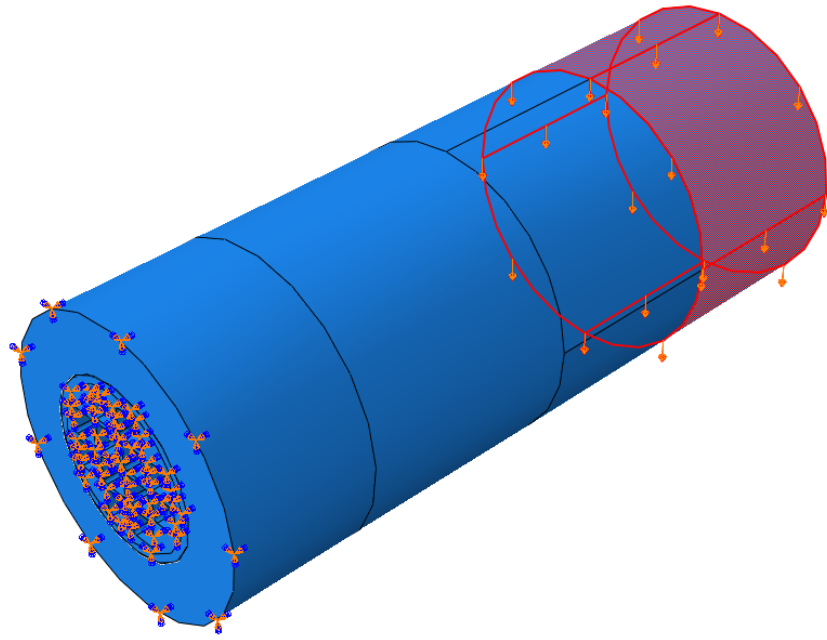


圖 3-8 案例二剪力位移示意圖

### 3.2.4. 分析結果

本節與台電報告[9]的最大 von Mises 應力結果比較於表 3-3，上述應力結果顯示，本研究與台電報告[9]在 mises 應力上展現相同之趨勢，與台電報告[9]之結果差值介於 2.2%至 9.4%。由於台電在此部分報告列出之結果與分析模型都十分簡略亦無說明邊界條件，對於分析結果論述也很少；依此情況，研判本研究之分析模型與台電之模型近似，因此可得到相近之應力分析結果。

表 3-3 與台電報告的最大 von Mises 應力結果表

	5 公分剪力位移 (MPa)	10 公分剪力位移 (MPa)
案例一	346	377
案例二	348	362
台電案例一	327.1	369
台電案例二	335.7	396
差值(%)	5.8%	2.2%
	3.7%	9.4%

### 3.3. 承載(剪切)參數分析

本節考慮處置罐在受到地震作用之後，將承受不同方向之剪力位移，針對這部分進行分析。本節與台電報告[9]驗證過程嘗試不同承載(剪切)方向進行參數分析。本小節使用與 3.2 節相同的模型，詳細承載(剪切)位置如 3.3.3 小節，將使用相同網格、分析元素進行分析。

### 3.3.1. 模型及材料參數

其模型幾何為參考國內之台電報告[9]，如 3.2.1 節所述。材料參數同上 3.2.2 節之表 3-1、表 3-2 所示。

### 3.3.2. 案例介紹

本節在邊界條件上考慮 6 種不同的案例，各案例介紹如下：

案例三：膨潤土表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處 5 公分和 10 公分向上剪力位移，如圖 3-9。

案例四：膨潤土表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊 5 公分和 10 公分向上剪力位移，如圖 3-10。

案例五：膨潤土表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處 5 公分和 10 公分向右剪力位移，如圖 3-11。

案例六：膨潤土表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊 5 公分和 10 公分向右剪力位移，如圖 3-12。

案例七：膨潤土表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處 5 公分和 10 公分向左剪力位移，如圖 3-13。

案例八：膨潤土表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊 5 公分和 10 公分向左剪力位移，如圖 3-14。

如表 3-4 所示，每個案例皆建立長度 $\frac{1}{4}$ 罐長之承載(剪切)位移，於不同方向承載(剪切)位移分析與台電報告進行結果比較。

表 3-4 承載(剪切)參數分析案例表

	承載(剪切)位置	承載(剪切)方向(座標)
案例三	表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處	向上(+Y)
案例四	表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊	向上(+Y)
案例五	表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處	向右(+X)
案例六	表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊	向右(+X)
案例七	表面 $\frac{1}{2}\sim\frac{3}{4}$ 處	向左(-X)
案例八	表面 $\frac{3}{4}\sim$ 束制邊	向左(-X)

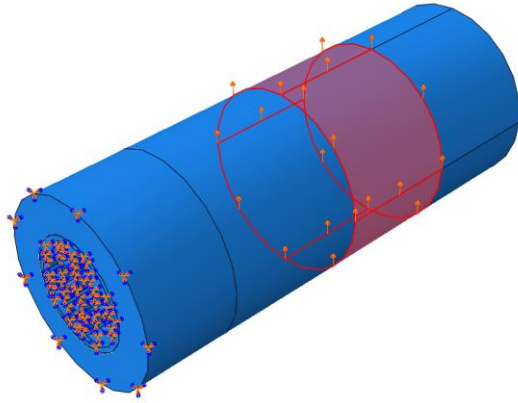


圖 3-9 案例三剪力位移示意圖

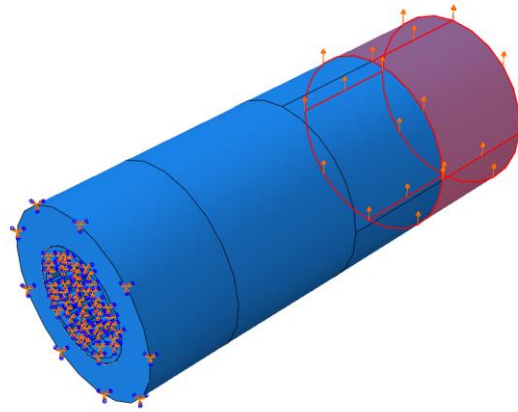


圖 3-10 案例四剪力位移示意圖

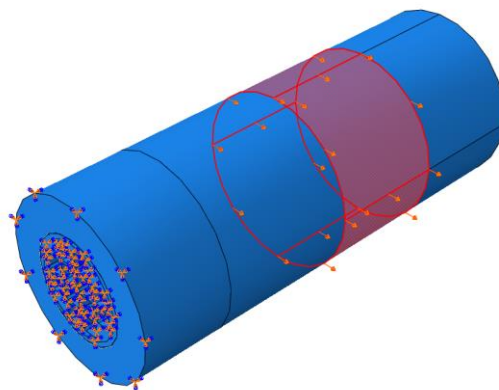


圖 3-11 案例五剪力位移示意圖

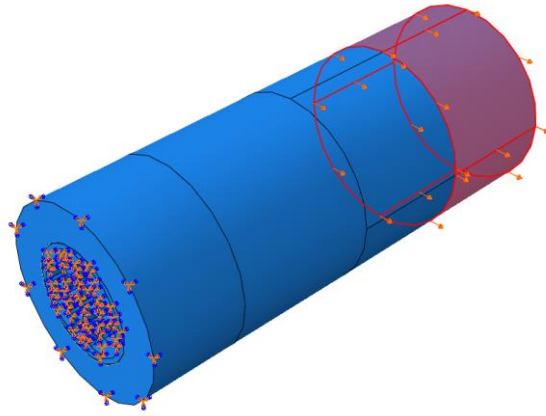


圖 3-12 案例六剪力位移示意圖

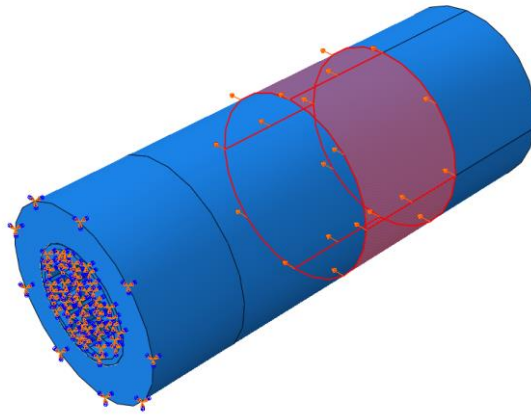


圖 3-13 案例七剪力位移示意圖

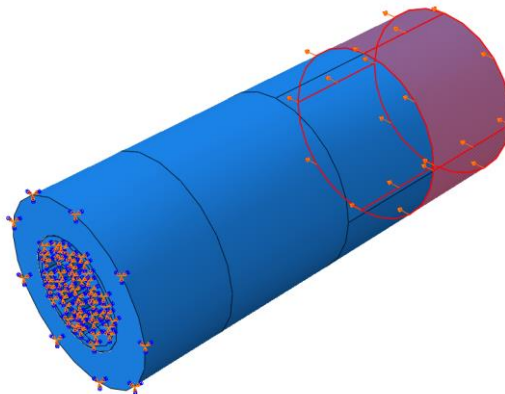


圖 3-14 案例八剪力位移示意圖

### 3.3.3. 分析結果

各案例 mises 應力分析結果如表 3-5，其中與台電報告[9]之結果最大差異介於 11%~1%，驗證結果皆較接近參考案例，由此得知，對於膨潤土表面承載(剪切)分析，改變施加方向對分析結果影響不大，但其中案例 6 及案例 8 之 10 公分承載(剪切)位移最大 mises 應力為 412 MPa 及 405 MPa，皆超過了瑞典 SKB 文獻中[10]所定義之處置罐最大容許應力，由上述結果可得證 SKB 於處置罐設計部分規定最大剪力位移加載限制為 5 公分，而 10 公分案例有超出 SKB 所規定之最大應力之疑慮，其餘案例則皆小於最大容許應力，有 1.06~1.17 之安全係數，各案例之安全係數如表 3-6。

表 3-5 各案例 mises 應力分析結果表

	5 公分剪力位移 (MPa)	10 公分剪力位移 (MPa)	與台電報告差異 (%)(台電結果)
案例三	339	372	4%(327.1) 1%(369)
案例四	359	359	7%(335.7) 11%(396)
案例五	343	362	5%(327.1) 2%(369)
案例六	369	412	10%(335.7) 4%(396)
案例七	343	367	5%(327.1) 1%(369)
案例八	366	405	9%(335.7) 3%(396)

表 3-6 安全係數

	5 公分剪力位移	10 公分剪力位移
案例三	1.165	1.06
案例四	1.1	1.1
案例五	1.15	1.09
案例六	1.07	0.95
案例七	1.15	1.07
案例八	1.07	0.97



### 3.4. 膨潤土內部之承載(剪切)參數分析

在完成前述之參數分析後，本節進一步觀察不同承載(剪切)加載機制的影響，考慮將剪力位移至加載在膨潤土內部，觀察比較其結果。

本小節使用與 3.2 節相同的模型、材料參數，承載(剪切)位置如 3.4.1 小節，將使用相同網格、分析元素進行分析。

#### 3.4.1. 模型及材料參數

模型幾何同為參考國內之台電報告[9]，如 3.2.1 節所述。材料參數同上 3.2.2 節之表 3-1、表 3-2 所示。

#### 3.4.2. 案例介紹

本節考慮將承載(剪切)位移 5 公分及 10 公分加載至膨潤土內部距銅罐表面  $\frac{3}{4}$ 、 $\frac{1}{2}$ 、 $\frac{1}{4}$ 、 $\frac{1}{8}$  處，如表 3-7，各案例詳細位置如下：

**案例九：**以扭轉方式加載至膨潤土內部距銅罐表面  $\frac{3}{4}$  處 5 公分和 10 公分剪力位移，共 4 個點加載承載(剪切)位移，如圖 3-15。

**案例十：**以扭轉方式加載至膨潤土內部距銅罐表面  $\frac{1}{2}$  處受到 5 公分和 10 公分剪力位移，如圖 3-16。

**案例十一：**以扭轉方式加載至膨潤土內部距銅罐表面  $\frac{1}{4}$  處受到 5 公分和 10 公分剪力位移，如圖 3-17。

**案例十二：**以扭轉方式加載至膨潤土內部距銅罐表面  $\frac{1}{8}$  處受到 5 公分和 10 公分剪力位移，如圖 3-18。

表 3-7 膨潤土內部承載(剪切)參數分析案例表

承載(剪切)位置	
案例九	膨潤土內部距銅罐表面 $\frac{3}{4}$ 處
案例十	膨潤土內部距銅罐表面 $\frac{1}{2}$ 處
案例十一	膨潤土內部距銅罐表面 $\frac{1}{4}$ 處
案例十二	膨潤土內部距銅罐表面 $\frac{1}{8}$ 處

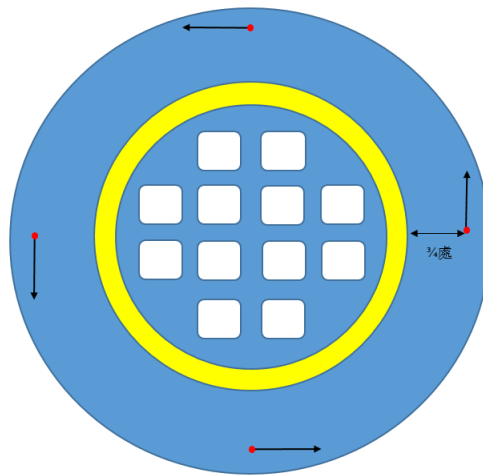


圖 3-15 案例九剪力位移示意圖

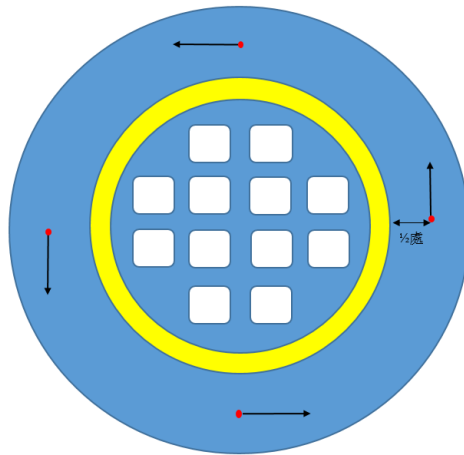


圖 3-16 案例十剪力位移示意圖

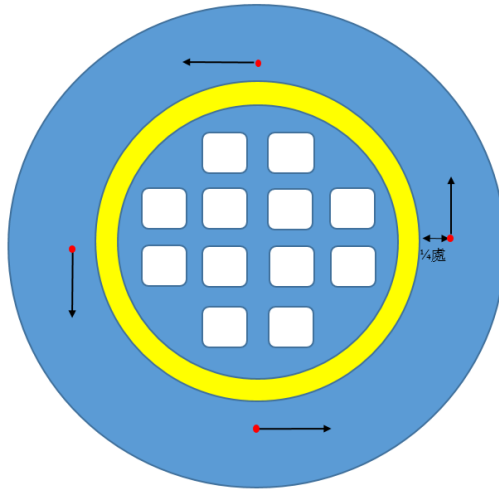


圖 3-17 案例十一剪力位移示意圖

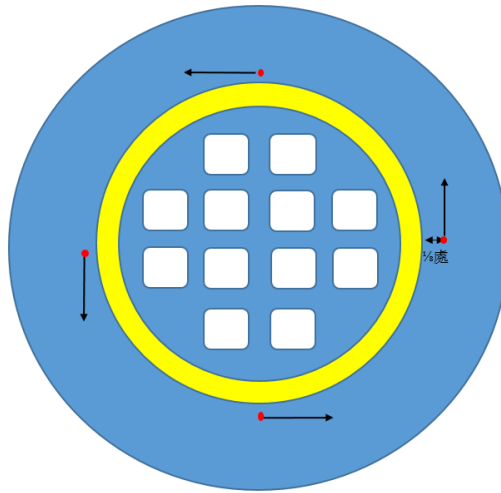


圖 3-18 案例十二剪力位移示意圖

### 3.4.3. 分析結果

此部分與 3.3 節所採用方式相同，皆為應力的分析和檢核。於膨潤土內部輸入承載(剪切)位移，結果如表 3-8，每個承載(剪切)位移 5 公分及 10 公分案例之 mises 應力都介於 324MPa 與 332MPa 之間，小於瑞典 SKB 文獻[2]中所定義之處置罐最大容許應力為 395MPa，有 1.22 左右之的安全係數，由上述結果可得知，如果將承載(剪切)位移以扭轉方式加載至膨潤土內部，不管加載在膨潤土任一深度，將不會對處置罐產生較大影響以及任何安全考量上的疑慮。

表 3-8 膨潤土內部承載(剪切)位移結果

	5 公分剪力位移 (MPa)	10 公分剪力位移 (MPa)
案例九	324.3	324.3
案例十	324.1	328.4
案例十一	331.5	329.4
案例十二	326.4	324.27

### 3.5. 小結

透過各案例組結果可推論，當剪力位移加載至膨潤土內部時，我們發現將不會對處置罐造成太大影響，案例 mises 應力結果皆小於瑞典 SKB 文獻[10]中所定義之處置罐最大容許應力為 395MPa。而當我們將剪力位移加載至膨潤土表面時，將會對處置罐產生較大影響，不同位置及方向皆會影響結果，雖然大部分案例皆有 1 以上的安全係數，但其中極少案例超過瑞典 SKB 文獻[10]中所定義之處置罐最大容許應力為 395MPa，可能導致處置罐產生不良的結果，所以我們不可完全排除有此狀況發生的可能性。

### 3.6. 研析歷程說明

SNFD2017-技術支援報告(2)中，並未對「剪切位置」的設置進行詳細的敘述。但在 J-11 頁提及「剪切位置：中間及 3/4 罐長處，針對膨潤土進行邊界條件位移束制及 5 公分、10 公分的位移量」；同時，觀察圖附錄 J-7 及圖附錄 J-8 之試體變形圖，顯示膨潤土表面產生相當明顯之位移量，而廢棄物處置罐表面位移則不甚明顯；由此二點研判，台電案例中，剪切位置較有可能設置於膨潤土表面，本研究之數值模型即依此設定進行分析，亦得到與台電報告近似的結果。此外，為了進一步確認此設定的合理性，本研究在後續的參數影響分析中，亦嘗試將剪力位移加載至膨潤土內部及廢棄物處置罐表面，結果顯示對處置罐皆不會造成顯著的影響；而當剪力位移加載至膨潤土表面時，則會得到與台電報告相近之結果。另一方面，台電報告中亦未說明試體分析模型中膨潤土的厚度，本研究因而參考

圖附錄 J-5 之有限元素模型，依此推估之厚度建立分析模型，得到相近之結果。

依據 SNFD2017-技術支援報告(2)，其地震引致剪力位移分析分為「未考慮潛變」及「考慮潛變」兩部分，二者之最大 Mises 應力皆發生在「鑄鐵」區域；而由於分析中之潛變係發生於銅殼區域，因此在「考慮潛變」部分增列出銅殼區域的最大應力。此外，由於銅殼之潛變應變量僅 0.14%，對剪力位移效應影響甚微，因此在台電的分析中，兩部分的結果極接近，在考慮潛變的情況下，僅產生差異約 1% 之略小的應力值，即略較保守之結果。本研究依此潛變行為，採行「黏彈性力學」理論的折減彈性模數概念進行潛變效應分析，同樣得到近似的結果。本團隊依此結果進行評估，基於安全分析的審慎考量，採行較為關鍵的非保守情況(即「未考慮潛變」案例)，列示未考慮潛變案例的平行驗證分析結果，並觀察試體模型各組成部件(包括鑄鐵、銅殼、膨潤土)的應力分布，數值結果顯示最大應力皆發生在「鑄鐵」區域，與台電報告之結果相符；此外，本研究亦針對此一關鍵之未考慮潛變情況，進一步進行相應之參數分析，考慮多種不同的載重組合情境，觀察試體各部件(包括鑄鐵、銅殼、膨潤土)的應力分布，列示發生在鑄鐵區域之最大應力，以提供廢棄物處置罐承受剪力安全分析考量之參考依據。

SNFD2017-技術支援報告(2)中，提及「位移量施加並考慮不同剪切角度：90°、22.5°、與不同的剪切位置：中間及 3/4 罐長處」。但該報告中並未說明剪切位移在試體軸向及環向的分布範圍，亦未敘述位移的加載形式(一般結構分析的加載形式包括有：集中點位移、環向均布位移、環向非均布位移、縱向均布位移、縱向非均布位移、兩點相對位移、兩線相對位移...)；在剪切角度的部分，亦未說明參考軸之方向及夾角量測之方向。由於各種不同加載方式的不同組合，會產生極為不同的應力分析結果，造成本議題在平行驗證數值模型建立上的困難。對此，謹將本研究針對各案例的相應解決方式說明如下。

- (1) 90°、1/4(即 3/4)罐長之案例。藉由觀察附錄 J-8 之試體變形圖，推測其分析似是在膨潤土 3/4~束制邊表面處，沿全環面施加 X-方向之均布位移。本研究依此建立相應分析之加載機制(但各座標軸方向之定義不同)，得到之分析結果具有相近之變形場，其中 5 公分案例之最大 Mises 應力與台電報告之結果相差小於 4%。依此研判，本模型之加載機制似與台電此案例之機制近似。

- (2) 90°、中間之案例。藉由觀察附錄 J-7 之試體變形圖，推測應是在膨潤土 1/2~束制邊表面處，沿全環面施加 X-方向之均布位移。本研究依此建立分析模型之加載機制，但得到之結果與台電報告列示之結果有相當的差異。針對此情形，本研究進一步嘗試調整不同的載重範圍並觀察其結果，其中「膨潤土 1/2~3/4 表面」之載重範圍，其與台電報告之結果較為接近，其中 10 公分之案例與台電報告相差約 2.2%，另此載重範圍相應之變形圖亦與台電報告相當接近。
- (3) 22.5°之案例。由於台電報告中未提供相關說明，本研究曾經嘗試多組不同的載重機制，其中雖有少部分結果類似於台電報告列示之結果，但因較屬臆測之分析結果，似不盡適合列於本研究之報告中。另一方面，台電的分析結果顯示，相較於 90°之案例，22.5°之案例產生相對較小的應力值，即相對保守之結果。本團隊依此比較結果進行審慎評估，基於安全分析的考量，採行較為關鍵的 90°之非保守情況，列示相應之平行驗證分析結果，並針對此一關鍵之 90°情況，進行相應之多種參數分析，期能提供相關安全分析考量之參考依據。

## 第四章、針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容 或案例進行平行驗證工作

### 4.1. 前言

埋放在地表深度 500 公尺之處置罐，亦可能在承受不同類型的外在負重或內部組成結構的改變等情況下形成其他的承載機制，本研究將參考國際技術研究計畫研究內容或案例建立處置罐模型，在深地層處置設施負載環境下，模擬分析處置罐的相應力學行為。

處置罐依其結構組成，可分為外部銅殼和內部鑄鐵兩部分。本研究之承載分析將針對處置罐銅殼表面施加預設之初始載重，以模擬處置罐承受之相應負載，並以指定之增量值逐漸增加至最終值，依此觀察各載重發生時所對應的最大應力值，並於後續進行幾何與材料的參數分析，觀察比較其影響。

而罐體將承受上方地表覆土壓力及相關處置場組成材料因地下水回流所造成的吸水膨脹效應而產生的回脹應力等多重外在力學負載。為確保處置罐體受外部應力加載後結構體仍完整且安全，並選用瑞典 SKB 技術研究報告[12]之觀測結果進行平行驗證模擬分析；以此前提更進一步探討處置罐體受力不均勻等力學分析問題，確保罐體於各載重效應下仍能維持安全的處置空間。

### 4.2. 處置罐圍壓前置分析

本節圍壓分析中將針對處置罐銅殼表面進行 40 MPa 的壓力負載，以模擬處置罐承受回脹壓力與冰川壓力負載，並以 5 MPa 之壓力逐漸增加至 75 MPa，探討各圍壓壓力發生時的最大 von Mises 應力值。

### 4.2.1 模型幾何介紹(底部封閉處置罐)

本節參考台電報告[9]幾何模型建立三維處置罐模型，即為由外部銅殼及內鑲嵌鑄鐵所構成之組合結構體。其中外部之銅殼直徑 1.05 公尺、高度 4.835 公尺、厚度 0.05 公尺，底部為厚度 0.05 公尺銅封閉處置罐，模型如圖 4-1，底部橫切面如圖 4-2，模型幾何細節如圖 4-3 所示；在內鑲嵌鑄鐵之幾何細節上，鑄鐵材料係為放置 12 支用過核子燃料棒之外的空間。元素型式為 8 個節點的三維壓力分析元素 C3D8。

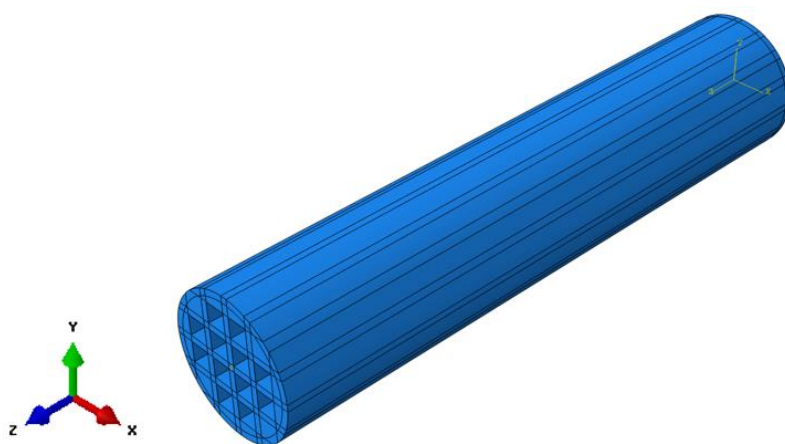


圖 4-1 整體處置罐模型示意圖

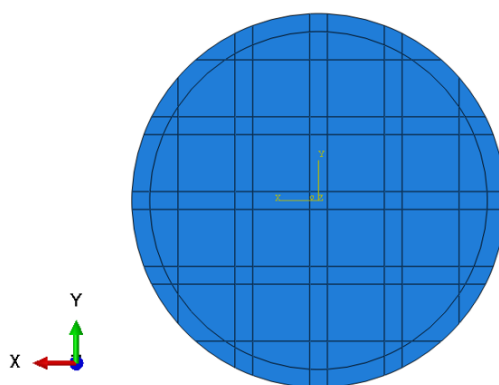


圖 4-2 處置罐底部橫切面圖(封閉)



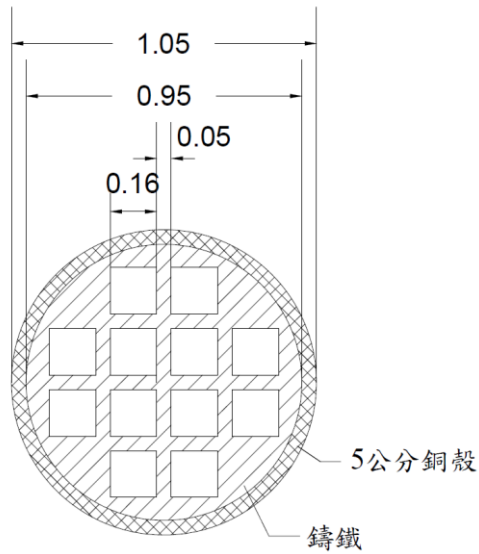


圖 4-3 處置罐橫切面尺寸圖

#### 4.2.2 材料參數

處置銅罐所使用之材料為銅殼與鑄鐵，各材料性質包含楊氏模數、柏松比，塑性應力、塑性應變。詳細材料參數如表 4-1。分析的案例則包括底部厚度為 0.05 公尺銅封閉處置罐(本節)及底部為開孔形式(下節)之兩組試體模型。

表 4-1 模型之材料參數

材料種類	彈性區域			塑性區域
	楊氏模數 (MPa)	柏松比	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	應力(MPa)/塑性應變
銅殼	120,000	0.3	8960	215/0.00 288/0.24
鑄鐵	166,000	0.32	7200	349/0.00 491/0.16

### 4.2.3 邊界條件

分析中束制處置罐底部之位移，並對銅殼周圍及罐頂部設置由 40 MPa 以每 5 MPa 逐漸增加至 75 MPa 的圍壓力，示意圖如圖 4-4。

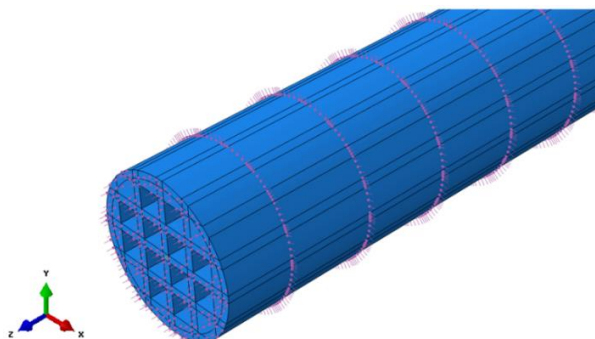


圖 4-4 處置罐壓力加載示意圖

### 4.2.4 分析結果

本節的處置罐圍壓結果於表 4-2，各案例最大 von Mises 應力發生位置皆在鑄鐵材料，圖 4-5 為本研究圍壓 75 MPa 的 von Mises 應力分佈雲彩圖。

表 4-2 處置罐圍壓分段加載結果表

圍壓負載(MPa)	最大 von Mises 應力(MPa)
40	214.17
45	240.94
50	267.71
55	294.49
60	320.39
65	325.54
70	326.25
75	327.79

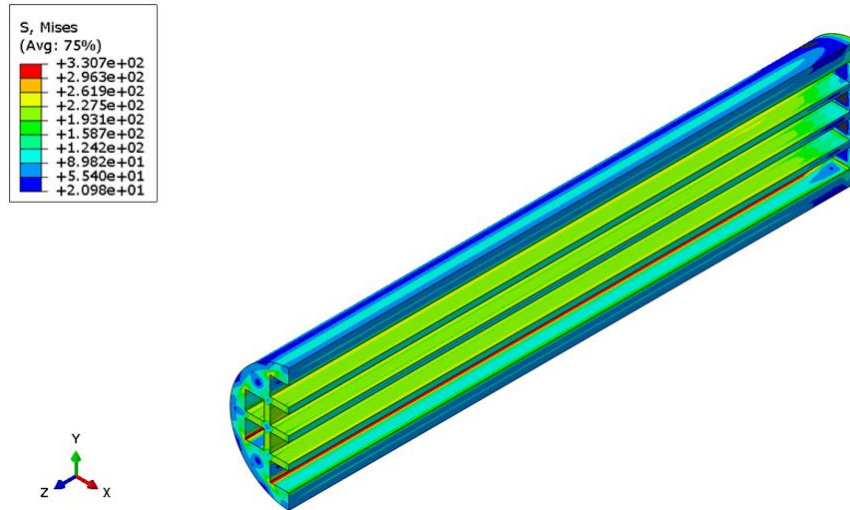


圖 4-5 處置罐圍壓 75 MPa 的 von Mises 應力分佈雲彩圖

#### 4.2.5 處置罐分析(底部為開孔形式)

此案例使用底部為開孔形式之模型 (如圖 4-6)，其餘配置、材料參數與邊界條件與前節相同。案例結果於表 4-3。

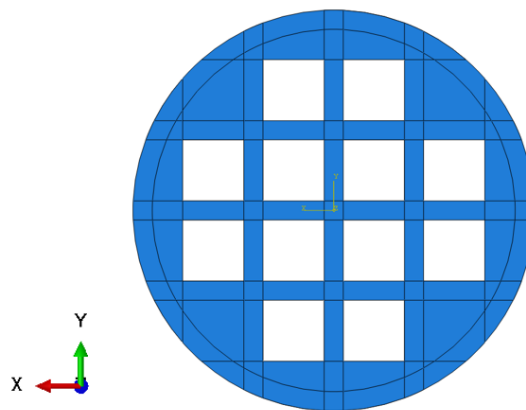


圖 4-6 處置罐底部橫切面圖(開孔)

表 4-3 處置罐圍壓分段加載結果表

圍壓負載(MPa)	最大 von Mises 應力(MPa)
40	214.37
45	241.16
50	267.96
55	294.76
60	320.60
65	327.22
70	329.21
75	336.11

### 4.3. 模型幾何配置

本章所使用的模型幾何，係根據 SKB 文獻[13]提供之處置罐體抗壓試驗所使用的試體作為參考(如圖 4-7)，其外部為銅殼材料、內部為鑄鐵材料，以此建立三維數值模型進行力學分析。原擬採用 8 個節點的三維連體分析元素 C3D8；但在經過進一步數值收斂之測試比較後，觀察及評估結果顯示，C3D10 之 10 節點元素，不論是在試體幾何配置的模擬或是數值分析的計算效率上，皆優於 C3D8。因此在後續的研究中，皆改採用 C3D10。數值模型採用 C3D10 元素，設計尺寸如下：

處置罐體數值模型如圖 4-8，外部銅殼總高為 4.835 公尺、直徑為 1.05 公尺、厚度為 0.05 公尺；上方空心銅環高為 0.05 公尺、厚度為 0.1 公尺；頂部空心銅環高為 0.035 公尺、厚度為 0.1145 公尺(上方部分共有兩環)；底部空心銅環高為 0.075 公尺、厚度為 0.1 公尺；銅殼部分如圖 4-9 所示。

內部鑄鐵總高為 4.463 公尺、直徑為 0.949 公尺，鑄鐵上蓋厚度為 0.05 公尺、下蓋為 0.06 公尺，並於鑄鐵內部移除 12 支用過核子燃料棒空間；如圖 4-10 所示。

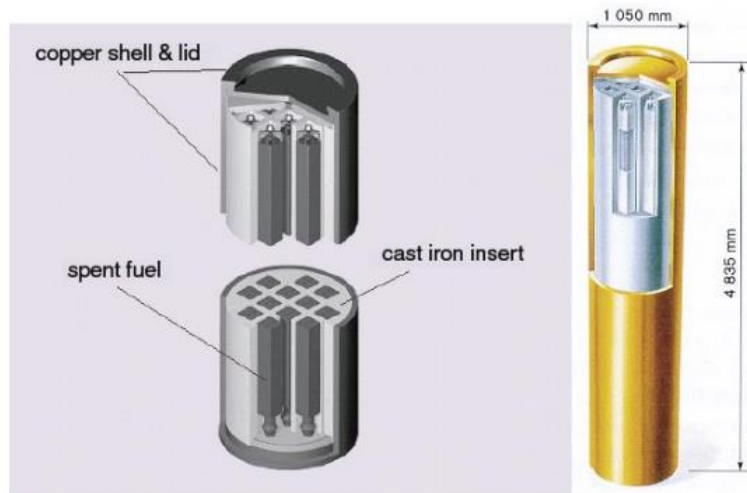


圖 4-7 KBS-3 型處置罐[12]

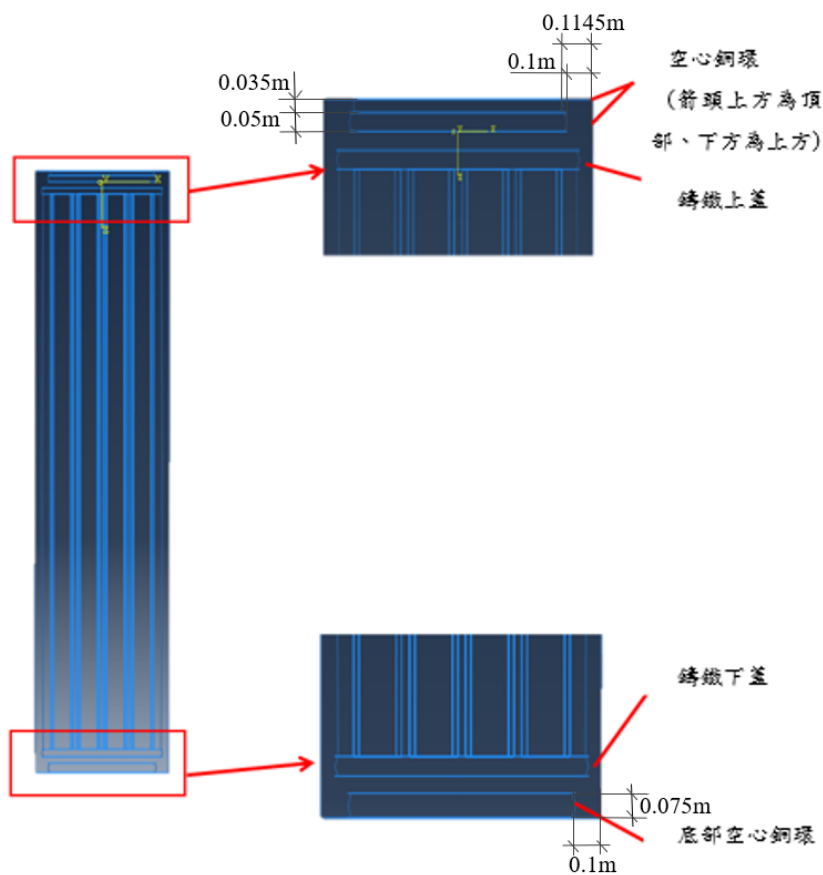


圖 4-8 處置罐體數值模型示意圖

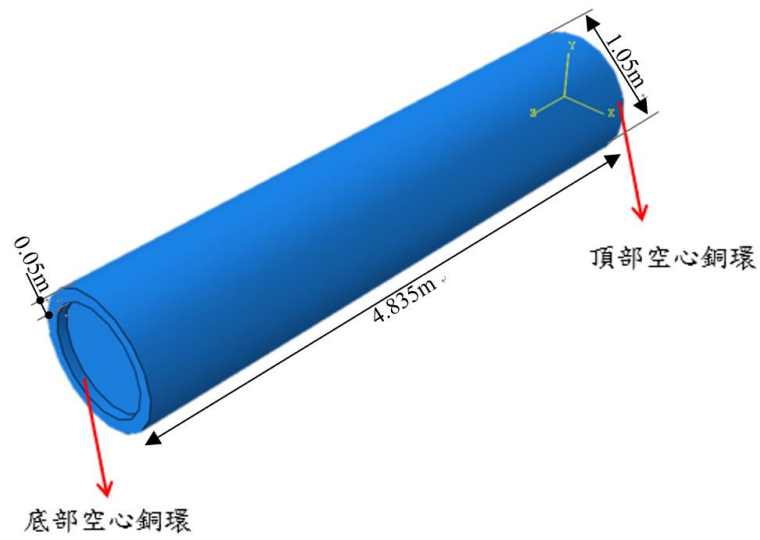


圖 4-9 銅殼部分示意圖

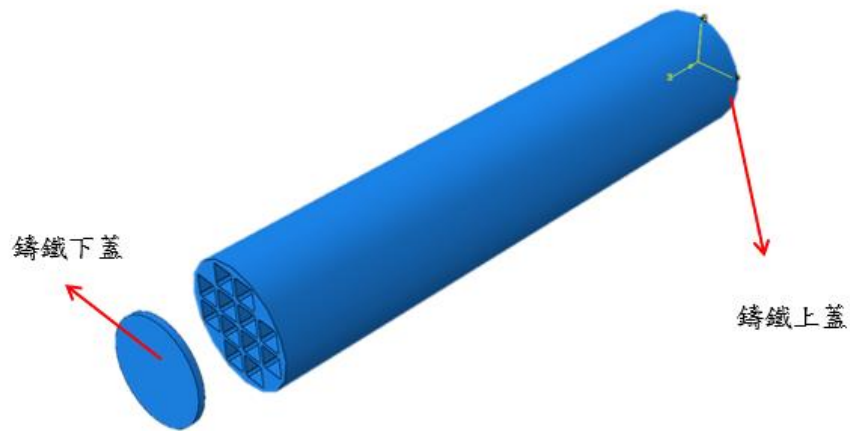


圖 4-10 鑄鐵部分示意圖

#### 4.4. 材料參數

本案例之處置罐體由兩部分所組成：外部銅殼、內部鑄鐵。主要參考 SKB 文獻所提供的材料參數建置數值模型；所使用的材料參數包含楊氏模數、柏松比、應力、應變等，如表 4-4 所示。

表 4-4 處置罐體材料參數表

材料類別	彈性區域			塑性區域
	楊氏模數 (MPa)	柏松比	密度 (kg/m <sup>3</sup> )	應力(MPa)/塑性應變
外部銅殼	120,000	0.30	8960	215/0.00 288/0.24
內部鑄鐵	166000	0.32	7200	293/0.00 491/0.16

#### 4.5. 初始條件及邊界條件

本研究主要參考 SKB 文獻[12]KBS-3 型罐體加壓試驗建置數值模型並進行平行驗證及相關力學分析，為模擬真實加壓情形，將設定以下參數及條件：

此研究將使用 Abaqus/Static,General 之線性力學問題分析，並對處置罐底部進行束制，使其為固定端；並根據試驗數值的不同對處置罐體數值模型進行不同的軸向應力及圍束壓力，如圖 4-11 及圖 4-12 所示。

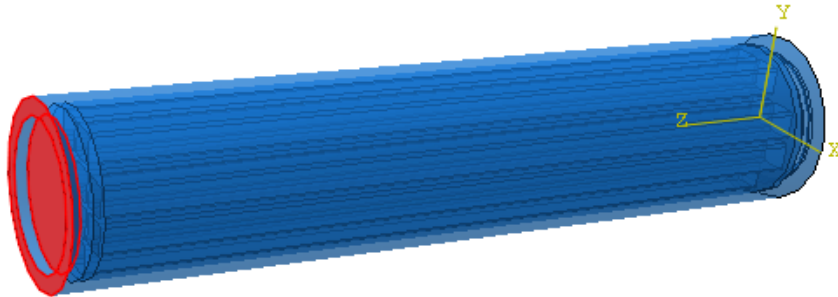


圖 4-11 軸向應力加載位置



圖 4-12 圍束壓力加載位置

#### 4.6. SKB 罐體加壓試驗平行驗證

本節主要對 SKB 文獻[12]中對 KBS-3 型處置罐體圍壓試驗進行平行驗證。文獻中說明該團隊主要對兩種罐體進行多種加壓案例，而兩種罐體之銅罐尺寸及選用材料皆相同；而內部鑄鐵尺寸相同而材料則不同，分別為較強韌的 I26 型鑄鐵罐及 I24 型鑄鐵罐，案例編號分別為 Mock-up #1 及 Mock-up #2；另本文所使用的鑄鐵材料參數則為文獻[13]所提供，其為 SKB 設計 KBS-3 型處置罐時所使用，文獻中說明其材料參數介於 SKB 兩案例之間。SKB 團隊將試驗罐體放入冷均壓機進行圍壓加載，如圖 4-13 及圖 4-14 所示。

該團隊進行圍壓加載後，進行人工量測並列出了該罐體的最大及最小殘餘徑向撓度值，並給出了多種力學加載情形下的觀察描述；本節之平行驗證將以數值模型之最大殘餘變形值及相關案例描述與 SKB 文獻[12]之試驗結果進行比對分析。



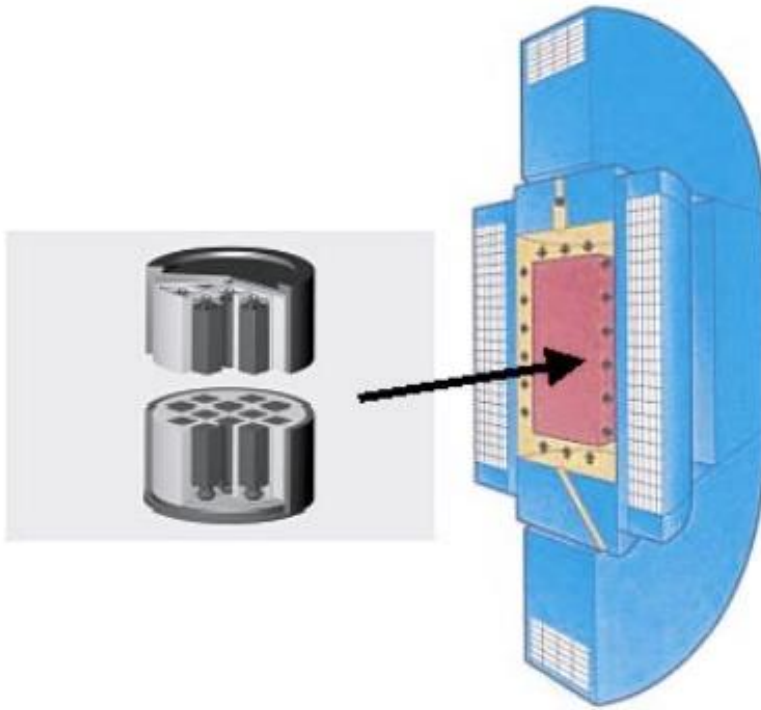


圖 4-13 SKB 圍壓加載示意圖[12]



圖 4-14 SKB 罐體圍壓試驗圖[12]

#### 4.6.1 案例說明

本節所使用的模型幾何、材料參數、初始及邊界條件如 4-3 節至 4-5 節所述；本節將對數值模型進行 40、70、100、130 MPa 共四組的圍壓加載，並與 SKB 試驗給出的試體描述及數值進行比較。

#### 4.6.2 分析結果

表 4-5 及表 4-6 為 SKB 對加壓試體的描述；表 4-7 為圍壓應力-最大殘餘徑向變形數值比較表；圖 4-15 為 SKB 試驗罐體受壓變形圖；圖 4-16 為圍壓應力-最大殘餘徑向變形數值比較圖；圖 4-17 至圖 4-19 為本研究各案例之雲彩圖。

從分析結果來看，於圍壓 40MPa 及 70MPa 的案例中，本研究之最大殘餘變形量分別為 0.0015mm 及 0.094mm，發生位置分別為鑄鐵內側及罐體四周，90MPa 的案例中為 6.206mm，發生位置為鑄鐵內側，而於 100MPa 之案例中，最大殘餘變形量則達到了 14.7mm，發生位置為鑄鐵內側，於 130MPa 之案例中，本研究則因數值模型的元素變形過大造成無法分析。

從圖 4-16 之比較圖來看，相比本研究之數值結果與文獻之試驗結果，於加載數值較大之圍壓案例中可以看到最大殘餘變形量中，SKB Mock-up#1 案例為 20mm，Mock-up#2 案例為 11.5mm，本研究則為 14.7mm 介於 SKB 案例兩者之間；原因研判為本研究之數值模型所使用的鑄鐵材料參數介於 I26 及 I24 之間，故有此數值結果，屬合理範圍，且最大殘餘變形發生位置皆位於鑄鐵內側處，如圖 4-15 及圖 4-19 所示。

於加載數值較小之圍壓案例中可觀察到，雖數值結果與試驗量測結果不近相同，原因研判為材料參數設定及真實試驗所導致的誤差，但與較大圍壓案例所得之最大殘餘變形量相比，可從變形量判斷 40 及 70 MPa 兩案例中罐體多數部件仍屬彈性範圍中，故有較小之塑性變形量；也能從圖 4-16 中看到 SKB 兩試體之量測結果也有此相近趨勢。

另外觀察本研究之數值模型雲彩圖與文獻對於試驗罐體之描述中可看到相同之定性描述，如發生最大殘餘變形之位置將發生於內部鑄鐵插入件中，隨加壓增大將轉移至罐體四周圓壁，再至內部鑄鐵處直至破壞。

綜合以上觀測的比較結果且 SKB 文獻報告對於試驗加載過程之描述較少亦

無相關的數值模擬分析方式及流程說明，故認為數值上有些許差異乃設定的材料參數不同及數值分析與真實試驗所導致的實驗誤差，由以上之結論判斷本節之數值分析模型能模擬本案例試體受壓的變化情形，以此作為後續參數分析之參考依準。



圖 4-15 SKB 試驗罐體受壓變形圖[12]

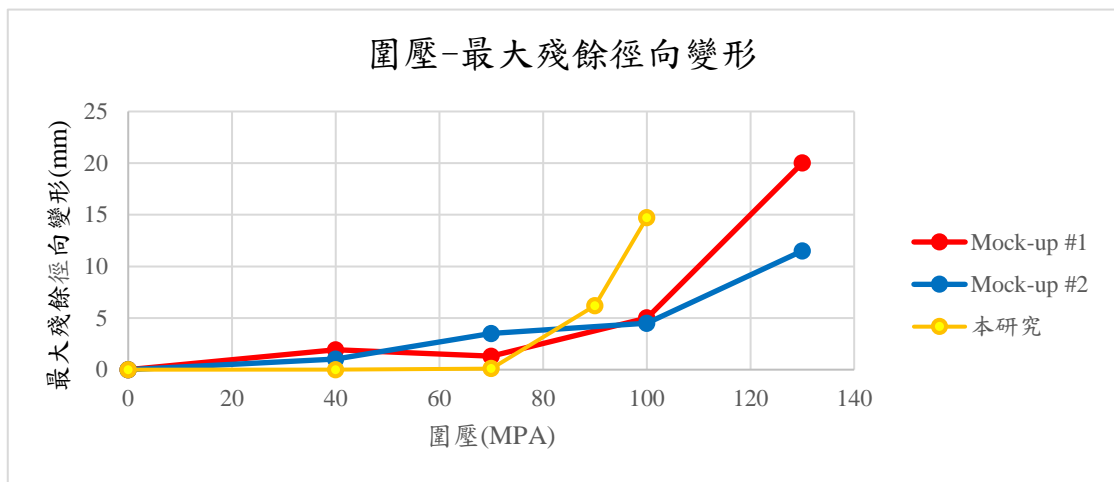


圖 4-16 圍壓應力-最大殘餘徑向應力比較圖

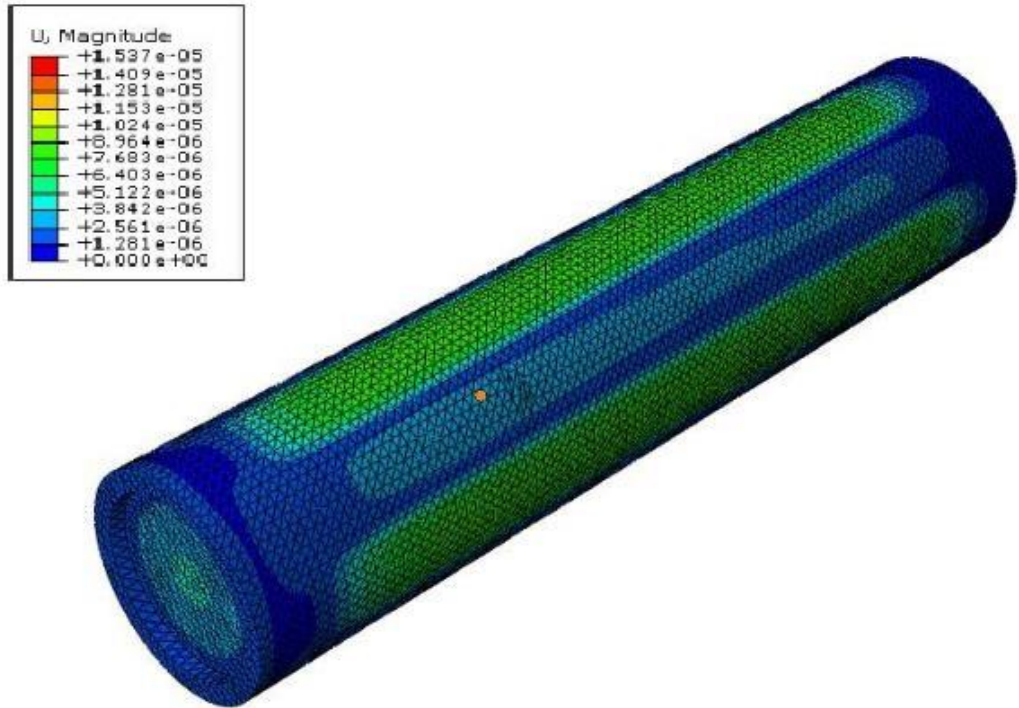


圖 4-17 40MPa 案例雲彩圖

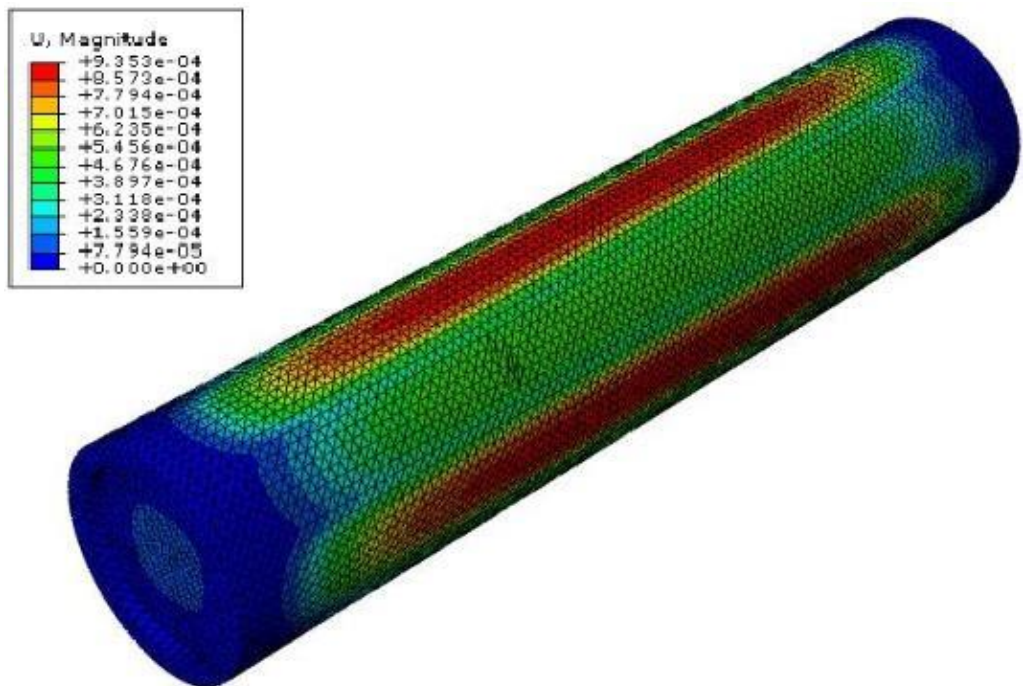


圖 4-18 70MPa 案例雲彩圖

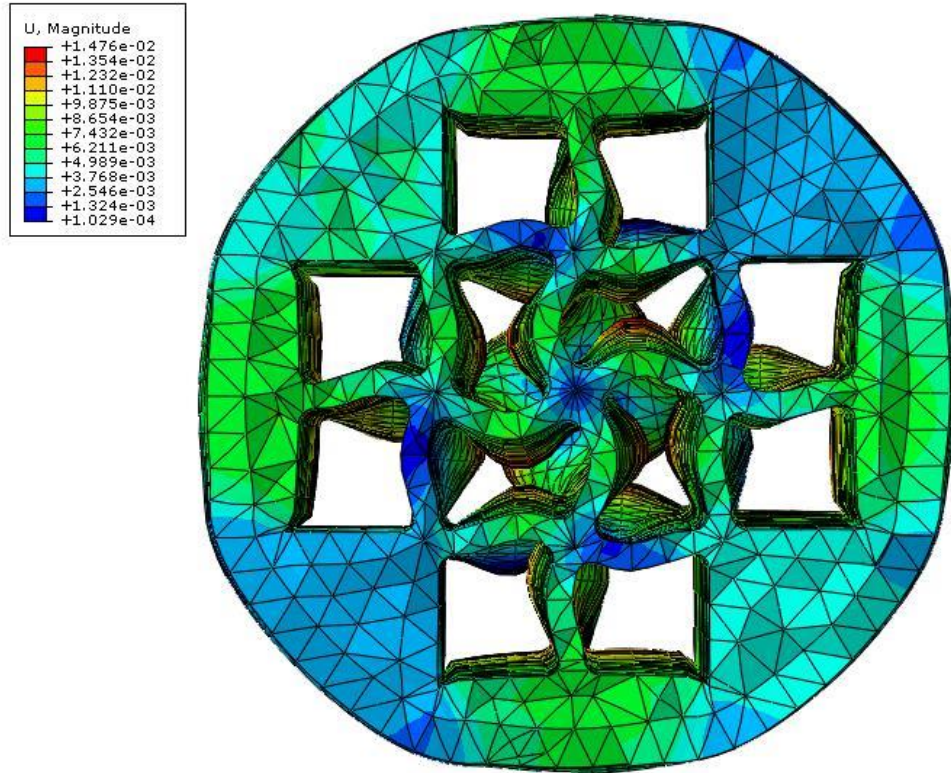


圖 4-19 100MPa 案例雲彩圖

表 4-5 SKB 對 Mock-up #1 加壓罐體的描述[12]

圍壓加載力(MPa)	加載時間(s)	描述
40	170	於鑄鐵插入件與銅罐之間隙處，銅罐產生了 2mm 的剝離塑性變形。
70	210	同 40 MPa 案例所述。
100	435	鑄鐵插入件開始發生塑性變形，罐體之最大殘餘徑向變形達 5mm。
130	420	罐體之最大殘餘徑向變形達 20mm。

表 4-6 SKB 對 Mock-up #2 加壓罐體的描述

圍壓加載力(MPa)	加載時間(s)	描述
40	170	於鑄鐵插入件與銅罐之間隙處，銅罐產生了 2mm 的剝離塑性變形。
70	210	罐體之最大塑性變形達 3.5mm。
100	435	鑄鐵插入件開始發生塑性變形，罐體之最大殘餘徑向變形達 4.5mm。
130	420	罐體四周圓壁出現 11.5mm 的殘餘徑向變形。
139	855	罐體發生斷裂並停止試驗。

表 4-7 圍壓應力-最大殘餘徑向應力比較表

案例	圍壓(MPa)	最大殘餘徑向變形(mm)
Mock-up#1	40	1.918
	70	1.301
	100	5
	130	20
Mock-up#2	40	1.027
	70	3.5
	100	4.5
	130	11.5
本研究	40	0.0015
	70	0.094
	90	6.206
	100	14.76

## 4.7. 罐體受力不均勻影響分析

處置罐體埋放於地下進行深層地質處置時，將受周圍處置場複合材料之回脹應力及上方覆土壓力等多重應力所影響；其中，因地區特殊地理環境的不同，覆土壓力與周圍的圍束壓力不一定相同，如北歐國家之最終處置場即會因為上方冰河蓋覆造成覆土壓力增加，使其數值大於周圍圍束壓力，造成罐體受力不均勻，進而出現處置罐體的安全疑慮。

本節將探討處置罐體受力不均勻的情形，透過改變軸向應力及圍束壓力並觀察最大位移變形值以模擬真實罐體受力情形。

### 4.7.1 案例說明

本節所使用的模型幾何、材料參數、初始及邊界條件如 4-3 節至 4-5 節所述；將改變的軸向應力、圍束壓力整理如下表 4-8，其中案例前標為軸向應力相等的組別，後標則為圍束壓力相等的組別。藉此觀察多組受力情形下處置罐體的最大位移變形值。

表 4-8 不均勻圍壓參考案例表

案例	軸向應力(MPa)	圍束壓力(MPa)
CASE A-1	40	40
CASE A-2	40	70
CASE A-3	40	100
CASE B-1	70	40
CASE B-2	70	70
CASE B-3	70	100
CASE C-1	100	40
CASE C-2	100	70
CASE C-3	100	100

## 4.7.2 分析結果

表 4-9 為罐體受多組不同受力組合下之數值分析結果比較；由 CASE A-1、B-2 二組原始案例來看，由於其為均勻受壓(軸向應力與圍束壓力相同)，因此最大位移變形相較其餘不均勻受壓的案例數值較小。惟 C-3 則無此趨勢，其主要原因係由於高承載下之結構體大部分進入塑性變形，勁度大幅降低，進而產生相對較大之位移所致。

從前標相同的組別來看，當圍束壓力介於 40-70 MPa 之間時，處置罐體的最大位移變形數值差異不大，但到 100 MPa 時，變形出現明顯變化。從後標相同的組別來看，隨著軸向應力逐漸增大，最大位移變形一般也會小幅度增加；然而，在圍束壓力 100 MPa 的情況下，當軸向應力由 70MPa (CASE B-3)增大至 100MPa(C-3)時，其最大位移變形則從 20.68mm 減少至 16mm，此相反的趨勢係由於高承載下之結構體大部分進入塑性變形，造成應力重新分配，致使局部範圍之位移變形場不復有隨載重單調變化之行為。

由比較結果來看，當罐體受圍束壓力到達一定臨界值後，最大位移變形數值將飆升，引發罐體嚴重變形，對比之下軸向應力增加雖造成變形增加，但並不是那麼顯著；原因研判是因圍束壓力相對於內部鑄鐵插入件之插槽空間為垂直受力，反之軸向應力對插入件則為平行受力，因此對罐體影響較小。

表 4-9 不均勻圍壓分析結果比較表

案例	最大位移變形(mm)	最大 Mises 應力(MPa)
CASE A-1	1.676	423.0
CASE A-2	2.01	428.5
CASE A-3	19.88	634.3
CASE B-1	3.774	446.6
CASE B-2	2.889	453.7
CASE B-3	20.68	649.4
CASE C-1	6.03	376.5
CASE C-2	5.361	547.1
CASE C-3	16	836.7



## 4.8. 罐體鑄造瑕疵影響分析

處置罐主要由外部銅殼與內部鑄鐵兩部分所組成，兩者皆由熱鑄的方式所製成並利用熱焊的方式接合。其中，在熱鑄及熱焊的過程中可能會因儀器或人為測量的誤差產生尺寸錯誤或是偏心等問題，造成意料之外的物理場分布情形，進而出現處置罐體的安全性疑慮。

本節將探討處置罐體之瑕疵行為，透過施加位移力學邊界條件模擬真實之罐體瑕疵情形。

### 4.8.1 案例說明

本節所使用的模型幾何、材料參數、初始及邊界條件如 4-3 節至 4-5 節所述；將使用均勻之 40、70、100MPa 圍壓並於內部鑄鐵頂部及底部施加 2mm 的位移邊界條件，如圖 4-20 所示；另將不同位移邊界條件之組合整理於表 4-10。

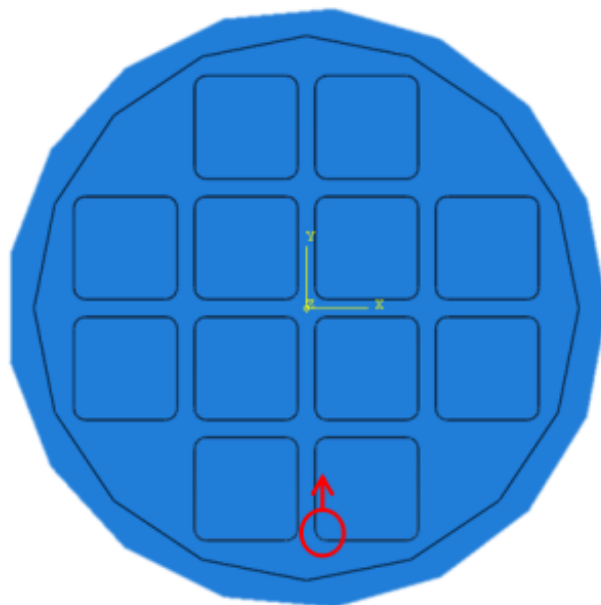


圖 4-20 內部鑄鐵槽位移邊界設置圖(正 Y 方向)

表 4-10 位移邊界條件參考案例表

案例	位移邊界條件(mm)	
	鑄鐵頂部	鑄鐵底部
原始案例	未設置	未設置
CASE A-1	未設置	2
CASE A-2	未設置	-2
CASE B-1	2	未設置
CASE B-2	-2	未設置
CASE C-1	2	2
CASE C-2	-2	-2

#### 4.8.2 分析結果

表 4-11、表 4-12、表 4-13 分別為 40、70、100MPa 均勻圍壓施加於罐體之數值分析結果比較表。

於表 4-11 中可以看到，在 40MPa 的圍壓加載下，因最大位移變形量數值較小，判斷全案例仍處於彈性變形階段；另從前標相同之案例相比較，可看出結果數值相近，判斷於同點位施加正負位移值對最大位移變形值影響不大。將原始案例與 CASE A、B、C 三者作比較，可看出施加位移邊界條件將使最大位移變形量有明顯上升之趨勢，由 1.68mm 上升至 3.13mm，而其發生位置主要位於上方銅殼處；另將 CASE A、C 與 CASE B、C 相比較可得出，施加於鑄鐵頂部的位移邊界條件對整體數值模型影響較大。

於表 4-12 中可以看到，於 70MPa 的圍壓加載下，與 40MPa 之案例有近似之觀察結果；兩者之最大位移變形量皆發生在上方銅殼處，而最大位移變形量則由 2.89mm 上升至 4.17mm。

於表 4-13 中原始案例可以看到，於 100MPa 的圍壓加載下，最大位移變形量達到了 16mm；將原始案例與 CASE A、B、C 三者相比較，最大位移變形量之數值則無一定之變化標準，唯可從中了解其發生位置轉移至內部鑄鐵插槽中；由此些結果判斷全材料可能皆已進入塑性階段，其將使本研究案例之數值模型物理場重新分配，此可作為後續之研究方向進行深入探討。

表 4-11 40MPa 加載之位移邊界條件案例比較表

案例	最大位移變形量(mm)	發生位置
原始案例	1.68	上方銅殼
CASE A-1	2.22	鑄鐵底部
CASE A-2	2.22	鑄鐵底部
CASE B-1	3.12	上方銅殼
CASE B-2	3.13	上方銅殼
CASE C-1	3.12	上方銅殼
CASE C-2	3.13	上方銅殼

表 4-12 70MPa 加載之位移邊界條件案例比較表

案例	最大位移變形量(mm)	發生位置
原始案例	2.89	上方銅殼
CASE A-1	2.90	上方銅殼
CASE A-2	2.90	上方銅殼
CASE B-1	4.17	上方銅殼
CASE B-2	4.17	上方銅殼
CASE C-1	4.17	上方銅殼
CASE C-2	4.17	上方銅殼

表 4-13 100MPa 加載之位移邊界條件案例比較表

案例	最大位移變形量(mm)	發生位置
原始案例	16	內部鑄鐵插槽
CASE A-1	12.5	內部鑄鐵插槽
CASE A-2	12.6	內部鑄鐵插槽
CASE B-1	16.5	內部鑄鐵插槽
CASE B-2	15.9	內部鑄鐵插槽
CASE C-1	15.6	內部鑄鐵插槽
CASE C-2	11.8	內部鑄鐵插槽

## 第五章、針對耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證

### 5.1. 前言

DECOVALEX 是一個 1992 年由各國政府組織組成的國際合作計畫，主要研究關於各國用過核子燃料的最終處置，該組織的使命是針對耦合模型的開發研究以及使用耦合模型來對實驗進行驗證。

DECOVALEX 文獻[14]中的 BMT(benchmark test)1B 工作任務中，各國模擬了在假想的處置場條件下，處置罐埋置於 1000 公尺的地底下，周圍母岩處於均質連續並且沒有破裂帶的存在，使用完全耦合 T-H-M 模擬處置場近場的性能，本章將依據文獻[14]中所提供的幾何條件下建立同樣之配置，使用主要案例中母岩初始滲透率在  $10^{-18}$  ( $m^2$ )的情況下進行溫度以及飽和度的平行驗證，並且進一步針對處置隧道靜置時間對於周圍母岩溫度以及後續對緩衝材料的溫度進行影響分析。

本章節共分為七小節，5.1 前言；5.2 模型幾何配置；5.3 材料參數介紹；5.4 初始條件及邊界條件；5.5 熱傳導分析之平行驗證；5.6 水力分析之平行驗證；5.7 隧道靜置通風冷卻效應；5.8 母岩滲透率之影響分析；5.9 緩衝材料滲透率之影響分析；5.10 溫度對水力傳導係數之影響分析。

### 5.2. 模型幾何配置

本章所使用之模型尺寸，是參照 DECOVALEX [14]中所設定之假想處置場幾何配置建立而成，文獻中的設計概念是將處置罐埋放於深度 1000 公尺的岩層中，並且使用 KBS-3V 的處置概念，分析時使用四分之一代表體積單元建置。

本章使用之模型總高度為 100 公尺，短向間距 4.44 公尺如圖 5-2、長向間距 10 公尺如圖 5-3，由於代表體積單元的特性，故在實際建置模型時，寬度取 2.22 公尺、長度 5 公尺。圖 5-1 是處置孔中各部件詳細之幾何尺寸圖，紅色區域為處置罐、黑灰色區域為外包件、黃色區域為緩衝材料、綠色區域為回填材料。

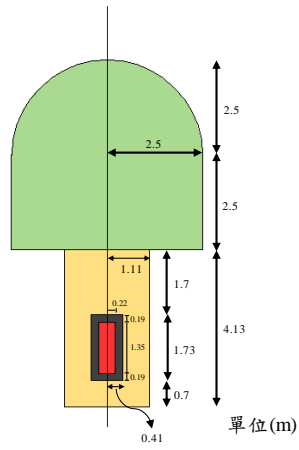


圖 5-1 處置孔之幾何尺寸

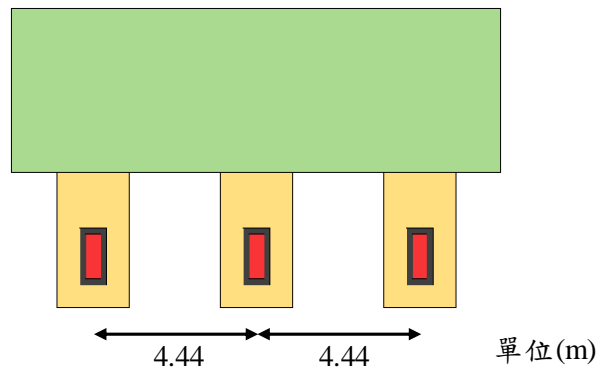


圖 5-2 處置孔之短向間距

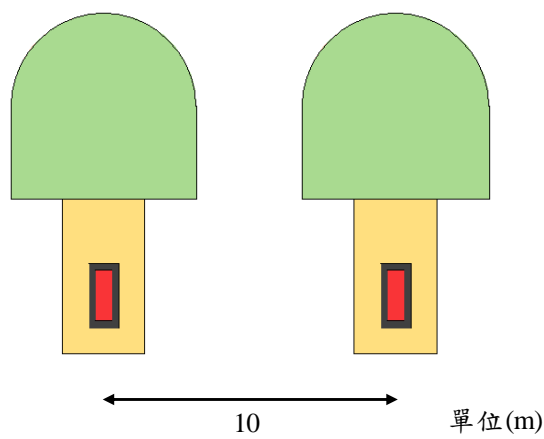


圖 5-3 處置孔之長向間距

## 5.3. 材料參數介紹

### 5.3.1 熱傳分析之材料參數

文獻[14]中提供之熱傳分析材料參數主要分為：處置罐、外包件、緩衝材料、回填材料以及母岩等，在熱傳分析中主要使用到的材料參數有密度、熱傳導係數以及比熱等，表 5-1 為在初始熱傳分析中，所使用之材料參數，其中，緩衝材料及回填材料之熱傳導係數會隨著飽和度的上升而上升，故分析時須將表 5-2 的熱傳導係數對應關係輸入至模型中。

表 5-1 初始熱傳分析材料參數[14]

材料性質	材料種類				
	處置罐	外包件	緩衝材料	回填材料	母岩
密度 (kg/m <sup>3</sup> )	2800	7800	1650	1800	2746
比熱 (Ws/K·kg)	960	460	916	842	900
熱傳導係數 (W/m·K)	1.200	53	1.216	1.895	2.710

表 5-2 緩衝材料及回填材料之熱傳導係數對應表

飽和度	緩衝材料	回填材料
	熱傳導係數 (W/m·K)	
0.1	0.618	0.518
0.2	0.733	0.658
0.3	0.848	0.846
0.4	0.963	1.064
0.5	1.078	1.294
0.6	1.193	1.520
0.7	1.308	1.722
0.8	1.423	1.885
0.9	1.538	1.989
1.0	1.653	2.018

### 5.3.2 水-力分析之材料參數

表 5-3 統整了在水-力分析中，所使用之材料參數，在處置罐及外包件的部分由於是不透水材料，故在本文模型中則不加入滲透率的材料參數。母岩的滲透率則是依照式(5-1)所計算[14]，並且將其關係輸入至模型之材料參數，在本文中所考慮的初始滲透率為  $10^{-18}(\text{m}^2)$ ，實際在分析時則是會隨著孔隙率的變化而變化。在分析軟體中，則是使用水力傳導係數，故須將滲透率透過式(5-2)做轉換。表 5-4 則為回填材料以及母岩的相對滲透率對應飽和度關係(部分顯示)，表 5-5 孔隙材料之回水曲線(部分顯示)。

$$k = 2.186 \times 10^{-10}n^3 - 5.8155 \times 10^{-18} \quad \text{式(5-1)}$$

其中  $k$  為滲透率( $\text{m}^2$ )、 $n$  為孔隙率。

$$K = k \times \frac{\rho \times g}{\mu} \quad \text{式(5-2)}$$

其中  $K$  為水力傳導係數( $\text{m/s}$ )、 $k$  為滲透率( $\text{m}^2$ )、 $\rho$  為水的密度( $\text{kg/m}^3$ )、 $g$  為重力加速度( $\text{m/s}^2$ )、 $\mu$  為流體的黏滯係數( $\text{kg/m}\cdot\text{s}$ )。

表 5-3 水-力分析材料參數表[14]

材料性質	材料種類				
	處置罐	外包件	緩衝材料	回填材料	母岩
密度 ( $\text{kg/m}^3$ )	2800	7800	1650	1800	2746
彈性模數 ( $\text{kPa}$ )	$8.2 \times 10^7$	$2 \times 10^8$	$2.5 \times 10^5$	$3 \times 10^3$	$6.1 \times 10^7$
波松比	0.3	0.3	0.3	0.4	0.303
熱膨脹係數 ( $1/^\circ\text{C}$ )	$1 \times 10^{-6}$	$1.64 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-6}$
滲透率 ( $\text{m}^2$ )	-	-	$1.6 \times 10^{-20}$	$6 \times 10^{-19}$	$1 \times 10^{-18}$



表 5-4 相對滲透係數與飽和度之關係(部分顯示)

回填材料		母岩	
飽和度	相對滲透係數	飽和度	相對滲透係數
0.613	0.100	0.809	0.202
0.733	0.209	0.911	0.401
0.823	0.339	0.923	0.445
0.909	0.538	0.943	0.520
0.920	0.570	0.950	0.543
0.941	0.634	0.960	0.588
0.960	0.732	0.969	0.647
0.968	0.764	0.980	0.721
0.981	0.832	0.985	0.766
0.990	0.896	0.990	0.819
0.995	0.929	0.996	0.899
0.998	0.960	0.999	0.948
1.000	1.000	1.000	1.000

表 5-5 孔隙材料之回水曲線(部分顯示)

緩衝材料		回填材料		母岩	
飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)	飽和度	吸力(kPa)
0.1	-118181.126	0.1	-2085.724	0.111	-5614.263
0.2	-49099.758	0.2	-1444.872	0.212	-3256.920
0.3	-28898.563	0.3	-1146.468	0.318	-2342.922
0.4	-19431.066	0.4	-956.436	0.407	-1878.713
0.5	-13907.656	0.5	-815.207	0.502	-1503.481
0.6	-10216.158	0.6	-698.795	0.613	-1167.586
0.636	-9150.547	0.636	-660.290	0.727	-903.109
0.7	-7483.110	0.7	-594.034	0.820	-677.675
0.8	-5257.336	0.8	-490.196	0.912	-457.146
0.9	-3204.587	0.9	-370.188	0.930	-401.916
0.91	-2991.775	0.91	-355.757	0.949	-343.644
0.92	-2774.257	0.92	-340.494	0.958	-313.233
0.93	-2550.477	0.93	-324.198	0.966	-291.975
0.94	-2318.338	0.94	-306.583	0.972	-258.268
0.95	-2074.863	0.95	-287.231	0.977	-234.979
0.96	-1815.539	0.96	-265.476	0.982	-212.073
0.97	-1532.858	0.97	-240.159	0.985	-194.120
0.98	-1212.358	0.98	-208.901	0.987	-173.088
0.99	-817.333	0.99	-165.104	0.990	-143.854
0.995	-553.582	0.995	-130.768	0.993	-123.714
0.998	-331.836	0.998	-96.230	0.995	-96.991
1	0	1	0	1	0

## 5.4. 初始條件及邊界條件

### 5.4.1 熱傳導分析之初始條件及邊界條件

在 DECOVALEX [14] 中，由於處置場經過隧道的開挖，在處置罐尚未埋放於處置孔中，處置隧道及處置孔持續保持與外界的開放狀態，故會對處置場周圍母岩的溫度造成影響，考慮到隧道靜置的期間，處置隧道的初始溫度為  $20^{\circ}\text{C}$ ，母岩的初始溫度為  $45^{\circ}\text{C}$ ，而在文獻中亦提醒了在考慮隧道靜置的情境時，須要避免過度冷卻的情況。

在本文的模型中，母岩的初始溫度為  $45^{\circ}\text{C}$ ，處置隧道孔壁上設置  $20^{\circ}\text{C}$  的邊界溫度如圖 5-4，在模型的上下兩側的邊界處則設置邊界溫度為  $45^{\circ}\text{C}$  如圖 5-5，並且考慮隧道在靜置 25 年的情況下影響周圍母岩的溫度。在分析處置場的母岩溫度完畢後，將其分析結果的溫度加入至下一步分析中處置場的初始溫度，接下來模擬用過核子燃料的衰變熱如圖 5-6，並將其加入至模型中的處置罐的位置，在上下兩側的邊界則是維持邊界溫度  $45^{\circ}\text{C}$ ，並取消處置隧道孔壁的邊界溫度設置。

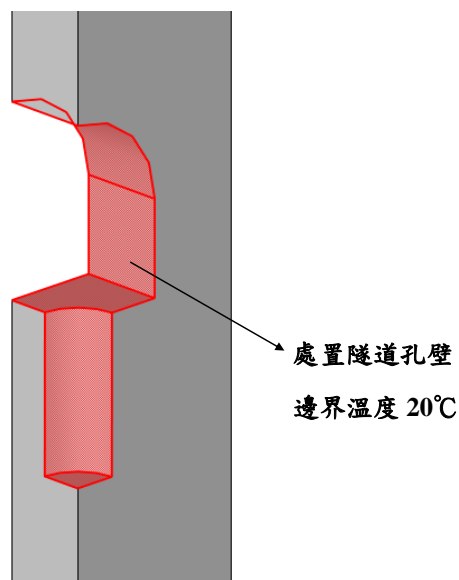


圖 5-4 處置隧道孔壁邊界示意圖

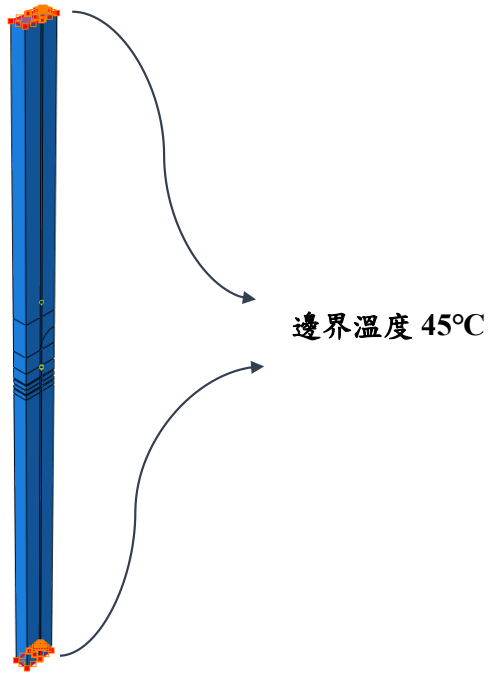


圖 5-5 邊界溫度的位置示意圖

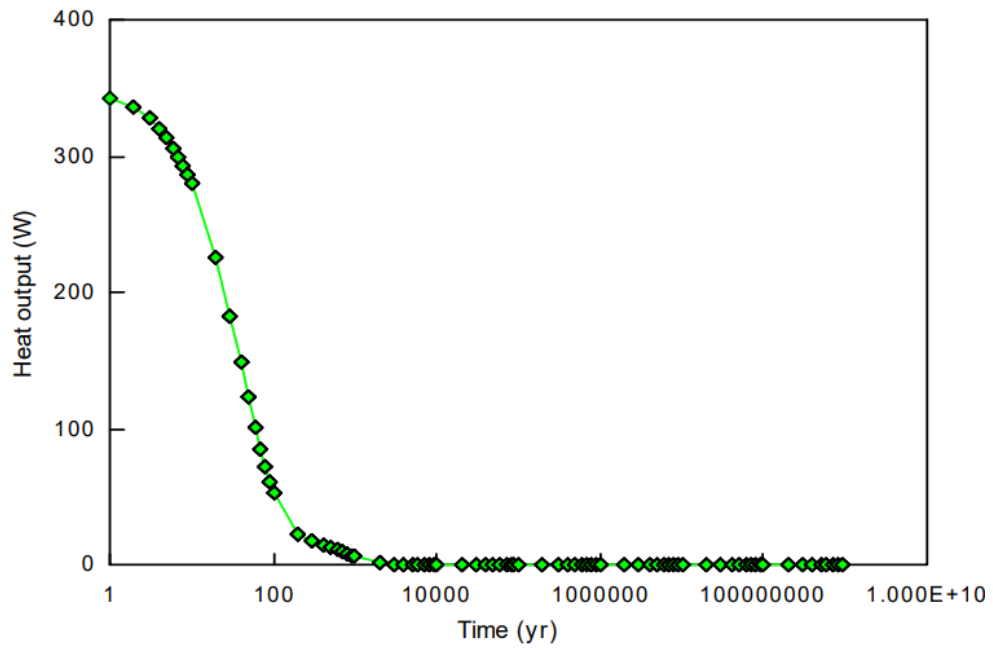


圖 5-6 處置罐熱能歷時圖[14]

## 5.4.2 水-力分析之初始條件及邊界條件

在分析的模型中(如圖 5-7)，各個孔隙材料須先定義初始孔隙比、初始孔隙水壓、初始飽和度以及初始有效應力，表 5-6 統整了各個材料之所須初始條件。在上下兩側邊界的母岩，由於處置場周圍會受到原本的地下水壓力，故可藉由(5-3)式算得上邊界的孔隙水壓為 9500(kPa)、下邊界的孔隙水壓則為 10500(kPa)。在模型中使用滾支承束制了各個面垂直方向的位移。

表 5-6 各孔隙材料之初始條件[14]

材料性質	材料種類		
	緩衝材料	回填材料	母岩
孔隙比	0.636	0.499	0.00306
孔隙水壓 (kPa)	-9611	-479	-143
飽和度	0.620	0.810	0.990
有效應力 (kPa)	-5959	-388	-141

$$P = \rho \times g \times h \quad \text{式(5-3)}$$

其中 P 為孔隙水壓、 $\rho$  為水的密度 ( $\rho = 1000 \text{ kg/m}^3$ )、 $g$  為重力加速度( $g = 10 \text{ m/s}^2$ )、 $h$  為深度 (m)。

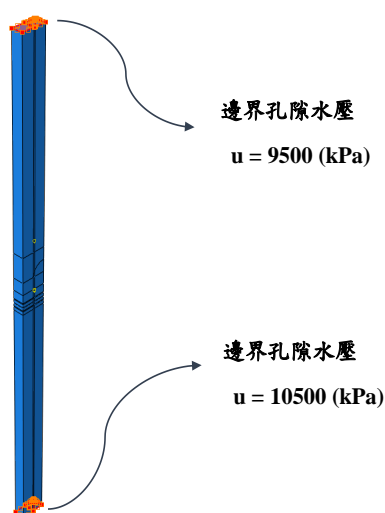


圖 5-7 邊界孔隙水壓位置示意圖

## 5.5. 熱傳導分析之平行驗證

在熱傳導分析的部分，主要要與文獻比較的點位為在外包件中點與緩衝材料交界處，如圖 5-8 所示圖 5-9 為文獻中各個團隊與本文的溫度歷時圖，其中 JNC 為日本團隊、ISEB 為德國、CNSC 為加拿大、CEA 為法國、SKI 為瑞典，表 5-7 為文獻中各個團隊與本文的溫度峰值比較表。

與文獻之結果比較，本文的結果與 CEA、SKI、CNSC 的結果較為接近，溫度的峰值分布在  $75.4^{\circ}\text{C}$  到  $80.5^{\circ}\text{C}$ ，發生的時間則是約在 33 年前後，然而 JNC 的溫度則比其他團隊略高一點，溫度約為  $84.8^{\circ}\text{C}$  發生時間則是與各個團隊上差不多，可能的原因為 JNC 的分析時是使用軸對稱模型，亦可能是考慮隧道靜置的時間較短，但實際上各個團隊所考慮的時間並不是都有說明，而在本文中則是參考 CNSC 所考慮的隧道靜置時間 25 年的做法來做考量，另外在 ISEB 的團隊中，是在所有團隊的分析結果中溫度是最高的，其原因為 ISEB 並未考慮隧道靜置的冷卻效應，故會在所有團隊中得到最高的溫度，峰值溫度的發生時間亦會較其他團隊來的早。

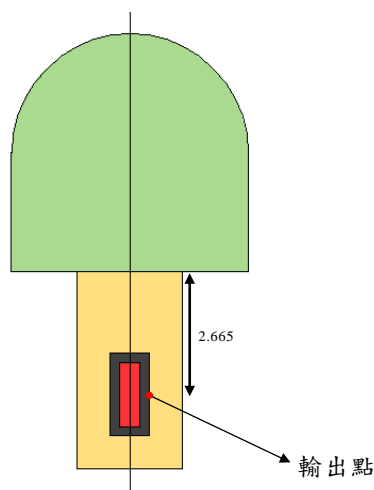


圖 5-8 結果輸出點位置示意圖

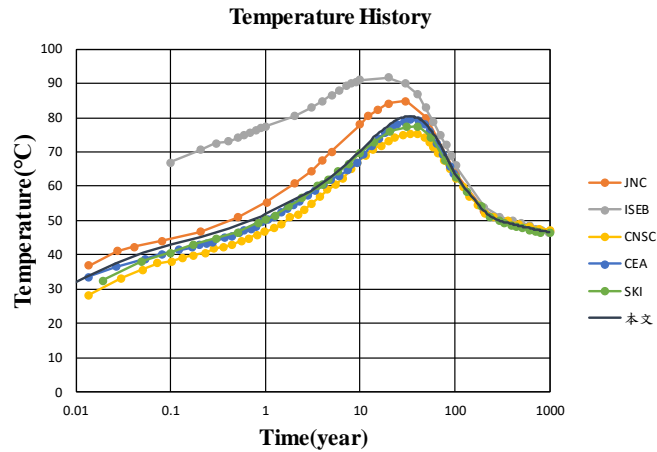


圖 5-9 本文與文獻各團隊之溫度歷時圖[14]

表 5-7 本文與文獻溫度峰值比較[14]

團隊	最高溫度(°C)	發生時間(年)
JNC	84.8	30前後
ISEB	91.7	20前後
CNSC	75.4	33前後
CEA	79.5	34前後
SKI	77.4	36前後
本文	80.5	33

## 5.6. 水-力分析之平行驗證

在水力分析之結果驗證中，主要要探討的是外包件與緩衝材料中點下緣的位置達到再飽和的時間，該分析位置與熱傳導分析位置一致，如圖 5-8 所示。

表 5-8 整理了各個團隊中的再飽和時間的結果，在分析結果中，各個團隊再飽和時間的差異可能來自各個團隊中所輸入的材料特性的變化，如 SKI 團隊預測的時間比 CNSC 和 CEA 更長的再飽和時間，可能是因為各個團隊中使用了不同的滲透率的函數所造成的，而在 JNC 的部分則是發生了最長的再飽和時間。

表 5-8 本文與文獻緩衝材料再飽和時間[14]

	CEA	CNSC	SKI	JNC	本文
到達飽和時間 (年)	7	13	55	100	8

## 5.7. 隧道靜置通風冷卻效應

處置場隧道開挖完畢後，經由隧道靜置時所造成隧道空間與外界保持開放，使得外界冷空氣可經由隧道影響周圍母岩之溫度並造成母岩的冷卻現象。本節將建立數組不同的案例，藉由改變處置隧道靜置時間，來探討靜置時間對處置場的影響，此外，本文亦將無考慮隧道靜置的案例，與文獻[14]中無考慮隧道靜置的ISEB 團隊平行驗證。

### 5.7.1 案例介紹

本節所使用之模型幾何、材料參數、邊界條件，皆與 5.2 節至 5.4 節相同，唯有不同的部分為各個案例中不同的隧道通風時間，分別為未考慮、5 年、10 年、15 年、20 年、25 年靜置時間。另外，與 ISEB 團隊的平行驗證中，由於 ISEB 未考慮到水力分析完成後熱傳材料的更新，故進行 ISEB 的平行驗證中亦使用相同的分析程序。

### 5.7.2 結果分析

本節進行了隧道靜置通風冷卻效應的分析，圖 5-10 為各個案例冷卻後尚未進行分析處置罐熱能的溫度雲彩圖，表 5-9 為各個案例之冷卻影響範圍，冷卻的影響範圍藉由量測雲彩圖相同溫度的垂直距離取得，圖 5-11 為各個案例之通風溫度歷時圖。表 5-10 列出了各個案例中的溫度峰值及溫度峰值發生時間，圖 5-12 為 ISEB 與本文的溫度歷時圖，表 5-11 為 ISEB 與本文的溫度比較表。

從溫度雲彩圖的結果可以得知在各個案例中隨著冷卻的時間加長，溫度的下降趨勢影響範圍會越大，在初期 5 年及 10 年時影響的效果較為顯著，而在 10 年過後溫度的影響範圍則趨緩。由溫度歷時圖的結果可以觀察到有無考慮冷卻效應

之結果則是有顯著的影響，無考慮與冷卻 5 年的溫度差 5.74°C，峰值時間亦延後了 8 年，而在冷卻 5 年及 10 年時，峰值溫度僅差 1.07°C，時間僅延後 2 年，在 10、15、20 及 25 年溫度峰值分布於 81.33°C 至 80.5°C，峰值時間則是相同。比較 ISEB 與本文的結果，ISEB 到達溫度峰值的時間比本文略早一些，而在溫度峰值的部分則是相當接近的。

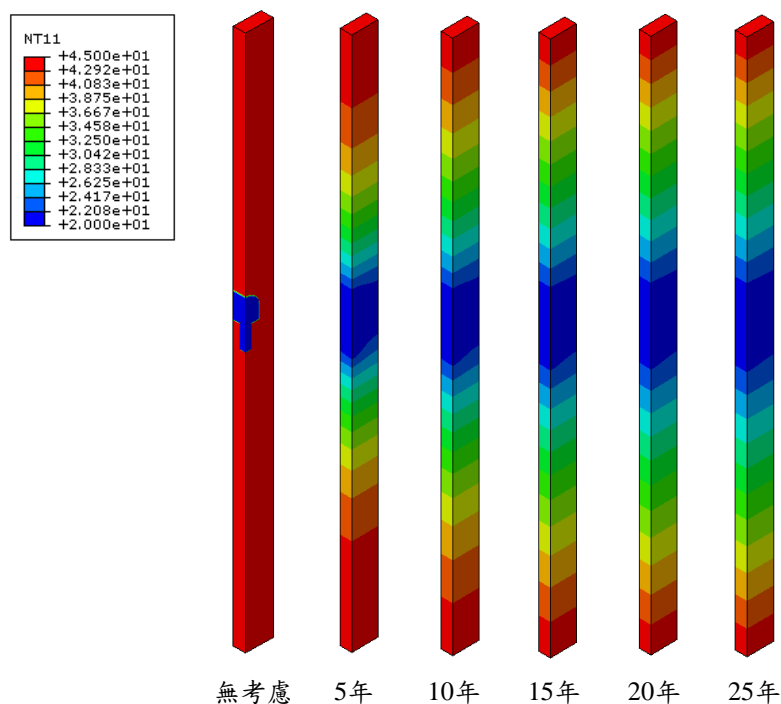


圖 5-10 各個案例之溫度雲彩圖

表 5-9 各個案例之溫度影響範圍

溫度區間	影響範圍(m)					
	無考慮	5年	10年	15年	20年	25年
中間20°C	9.13	11.08	11.25	12.53	13.74	14.45
上側45°C	-	11.69	5.50	4.80	4.03	3.53
下側45°C	-	17.76	8.44	5.83	4.87	4.39



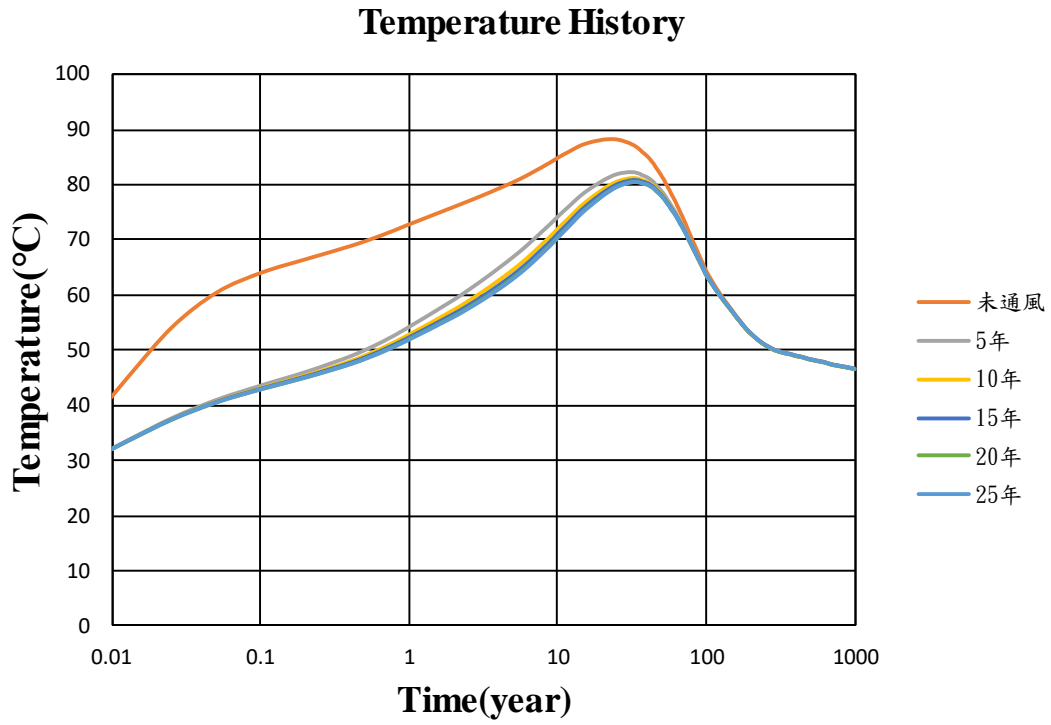


圖 5-11 各個案例之通風溫度歷時圖

表 5-10 各個案例之溫度比較表

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
未通風	88.14	23
5年	82.4	31
10年	81.33	33
15年	80.85	33
20年	80.61	33
25年	80.5	33

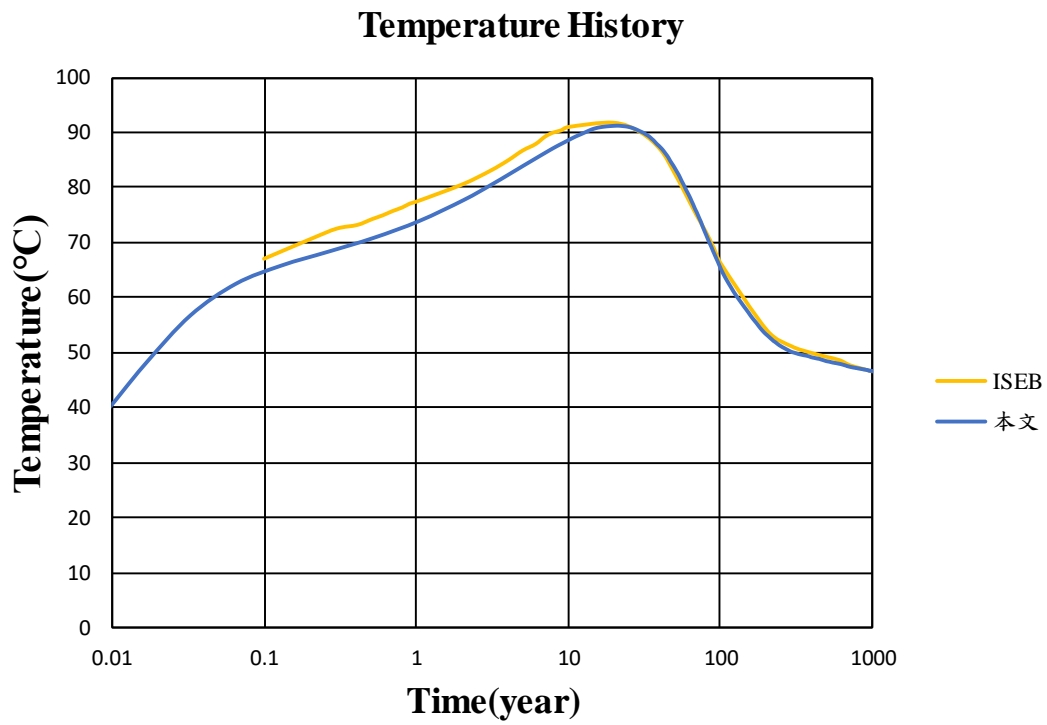


圖 5-12 ISEB 與本文溫度歷時圖[14]

表 5-11 ISEB 與本文溫度比較表[14]

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
ISEB	91.7	20前後
本文	91.25	21

## 5.8. 母岩滲透率之影響分析

於 BMT1B 的工作中，母岩的初始滲透率也是分析時須考慮到的參數。本節藉由(5-1)式將母岩滲透率轉換成母岩初始孔隙比，改變不同的母岩初始孔隙比，來探討母岩滲透率對處置場中溫度及飽和度的影響。

### 5.8.1. 案例介紹

使用完全耦合 T-H-M 進行分析，各各案例中所使用的母岩滲透率如表 5-12 所示，並考慮到處置場通風 25 年對處置場之影響，其餘的模型尺寸、材料參數及邊界條件皆相同，如 5.2 節至 5.4 節所示。分析點位是參考文獻中的位置，如圖 5-13，圖中 B1 為緩衝材料頂部中心與回填材料交界處，B3 為處置罐頂部中心與緩衝材料交界處，B4 為外包件中點與緩衝材料之交界處，B6 為與 B4 同一水平面上緩衝材料及母岩交界處。本節主要針對 B4 進行分析。

表 5-12 各案例使用的初始母岩滲透率

案例	初始母岩滲透率(m <sup>2</sup> )	對應孔隙比
CASE17	10 <sup>-17</sup>	0.00415
CASE18	10 <sup>-18</sup>	0.00306
CASE19	10 <sup>-19</sup>	0.00275

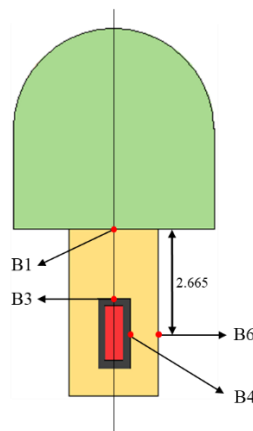


圖 5-13 結果輸出點位置示意圖

## 5.8.2. 結果分析

圖 5-14 及圖 5-15 分別為不同母岩滲透率之情況下，溫度及飽和度之歷時圖，由圖中可得知改變母岩滲透率，對於溫度之結果影響，其中因熱傳導係數有些許差異，但處置場中之溫度影響大多來自處置罐所釋放之熱能，導致溫度上幾乎沒有影響；當改變了母岩滲透率，對於飽和度之結果卻是相當大，由(5-1)式來看，當母岩滲透率越小，孔隙率將跟著變小，使得地下水難以從母岩中流入處置場，因此 CASE19 才會是最晚達到飽和之案例，如表 5-13 所示，我們也可以從這三組案例看出當母岩滲透率減少，到達飽和之時間將拉的越久，若母岩滲透率太低，可能導致模型無法順利分析。

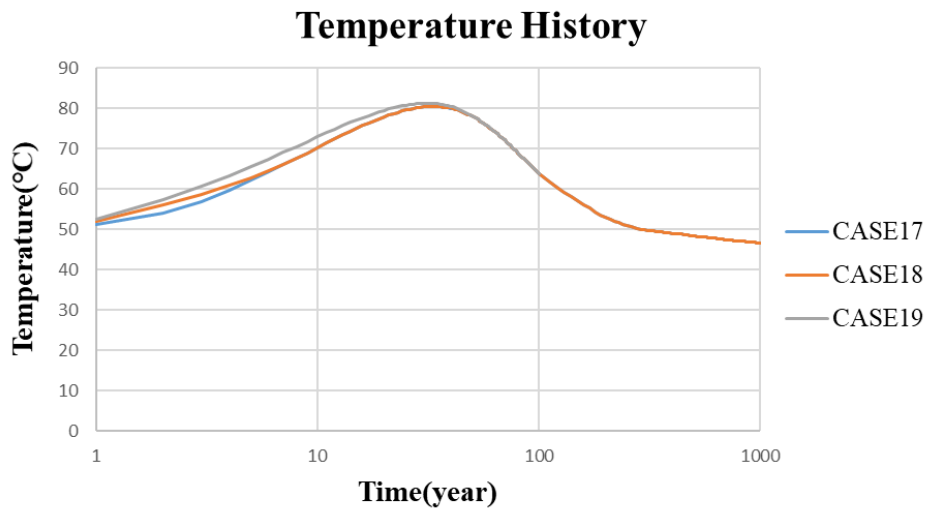


圖 5-14 不同初始母岩滲透率於 B4 點位之溫度歷時圖

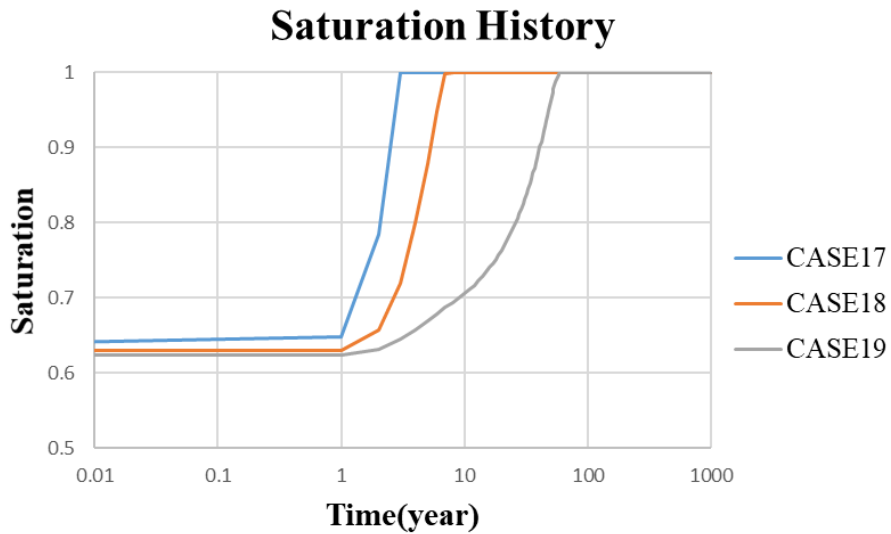


圖 5-15 不同初始母岩滲透率於 B4 點位之飽和度歷時圖

表 5-13 不同初始母岩滲透率於 B4 點位到達飽和之時間

案例	到達飽和之時間 (年)
CASE17	3
CASE18	8
CASE19	61

## 5.9. 緩衝材料滲透率之影響分析

本節針對緩衝材料之滲透率進行分析，分析上會藉由(5-2)式將緩衝材料之滲透率轉換成水力傳導係數，藉由改變緩衝材料中的水力傳導係數之參數，比較處置場中溫度及飽和度之差異。

### 5.9.1. 案例介紹

本節各個案例所使用之緩衝材料滲透率如表 5-14，並且固定母岩滲透率為  $10^{-18} \text{ m}^2$ ，考慮處置場通風 25 年，其餘模型尺寸、材料參數及邊界條件與 5.2 節至 5.4 節相同。分析點位為圖 5-13 中的 B4 點進行溫度及飽和度之比較。

表 5-14 各案例使用的緩衝材料滲透率

案例	緩衝材料滲透率(m <sup>2</sup> )
CASE B-1	$1.6 \times 10^{-19}$
CASE B-2	$1.6 \times 10^{-20}$
CASE B-3	$1.6 \times 10^{-21}$
CASE B-4	$1.6 \times 10^{-22}$

### 5.9.2. 溫度結果分析

本節針對緩衝材料之滲透率進行分析，圖 5-16 為各個案例的溫度歷時圖，可看出降低水力傳導係數雖然會使溫度升高，但彼此的相差甚小，幾乎對溫度的變化沒有太多的影響，將各案例中最高溫度及其發生的時間整理成表 5-15，發現發生最高溫度的時間皆為 33 年，且 CASE B-1 至 CASE B-3 之最高溫皆是相同的，唯有 CASE B-4 的溫度比其他案例高了 1.76°C，造成此結果的原因可能為飽和度結果較低，對應的熱傳導係數也較低所造成的。

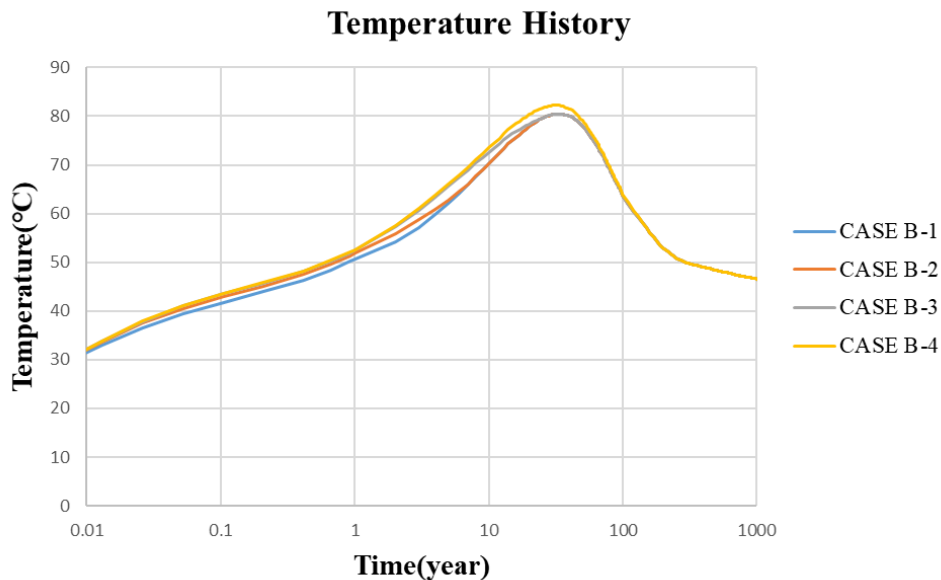


圖 5-16 不同緩衝材料滲透率之溫度歷時圖

表 5-15 不同緩衝材料滲透率之溫度峰值比較

案例	最高溫度(°C)	發生時間(年)
CASE B-1	80.50	33
CASE B-2	80.50	33
CASE B-3	80.50	33
CASE B-4	82.26	33

### 5.9.3. 飽和度結果分析

不同的緩衝材料滲透率對處置場的飽和度結果相差甚大，圖 5-17 為各個案例的飽和度歷時圖，從圖中可看出當緩衝材料滲透率越小，處置場到達飽和的時間就越久，當滲透率越小，孔隙率隨之越小，導致地下水難以流入至處置場中，到達飽和的時間也就越久，將各個案例到達飽和度的時間整理成表 5-16，這四組 CASE 之間的緩衝材料滲透率越小，到達飽和之間間隔就會越長，若繼續將水力傳導係數縮小，處置場越難達到飽和。

由飽和度結果可以看出，CASE B-1 至 CASE B-3 在第 33 年前，輸出點位置早已達到飽和，而 CASE B-4 的飽和度還位於 0.63 左右，熱傳導係數也因此較低，導致溫度會比其他三組案例都來的高一些。

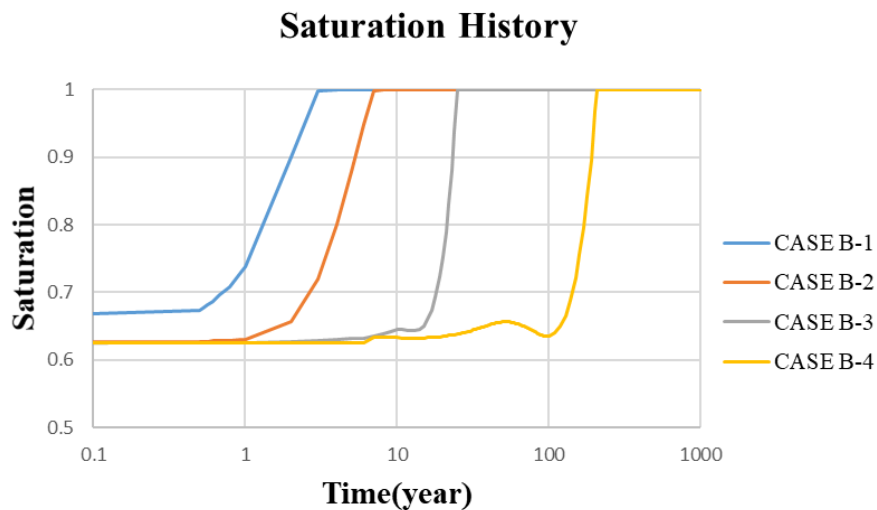


圖 5-17 不同緩衝材料滲透率之飽和度歷時圖

表 5-16 不同緩衝材料滲透率到達飽和之時間

案例	到達飽和之時 (年)
CASE B-1	4
CASE B-2	8
CASE B-3	25
CASE B-4	210

#### 5.9.4. 小結

滲透率的改變對於溫度上可視為幾乎沒有影響，尤其是當皆到達飽和沒多久後，溫度的結果會是一樣的，這點可從 CASE B-1 至 CASE B-3 看出，因此在進行完全耦合時，可藉由判斷到整個處置場達飽和的時間，去簡化後續運算，以減少分析上所需的時間；對於飽和度的影響非常大，當緩衝材料滲透率越小，地下水就越難流入至處置場內，使處置場到達飽和的時間就越久。

#### 5.10. 溫度對水力傳導係數之影響分析

在熱-水-力耦合的過程中，溫度的變化將對水力傳導係數造成影響，於 BMT1B 的工作中並未考慮到此現象的發生，為了將分析更貼近於真實的狀況，本節將水力傳導係數隨溫度變化的影響加入分析中，參考文獻[15]所提供之緩衝材料參數關係來進行本節之分析，如表 5-17，考慮的母岩滲透率皆為  $10^{-18} \text{ m}^2$ ，處置場通風 25 年，分析方法分成兩種方法去分析，其過程會於 5.10.1 節說明，並且比對兩種方法的分析結果進行比對。為探討緩衝材料中水力傳導係數對於飽和度的影響，本節也會藉由固定孔隙比來對水力傳導係數進行分析。



表 5-17 緩衝材料之水力材料參數對應孔隙比與溫度關係[15]

水力傳導係數(m/s)	孔隙比	溫度(°C)
3.50E-15	0.4	20
2.00E-14	0.6	20
6.50E-14	0.8	20
1.75E-13	1.0	20
5.00E-15	0.4	40
3.10E-14	0.6	40
1.00E-13	0.8	40
2.75E-13	1.0	40
7.00E-15	0.4	60
4.40E-14	0.6	60
1.45E-13	0.8	60
3.85E-13	1.0	60
1.00E-14	0.4	80
5.50E-14	0.6	80
1.80E-13	0.8	80
4.90E-13	1.0	80

### 5.10.1. 分析流程

水力傳導係數會隨著溫度的改變而改變，如何將溫度之結果值引用至水-力之分析中，本節提供兩種分析方法，分別為使用溫度初始條件（以下稱 I 方法）及撰寫副程式（以下稱 U 方法）兩種方法，其說明如下：

**I 方法：**於 ABAQUS 程式的材料參數部分有提供直接將表 5-17 中的關係輸入之功能，接著直接將熱傳分析之溫度場結果作為水-力分析中的溫度場條件進行分析。

**U 方法：**使用副程式 USDFLD 去讀取熱傳分析之結果檔中各個積分點之溫度，並帶入計算水-力分析，以獲得緩衝材料各積分點之溫度所對應的水力傳導係數，為此須在撰寫提取各積分點之溫度值之副程式，使用的批次檔也需依圖 5-18 去進行完全耦合 T-H-M 分析。

對本案例而言，兩種方法可得到相同的計算結果。相較之下，U方法須撰寫副程式並使用批次檔，在執行上相對較困難，但也具更廣泛的適用範圍；例如，對多孔處置場進行局部耦合分析時，即必須採行U方法。

```
echo off
echo
call abaqus job=TAIR25.inp cpus=8 interactive
call abaqus job=T0001.inp cpus=8 interactive
call abaqus job=S0001.inp cpus=8 interactive
call WriteSAT.exe
ping -n 2 127.0.0.1
call abaqus job=T0101.inp user=takesaturation.for cpus=8 interactive
call WriteTEMP1-1.exe
ping -n 2 127.0.0.1
call temperature.exe
ping -n 1 127.0.0.1
call abaqus job=S0101.inp user=taketemperature.for cpus=8 interactive
call SAT.exe
ping -n 1 127.0.0.1
:next
call WriteSAT1-1.exe
ping -n 2 127.0.0.1
call abaqus job=T0102.inp user=takesaturation.for oldjob=T0101 cpus=8 interactive
call WriteTEMP1-2.exe
ping -n 2 127.0.0.1
call abaqus job=S0102.inp user=taketemperature.for oldjob=S0101 cpus=8 interactive
call MAX_T_FIRST1.exe
call check.exe
ping -n 2 127.0.0.1
```

圖 5-18 U 方法使用之批次檔

### 5.10.2. 案例介紹

本節使用之模型幾何、材料參數及邊界條件皆與 5.2 節至 5.4 節相同，不同的部分為改變材料參數中的水力傳導係數，各案例所使用的水力材料參數如表 5-18，本節之分析中只有 CASE1 針對 I 方法及 U 方法且不固定孔隙比進行比較，CASE2 至 CASE5 皆為使用 U 方法並藉由固定孔隙比來對水力傳導係數進行分析。本節分析點位如圖 5-13 中 B1、B3、B4 及 B6 進行分析。

表 5-18 水力傳導係數之案例說明

案例	水力傳導係數(m/s)	溫度(°C)	分析方法
CASE1	同表 5-17		I 及 U
CASE2	3.50E-15	20	U
	5.00E-15	40	
	7.00E-15	60	
CASE3	1.00E-14	80	U
	2.00E-14	20	
	3.10E-14	40	
	4.40E-14	60	
CASE4	5.50E-14	80	U
	6.50E-14	20	
	1.00E-13	40	
	1.45E-13	60	
CASE5	1.80E-13	80	U
	5.00E-15	20	
	2.75E-13	40	
	3.85E-13	60	
	4.90E-13	80	

### 5.10.3. 結果分析

針對固定緩衝材料之孔隙比的情況下去進行各案例之飽和度結果比較 (CASE1 除外)，圖 5-19、圖 5-20、圖 5-21、圖 5-22 分別對應 B1、B3、B4 及 B6 點於不同案例下的飽和度歷時圖，將各點位於各案例到達飽和之時間整理為表 5-19。

藉由這幾組案例比較，由於 CASE2 之水力傳導係數最低，地下水不易流入至處置場中，導致到達飽和之時間皆為最久，相反的，CASE5 之水力傳導係數最高，處置場到達飽和之時間最快，在結果中也表示當水力傳導係數越是增大，到達飽和時間的變化幅度將會縮減。對於 B1 及 B6 點上，由於輸出點皆位於多孔材料之交界處上，飽和度的結果不全由緩衝材料所影響，導致孔隙比對水力傳導係數之影響結果不是很明顯；而 B3 與 B4 皆位於與外包件之交界處，由於外包件為不透水材料，飽和度之結果已乎為緩衝材料影響，也比較能看出其中的差異。CASE1 為溫度及孔隙比皆會影響水力傳導係數之案例，由結果中可看出 CASE1 之結果與 CASE3 最接近，其原因為處置場中緩衝材料之初始孔隙比為 0.636，而 CASE3 則是固定孔隙比為 0.6 情況下之案例，兩案例之孔隙比較為接近之情況下，對應的水力傳導係數也會相近，故飽和度之結果最接近。

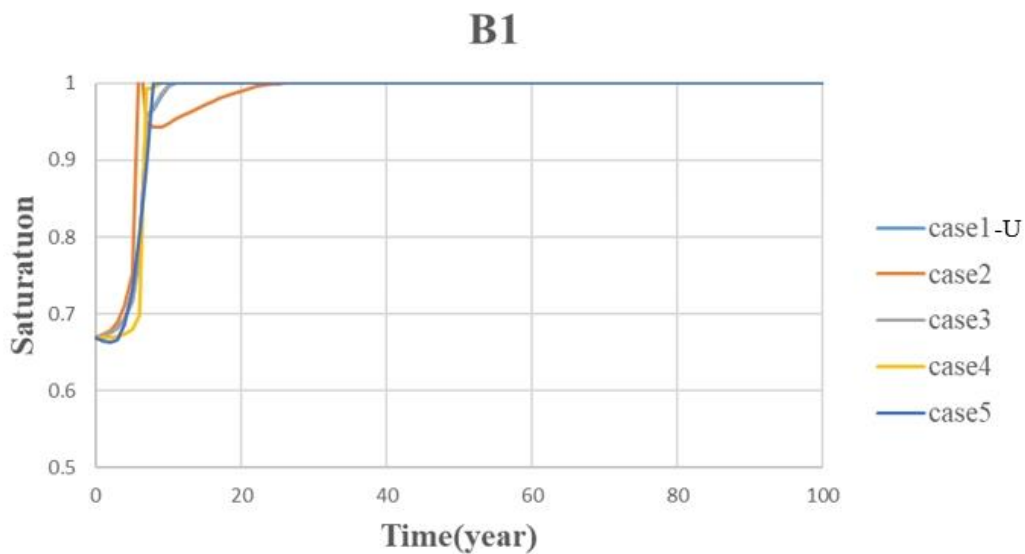


圖 5-19 各案例於 B1 之飽和度歷時圖

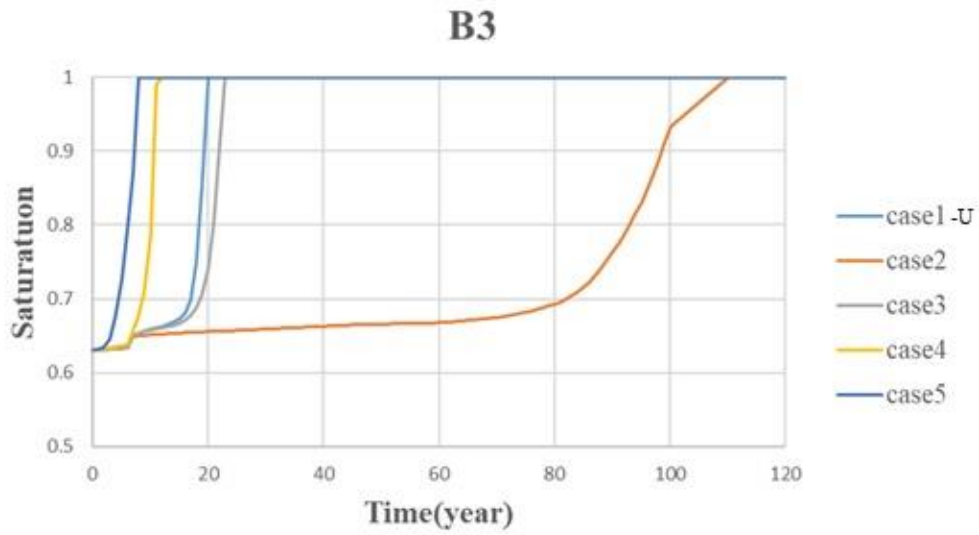


圖 5-20 各案例於 B3 之飽和度歷時圖

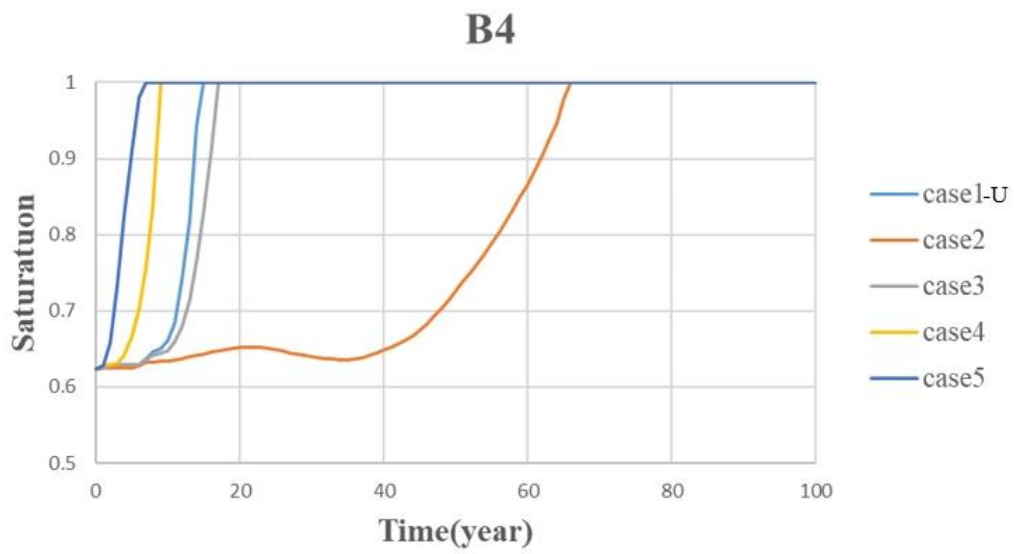


圖 5-21 各案例於 B4 之飽和度歷時圖

## B6

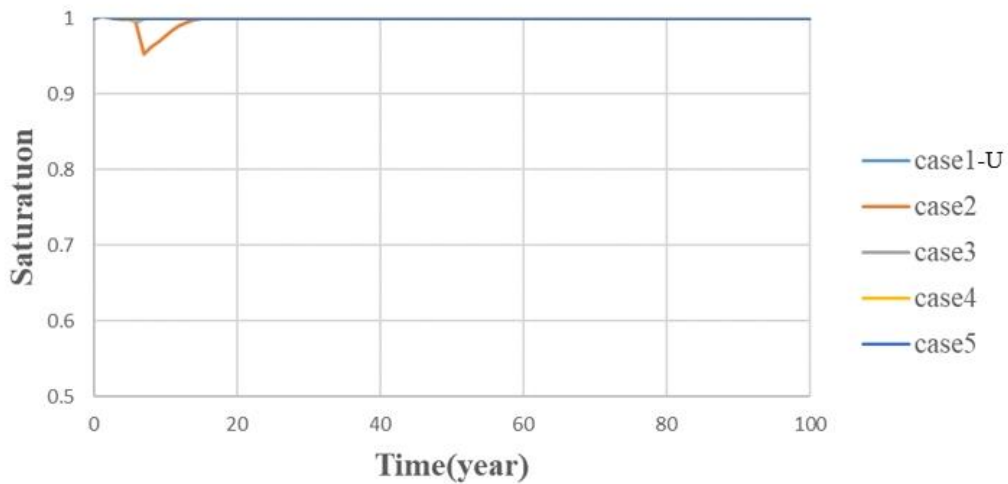


圖 5-22 各案例於 B6 之飽和度歷時圖

表 5-19 各點位於各案例到達飽和時間之比較

案例	各點位到達飽和之時間(年)			
	B1	B3	B4	B6
CASE1	11	20	15	1
CASE2	26	110	68	12
CASE3	11	23	17	1
CASE4	9	12	9	1
CASE5	8	8	6	1

接著針對 I 及 U 方法兩分析方法進行結果的比對，圖 5-23 及圖 5-24 分別為 CASE1 使用兩種方法，並且針對 B4 點之溫度及飽和度結果比較，溫度之結果最大差值為 0.72%，而最高溫發生時間皆為第 33 年，最高溫差值為 0.012%，差異不大；飽和度之結果，飽和度之最大差值為 5.37%，兩方法皆為在第 15 年處置場到達飽和。對於本節所使用之兩種方法，結果差異不大，但是在分析的流程上，U 方法會顯得在複雜一些，其中需要多撰寫副程式去抓取溫度值，分析時間會來得比較久，因此建議在進行完全耦合 T-H-M 分析時使用 I 方法來進行分析。

## Temperature History

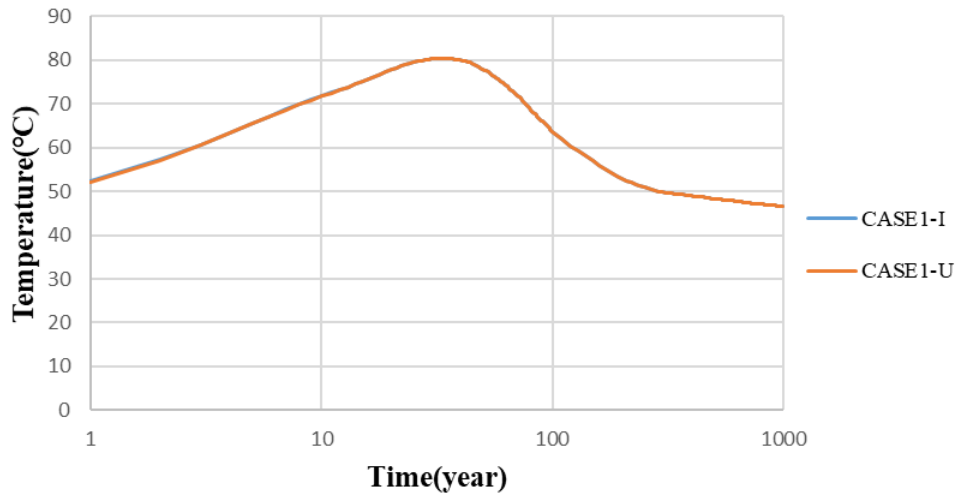


圖 5-23 CASE1 之 I 及 U 方法溫度歷時圖

## Saturation History

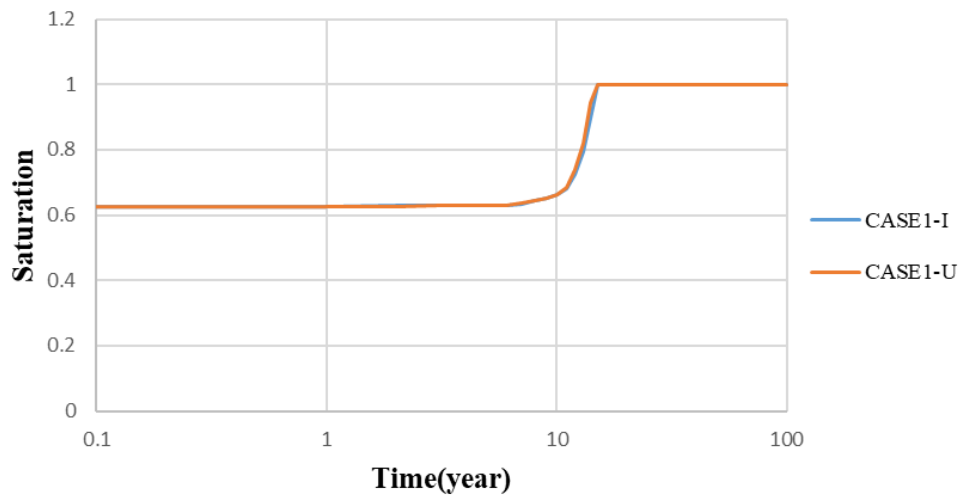


圖 5-24 CASE1 之 I 及 U 方法飽和度歷時圖

## 第六章、提出處置罐承載分析之相關審查重點或注意事項

### 6.1. 處置罐承載審查重點與注意事項

台電報告進行用過核子燃料處置罐之剪切影響分析及相應之初階安全評估，並說明處置罐經過剪切應力的影響、強度設計之要求、以及安全性之基礎；另一方面，SKB 文獻則針對處置罐進行大型試體實驗以及分析，其中包括最大容許應力的設計、銅殼厚度設計、以及地震施加下的處置罐剪切分析，對於深層地質處置的建立及安全性提供分析數據以進行後續之評估。

本節綜整上述文獻結果及本報告第三章研究內容，列出了適用於我國之有關處置罐剪切承載之審查重點及注意事項：

審查重點部分：

- (1) 瑞典 SKB 機構限制廢棄物處置罐中所定義的處置罐最大容許應力為 395MPa，進行處置罐承載能力分析與設計時應依此列為重點參考依據。
- (2) 由於 10 公分之剪力位移加載案例有超出 SKB 所規定之最大應力之疑慮，因此 SKB 建議最大剪力位移加載限制為 5 公分。在進行處置罐設計時，應據此確保處置罐容許最大位移符合相關安全要求。
- (3) 依據 SKB 之研究結果，建議處置罐設計時，可使用超過 50mm 的銅殼來阻止腐蝕效應的侵蝕。
- (4) 台電報告中，針對分析模型「剪切位置」之設置（包括剪切位移在試體軸向及環向的分布範圍、位移的加載形式、剪切角度參考軸及夾角量測之方向、確切加載位置、試體模型中膨潤土厚度...等重要細節），應提供詳細之說明。
- (5) 在處置罐承受剪切之情況下，須確認內插件仍保持其抗壓特性，以能抵抗均質的載重。
- (6) 如果將剪切位移以「扭轉方式」加載至膨潤土內部，不論加載在膨潤土任一深度，皆不會對處置罐產生較大影響以及任何安全考量上的疑慮。據此可列為處置罐設計加載機制之考量依據。
- (7) 本報告進行之平行驗證分析案例的結果，與台電報告的相對差值皆在 11% 以下，可作為考慮現實剪切承載機制之參考依據。



注意事項部分：

- (1) ML(芮氏)小於 1 的地震通常對應 0.001 至 1 mm 的滑動，在進行剪切應力分析時，可以此作為小型剪切數值模擬分析參考依據。
- (2) 芮氏 5 級左右的大地震則有 50 至 500 mm 的滑動，在進行剪切應力分析時，可以此作為大型剪切數值模擬分析參考依據。
- (3) 在使用密度為  $2,050 \text{ kg/m}^3$  之膨潤土的緩衝材料試體試驗中，以  $1 \text{ m/s}$  的速度進行 5 公分剪切運動，在所有指定位置和角度的處置孔發生剪切斷裂後，應確認銅殼的抗腐蝕障壁要保持完整。
- (4) 考慮處置場區域內斷層平面內具有潛在滑移平面，為了確保處置罐不受剪切效應之影響，我國「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」已明定，場址不得位於活動斷層之主要斷層帶兩側各一公里及兩端延伸三公里之帶狀地區。
- (5) 台電報告中定義之安全餘裕，係為最大容許 Mises 應力與案例分析研究結果之比值，建議可依此定義做為國內剪切應力分析安全性之參考標準。

以上相關定性內容可作為我國之重要參考。惟在定量數據之參考值，建議應有更為充分之本土研究作為支持基礎。此為日後研究之相關議題。

## 6.2. 處置罐圍壓審查重點與注意事項

SKB 試驗報告中主要針對處置罐進行數值模擬實驗以及試驗分析，探討處置罐體於多種載重情形下之變形影響關係，對於深層地質處置中的處置罐體之埋放、鑄造、設計有更精確及更廣泛的試驗數據，以進行後續之安全性評估。本節綜合上述文獻結果及本報告第四章研究內容，列出了有關處置罐圍壓承載之審查重點及注意事項。

審查重點部分：

- (1) 在多種圍壓分析案例中，40MPa 之受力情形將會造成處置罐體上緣銅殼處產生約 2mm 之最大殘餘徑向變形，建議可作為相關安全性評估時之考慮重點。
- (2) 在本研究案例之圍壓分析中，100MPa 之受力情形將會造成處置罐體產生塑性變形，未來之相關研究案例不宜僅使用彈性變形作為力學分析之考量條件。
- (3) 在不均勻之圍壓作用加載下，四周之圍束壓力造成更顯著之變形影響，甚至超越軸向壓力之影響，現實進行罐體埋設時應考慮此效應。
- (4) 在逐漸加大的圍壓增量加載情形下，根據 SKB 試驗報告及本研究之數值模擬分析結果中皆可觀察到，上方銅罐將先產生較大之變形，後續則為內部鑄鐵槽之塑性變形直至罐體破裂。此破壞機制的觀察與確認應為相關分析與設計之評估重點。
- (5) 本研究案例之處置銅罐係埋放 12 支 BWR 燃料之 KBS-3 型處置銅罐，若需埋放其他型號之燃料棒，須採不同之設計，其物理場分布將不盡相同，設計時須考慮相應之幾何配置並評估其影響效應。
- (6) SKB 文獻中說明處置銅罐經過冷均壓機進行圍壓加載後，發現其裂縫之擴展位置位於有雜質鑲嵌之拉應力區，並隨加壓趨大隨之擴展，鑄造銅罐時須就裂縫之生成及擴展進行詳細觀察考量。

注意事項部分：

- (1) SKB 試驗結果與本研究之數值模擬分析結果均為特定案例之實驗分析，可用於推測相應之定性實驗結果。若需進一步定量數據之參考值，建

議應進行更為充分之各類代表案例之研究，以作為設計考量之支持基礎。

- (2) 有限元素分析之數值模擬分析結果與實驗室之模擬試體試驗分析結果不盡相同乃正常現象，應進行適當之比對與評估，確認二者在模型建置與分析過程中的異同；依此即可從數值模擬分析結果中得出相近之物理場變化情形，作為訂定規範之參考依據。
- (3) SKB 機構考慮冰層對土體施加的外力及處置場之靜水壓力及緩衝材料之回脹壓力，依此訂定 KBS-3 型處置銅罐之設計壓力為 44MPa。為使處置孔不受應力產生破壞，處置銅罐之設置與設計應以此規範作為考量之參考依據。
- (4) SKB 機構說明 KBS-3 型處置銅罐在不考慮冰川荷載的設計安全係數為 2，而冰川造成的額外荷重問題會導致銅罐接縫處產生應力集中，此可作為我國後續訂定安全係數規範額外考量之依據。
- (5) 當地震發生於冰盛期時，緩衝材料將長期承受土體之膨脹壓力，為確保緩衝材料保有其效力，SKB 文獻中規定緩衝材料之設計膨脹壓力須大於 1MPa，此可作為後續訂定緩衝材料膨脹壓力規範之參考。
- (6) SKB 文獻中說明為防止高放射性物質於處置罐體中外洩至回填材料中並流動於其中，規定回填材料之膨脹壓力需大於 0.1MPa，此可作為後續訂定回填材料膨脹壓力規範之參考。

## 第七章、結論

### 7.1. 國內階段成果報告處置罐承載分析之平行驗證計算結論

#### 1. 處置罐剪切分析與台電平行驗證

- (1) 本文依照台電報告[9]提供處置罐設置條件進行處置罐剪切分析與驗證，經由多組參數測試得到與台電接近之結果。
- (2) 本研究與台電報告[9]在 *mises* 應力上展現相同之趨勢。由於台電在此部分報告列出之結果與分析模型都十分簡略亦無說明邊界條件，依此情況研判本研究之分析模型與台電模型近似。

#### 2. 處置罐剪力位移參數分析

由本節之參數分析結果可得知，對處置罐進行剪切參數分析，改變施加的位置以及方向對分析結果影響不大。

#### 3. 膨潤土內部之剪切參數分析

由參數分析結果得知，當剪力位移加載至膨潤土內部時，結果應力都介於 324MPa 與 332MPa 之間，皆小於瑞典 SKB 文獻[10]中所定義之處置罐最大容許應力為 395MPa，不會對處置罐產生較大之影響。

### 7.2. 針對處置罐承載分析之國際技術研究計畫研究內容或案例進行平行驗證工作結論

#### 1. 處置罐圍壓及鑄造瑕疵影響分析

- (1) 本研究所得之數值模擬分析結果與 SKB 量測之試驗結果有相同定性的觀測結果；另外，數值模型所觀測到的罐體最大殘餘位移值為 14.7mm，介於 SKB 兩試體量測值(11.5mm 及 20mm)，以此兩點判斷本數值模型可模擬 SKB 試體受力後的變形影響情形。
- (2) 處置罐體將隨加載圍壓增大，發生最大殘餘變形之處也將改變，其為內部鑄鐵轉移至罐體四周再到內部鑄鐵插槽處直至破裂。
- (3) 從上方軸向壓力與四周圍束壓力不一致時所產生之不均勻圍壓問題中

可了解，對於處置罐體而言圍束壓力將造成較大之物理場影響，原因判斷為其對內部插入件之插槽空間為垂直受力，故有此影響。

- (4) 處置罐體之鑄造瑕疵情形將使最大位移變形量增大，此將造成處置罐體安全性疑慮。

### **7.3. 耦合模型之國際合作計畫工作任務平行驗證結論**

#### **1. 熱傳導分析之平行驗證**

- (1) 本文之溫度結果與同是使用三維模型且有考慮隧道靜置通風冷卻的 CNSC、CEA 及 SKI 相當接近。
- (2) 使用軸對稱模型且有考慮隧道靜置通風冷卻的 JNC，溫度會較高一些，到達溫度峰值的時間會提早。
- (3) 使用三維模型但不考慮隧道靜置通風冷卻的 ISEB 得到了在所有團隊之中最高的溫度及最早到達溫度峰值的時間。

#### **2. 水-力分析之平行驗證**

對於各團隊分析再飽和時間有相當大的差異，本文與 CEA 之結果相當接近，而與其他團隊差異較大，造成差異的原因可能是各團隊使用不同滲透率的函數。

#### **3. 隧道靜置通風冷卻效應**

- (1) 考慮隧道靜置通風冷卻的時間，會大幅影響溫度峰值及其發生的時間。
- (2) 考慮冷卻的時間為 10 年或更久，隧道靜置通風冷卻效應處置場母岩的影響範圍趨緩
- (3) 本文與 ISEB 考慮相似之分析方法時，峰值溫度及其發生時間得到近乎一樣的結果。

#### **4. 材料參數及溫度之影響分析**

- (1) 母岩滲透率越小，會使地下水難以流入至整個處置場內部，使處置場難以達到飽和。
- (2) 改變緩衝材料之滲透率，對於飽和度之結果影響相當大，若滲透率太小，會使地下水難以流入緩衝材料中，使其到達飽和時間增長。
- (3) 當處置場到達飽和時，熱傳導係數將變成定值，溫度場不再受飽和度

影響，分析上可簡化後續分析流程。

- (4) 藉由固定緩衝材料孔隙比之結果可看出，當孔隙比越小，處置場到達飽和的時間越長。
- (5) 進行溫度改變水力傳導係數之參數時進行多組案例比較，其中以 CASE3 (孔隙比固定 0.6) 最接近 CASE1 (未固定孔隙比) 之結果，因緩衝材料之初始孔隙比為 0.636，因此結果相近。

## 參考文獻

- [1] KBS, “Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3, Vol.I: GENERAL ; VOL.II: GEOGLOGY ; Vol.III: BARRIERS; Vol.IV: Safety”, Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division KBS, Stockholm , Sweden (1983).
- [2] SKB, “Final Disposal of Spent Nuclear Fuel”, SKB Technical Report 92-20, Sweden (1991).
- [3] KBS, “Deep Repository for Spent Nuclear Fuel: SR 97- Post-Closure Safety”, Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division KBS , Stockholm , Sweden (1999).
- [4] Karl-Fredrik Nilsson. Pressure tests of two KBS-3 canister mock-ups, TR-05-18
- [5] P. Minnebo. Tensile, Compression and Fracture Properties of Thick-Walled Ductile Cast Iron Components, November 4, 2006
- [6] Svensk Karnbranslehantering AB. Underground design Forsmark Layout D2 , R-08-116, July 2009.
- [7] Harald Hokmark, Margareta Lonnqvist, Billy Falth Clay Technology AB. THM-issues in repository rock. Thermal, mechanical, thermo-mechanical and hydro-mechanical evolution of the rock at the Forsmark and Laxemar sites, TR-10-23, May 2010.
- [8] Harald Hokmark, Billy Falth, Margareta Lonnqvist Clay Technology AB. Earthquake simulations performed to assess the long-term safety of a KBS-3 repository – Overview and evaluation of results produced, TR-19-19, September 2019.
- [9] 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。
- [10] SKB,“Design analysis report for the canister”,TR-10-28, April 2010
- [11] SKB,“Modelling and analysis of canister and buffer for earthquake induced rock shear and glacial load”,TR-10-34,August 2010

- [12] SKB, “Pressure tests of two KBS-3 canister mock-ups” ,TR-05-18, 2005.
- [13] SKB, “Design analysis report for the canister” , TR-10-28, April 2010.
- [14] DECOVALEX III, “DECOVALEX III project Final report of Task 3 BMT 1B” ,  
SKI Report 2005:25, February 2005.
- [15] 瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(SKB)：最終處置場概念設計。取自  
<http://www.skb.com/>



行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫三：緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析  
及實驗技術建立  
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：張瑞宏

子計畫主持人：楊樹榮

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：110FCMA 001

中華民國一〇一〇年十二月

(此頁空白)

行政院原子能委員會放射性物料管理局

110 年用過核子燃料最終處置場址及工程障壁  
特性之管制技術研究

子項計畫三：緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析  
及實驗技術建立

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：楊樹榮

研究期程：中華民國 110 年 2 月至 110 年 12 月

研究經費：新台幣肆拾肆萬元整

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 110 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

目前國際公認用過核子燃料最終處置之最佳方法為深層地質處置(Deep Geological Disposal),在瑞典核子燃料暨廢棄物營運公司(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB)所研發之「KBS-3 處置概念」中,以多重障壁系統 (Multi-Barrier System)的概念達到隔離的目的。緩衝材料作為其中的障壁主要為阻止地下水對流,以及保護處置罐 (Canister)免受岩石剪切運動的影響,對於處置場安全性至關重要。膨潤土緩衝材料遇到地下水將發生回脹,回脹壓力的增加使其擠入裂隙當中並完成自密封 (Self-sealing),而裂隙中的膨潤土不受到束制。然而,局部的自由回脹可能導致緩衝材料被地下水流帶走,導致緩衝材料沖蝕發生 (Buffer erosion),進而影響緩衝材料之功能性。

本計畫採用懷俄明州膨潤土(MX-80)進行實驗,為瞭解膨潤土的沖蝕行為與機制,設計一實驗裝置來模擬膨潤土在處置過程中可能遭遇到地下水沖蝕的環境條件,並進行一系列實驗探討不同的裂隙內寬、水化學以及水流量對於膨潤土沖蝕的影響。實驗裝置主要以兩塊透明壓克力板形成光滑且可控制內寬的人工裂隙,並以蠕動幫浦控制流量,水則經由此人工裂隙接觸膨潤土後流出。藉由此裝置得知膨潤土封填進裂隙後的行為,藉此對緩衝材料沖蝕的機制與影響進行研究。

本計畫完成兩種水化學、流量與三種不同裂隙內寬的沖蝕實驗,研究結果發現最大的沖蝕量發生在高流量(1 mL/min)、較大的裂隙內寬(2.0 mm)以及去離子水的環境中,於實驗開始歷經 93 天至結束的累計沖蝕質量達 1576 mg,觀察到之最大沖蝕率為 63 mg/day,質量損失已達總乾重的 30%,而在高離子強度,同樣的流量及裂隙內寬的環境中,膨潤土沒有明顯沖蝕行為發生,所觀察到的質量損失也微乎其微,在不同流量與裂隙內寬下的沖蝕實驗,也可觀察沖蝕質量有差異性,其研究成果符合國際相關研究報告書之實驗結果。

(此頁空白)

# 目錄

摘要.....	i
圖目錄.....	v
表目錄.....	viii
第一章、緒論.....	1
1.1 研究動機.....	1
1.2 研究方法.....	1
1.3 研究目的.....	2
第二章、國際高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗資訊蒐集及研析.....	3
2.1 緩衝材料之安全指標.....	4
2.2 膨潤土之擴散雙層理論.....	6
2.3 膨潤土沖蝕報告研析.....	7
2.3.1 日本原子能研究開發機構 (JAEA).....	7
2.3.2 加拿大核能廢棄物管理組織 (NWMO).....	9
2.3.3 歐洲原子能共同體.....	10
2.3.4 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB).....	14
2.4 緩衝材料之流失量評估.....	16
第三章、高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置.....	17
3.1 實驗材料.....	18
3.1.1 MX-80 膨潤土分樣處理.....	19
3.1.2 MX-80 膨潤土之設計含水量.....	19
3.2 沖蝕實驗.....	20
3.2.1 實驗設備.....	21
3.2.2 試體壓製流程.....	26
3.2.3 沖蝕實驗流程.....	26
3.3 律定蒙脫石濃度與濁度之關係.....	27
3.3.1 純化膨潤土.....	27
3.3.2 蒙脫石含量測定.....	28
3.3.3 建立律定公式.....	29

3.4 回脹歷程之圖像分析.....	30
3.4.1 副礦物環面積量測.....	31
第四章、高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量 等評估研析 .....	33
4.1 不同水流量的膨潤土沖蝕行為.....	33
4.2 不同裂隙內寬的膨潤土沖蝕行為.....	38
4.3 不同水化學環境的膨潤土沖蝕行為.....	41
4.4 沖蝕量驗證.....	43
4.5 沖蝕過程中的回脹壓力.....	44
4.6 膨潤土沖蝕過程演變.....	48
4.7 副礦物環之面積量測分析.....	53
第五章、高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點 或注意事項 .....	57
5.1 結論.....	57
5.1.1 緩衝材料沖蝕機制.....	57
5.1.2 流失量評估.....	57
5.2 審查重點或注意事項.....	58
5.2.1 審查重點.....	58
5.2.2 注意事項.....	58
參考文獻.....	59



## 圖目錄

圖 2-1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB, 2011a).....	3
圖 2-2 擴散雙層概念 .....	6
圖 2-3 微觀下的擴散雙層排斥力 .....	6
圖 2-4 試驗裝置概略圖 (JAEA, 2008).....	7
圖 2-5 SEM-EDX 和 XRF 的取樣範圍 (JAEA, 2008).....	8
圖 2-6 蒙脫石組成元素含量的趨勢 (JAEA, 2008).....	8
圖 2-7 擴散於裂隙中的蒙脫石 (JAEA, 2008).....	9
圖 2-8 人工裂隙與膨潤土示意圖 (NWMO, 2010) .....	10
圖 2-9 (a)處置孔的橫斷面；(b)實驗裝置實體；(c)實驗裝置概念圖.....	11
圖 2-10 (a)回脹壓力；(b)沖蝕率；(c)副礦物環面積；(d)副礦物環面積.....	12
圖 2-11 試驗過程中的(a)沖蝕率；(b)回脹壓力 (Reid et al., 2015).....	13
圖 2-12 實驗裝置概念圖 (SKB, 2019).....	14
圖 2-13 MX-80 膨潤土在光滑面裂隙中的平均徑向膨脹 (SKB, 2019).....	14
圖 2-14 MX-80 膨潤土於不同裂隙條件下的沖蝕 (SKB, 2019).....	15
圖 2-15 MX-80 膨潤土於 30 內之回脹歷程 (SKB, 2019).....	16
圖 2-16 濁度與懸浮液中蒙脫石濃度的關係 (SKB, 2009b) .....	16
圖 3-1 研究流程 .....	17
圖 3-2 (a) MX-80 產品包裝；(b)土樣顆粒外觀 .....	19
圖 3-3 分樣器 .....	19
圖 3-4 含水量調配流程 .....	20
圖 3-5 沖蝕實驗配置 .....	20
圖 3-6 沖蝕實驗試體置備模具 .....	21
圖 3-7 模擬裂隙之透明壓克力模具 .....	22
圖 3-8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲 .....	22
圖 3-9 水準氣泡儀 .....	22
圖 3-10 間隙規 .....	23
圖 3-11 蠕動幫浦 .....	23
圖 3-12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀 .....	24

圖 3-13 精密電子秤 .....	25
圖 3-14 (a)濁度計；(b)取樣玻璃瓶 .....	25
圖 3-15 沖蝕實驗試體壓製流程 .....	26
圖 3-16 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係 .....	30
圖 3-17 回脹歷程拍攝方法 .....	31
圖 3-18 選取的副礦物環 .....	32
圖 4-1 (a) 裂隙內寬 2.0 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量 .....	35
圖 4-1 (b) 裂隙內寬 2.0 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量 .....	35
圖 4-2 (a) 裂隙內寬 1.0 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量 .....	36
圖 4-2 (b) 裂隙內寬 1.0 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量 .....	36
圖 4-3 (a) 裂隙內寬 0.2 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量 .....	37
圖 4-3 (b) 裂隙內寬 0.2 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量 .....	37
圖 4-4 (a) 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之每日流失量 .....	39
圖 4-4 (b) 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之累計流失量 .....	39
圖 4-5 (a) 流量 1.0 mL/min 4mM NaCl 不同裂隙內寬之每日流失量 .....	40
圖 4-5 (b) 流量 1.0 mL/min 4mM NaCl 不同裂隙內寬之累計流失量 .....	41
圖 4-6 (a) 流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 2.0 mm 不同離子強度之每日沖蝕質量 ...	42
圖 4-6 (b) 流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 2.0 mm 不同離子強度之累計沖蝕質量 ...	42
圖 4-7 去離子水沖蝕試驗過程中的回脹壓力 .....	44
圖 4-8 4.00 mM NaCl 溶液沖蝕試驗過程中的回脹壓力 .....	45
圖 4-9 去離子水條件下之回脹壓力與沖蝕率的對應關係 .....	46
圖 4-10 4 mM NaCl 條件下之回脹壓力與沖蝕率對應關係 .....	47
圖 4-11 流量 1.0 mL/min 裂隙 2.0 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程 .....	48
圖 4-12 流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程 .....	49
圖 4-13 流量 1.0 mL/min 裂隙 0.2 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程 .....	50
圖 4-14 流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 4mM NaCl 膨潤土之膨脹歷程 .....	51
圖 4-15 副礦物之堆積過程 .....	52
圖 4-16 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之副礦物環面積 .....	53
圖 4-17 流量 0.2 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之副礦物環面積 .....	54
圖 4-18 去離子水條件下之副礦物環面積與沖蝕質量的對應關係 .....	55

圖 4-19 被破壞的副礦物環 .....	56
圖 4-20 4 mM NaCl 溶液條件下之副礦物環面積與沖蝕率對應關係 .....	56

## 表目錄

表 3-1 沖蝕實驗因子 .....	18
表 3-2 MX-80 基本物理性質 (American Colloid Company) .....	18
表 3-3 MX-80 化學成分 (%) (American Colloid Company) .....	18
表 3-4 Canon EOS800D 數位單眼相機規格 .....	24
表 3-5 變焦鏡頭規格 .....	24
表 3-6 非線性段之蒙脫石濃度對應濁度 .....	30
表 3-7 線性段之蒙脫石濃度對應濁度 .....	30
表 4-1 沖蝕後之膨潤土重量變化 .....	43

# 第一章、緒論

## 1.1 研究動機

緩衝材料壓實塊體初始狀態之乾密度高達  $1,600 \text{ kg/m}^3$  (SKB, 2002)，此乾密度下的緩衝材料擁有適當回脹壓力、低水力傳導性、高熱傳導性、低乾縮量、長期穩定性。當地下水入侵後，緩衝材料於處置孔中逐漸飽和並開始回脹，而母岩可能存在裂隙，這使飽和過程中回脹壓力逐漸上升的緩衝材料擠入岩石裂隙中，並利用自身極低的水力傳導性，防止地下水在處置孔中形成對流。緩衝材料主要成分為蒙脫石，而蒙脫石由於本身擴散雙層的特性，在某些環境條件下，蒙脫石會由土壤/水介面被流動的地下水帶走 (SKB, 2009a)，造成的質量損失則可能導致緩衝材料乾密度下降，回脹壓力亦可能隨之降低，當回脹壓力過低導致緩衝材料無法再提供所需要的障壁功能，對處置設施的安全產生疑慮。

在先前各國的實驗中，已知影響處置孔中膨潤土沖蝕的幾個主要環境條件包含地下水流量、水化學性質、以及岩石裂隙內寬。目前確定的是，水平岩石裂隙中的蒙脫石顆粒，主要受力是自身顆粒間互相吸引的凡德瓦力 (Van der Waals force)，以及互相排斥的擴散雙層力影響 (SKB, 2009c)。因此，本計畫主要探討流量、水化學及裂隙內寬對緩衝材料沖蝕之影響。

## 1.2 研究方法

本計畫設計可模擬處置孔及岩石裂隙之沖蝕實驗裝置，該裝置由透明壓克力製成，以便由上方觀察裂隙中的膨潤土沖蝕行為。實驗開始後，從設備頂部的進水口供應水，以產生二維水流場，藉由不同流量之水流通過裂隙內部中的試體周圍來模擬地下水流動情況。本研究於試驗過程中會先飽和膨潤土，待回脹壓力產生使膨潤土擠進裂隙當中後，再持續讓水經由人工裂隙接觸膨潤土後流出，並透過從裂隙沖蝕而出的膨潤土凝膠來瞭解凝膠的產生和運輸，藉以研究處置孔在不同地下水流量、水化學、岩石裂隙內寬下，對緩衝材料的沖蝕影響。沖蝕實驗期間主要的量測包括沖蝕率、回脹壓力及副礦物環面積，並由以上實驗結果來瞭解膨潤土於處置孔中之沖蝕行為以及機制，以建立膨潤土在不同條件下膨脹進入裂隙中之模型。最後由沖蝕實驗所得到不同環境條件下的流失量，建立緩衝材料之

沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點或注意事項。

## 1.3 研究目的

### 1. 國際高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗資訊蒐集及研析

本研究針對瑞典 SKB、日本原子能研究開發機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)與其他相關研究報告，蒐集有關緩衝材料沖蝕實驗模擬設備與技術，於進行研析後開發緩衝材料沖蝕實驗模型，並研擬後續沖蝕實驗之試驗程序與技術。

### 2. 高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置

主要著重在緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置。在水化學影響方面，由於不同離子濃度的地下水，很大程度影響蒙脫石顆粒間的擴散雙層排斥力 (王欣婷, 2003)，跟顆粒間相吸的凡德瓦力作用的結果，將直接導致蒙脫石顆粒是否向外釋放。另外，不同的裂隙內寬也將影響膨潤土在該裂隙中的沖蝕行為，一般而言，膨潤土於較小的裂隙中膨脹將會受到更大的阻力限制。但若受到較大的流量，在小的裂隙中，會相應產生較大的流速與剪切應力。因此，沖蝕相關的技術與實驗模型建置，有相當必要性。

### 3. 緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量等評估研析

緩衝材料中的副礦物，例如石英、斜長石和鉀長石等，可能佔緩衝材料的 10% 至 25% (Kiviranta and Kumpulainen, 2011)，這些副礦物可能在膨潤土受到沖蝕後形成濾床 (Filter-bed)，這有可能影響膨潤土沖蝕的嚴重程度 (Reid et al., 2015)，然而目前尚未有充分的文獻足以證明，對於緩衝材料之沖蝕機制亦尚未有明確定論，此乃本研究重點。對模擬裂隙的實驗裝置通以水流，透過實驗來觀察是否會有副礦物環產生，並於試驗過程中從頂部攝影機觀察膨潤土於裂隙內的擴張情形，再對由裝置內流出的水進行濁度測定，用以評估緩衝材料之質量流失。

### 4. 緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估之相關審查重點或注意事項

本計畫參考國際間緩衝材料之沖蝕機制與流失量研究成果，配合我國將來用過核子燃料最終處置場可能因應發展之情況進行沖蝕實驗及流失量之量測，藉以制定審查重點或注意事項之建議。

## 第二章、國際高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗資訊蒐集及研析

各國目前對於高放射性廢棄物的最終處置方法，一致認為採用深層地質處置的概念 (SKB, 1983)，圖 2-1 為瑞典核燃料及廢棄物管理公司 (SKB) 所設計之最終處置場設計概念 (KBS-3)。SKB 將放射性廢棄物裝在高性能金屬製的處置罐 (Canisters) 中，再將處置罐放入適當深度的穩定地質體中，以處置場本身結構體及回填於處置孔及坑道的緩衝材料 (Buffer)、回填材料 (Backfill) 構築為工程障壁，再加上位於深層地質圈組合而成多重障壁 (Multi-barriers) 系統。

多重障壁概念是整個系統的安全性，由多個障壁單元共同提供，各個單元間的功能相互重疊、互補，例如地質圈的不確定性或變化性，則可由工程障壁具有之安定性進行互補，如有某一單元之功能失效時，處置場的整體安全也不會受到很大影響。綜上所述，處置場設計之目的是將放射性核種和生物圈永遠隔離，以避免對人類的生活環境造成衝擊，因此需盡量延長放射性核種由處置場向外擴散的滯留時間，使得核種在到達生物圈前，有足夠長的時間衰退至無害的狀態 (莊文壽等，2000)。

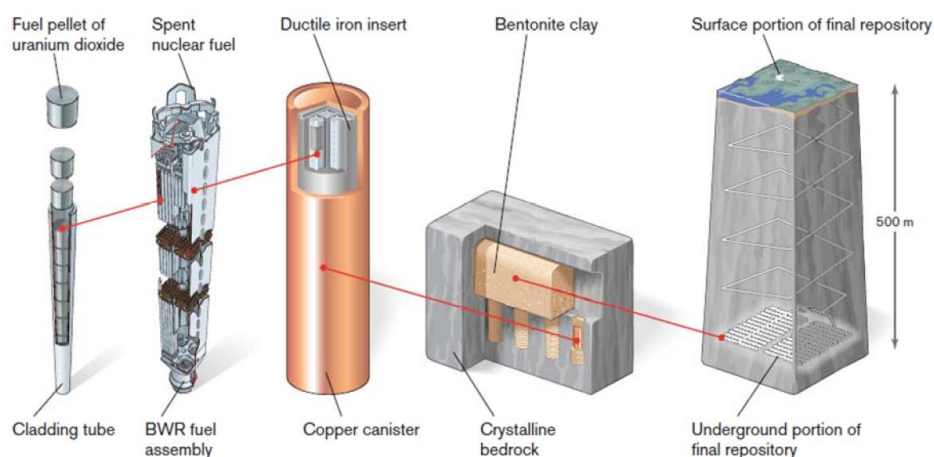


圖 2-1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB, 2011a)

## 2.1 緩衝材料之安全指標

緩衝材料在處置場中有下列之主要功能 (SKB, 2011b, Vol I) :

### 1. 限制對流運輸

限制水的對流避免對處置罐造成腐蝕是緩衝材料重要的安全功能，並限制從處置罐中運輸釋放的核種。指標為滿足緩衝材料的水力傳導度 ( $k^{Buffer}$ ) :

$$k^{Buffer} < 10^{-12} \text{ m/s} \quad (\text{式 2-1})$$

所有的指標在考慮緩衝材料的可變性下，緩衝材料於任何情況都必須滿足，惟緩衝材料的均質性是來自於它在水飽和過程會發生回脹，為此制定了緩衝材料回脹壓力 ( $P_{Swell}^{Buffer}$ ) 的安全指標：

$$P_{Swell}^{Buffer} > 1 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-2})$$

如果滿足該回脹壓力指標，則回脹的緩衝材料與處置孔壁將緊密接觸，這有助於增加緩衝材料/岩石界面中的傳輸阻力。

### 2. 降低微生物的活性

SKB 在地下實驗室 ÄspöHard Rock 中，對膨潤土進行壓實的研究結果表明，如果緩衝材料的飽和密度為  $1,800 \text{ kg/m}^3$ ，則微生物在一千年內產生的硫化物能使處置罐腐蝕深度小於  $2 \text{ }\mu\text{m}$ 。

### 3. 保護處置罐避免受岩石運動

緩衝材料的另一重要的安全功能是保護處置罐使其不受岩石運動的影響，特別是岩石的剪切運動容易使處置罐損壞。而緩衝材料的密度於此也有至關重要的作用，也透過實驗得出使處置罐不受岩石剪切的緩衝材料飽和密度 ( $\rho_{Bulk}^{Buffer}$ ) 指標：

$$\rho_{Bulk}^{Buffer} < 2,050 \text{ kg/m}^3 \quad (\text{式 2-3})$$

且乾燥膨潤土中的蒙脫石含量應為 75-90% (重量)。

### 4. 不發生質變(溫度條件)

緩衝材料在高溫( $100^\circ\text{C}$ )時，將產生質變，故應限制其最高溫度 ( $T^{buffer}$ ) :

$$T^{buffer} < 100 \text{ }^\circ\text{C} \quad (\text{式 2-4})$$



## 5. 防止處置罐下沉

處置罐將受到緩衝材料的潛變 (Creep) 影響導致下沉，其主要決定因素是緩衝材料的剪切強度大小，剪切強度也隨著緩衝材料回脹壓力 ( $P_{swell}^{Buffer}$ ) 減少而降低；若緩衝材料之回脹壓力低至 0.1 MPa，總下沉量將小於 2 cm，故制定以下安全功能指標：

$$P_{swell}^{Buffer} > 0.2 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-5})$$

## 6. 回脹壓力不使處置罐發生擠壓破壞

過大的回脹壓力將壓迫處置罐，導致其破壞。故限制最大的回脹壓力 ( $P_{swell}$ ) 置指標：

$$P_{swell} < 15 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-6})$$

## 7. 防止緩衝材料凍結

如果緩衝材料凍結，則不能排除由於水膨脹而造成的破壞壓力。由於處置罐中釋放的熱量可能對緩衝材料的結凍有抵抗作用，具體影響取決於設施封閉後經過的時間。實驗已經證實，在反覆冷凍和解凍循環後，壓實膨潤土在未凍結條件下不會改變其密封性能。

如果緩衝材料周圍岩石中的地下水凍結，緩衝材料的冷卻將使回脹壓力降低約 1.2 MPa /°C。對於典型的密度 1,950–2,050 kg/m<sup>3</sup> 之間的緩衝材料，將在溫度 -4 至 -11°C 的範圍內開始結凍。因此，最低溫度 ( $T^{buffer}$ ) 之安全指標：

$$T^{buffer} > -4 \text{ °C} \quad (\text{式 2-7})$$

## 2.2 膨潤土之擴散雙層理論

在電解質溶液中的蒙脫石顆粒表面帶負電，故會吸引溶液中的陽離子並緊密附著，如圖 2-2 所示，此時黏土表面附近的陽離子濃度甚高，並逐漸向外擴散達到濃度平衡，這將導致黏土附近的陰陽離子分布不均的現象。

陽離子濃度將隨著與黏土表面的距離增加而降低，而陰離子濃度則隨著與黏土表面的距離增加而增加，此黏土鄰近之電荷分布系統構成所謂的擴散雙層 (diffuse double layer)。若兩黏土顆粒足夠接近，擴散雙層可能相互貫穿，如圖 2-3，結果將會使兩黏土顆粒間產生靜電排斥力，或稱擴散雙層排斥力。

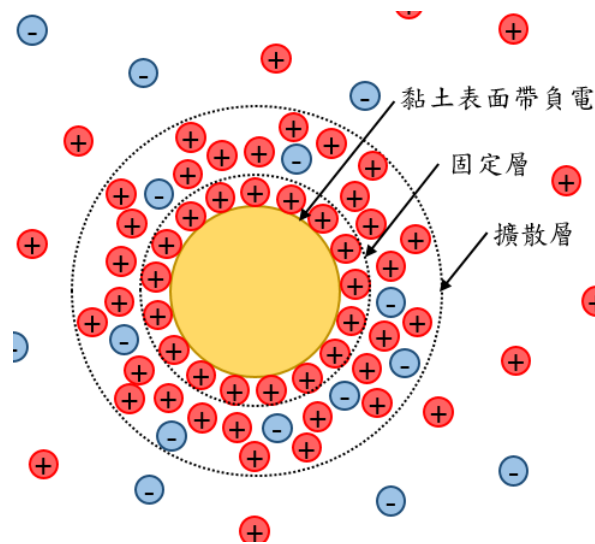


圖 2-2 擴散雙層概念

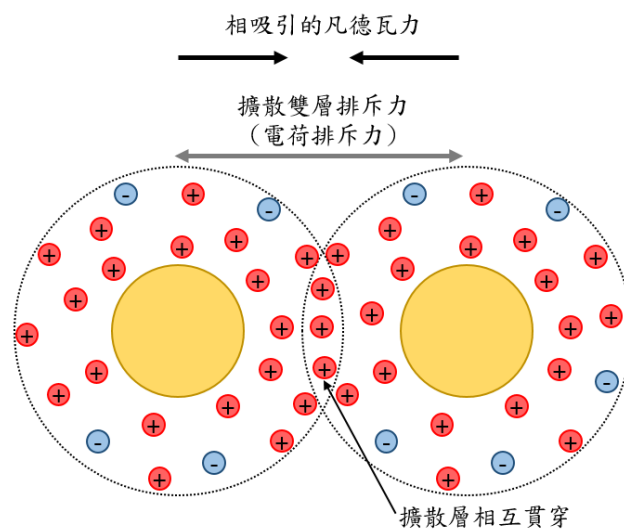


圖 2-3 微觀下的擴散雙層排斥力

## 2.3 膨潤土沖蝕報告研析

### 2.3.1 日本原子能研究開發機構 (JAEA)

放射性核種會溶解在地下水中並通過膨潤土遷移，膨潤土中產生凝膠將吸附從用過核子燃料中所釋放的放射性核種，這會使得放射性核種在地球圈中更易擴散。日本原子能研究開發機構 (JAEA) 對膨潤土沖蝕進行了模擬地下水流系統的實驗，並探討緩衝材料中膨潤土凝膠的生成率。圖 2-4 的試驗裝置模擬了膨潤土在岩石裂隙中的狀態，在試驗過程中，從設備頂部的進水口供應水，以產生二維水流場，水流經裂隙內部的試體周圍來模擬地下水的流動 (JAEA, 2008)。

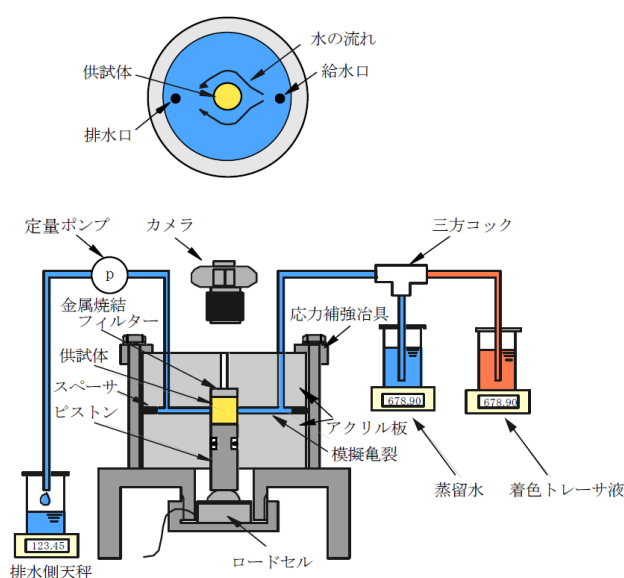


圖 2-4 試驗裝置概略圖 (JAEA, 2008)

JAEA 研究結果發現在流速為  $7.2 \times 10^{-7}$  m/s 時，量測到的膨潤土凝膠濃度約為 1ppm，而膨潤土凝膠的粒徑也隨著流速的降低而減少，每單位截面積的凝膠生成率隨著流速的降低而降低。對裂隙內膨潤土的各個部分進行取樣如圖 2-5，使用 SEM-EDX 和 XRF 元素組成的分析結果如圖 2-6(JAEA, 2008)。

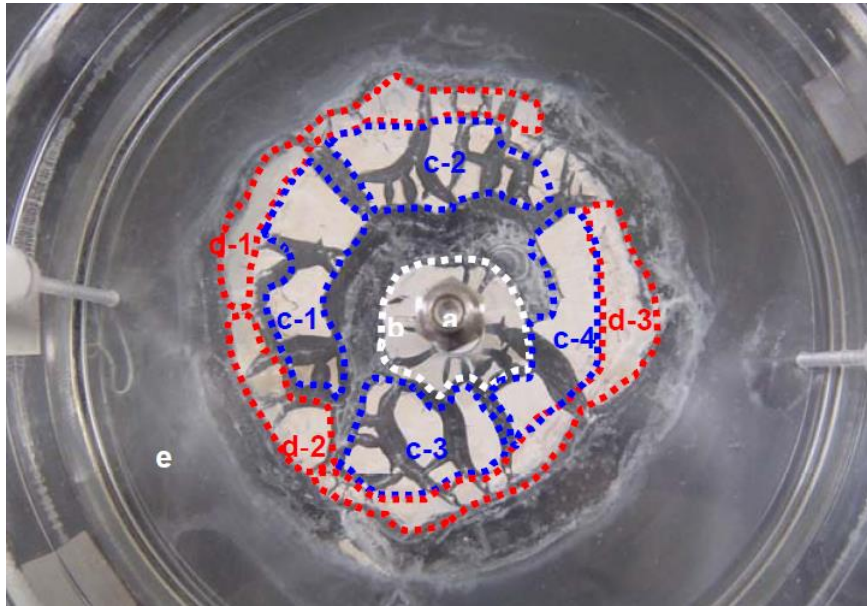


圖 2-5 SEM-EDX 和 XRF 的取樣範圍 (JAEA, 2008)

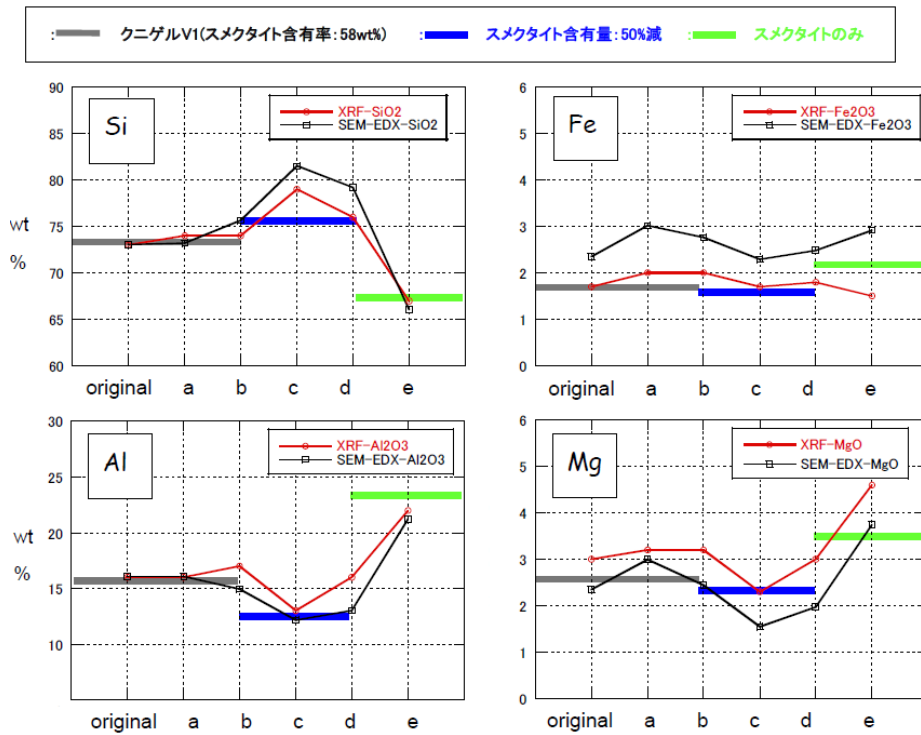


圖 2-6 蒙脫石組成元素含量的趨勢 (JAEA, 2008)

取樣及化性分析結果顯示從膨潤土試體的原始位置往裂隙中的前端，形成三個礦物成分不同的區域，如圖 2-7 所示。圖中由內而外分別為保持原始礦物成分的區域、蒙脫石含量較低的區域，最外緣則主要由蒙脫石組成，由此可見蒙脫石向外擴散，伴隨副礦物的分離 (JAEA, 2008)。

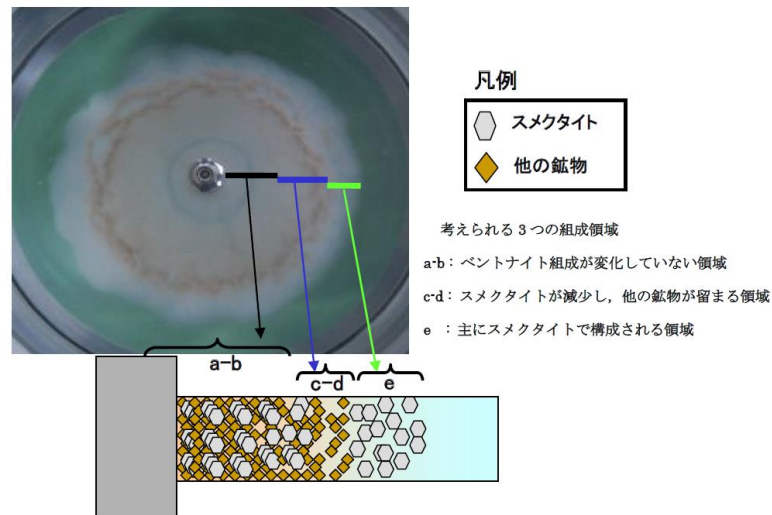


圖 2-7 擴散於裂隙中的蒙脫石 (JAEA, 2008)

### 2.3.2 加拿大核能廢棄物管理組織 (NWMO)

加拿大核能廢棄物管理組織 (Nuclear Waste Management Organization, NWMO) 於人造裂隙中安裝直徑 3.7 cm、厚度 1 cm 且壓實後乾密度為  $2,000 \text{ kg/m}^3$  的膨潤土試體，如圖 2-8 所示。由圖中可知人工裂隙斷面尺寸為  $22 \times 22 \text{ cm}$ ，內寬控制在 1 mm 或 5 mm，並以橡皮阻止膨潤土向上膨脹。實驗係通以給定水流後膨潤土開始水化，產生回脹壓力並擠進裂隙當中，透過從裂隙沖蝕而出的膨潤土凝膠，來瞭解凝膠的產生和運輸。這項試驗研究了水化學、黏土成分、裂隙孔徑、流量和裂隙斜率的影響，並利用透明之上下模具來觀測膨潤土於裂隙中的行為 (NWMO, 2010)。

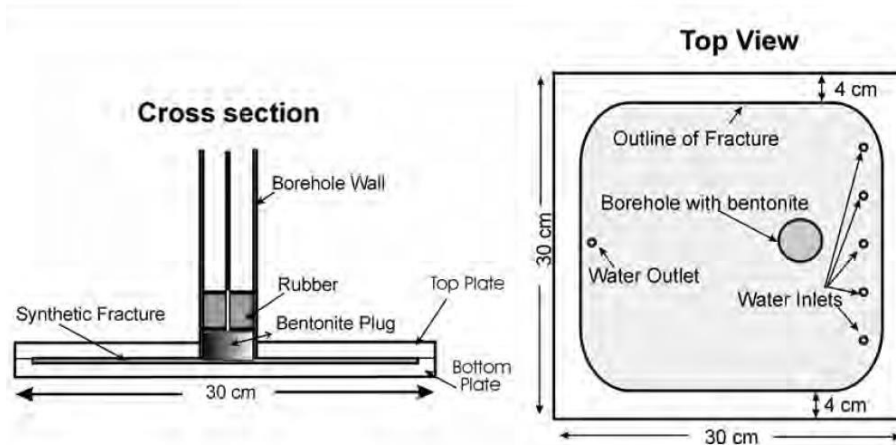


圖 2-8 人工裂隙與膨潤土示意圖 (NWMO, 2010)

研究結果證實在水化學的方面，與去離子水相比，溶解了 Na, Ca 和 Cl 若干毫莫爾的水，顯著減少了膨潤土的沖蝕。這是由於較低的離子濃度會造成蒙脫石顆粒間更強的擴散雙層排斥力，當排斥力強過相互吸引的凡德瓦力時蒙脫石則向外擴散。該研究分別使用鈉型與鈣型的蒙脫石進行試驗，則由於二價鈣比單價鈉更有效地減少了黏土表面的負電荷，故所觀察到鈣型膨潤土所產生的凝膠較少。該研究亦探討裂隙之內寬對沖蝕行為之影響，在裂隙內寬為 1 mm 時，有效降低了在低流量時所受到的沖蝕，歸因於膨潤土於 1 mm 的裂隙中膨脹將受到更大的阻力限制。但若受到越大的流量，將會引起更大的沖蝕，且在較小的裂隙中，高流量會相應產生較大的流速與剪切應力 (NWMO, 2010)。

### 2.3.3 歐洲原子能共同體

許多研究裂縫中緩衝材料的沖蝕大多數是使用不含任何副礦物的純蒙脫土樣品進行。然而副礦物，例如石英，斜長石和鉀長石，可能佔緩衝材料的 10% 至 25% (Kiviranta and Kumpulainen, 2011)，這些副礦物可能在膨潤土受到沖蝕後形成濾床 (Filter-bed)，這有可能影響膨潤土沖蝕的嚴重程度，卻沒有十足的研究結果足以證明。圖 2-9 的實驗裝置，通以給定水流來進行研究，目的是通過量化副礦物，以表示它是否對減少緩衝材料的沖蝕有所作用，再以成果來評估當前模型 (KBS-3V 安全案例中使用的模型) 的保守程度 (Reid et al., 2015)。

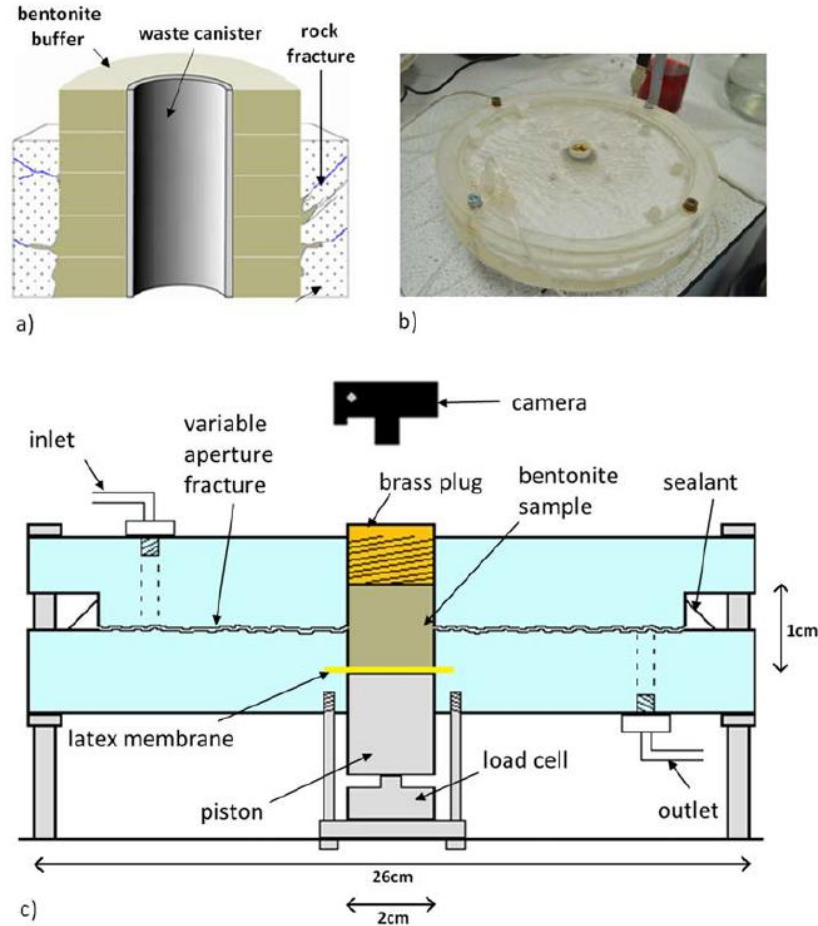


圖 2-9 (a)處置孔的橫斷面；(b)實驗裝置實體；(c)實驗裝置概念圖  
(Reid et al., 2015)

試驗期間紀錄到的最大回脹壓力為 0.515 MPa，遠低於所理想的狀態 2-10MPa，可能是由於安裝的試體周圍存在的空隙，無法很好的束制膨潤土的體積。此外，實驗期間發生了總體的回脹壓力下降，是由於約 24%的樣品受沖蝕流失。SKB 以公式(2-8)來預測緩衝材料的沖蝕 (SKB, 2011, Vol II)，將公式用於此試驗中可計算得到預測的沖蝕率為 44 g/y，而試驗所觀察到的最大沖蝕率是 8.8 g/y，最終的沖蝕率則 <2 g/y，可見 SKB 對於緩衝材料的沖蝕預估是十分保守的(Reid et al., 2015)。

$$R_{erosion} = A\delta v^{0.41} \quad (式 2-8)$$

在整個試驗的過程中，量測到之所有參數呈現於圖 2-10，且由頂部攝影機觀察膨潤土於裂隙內的擴張情形，與沖蝕率和副礦物環互相比對後，明顯的發現了沖蝕的兩個循環機理，如圖 2-11 所示。由圖中可知，在 49 至 61 天的階段 i

中，沖蝕率相對穩定而回脹壓力則快速上升，此時副礦物環面積以緩慢的速度增加；而階段 ii 的開始，是當回脹壓力上升到超過副礦物環中的力鍊 (Force chains) 強度時，則副礦物環發生破壞，此時裂隙中的膨潤土回脹壓力下降，導致了去離子水於裂隙中的對流以及凝膠運輸增強，隨著膨潤土的快速沖蝕使蒙脫石與副礦物的分離，礦物環的面積也迅速增加 (Reid et al., 2015)。

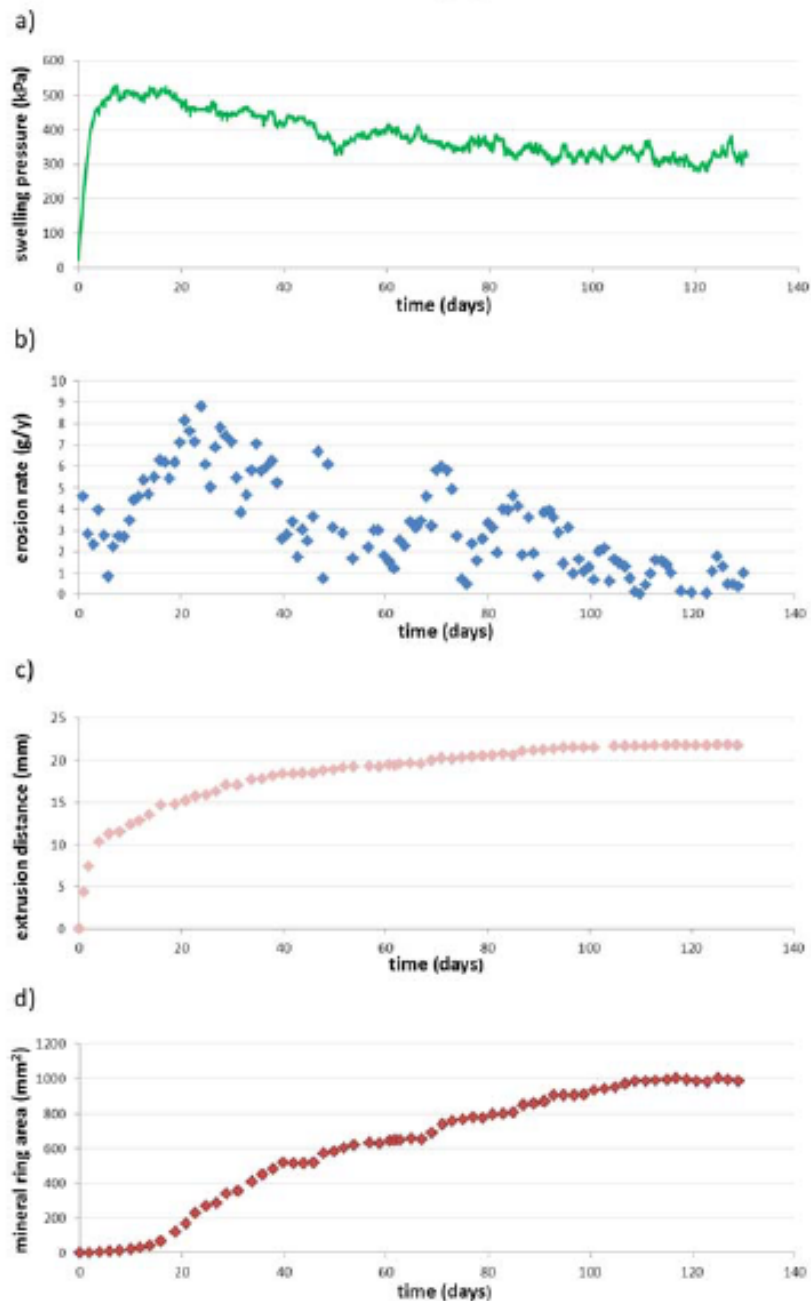
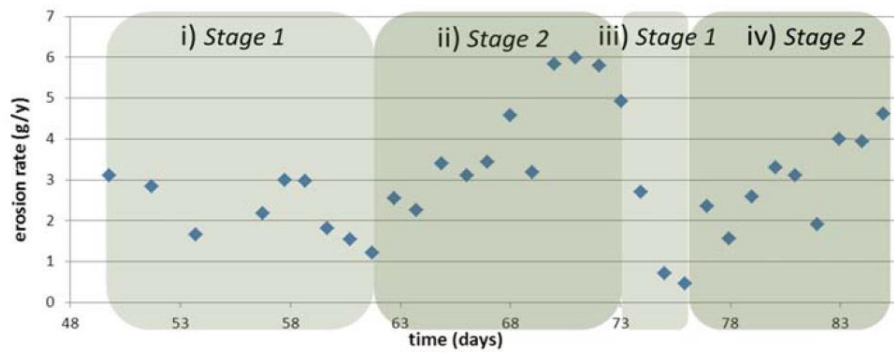


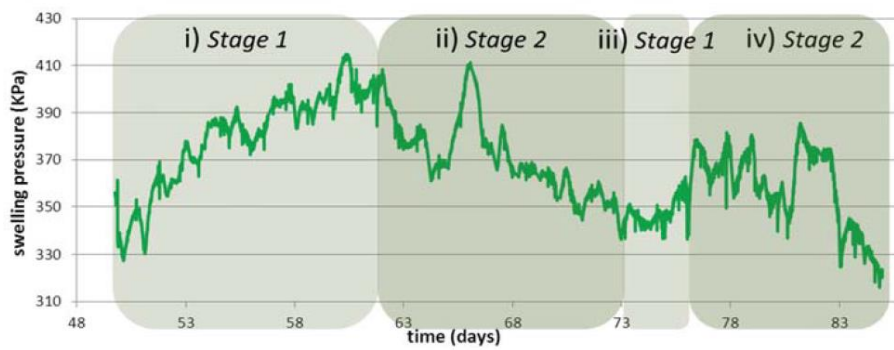
圖 2-10 (a)回脹壓力；(b)沖蝕率；(c)副礦物環面積；(d)副礦物環面積

(Reid et al., 2015)





(a)



(b)

圖 2-11 試驗過程中的(a)沖蝕率；(b)回脹壓力 (Reid et al., 2015)

在過去許多研究報告皆表明流量（從而影響流速）的增加，可能會導致沖蝕率的上升。然而，在此試驗中於 72-75 天時，將流量從 0.9 毫升/分鐘增加到了 1.5 毫升/分鐘，對應於沖蝕率迅速降低的時期(階段 i)，表明當存在副礦物環時，流量對於沖蝕率的影響有限。

### 2.3.4 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司 (SKB)

影響裂隙中膨潤土行為的條件包含地下水流量、裂隙內寬、水化學、裂隙傾角、黏土性質。為了解裂隙中的膨潤土行為，SKB 安裝一個具有可變內寬的人造裂隙，再給予各組實驗裝置不同的條件，也研究裂隙面在不同的糙度下對膨潤土的影響 (如圖 2-12)。針對膨潤土於裂隙中的三種行為進行研究，第一種是膨潤土於裂隙中的膨脹，即當裂隙傾角為水平 (0 度) 且不存在水流條件，用以觀察膨潤土於裂隙中的膨脹，即當裂隙傾角為水平 (0 度) 且不存在水流條件，用以觀察膨潤土單純的回脹歷程。在膨脹實驗完成後將接續沖蝕實驗，在給予低水流量的條件後，裂隙末端吸引力較弱的膨潤土將被水流帶走被洗脫而出。第三種實驗在沒有水流但裂隙具有傾角的情況下，研究膨潤土於傾斜裂隙中受重力影響的沉降行為 (SKB, 2019)。

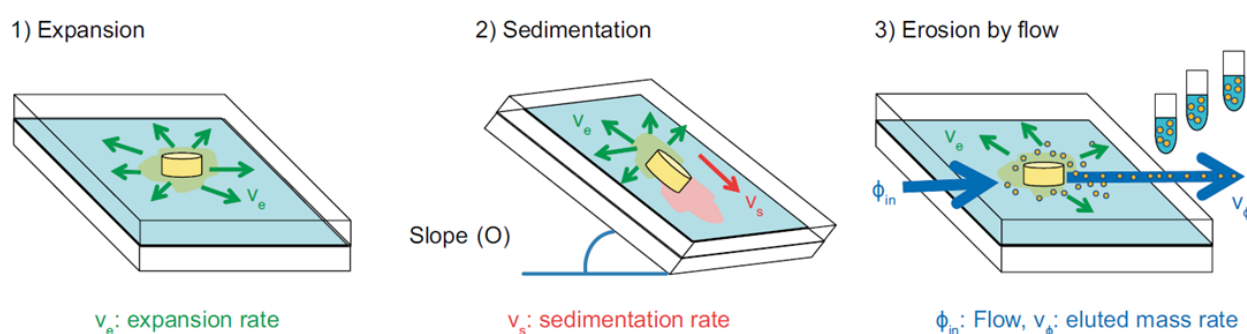


圖 2-12 實驗裝置概念圖 (SKB, 2019)

在膨脹實驗中，於不同的時間 (以天為單位) 拍攝了所有膨脹和沉降測試的歷程照片，這些照片從初始條件 0 天到 30 天的裂隙中粘土膨脹的歷程變化。照片結果表明膨潤土在所有的條件實驗下皆會於裂隙中向外擠出，但較大的裂隙內寬利於膨潤土於裂隙中的膨脹，在裂隙內寬小於 1mm 的條件下 (0.4、0.2、0.1)，具有較小且相近的平均徑向膨脹距離，如圖 2-13 (SKB, 2019)。

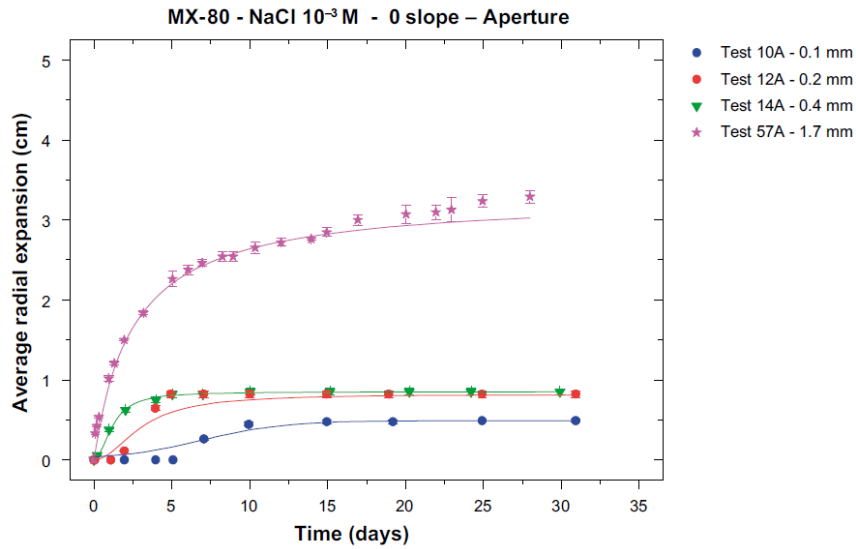


圖 2-13 MX-80 膨潤土在光滑面裂隙中的平均徑向膨脹 (SKB, 2019)

在給予低水流量的條件後，裂隙末端吸引力較弱的膨潤土顆粒將被水流帶走及被洗脫而出，實驗結果如圖 2-14。由實驗結果可知 MX-80 膨潤土在不同裂隙條件中所產生的沖蝕質量，可以看出越小的裂隙內寬較能限制膨潤土顆粒被水流帶走，值得一提的是在粗糙裂隙的條件下，所得到的沖蝕質量始終非常低，表明了裂隙若存在糙度，將會阻礙黏土顆粒的移動 (SKB, 2019)。

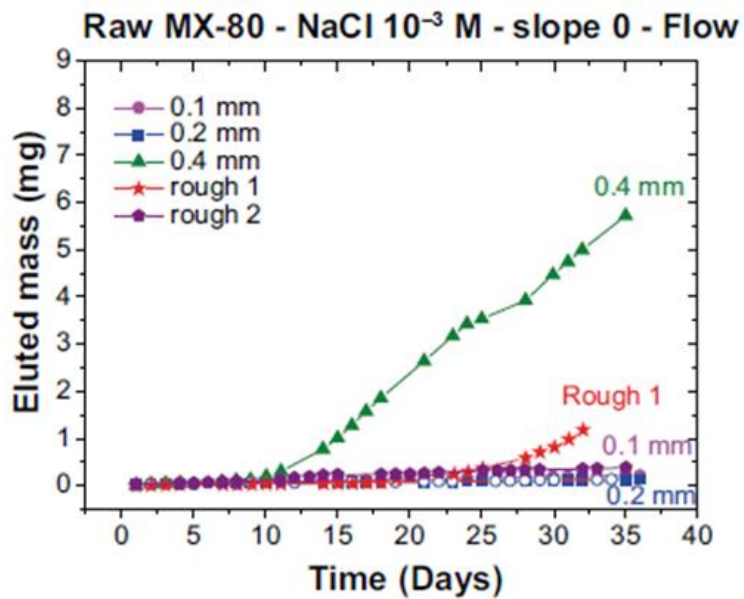


圖 2-14 MX-80 膨潤土於不同裂隙條件下的沖蝕 (SKB, 2019)

在過去的研究中，深色外環的存在是由於副礦物質的堆積，起到了阻止膨脹粘土向外擴散的濾床作用。但在該研究中，任何情況下都沒有發現膨脹的粘土邊緣存在許多副礦物的區域，如圖 2-15 所示 (SKB, 2019)。

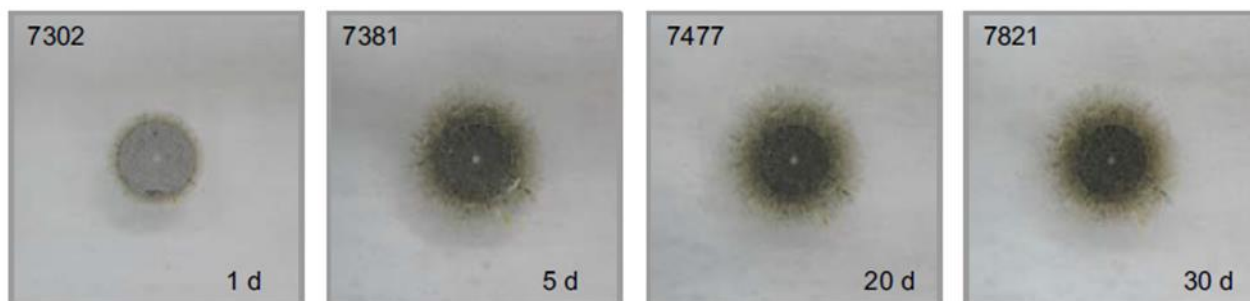


圖 2-15 MX-80 膨潤土於 30 內之回脹歷程 (SKB, 2019)

## 2.4 緩衝材料之流失量評估

使用濁度計 (TN-100, Eutech Instruments) 對模具流出的水進行濁度測量，來推估水中含有之蒙脫石濃度。在低粘土濃度 (<5 g/L) 下，發現濁度與蒙脫石濃度的關係是線性的。因此可以通過公式計算侵蝕的粘土顆粒的質量(如圖 2-16)：

$$m_{\text{clay}} = (N \cdot V) / 114 \quad (\text{式 2-9})$$

其中  $m_{\text{clay}}$  是沖蝕的粘土的質量 (g)， $N$  是濁度 (NTU)， $V$  是懸浮液的體積 (L) (SKB, 2009b)。該儀器之最小讀數為 0.01 NTU。

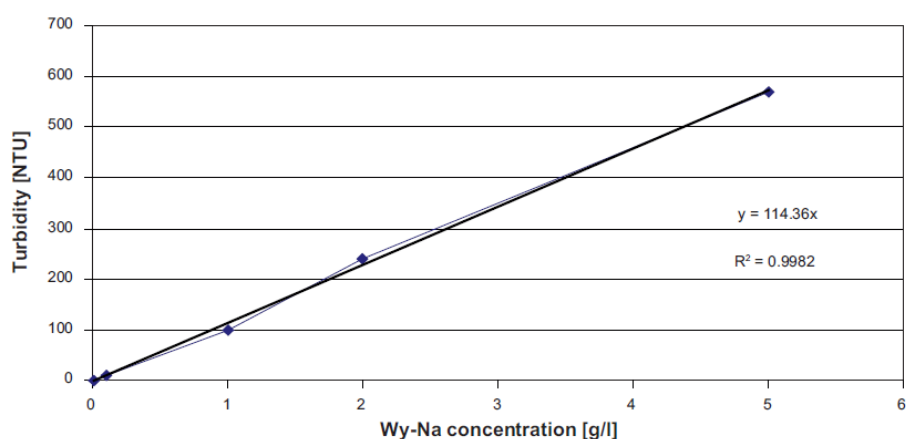


圖 2-16 濁度與懸浮液中蒙脫石濃度的關係 (SKB, 2009b)

### 第三章、高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術建置

為瞭解緩衝材料於處置孔中的沖蝕行為，本研究選用同為瑞典 SKB 所採用的膨潤土 (MX-80) 製作緩衝材料試體，研究規劃如圖 3-1。本計畫藉由設計不同的環境條件(表 3-1)進行沖蝕實驗，包括不同之水化學、裂隙內寬、水流量。實驗過程中量測回脹壓力與沖蝕率的變化，同時利用數位單眼相機(Digital Single Lens Reflex Camera, DSLR)，紀錄試體在裂隙中之膨脹歷程，若發現副礦物環，則以軟體 ImageJ 進行面積的量化，再由實驗結果，給出緩衝材料之沖蝕機制與其影響因素，並評估在不同處置孔環境下緩衝材料所流失的質量，最後根據所得結果提出緩衝材料沖蝕之相關審查重點或注意事項。

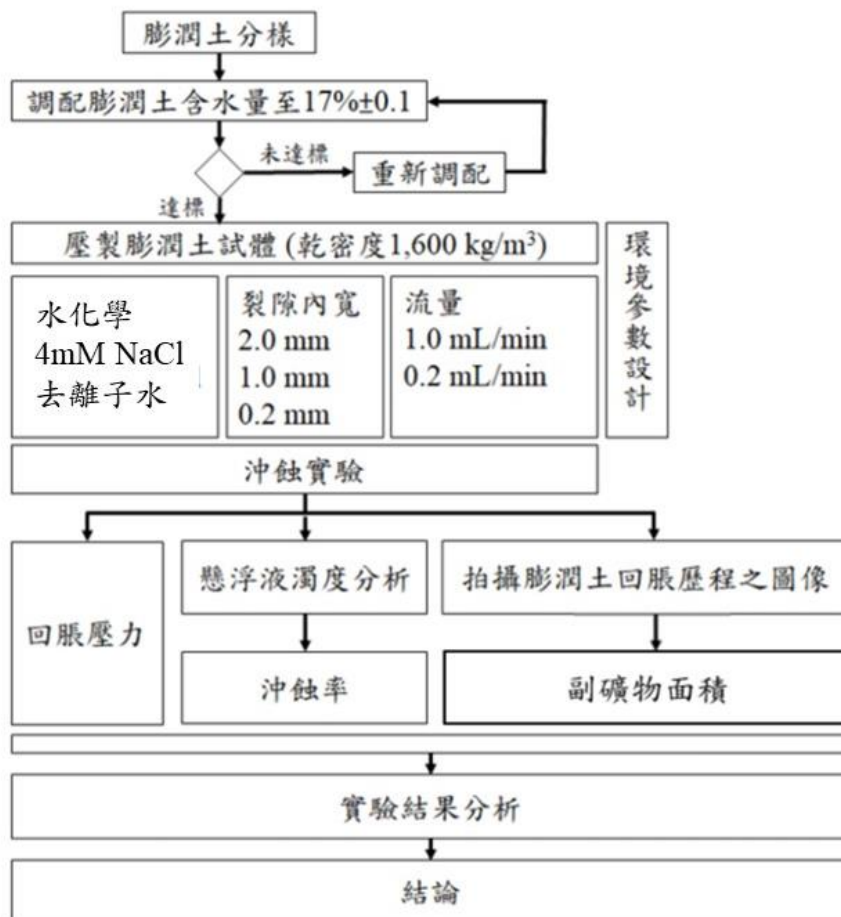


圖 3-1 研究流程

表 3-1 沖蝕實驗因子

流量 mL/min	水化學	裂隙內寬 mm
0.2	去離子水	2.0
		1.0
1.0	4.00 mM NaCl	0.2

### 3.1 實驗材料

本研究採用開採於美國懷俄明州 Black Hill 區 (Wyoming, USA) 之膨潤土，由 American Colloid Company 生產，邁祺科技有限公司進口，產品型號為 MX-80。主要的礦物組成包含 75-90% 蒙脫石、10-15% 石英、2-3% 長石，微量的雲母及其他礦物。其中的主要礦物蒙脫石的化學組成為水化鈉鈣鋁鎂矽酸鹽氫氧化物，化學式為  $(\text{Na,Ca})_{0.33}(\text{Al,Mg})_2(\text{Si}_4\text{O}_{10})(\text{OH})_2 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ ，主要可交換陽離子為  $\text{Na}^+$  主屬的鈉型膨潤土。由該膨潤土外觀可見 MX-80 主要是由蒙脫石凝聚而成不同粒徑顆粒小的土塊如圖 3-2。MX-80 之物理性質如表 3-2；化學成分如表 3-3。

表 3-2 MX-80 基本物理性質 (American Colloid Company)

型號	比重 Gs	活性 As	液性限度 LL	塑性限度 PL	塑性指數 PI
MX-80	2.69	5.85	434	54	380

表 3-3 MX-80 化學成分 (%) (American Colloid Compny)

型號	SiO <sub>2</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	FeO	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	MgO	Na <sub>2</sub> O	CaO	LOI
MX-80	63.02	21.08	3.25	0.35	2.67	2.57	0.65	5.64



圖 3-2 (a) MX-80 產品包裝；(b)土樣顆粒外觀

### 3.1.1 MX-80 膨潤土分樣處理

由外觀可見 MX-80 具有不同粒徑的礦物顆粒分布，若未經分樣來均勻化 MX-80 土壤，則在製備實驗的試體時可能導致品質不一，對實驗之重複性造成不小的影響，故於實驗室製備開始前，使用分樣器(如圖 3-3)先對 MX-80 土壤進行處理。



圖 3-3 分樣器

### 3.1.2 MX-80 膨潤土之設計含水量

本計畫參考芬蘭 Posiva 提出的緩衝材料初始含水量條件，採用含水量 17% 來製作試體 (Juvankosk et al., 2012)，而為取得重複性良好的實驗數據，所調配膨潤土的含水量控制在  $17 \pm 0.1\%$ 。其含水量的調配步驟如圖 3-4。

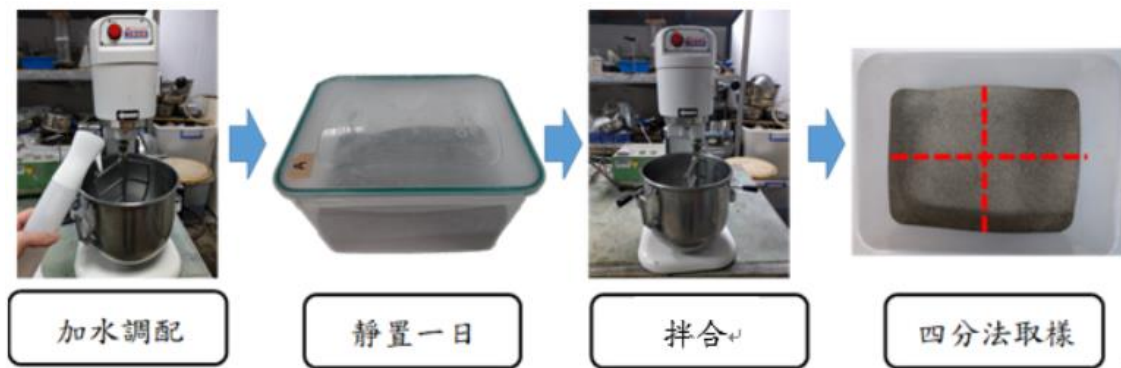


圖 3-4 含水量調配流程

### 3.2 沖蝕實驗

為求得緩衝材料於處置孔中不同環境下所受之沖蝕影響，本計畫設定不同之裂隙內寬、地下水流量、水化學來進行實驗，壓製膨潤土緩衝材料試體乾密度為  $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，含水量為  $17 \pm 0.1\%$ ，沖蝕實驗裝置之整體配置概念如圖 3-5。實驗每日收集出水口流出之懸浮液，並以濁度計量測推估質量損失，使用之設備儀器與流程於下文詳細說明。

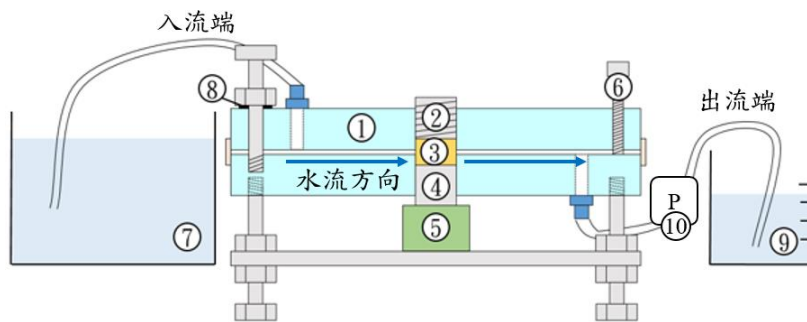


圖 3-5 沖蝕實驗配置

項次	名稱
1	壓克力模
2	不鏽鋼塞
3	膨潤土試體
4	不鏽鋼活塞
5	荷重元
6	可變裂隙螺絲
7	蓄水箱
8	橡膠環
9	燒杯
10	蠕動幫浦



### 3.2.1 實驗設備

沖蝕實驗裝置，其中幾個主要的部份包含：模擬裂隙模具、供水系統與回脹歷程記錄。其餘模具及設備說明如下：

#### 1. 試體製備模具

試體製備是由一鐵製圓柱模具(如圖 3-6)中填入適當的膨潤土，進行加壓置設計的試體尺寸，再由較長的承壓柱將一體成形的試體頂出，模具內徑為 20 mm。

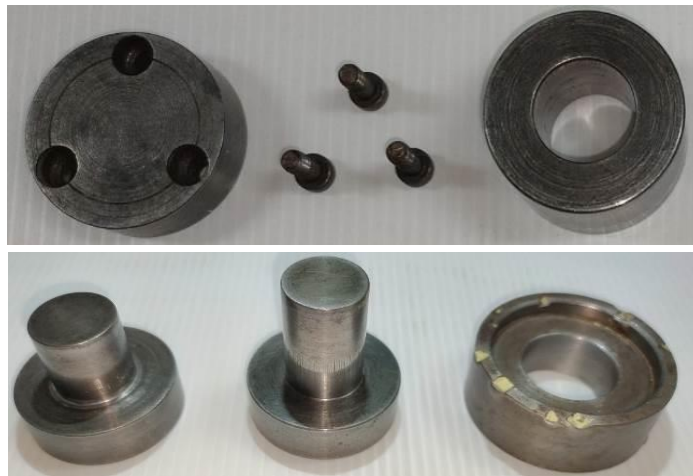


圖 3-6 沖蝕實驗試體置備模具

#### 2. 模擬岩石裂隙模具

模擬岩石裂隙的透明模具由壓克力製成，組裝完成之狀態如圖 3-7。該模具之其他組件如圖 3-8，包含上模的 3 個入水口與調整可變裂隙寬的螺絲，而下模則安裝支撐模具的支腳與 1 個出水口。調整到設計之裂隙內寬後以螺帽固定模具位置，最後與上模中央處鎖上一不鏽鋼塞以固定試體不向上膨脹。

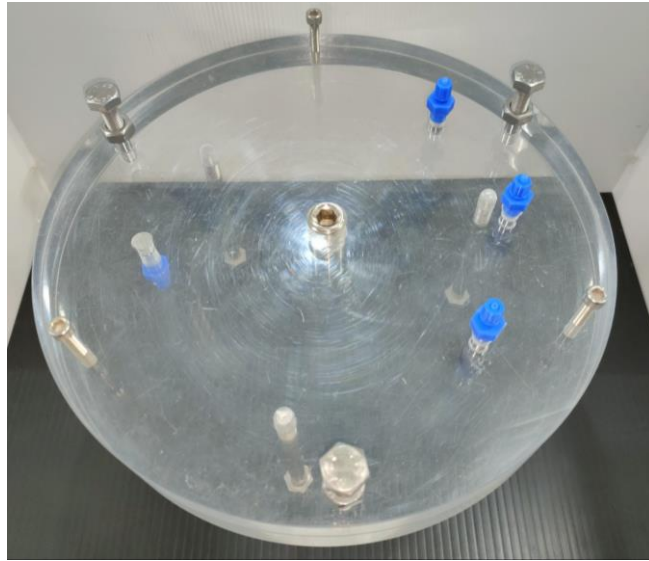


圖 3-7 模擬裂隙之透明壓克力模具



圖 3-8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲

### 3. 水準氣泡儀

為減少該實驗的變因，在模具組裝完成後且通水之前，需以水準氣泡儀(如圖 3-9)調整裂隙面置水平，排除重力對於裂隙中膨潤土顆粒運動的影響。



圖 3-9 水準氣泡儀

#### 4. 間隙規

間隙規外觀如圖 3-10 所示，該間隙規由數片不同厚度的鐵片構成。將與設計之裂隙內寬相同厚度之鐵片，放入兩壓克力模具間的空隙，以調整該模擬裂隙之內寬。該間隙規之最厚鐵片為 3.0 mm；最薄的則為 0.03 mm。



圖 3-10 間隙規

#### 5. 蠕動幫浦

沖蝕實驗中的水流量將由蠕動幫浦控制(如圖 3-11)，運作原理如同用手指擠壓一充滿流體的軟管，隨著加壓手指向前滑動，管內的流體也受壓力而向前移動，而蠕動幫浦則是使用「壓頭」來代替手指給予軟管施加壓力，來讓軟管內的流體穩定出流量。該幫浦由 Chrom Tech company 製造，台灣供應商則為見誠科技有限公司。



圖 3-11 蠕動幫浦

## 6. 數位單眼相機(DSLR)

本實驗選擇 Canon EOS800D 數位單眼相機(圖 3-12)，來記錄於裂隙中膨脹的膨潤土回脹歷程。相機及鏡頭規格如表 3-4 及表 3-5 所示。



圖 3-12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀

表 3-4 Canon EOS800D 數位單眼相機規格

相機型號	Canon EOS 800D		
快門速度	1/4000 - 30 s	ISO	100 - 25600
感光元件大小	22.3 x 14.9 mm	像素大小	3.72 $\mu\text{m}$

表 3-5 變焦鏡頭規格

鏡頭型號	EF-S 18-55mm f/4-5.6 IS STM		
最近對焦距離	0.25 m	焦距	18 - 55 mm

## 7. 磁石攪拌器

為避免測量懸浮液的濁度時，蒙脫石顆粒沉澱導致取樣不均勻，使用磁石攪拌器使懸浮液中的蒙脫石平均分散。攪拌器之轉速範圍 0-1150 RPM。

## 8. 精密電子秤

電子秤之四面皆有遮罩(圖 3-13)防止氣流擾動，解析度至 0.0001g，最大量測值 220g，最小量測值 10 mg。

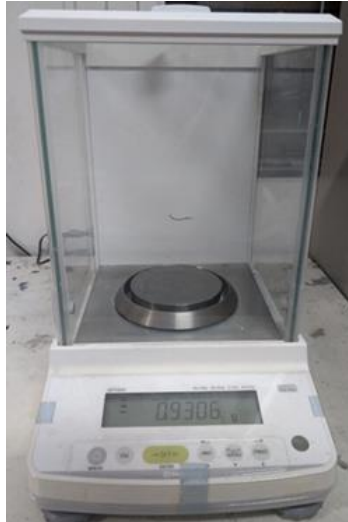


圖 3-13 精密電子秤

## 9. 濁度計

實驗裝置出水口所流出的水樣，會因沖蝕而懸浮於水中的蒙脫石造成水樣混濁，本計畫採用濁度計(圖 3-14a)分析結果來推估每日的蒙脫石損失質量。此濁度計由新加坡 Thermo Eutech company 製造進口至台灣，再由全華精密有限公司供應。濁度計以紅外線光源(IR)入射水樣，如水樣中有較多可散射光的粒子，則偵測器接收到的光越多。最後以 NTU (Nephelometric Turbidity Unit) 為單位表示濁度，該濁度計符合 ISO 7027 測量規範。測量範圍 0-2000 NTU，解析度 0.01 NTU。單次測量之取樣需高於玻璃瓶身之白線標記(約 10 mL)，如圖 3-14b。



(a)



(b)

圖 3-14 (a)濁度計；(b)取樣玻璃瓶

### 3.2.2 試體壓製流程

用於沖蝕實驗之膨潤土試體直徑為 20 mm，高度 10 mm 之圓柱型壓實膨潤土，使用不鏽鋼模具進行試體壓製，以較短之承壓柱給予土壤加壓至達到所設計之試體尺寸，再由較長之承壓柱將加壓完成的膨潤土試體頂出模具，並記錄壓製完成試體之重量及含水量，詳細以不鏽鋼模具壓製試體的過程如圖 3-15。

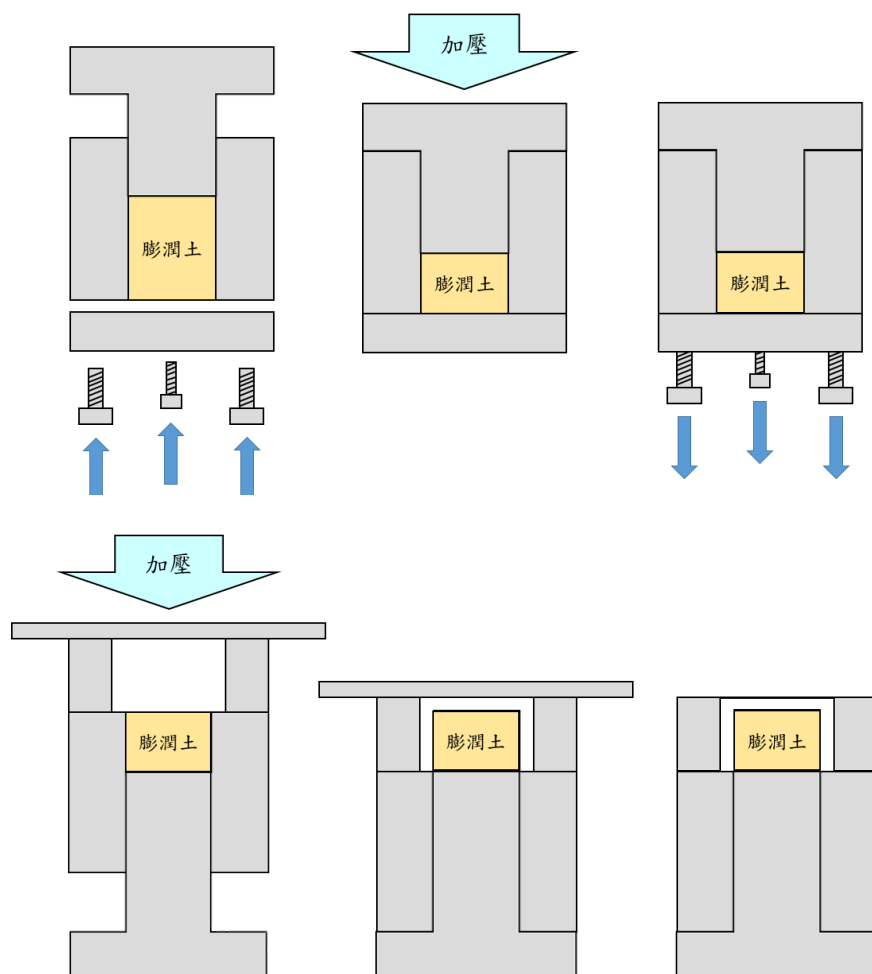


圖 3-15 沖蝕實驗試體壓製流程

### 3.2.3 沖蝕實驗流程

1. 將 MX-80 設計密度所需重量的膨潤土倒入試體製備模具中，並以抗壓機加壓使試體壓製成形。
2. 壓製完成之試體放入下半之壓克力模具中間凹槽，再放置上半之壓克力模具並使出水及入水口分布在左右兩側。

3. 旋轉可變裂隙螺絲調整至設計裂隙內寬，固定裂隙內寬後將螺帽向下鎖緊，直至應力足夠固定模具位置不偏移。
4. 模具中央旋入不銹鋼塞至剛好接觸試體頂面，確定試體受其抑制不向上膨脹。
5. 以矽利康填補模具四周之空隙。
6. 將進水端之軟管連接至蓄水箱，出水端之軟管連接蠕動幫浦，末端以燒杯收集自實驗裝置中流出之懸浮液。
7. 為排除重力對膨潤土顆粒運動造成的影響，需以水準氣泡儀定平實驗裝置。
8. 啟動蠕動幫浦調整至設計流量(mL/min)，使水在實驗裝置中開始流動，試體於過程中逐漸飽和並開始膨脹。
9. 每日於固定時間更換收集懸浮液的燒杯，以數位單眼相機由實驗裝置頂部記錄膨潤土的回脹歷程。
10. 以圖像分析軟體 ImageJ 對拍攝的回脹歷程照片，進行副礦物環面積的量化。
11. TN-100 濁度計測量當日流出懸浮液之濁度以推估沖蝕質量。

### 3.3 律定蒙脫石濃度與濁度之關係

本研究以 TN-100 濁度計對懸浮液進行量測，藉由反覆量測不同濁度下所得之蒙脫石濃度，來推估每日於沖蝕裝置流出之懸浮液中的蒙脫石質量。

#### 3.3.1 純化膨潤土

蒙脫石因為受環境離子強度的影響，顆粒間互相貫穿的擴散層排斥力將增大或減少 (Birgersson et al., 2009)，這將決定膨脹進裂隙中的膨潤土邊緣的蒙脫石如何運動，若擴散層排斥力大於相吸的凡德瓦力，蒙脫石將逐漸從裂隙中膨潤土的邊緣脫離。目前所公認的是，若緩衝材料接觸低離子強度的地下水，蒙脫石是被地下水流帶走洗脫而出的主要礦物，因此許多相關研究中，皆使用純化蒙脫石作為實驗材料。

本計畫參考瑞典 SKB 的方式純化鈉蒙脫石 (SKB, 2009)，但於本研究之沖蝕

實驗中，所用的材料為原始 MX-80 膨潤土，故純化蒙脫石時，將省去以透析膜進行離子交換得純鈉蒙脫石的過程，詳細之純化流程如下：

1. 將膨潤土與去離子水以 1:6-9 的比例混合，並充分拌合直到膨潤土漿體均勻且具足夠的流變性，而混合比例根據膨潤土種類不同可能有所差異。
2. 膨潤土漿體以 325 號過篩，除去其中較大之礦物雜質。
3. 過篩完成之膨潤土漿體分別加入試管中，並使每個試管間的重量盡量相等。
4. 控制離心機的轉速為 6000 RPM，放入試管開始離心，直到膨潤土樣品分散。
5. 除去沉積於試管底部其餘之黑色副礦物。
6. 收集剩餘的膨潤土漿體放入 60°C 的烘箱中直到乾燥。
7. 使用研磨鉢對乾燥之純化蒙脫石進行研磨至粉末狀。

### 3.3.2 蒙脫石含量測定

當膨潤土與水接觸後，便能吸附一價陽離子亞甲基藍，能吸附的量多寡稱為吸藍量，吸藍量將隨著蒙脫石的含量增加而上升。故吸藍量可作為評估膨潤土中蒙脫石含量之重要依據，主要試驗流程如下 (Miyoshi et al., 2018)：

1. 取 0.5 g 烘乾後的膨潤土並加入焦磷酸鈉溶液( $\text{Na}_4\text{P}_2\text{O}_7$ )，直到土樣均勻擴散。
2. 量測均勻擴散膨潤土漿體之 pH 值，再加入適量稀硫酸使 pH 值介於 2.5-3.8，pH 值達標後持續攪拌 10 分鐘。
3. 再次量測該漿體的 pH 值，若不滿足 pH 值 2.5-3.8，則重複步驟 2。
4. 滴管吸取 0.5 mL 之亞甲基藍溶液滴入膨潤土漿體中，並持續攪拌 2 分鐘。滴管吸取一滴漿料並滴濾紙上。
5. 當滴於濾紙上的漿體周圍形成一圈藍色光暈，且光暈長度達 1.5-2.0 mm 即完成滴定試驗，若未形成光暈則重複步驟 4。
6. 計算亞甲基藍指數 (MBI=Methylene Blue Index)：

$$\text{MBI} = \frac{EV}{W} \quad (\text{式 3-1})$$

其中 MBI 膨潤土的亞甲基藍指數(mg/g)； $E$  亞甲基藍溶液之亞甲



基藍含量(mg/mL)； $V$  滴定過程中所加入亞甲基藍之總體積(mL)； $W$  為土樣的重量(g)。

7. 計算蒙脫石含量：

$$\text{蒙脫石含量} = \text{MBI} / 4.22 \quad (\text{式 3-2})$$

其中 4.22 為純蒙脫石亞甲基藍指數之經驗係數。

### 3.3.3 建立律定公式

經過 3.3.1 節純化處理後，蒙脫石含量從原料之 53% 提高至約 83%。於去離子中加入經處理後所得的純化蒙脫石，再以濁度計進行量測得其濁度，加入不同質量的蒙脫石反覆進行此過程，可得不同蒙脫石濃度下所對應的濁度，如表 3-6 與表 3-7 所示，由此得蒙脫石濃度與濁度之雙折線，如圖 3-16，並可獲得最合適之律定公式，結果顯示對於濁度  $T < 0.68$  NTU 之蒙脫石懸浮液：

$$T = -0.0474 C_m^2 + 0.3414 C_m + 0.0799 \quad (\text{式 3-3})$$

而對於濁度  $T > 0.68$  NTU 之蒙脫石懸浮液則：

$$T = 0.1787 C_m + 0.1328 \quad (\text{式 3-4})$$

其中  $T$  為單日所流出之懸浮液濁度(NTU)， $C_m$  為單日所流出之懸浮液蒙脫石濃度 (mg/L)。

重新整理上兩式後，並加入流量來評估質量損失：

$$R_{erosion} = C_m Q \quad (\text{式 3-5})$$

$$T < 0.68, R_{erosion} = (3.6013 - \sqrt{14.655 - 21.097 \cdot T}) \cdot Q \quad (\text{式 3-6})$$

$$T > 0.68, R_{erosion} = (5.596 T - 0.743) \cdot Q \quad (\text{式 3-7})$$

其中  $R_{erosion}$  為單日之流失蒙脫石質量(mg)， $C_m$  為單日所流出之懸浮液蒙脫石濃度(mg/L)， $Q$  為單日之水流量(mL/day)， $T$  為單日所流出之懸浮液濁度(NTU)。

表 3-6 非線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	0.0	0.1	0.3	0.6	1.0	1.7	2.4
濁度 (NTU)	0.02	0.12	0.22	0.32	0.36	0.50	0.60

表 3-7 線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	3.0	4.7	6.4	8.1	10.2	13.2	15.4
濁度 (NTU)	0.7	1.01	1.24	1.61	1.96	2.34	2.92
濃度 (mg/L)	19.0	22.1	25.4	28.2	30.6	34.2	37.0
濁度 (NTU)	3.52	4.21	4.63	5.16	5.52	6.27	6.78

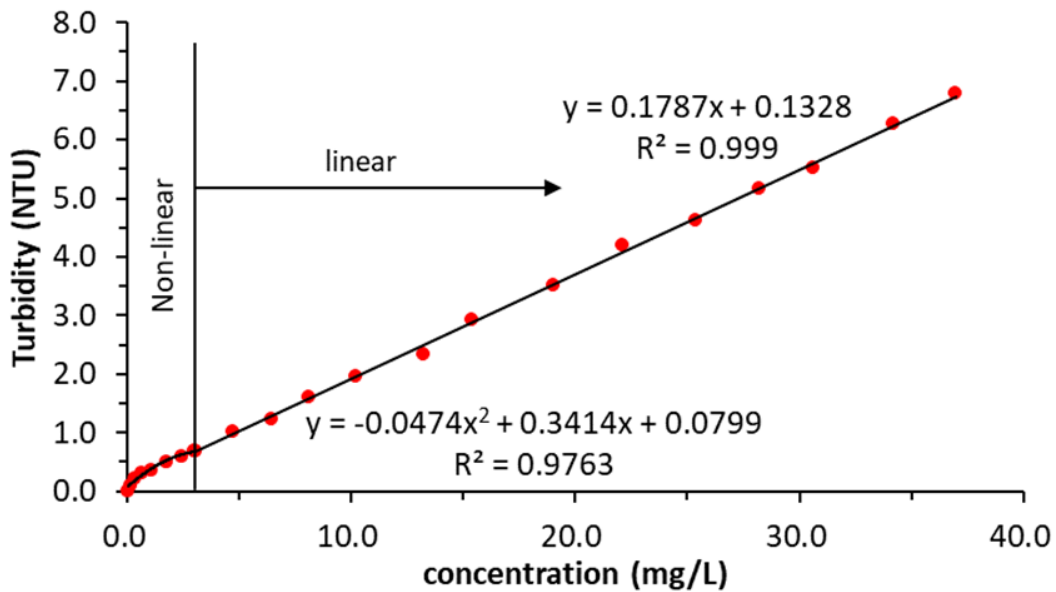


圖 3-16 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係

### 3.4 回脹歷程之圖像分析

為解膨潤土作為緩衝材料受沖蝕後的行為，本研究使用之沖蝕實驗裝置以透明壓克力為主要材料，並以數位單眼相機於沖蝕實驗裝置頂部，每日拍攝回脹歷

程之圖像用以分析。使用三腳架架設相機於實驗裝置正上方之頂部，並由下方或是側邊補光使照片亮度足夠，再固定此腳架確保每次拍攝時的焦距一致，如圖 3-17。

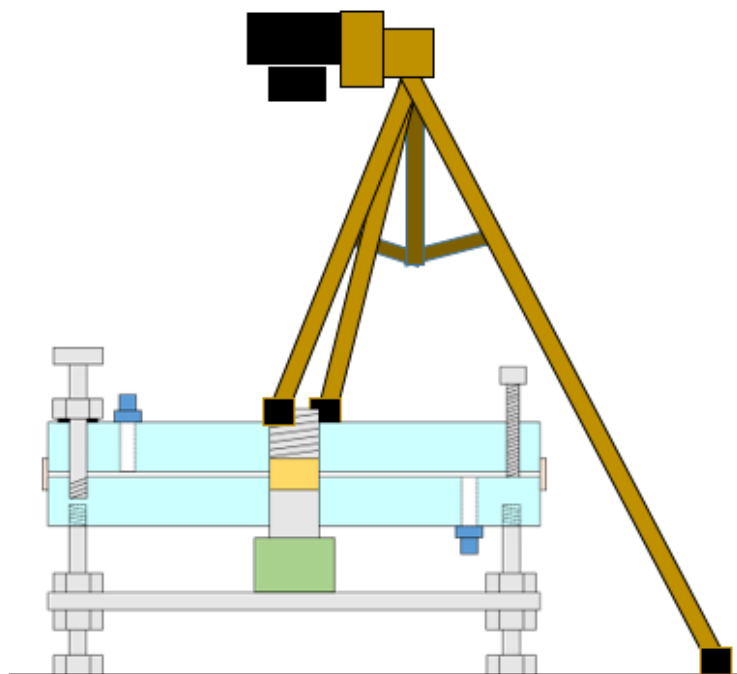


圖 3-17 回脹歷程拍攝方法

### 3.4.1 副礦物環面積量測

在過去許多的研究中，有發現存在於裂隙中的膨潤土邊緣，因蒙脫石的擴散作用而堆積的副礦物環 (JAEA, 2008; Reid et al., 2015)，目前認為此副礦物環的形成將會形成濾床，並阻止蒙脫石向外擴散，這有可能對於評估膨潤土沖蝕產生影響；但在瑞典 SKB 的研究中，儘管進行了大量的實驗，卻依然沒有觀察到副礦物環的堆積 (SKB, 2019)。

本研究設計不同的環境條件，來觀察在不同環境的影響下，是否會影響副礦物環的堆積，若觀察到副礦物環形成，將使用軟體 ImageJ 來對圖像進行分析，量化圖像中副礦物環所占有的面積，如圖 3-18 所示，再探討副礦物環的堆積對膨潤土沖蝕的實際影響程度。使用 ImageJ 圖像分析軟體之主要流程如下：

1. 拍攝回脹歷程時於攝影畫面中需放置一已知長度的尺規，它將用於分析時作為參考的比例尺。

2. 將圖像匯入 ImageJ 軟體中，選取直線工具繪製與已知尺規等長的直線。
3. 於 analyze > set scale 設定比例尺，此時將顯示這一直線的長度有多少像素，在下方的已知距離欄填入該物體的已知長度。
4. 清除待測面積物體之外的背景，減少處理圖像時的雜訊。
5. 選取工具 image > adjust > color threshold，開啟介面後可藉由調整色調、飽和度、亮度來決定選取範圍，當調整至適當的範圍後點擊 select。
6. 在完成設定比例尺以及選取欲測得之面積範圍後，選取 analyze > measure 顯示所選取部分之相關資訊，記錄面積的數值。

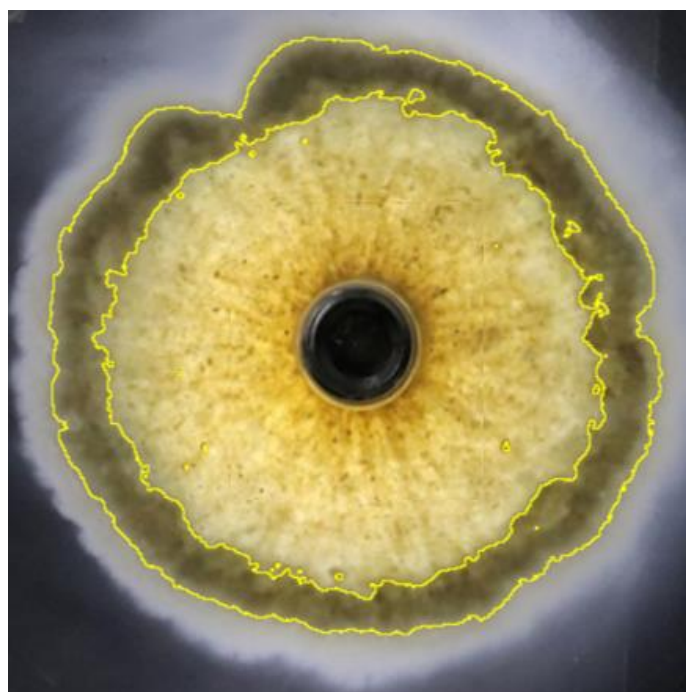


圖 3-18 選取的副礦物環

## 第四章、高放最終處置緩衝材料沖蝕作用之模擬實驗與沖蝕機制、流失量等評估研析

本研究進行一系列緩衝材料沖蝕試驗，依照實驗因子表 3-1，所使用的流量分別有 0.2 mL/min 與 1.0 mL/min，水化學為去離子水與 4.00 mM NaCl 溶液，裂隙內寬控制在 2.0、1.0 與 0.2 mm。本章節針對不同水流量、水化學與裂隙內分部之結果進行分析探討。

### 4.1 不同水流量的膨潤土沖蝕行為

圖 4-1 至圖 4-3 為採用流量為 0.2 與 1.0 mL/min 的去離子水流經模擬之岩石裂隙，過程中量測並記錄每天流出懸浮液的濁度，得到不同流量於裂隙內寬 2.0、1.0 和 0.2 mm 下之每日沖蝕質量。由圖 4-1(a)中可知，在 2.0 mm 的裂隙內寬中，在高流量的條件下 (1.0 mL/min)，於 15 日開始沖蝕現象趨於明顯，隨後沖蝕量出現上下起伏情況，93 日內觀察到之最大沖蝕率為 61.38 mg/day，且相較於低流量 (0.2 mL/min)，開始發生大量沖蝕時間點較早，且總量會帶走更多的膨潤土。在實驗開始的 15 日後每日所測得的沖蝕質量皆大於 10 mg，而低流量(0.2 mL/min)的條件下，直到開始 20 日後，沖蝕質量才開始有所上升，但依然比高流量的實驗值低的非常多，最大的單日沖蝕質量為第 31 日所測得之 7.07 mg/day，且沒有觀察到如高流量試驗中的沖蝕率上下起伏的狀況。如圖 4-1(b)流量採用 1.0 mL/min 的試驗在 93 天內之沖蝕率逐漸趨緩，而流量採用 0.2 mL/min 的試驗直到第 93 天之累計沖蝕量幾乎是線性增加，累計之沖蝕質量分別達 1576.45 mg 與 407.67 mg。雖然在低流量的試驗中所測得之沖蝕質量較小，但仍是能明顯觀察到膨潤土的沖蝕行為。

在 1.0 mm 裂隙內寬的試驗中，如圖 4-2(a)，使用高流量(1.0 mL/min)的試驗約 38 天後沖蝕率開始出現上下起伏的情況，之後約第 67 天時達到最高沖蝕率 38.98 mg/day 便開始逐漸下降直到 93 天，此時的沖蝕率只剩下 0.49 mg/day。相較於高流量下的沖蝕率快速變化與持續上下起伏，低流量(0.2 mL/min)下的試驗直到第 30 天後，才開始能測得明顯增加之沖蝕率，且所量測到的沖蝕率都明顯

小得多，變化趨勢相較高流量之下十分穩定，於第 54 天時量測到最大的沖蝕率 3.53 mg/day，之後沖蝕率也開始緩慢下降，93 天時之沖蝕率剩下 0.22 mg/day。高流量環境下的沖蝕率，都大於低流量環境下的沖蝕率，這也直接導致累計沖蝕量上出現明顯區別，如圖 4-2 (b)，高流量環境下所得 93 天內之累計沖蝕量分別為 1269 mg 與 136 mg。

在裂隙內寬 0.2 mm 的試驗中，所量測到的沖蝕率如圖 4-3 (a)，使用高流量的試驗於第 28 天後沖蝕率開始增加，約於第 40 天時量測到最大沖蝕率 11.18 mg/day，之後沖蝕率開始降低，且約於第 70 天時與低流量的沖蝕率出現交叉直到約第 85 天，此區間之高流量下的沖蝕率變得十分小(幾乎 $<0.5$  mg/day)。在該條件下之低流量試驗中，試驗開始後直到約 38 天時，才開始出現少量的沖蝕，且沖蝕率也沒有快速的增加，該 0.5 mg/day – 1.0 mg/day 左右的微小沖蝕一直持續到試驗的第 93 天。圖 4-3 (b)表示累計之沖蝕質量分別為 123mg 與 54 mg。在高水流量的試驗下，由於第 70 天後沖蝕率大幅下降，也對應該期間之累計沖蝕量並沒有明顯增加，而採用低水流量之試驗累計沖蝕量則十分穩定的增加。

由上述實驗結果可知水流量的大小對沖蝕的程度有直接的影響，較高的流量將產生更多的沖蝕質量。但沖蝕並非在膨潤土與水接觸後即刻發生，而是受到水流量以及其他因素的綜合影響，沖蝕發生的時間點於試驗開始後 10-30 天不等，較小的流量將使沖蝕發生的時間向後推遲，且沖蝕質量也低的多。尤其於較小之裂隙內寬且低流量的情況下，於試驗開始約 38 天後才終於觀察到少量的沖蝕，沖蝕率穩定小於 1 mg/day，且在如此狹小的裂隙中，高流量所帶來的影響將會降低，可以觀察到在試驗開始 50 天後高、低流量的試驗單日之沖蝕質量出現趨勢上的交叉，這可能是由於高流量的所產生較大的沖蝕，副礦物堆積形成濾層所導致。該不同流量下的試驗結果與先前各國的研究結果一致，較大的地下水流量會導致更嚴重的沖蝕。

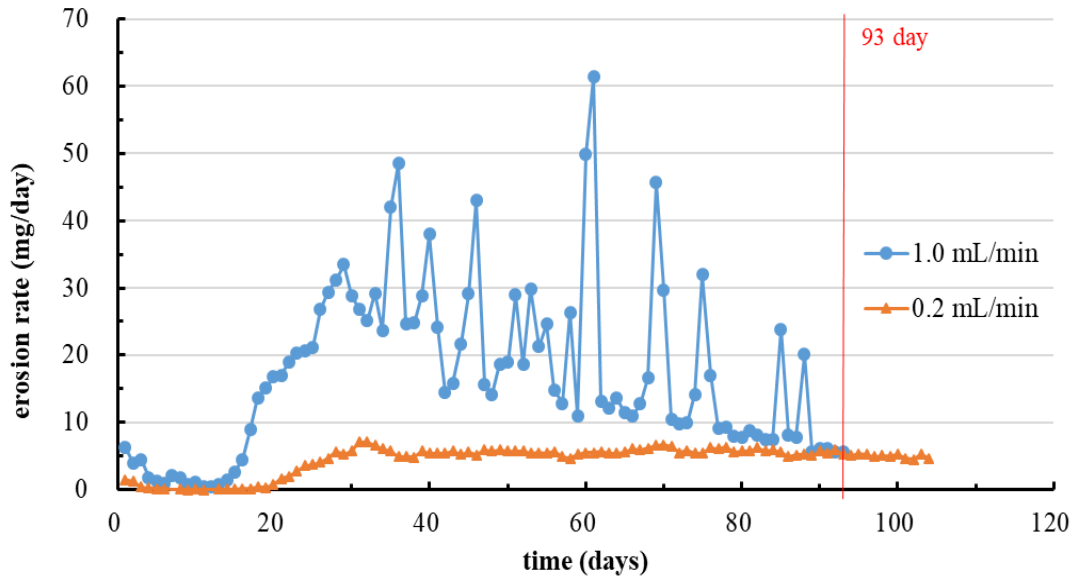


圖 4-1(a) 裂隙內寬 2.0 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量

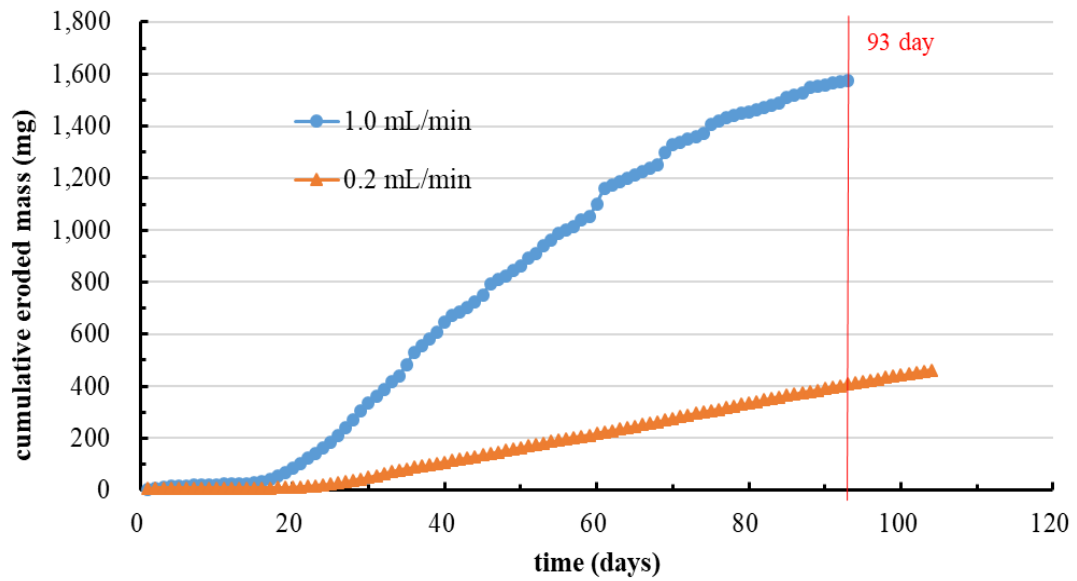


圖 4-1(b) 裂隙內寬 2.0 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量

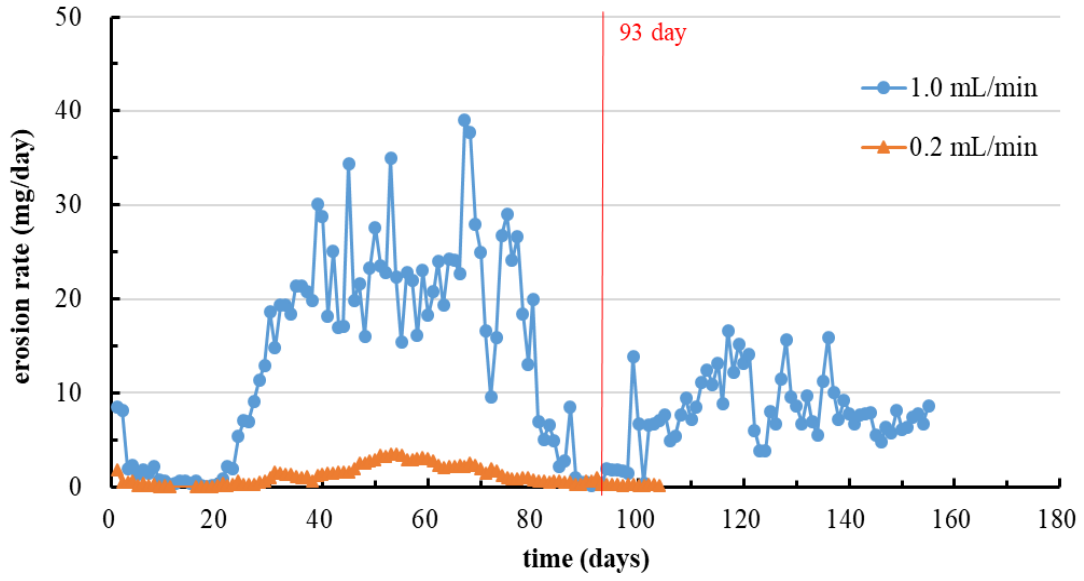


圖 4-2(a) 裂隙內寬 1.0 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量

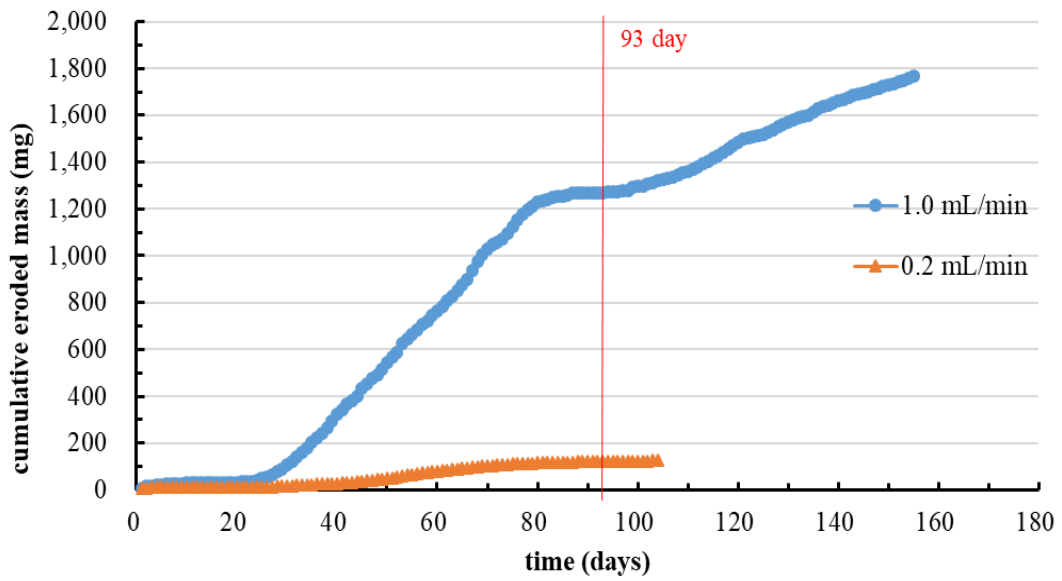


圖 4-2(b) 裂隙內寬 1.0 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量



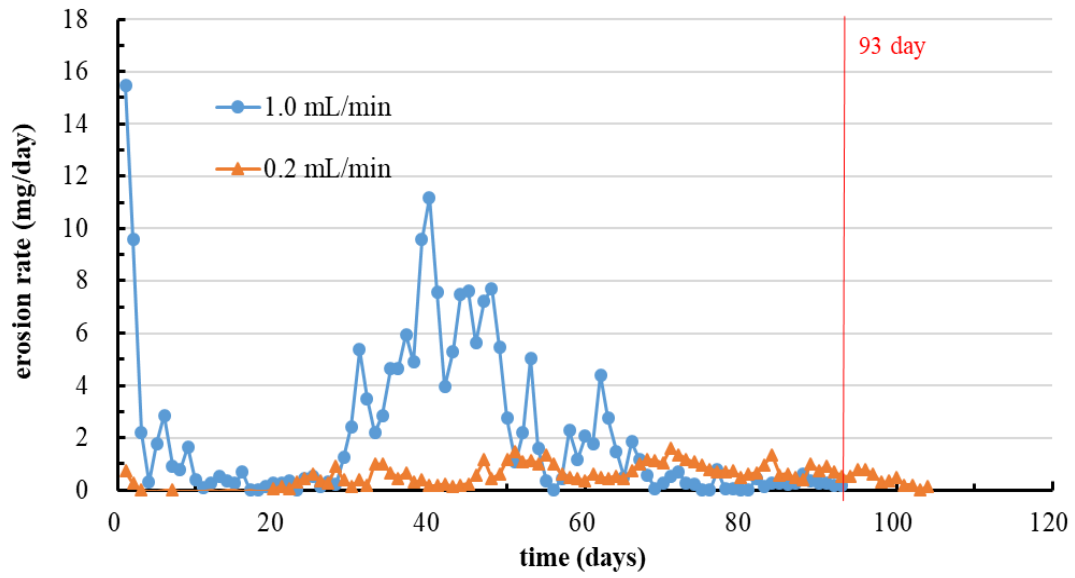


圖 4-3(a) 裂隙內寬 0.2 mm 不同流量去離子水之每日沖蝕質量

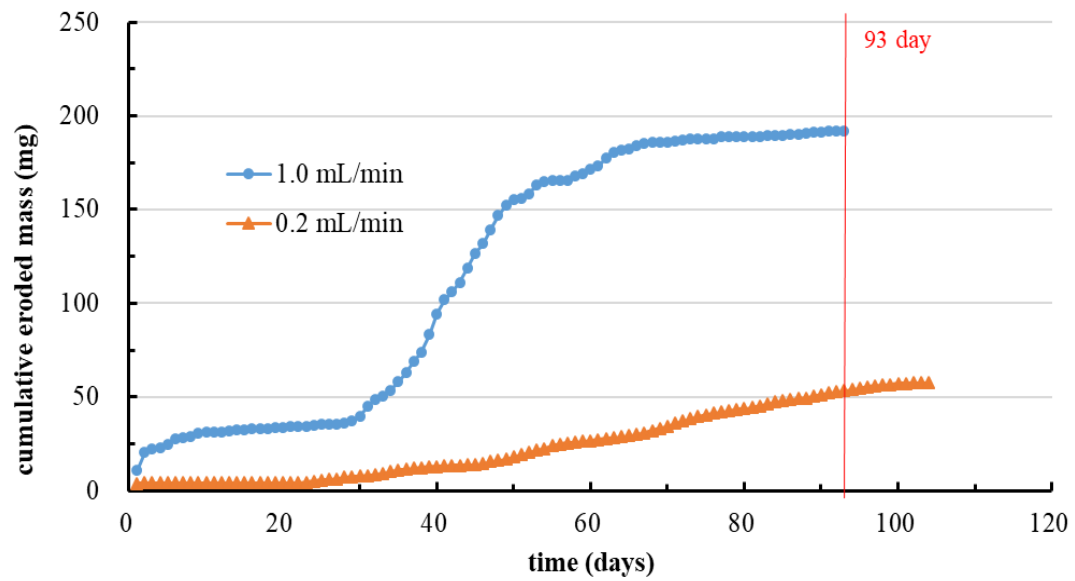


圖 4-3(b) 裂隙內寬 0.2 mm 不同流量去離子水之累計沖蝕質量

## 4.2 不同裂隙內寬的膨潤土沖蝕行為

圖 4-4(a)呈現了不同裂隙內寬於 93 天內每日沖蝕質量，實驗結果顯示在去離子水的環境下，三種裂隙內寬皆會發生沖蝕，而沖蝕發生的時間點則與裂隙內寬有一定程度的關係。在裂隙內寬 2.0 mm 的環境下，首先於實驗開始 14 日後產生較大的沖蝕質量（單日損失 1.29 mg），隨後膨潤土的每日沖蝕質量皆明顯地大幅上升；而在裂隙內寬 1.0 mm 的實驗中，大量沖蝕開始發生的時間向後推遲，直到實驗開始後 22 日才觀察到較大的沖蝕質量（單日損失 2.20 mg），沖蝕量也於該日後大幅上升，早期趨勢與裂隙內寬 2.0 mm 相似，但沖蝕質量小一個級距，且沖蝕大量發生的一段時間後（約 20 日），每日之沖蝕質量都觀察到明顯浮動；最小裂隙內寬為 0.2 mm，顯而易見的能發現無論是趨勢與沖蝕質量大小，在如此細小的裂隙內寬中，膨潤土表現截然不同於較大裂隙內寬的行為，直到實驗開始後 29 日才觀察到較為明顯的沖蝕質量（單日損失 0.81 mg），雖然沖蝕質量在該日後有所上升，不過相較其他兩個較大的裂隙內寬，沖蝕質量的上升並沒有十分顯著，且在 64 日後沖蝕質量逐漸下降並趨於穩定。

進一步將實驗結果轉換成累計之沖蝕質量後結果如圖 4-4(b)，在 93 日內裂隙內寬 2.0、1.0 與 0.2 mm 的累計沖蝕質量分別為 1576 mg、1269 mg 以及 192 mg，且在內寬 0.2 mm 於 55 日後，沖蝕已較不顯著，相較於 2.0 與 1.0 mm，沖蝕仍持續的發生，可見在細小的裂隙中，膨潤土與母岩間較大的摩擦力可能將有效抑制蒙脫石的釋放。

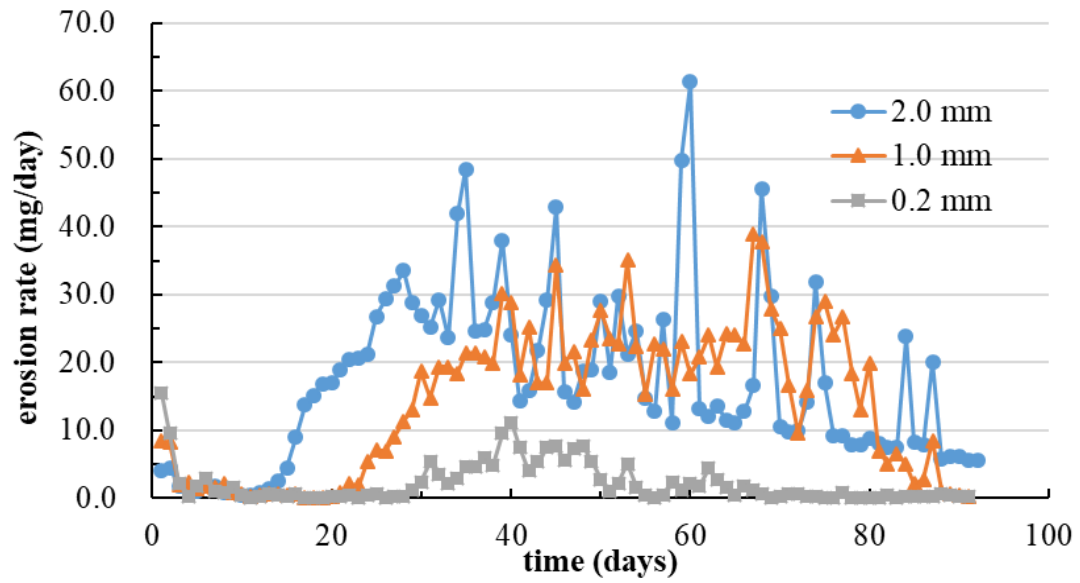


圖 4-4(a) 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之每日沖蝕量

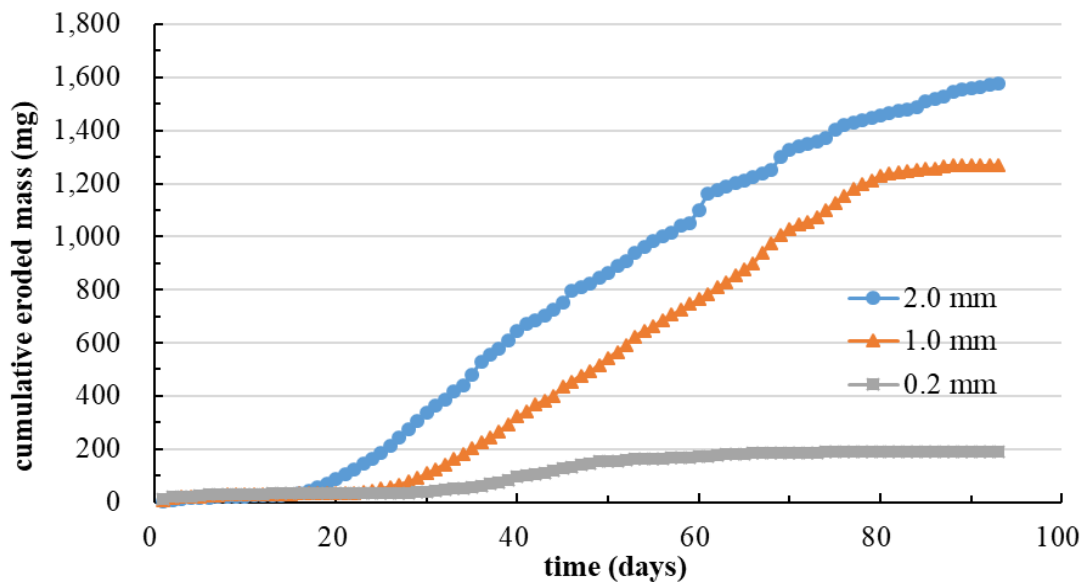


圖 4-4(b) 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之累計沖蝕量

在另外一種水化學的環境中，本計畫採用 4 mM NaCl 溶液模擬地下水流經膨潤土試體，63 天之沖蝕質量如圖 4-5(a)所示。由圖中可知，不管在何種裂隙內寬下，沖蝕質量始終非常少（單日損失 < 0.6 mg），而能觀察到的沖蝕質量大部分集中在實驗開始後的 10 日內，但這類早期的損失有部分可能是在試體安裝時，有些微的碰撞導致膨潤土試體局部鬆散而產生的質量損失，在 10 日後接觸 4 mM NaCl 溶液的試體，由於環境的離子強度增加，使得擴散雙層受到壓縮，顆粒間的擴散排斥力大幅減少，裂隙中的膨潤土都呈現非常穩定的狀態，排除早期的質量損失，只有裂隙 2.0 mm 的實驗在後續 20 日沖蝕質量曾接近 0.2 mg/day，但此損失質量相較於使用去離子水的實驗來說十分微小。累計之沖蝕質量可由圖 4-5(b)，三種裂隙內寬的實驗中觀察到的沖蝕質量相當微小，於 63 天之累計沖蝕質量都小於 10 mg，在環境提供離子強度使蒙脫石足夠穩定的情況下，不同大小的裂隙內寬對於膨潤土沖蝕的影響有限。

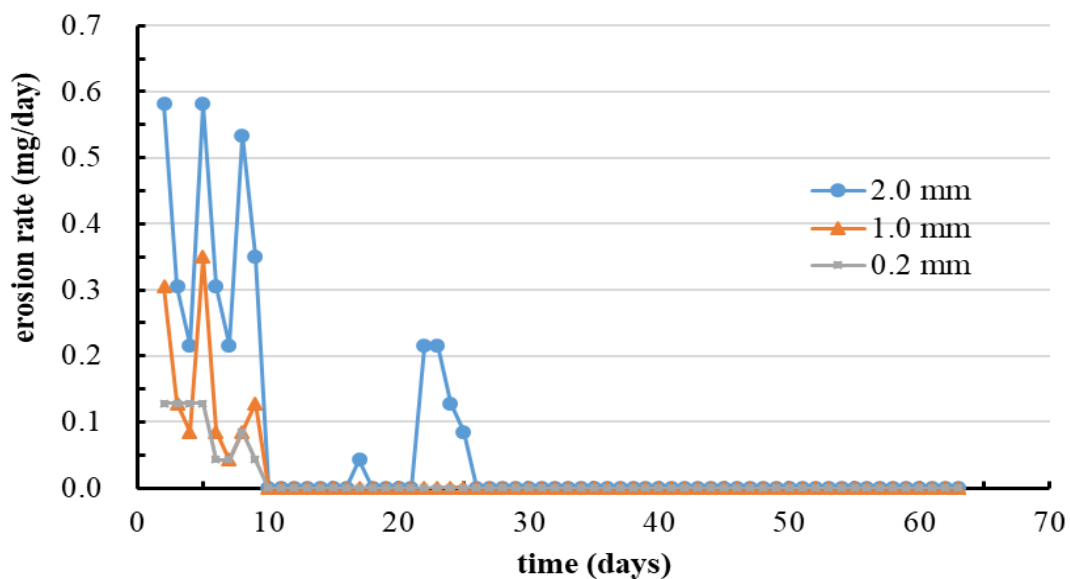


圖 4-5(a) 流量 1.0 mL/min 4mM NaCl 不同裂隙內寬之每日沖蝕量

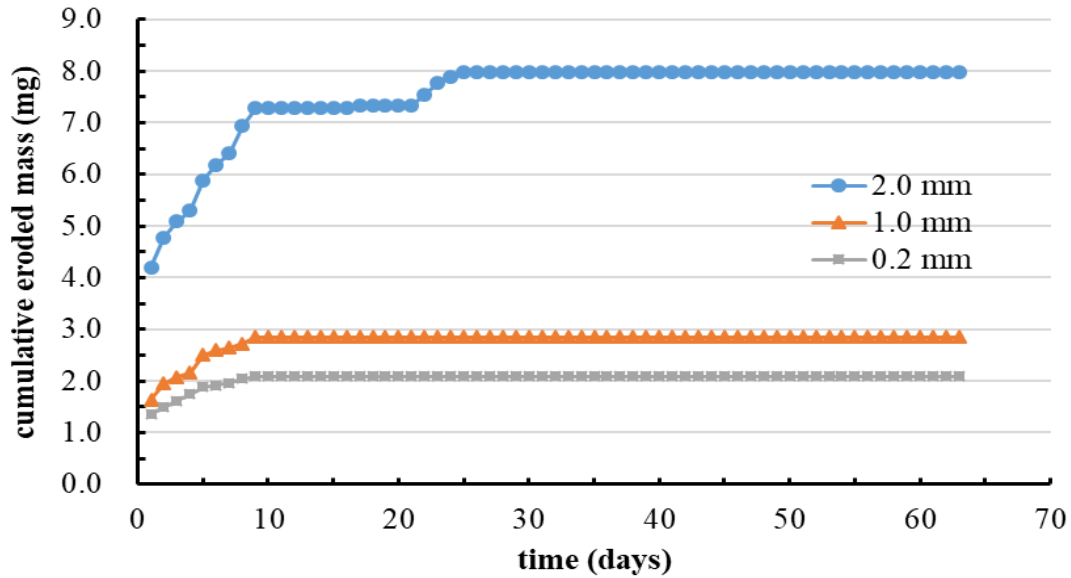


圖 4-5(b) 流量 1.0 mL/min 4mM NaCl 不同裂隙內寬之累計沖蝕量

### 4.3 不同水化學環境的膨潤土沖蝕行為

目前已知裂隙中的膨潤土顆粒之受力，主要有顆粒間吸引的凡德瓦力、重力以及擴散雙層相互貫穿產生的排斥力，分散於水中的這些黏土顆粒將呈現何種結構，便是這些力互相作用後的結果。

圖 4-6(a)為流量 1.0 mL/min 與裂隙內寬 2.0 mm 的環境下，流通不同水化學(離子強度)的溶液之沖蝕試驗結果，儘管該實驗以較大的水流量進行，對於環境離子強度達 4 mM 的溶液，高流量所產生的剪切應力仍無法使絮凝結構的膨潤土產生明顯的大量沖蝕，每日之沖蝕質量始終非常低，排除早期安裝試體碰撞導致局部鬆散的損失，觀察到的單日沖蝕質量皆小於 0.3 mg。圖 4-6(b)為在流量 1.0 mL/min 與裂隙內寬 2.0 mm 的環境下，流通不同水化學(離子強度)的溶液之累積沖蝕試驗結果。去離子水的環境下膨潤土於 63 天內之沖蝕質量為 1187 mg，相較於去離子水環境強大擴散排斥力所導致的大量沖蝕，高離子強度(4 mM)的環境中蒙脫石的釋放相對穩定，幾乎不發生沖蝕，累計之沖蝕質量在經過 63 日後仍小於 10 mg。

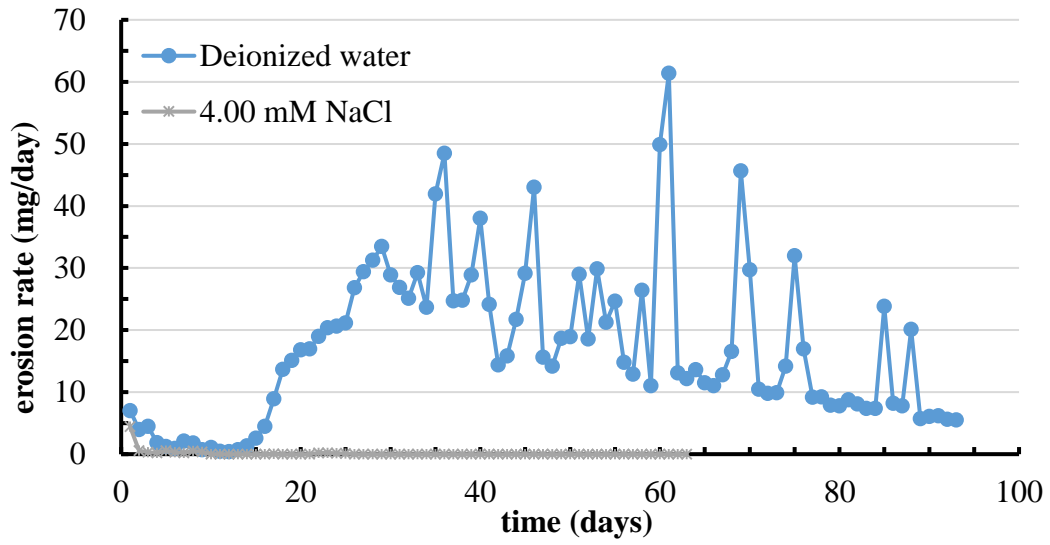


圖 4-6(a) 流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 2.0 mm 不同離子強度之每日沖蝕質量

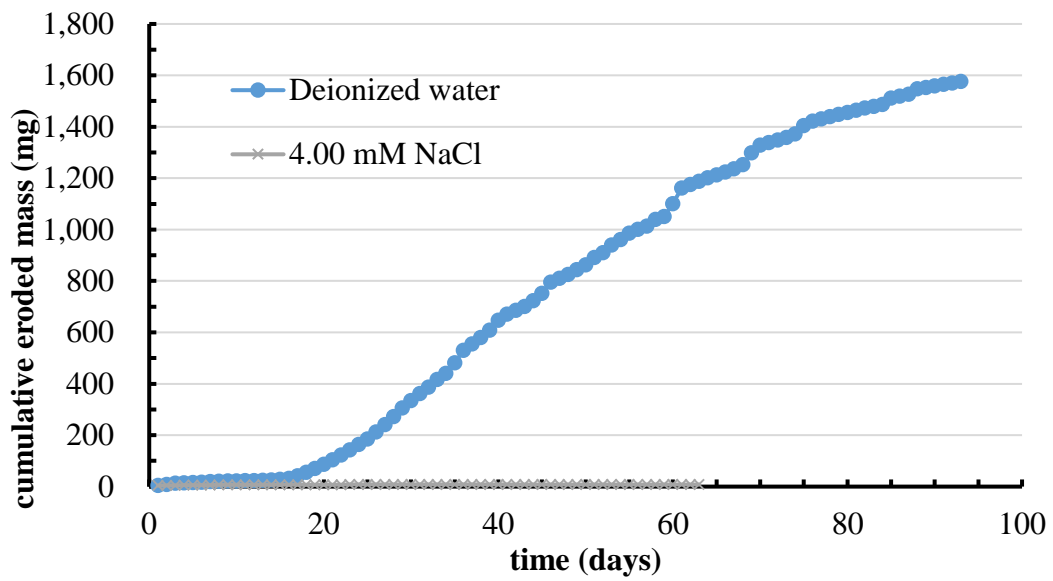


圖 4-6(b) 流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 2.0 mm 不同離子強度之累計沖蝕質量

#### 4.4 沖蝕量驗證

為了對以濁度推估之沖蝕量進行驗證，將沖蝕試驗結束之膨潤土由模具中取出，並將其置於 60 °C 的烘箱中直到膨潤土試體乾燥至恆重，最後秤得沖蝕試驗結束後之膨潤土殘餘質量。如表 4-1，由於收集土樣時根據樣品情況，過程可能造成 0.05 g - 0.10 g 不等的質量損失。

對於受去離子水沖蝕的膨潤土樣品，實際損失量與濁度推估所得之沖蝕量十分接近，故膨潤土產生較明顯的沖蝕時，以該方法評估沖蝕量十分可靠。

但在具有離子強度的條件下，由於濁度計本身硬體的極限，可能有許多太微小的沖蝕並未被量測到，且由於沖蝕所造成的沖蝕量太小，取樣過程所中所損失的質量影響被放大，造成推估沖蝕量與實際沖蝕量較大的差異。

表 4-1 沖蝕後之膨潤土重量變化

項次	流量 (mL/min)	水化學 (mM)	裂隙內寬 (mm)	初始 乾重(g)	最終 乾重(g)	實際沖 蝕量(g)	推估沖 蝕量(g)
1			2.0	5.235	4.774	0.491	0.463
2	0.2	去離子水	1.0	5.234	5.041	0.193	0.125
3			0.2	5.230	5.071	0.159	0.058
4			2.0	5.222	3.583	1.639	1.576
5		去離子水	1.0	5.229	3.281	1.948	1.832
6	1.0		0.2	5.224	5.013	0.211	0.192
7			2.0	5.226	5.028	0.198	0.008
8		4.00 mM NaCl	1.0	5.225	5.044	0.182	0.003
9			0.2	5.223	5.051	0.172	0.002

## 4.5 沖蝕過程中的回脹壓力

為觀察膨潤土受沖蝕的過程中對回脹壓力產生的影響，根據試驗的初步成果以及其他學者的研究，水化學對於沖蝕的影響可能非常大，故於流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 1.0 mm 去離子水及流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 1.0 mm 4 mM NaCl 溶液兩試驗中，安裝壓力感測器以記錄膨潤土長期受沖蝕時回脹壓力的變化，該試驗進行 155 天。採用去離子水之試驗過程中所記錄到的回脹壓力如圖 4-7，在膨潤土與水接觸約 24 hr 後，到達整個試驗過程回脹壓力的最高值 536.57 kPa，在試驗過程中隨著沖蝕的發生可觀察到試體回脹壓力下降，進行到試驗最後時回脹壓力為 33.73 kPa，相當於回脹壓力最高值的 6.3%。

使用 4.00 mM NaCl 溶液之試驗過程中所記錄到的回脹壓力如圖 4-8，與去離子水的所觀察到之回脹壓力最高值相似為 548.83 kPa，隨後回脹壓力便快速下降，且在約第 35 天時量測得該組試驗回脹壓力的最低值 315.98 kPa，接著回脹壓力直到最後第 155 天都逐漸上升，而最終量測到的回脹壓力值回復到 515.11 kPa。透過比較使用兩種不同水化學沖蝕試驗的回脹壓力，可見水化學環境之離子強度對於膨潤土沖蝕的影響甚大，在進行 155 天的沖蝕試驗後，由於去離子水環境所導致的大量沖蝕，膨潤土試體最後的回脹壓力只有 4.00 mM NaCl 溶液環境下最後回脹壓力的 6.5%。

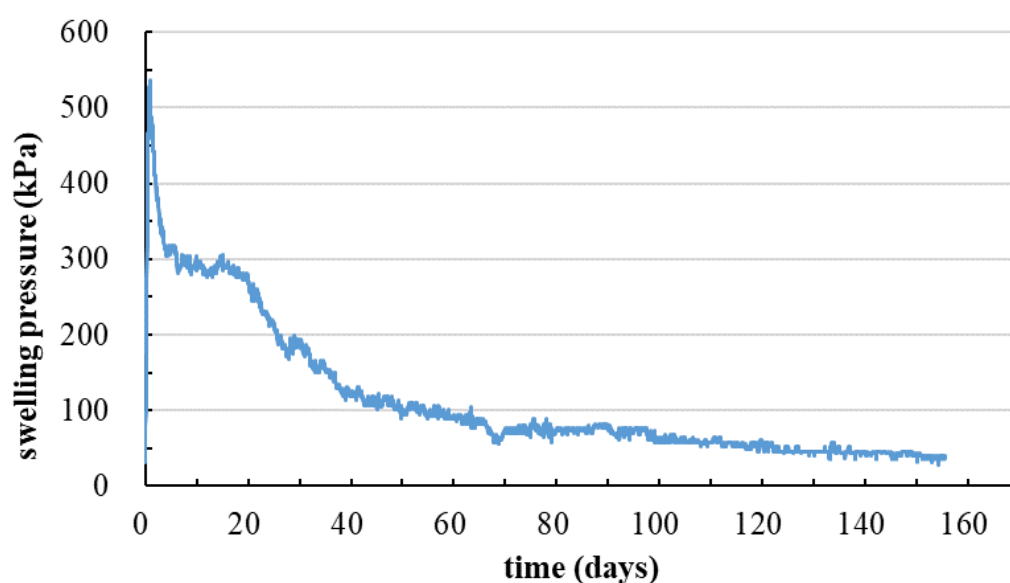


圖 4-7 去離子水沖蝕試驗過程中的回脹壓力



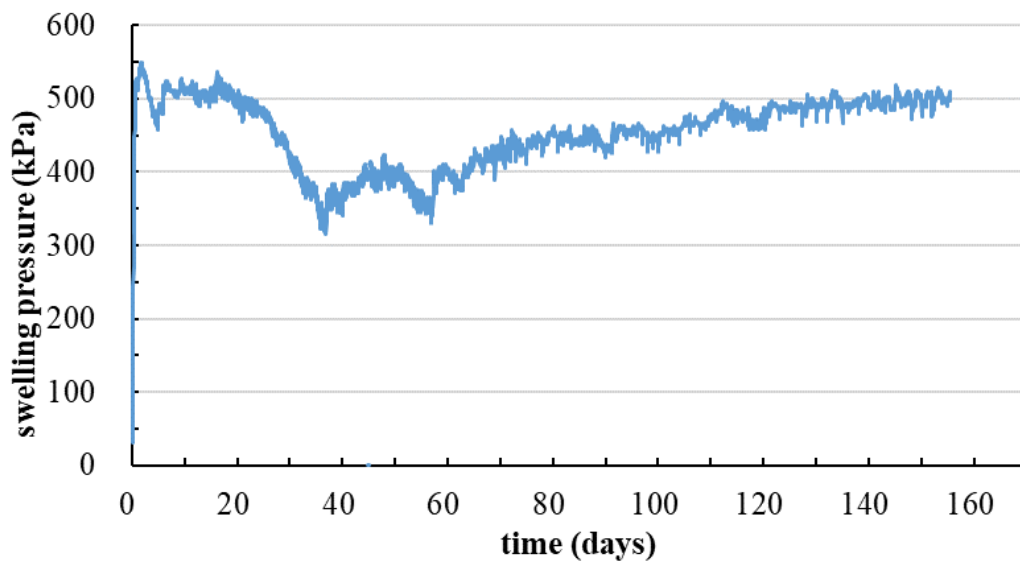


圖 4-8 4.00 mM NaCl 溶液沖蝕試驗過程中的回脹壓力

將透過量測所得到的每日沖蝕質量與回脹壓力進行比對，採用去離子水試驗所得結果如圖 4-9 所示。首先在試驗開始的 1 天後，回脹壓力就出現一次大量的損失，從 536.57 kPa 下降至 303.55kPa，這可歸因於膨潤土與水接觸時逐漸飽和，使得內側模擬處置孔處的回脹壓力快速上升，這將使膨潤土由內側膨脹擠入周圍的模擬裂隙中，此應力釋放的過程導致量測的回脹壓力在早期大幅下降。此後接著試驗的 20 天內，並無明顯沖蝕情況，因此回脹壓力也維持穩定無變化；而試驗開始 20 天後，出明顯的沖蝕現象，引致單日沖蝕質量快速的上升，這對應試驗 20-77 天期間所量測到回脹壓力之逐漸下降，從 303.55 kPa 下降至 70.52 kPa。當試驗進行至 77-98 天時，此期間量測到之單日沖蝕質量與前段相比顯著降低，而此期間所對應的回脹壓力也趨於穩定，沒有出現損失的情況。開始進行試驗的第 98 天開始，再次量測到膨潤土的單日沖蝕質量增加，且再次發生的沖蝕持續至 155 天，此時回脹壓力由 70.52 kPa 逐漸下降至 33.73 kPa。由以上觀察結果得知，除了初期膨潤土封填進裂隙中的應力釋放外，回脹壓力的下降與沖蝕的發生有直接的關係。

膨潤土在水化學 4.00 mM NaCl 溶液中，在水流長期沖蝕的情況下，沖蝕率的變化與回脹壓力的關係如圖 4-10 所示，回脹壓力在試驗 3 天後開始下降，直

到約第 40 天時稍微回升，且約於 50 天後又稍微下降，接著約於第 60 天開始直到最後的 155 天回脹壓力都逐漸回升，而沖蝕率在排除早期的損失後，只約於 80 天至 130 天有量測到微小的沖蝕，在對比回脹壓力下降與回升的區間後，發現當回脹壓力變化時，其與同一時間所量測到的沖蝕率並沒有一定的規律。該試驗測得沖蝕率始終小於 0.3 mg。已經由圖 4-5(b)知該組試驗於 63 天內的累計沖蝕質量為 3.43 mg，且直到最終 155 天時仍只有 5.08 mg，足以證明在沖蝕質量如此低的情況下(<5.08 mg)，回脹壓力的下降程度將大幅度減少，故可以維持緩衝材料之障壁功能。

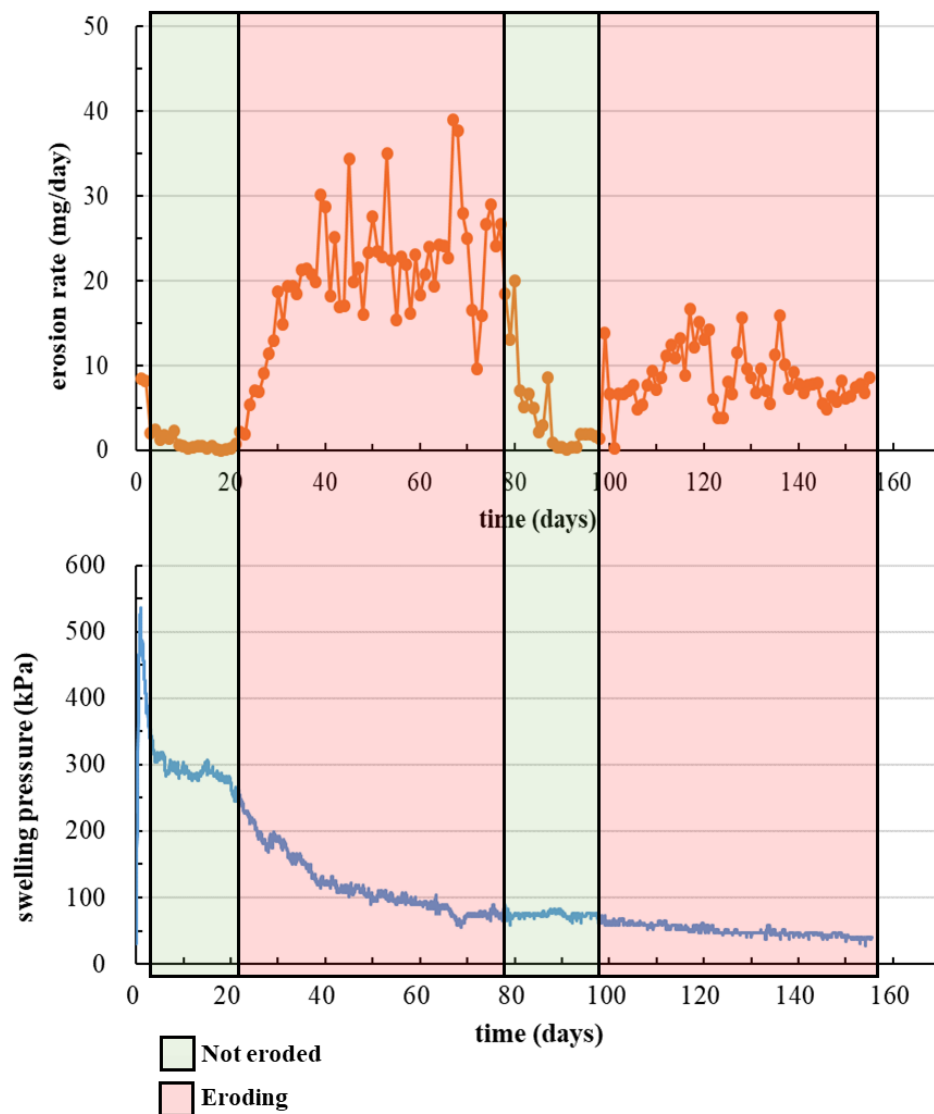


圖 4-9 去離子水條件下之回脹壓力與沖蝕率的對應關係

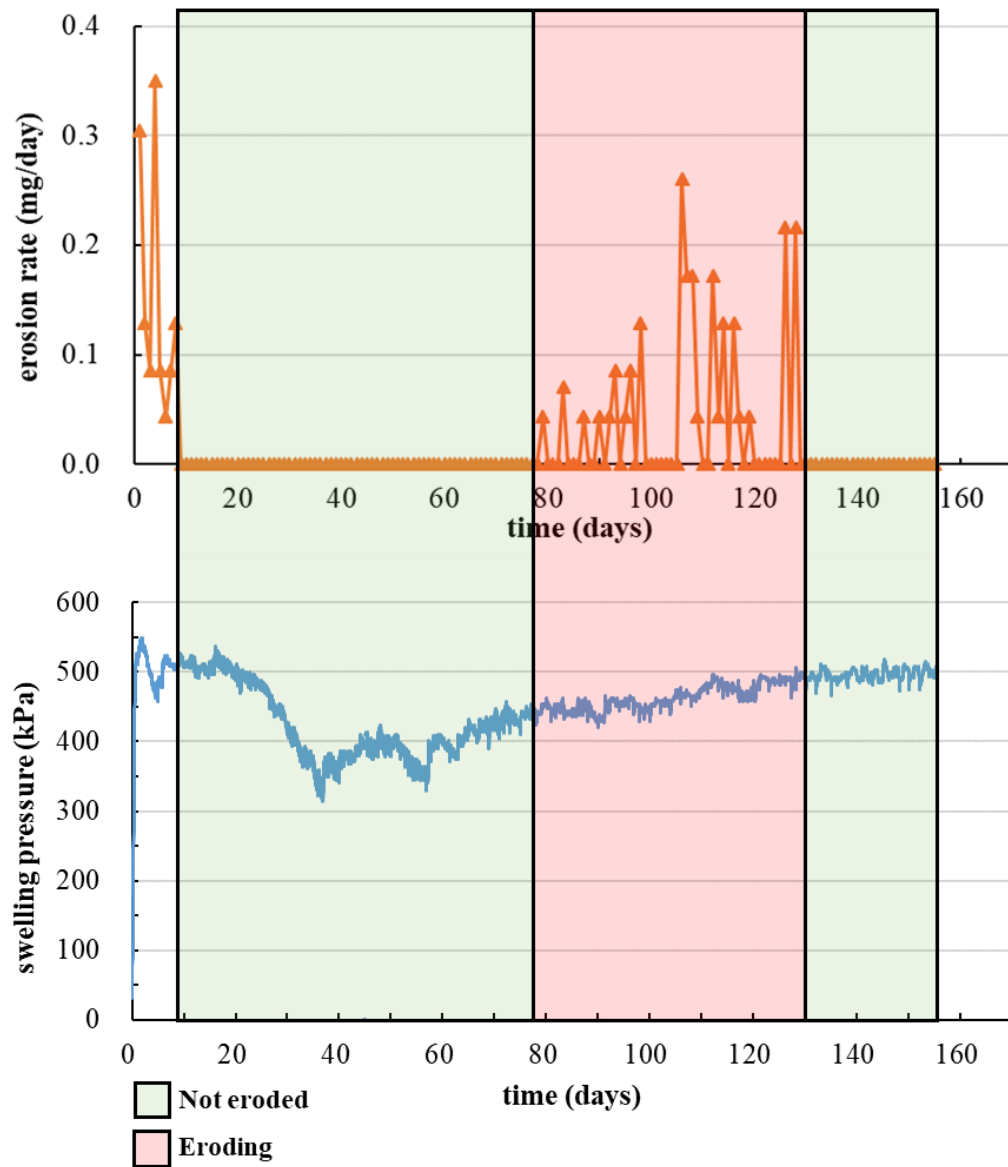


圖 4-10 4 mM NaCl 條件下之回脹壓力與沖蝕率對應關係

## 4.6 膨潤土沖蝕過程演變

為觀察膨潤土在裂隙中受沖蝕行為的影響，以每日拍照的方式來觀測膨潤土膨脹歷程演變，由於圖像數量龐大，此節呈現部分副礦物環面積差異較大的圖像。流量 1.0 mL/min 裂隙 2.0 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程，依時間順序呈現於圖 4-11，可從圖像中看到膨脹的膨潤土邊緣，存在深色之副礦物堆積的區域，而最外側則有許多呈現白色凝膠的蒙脫石。隨著時間的推進，副礦物環的堆積則越明顯，顏色越深且面積逐漸擴大，在 93 天時的圖像可以觀察到不同顏色深度之副礦物環區域，這可能表示副礦物環的堆積程度不同。

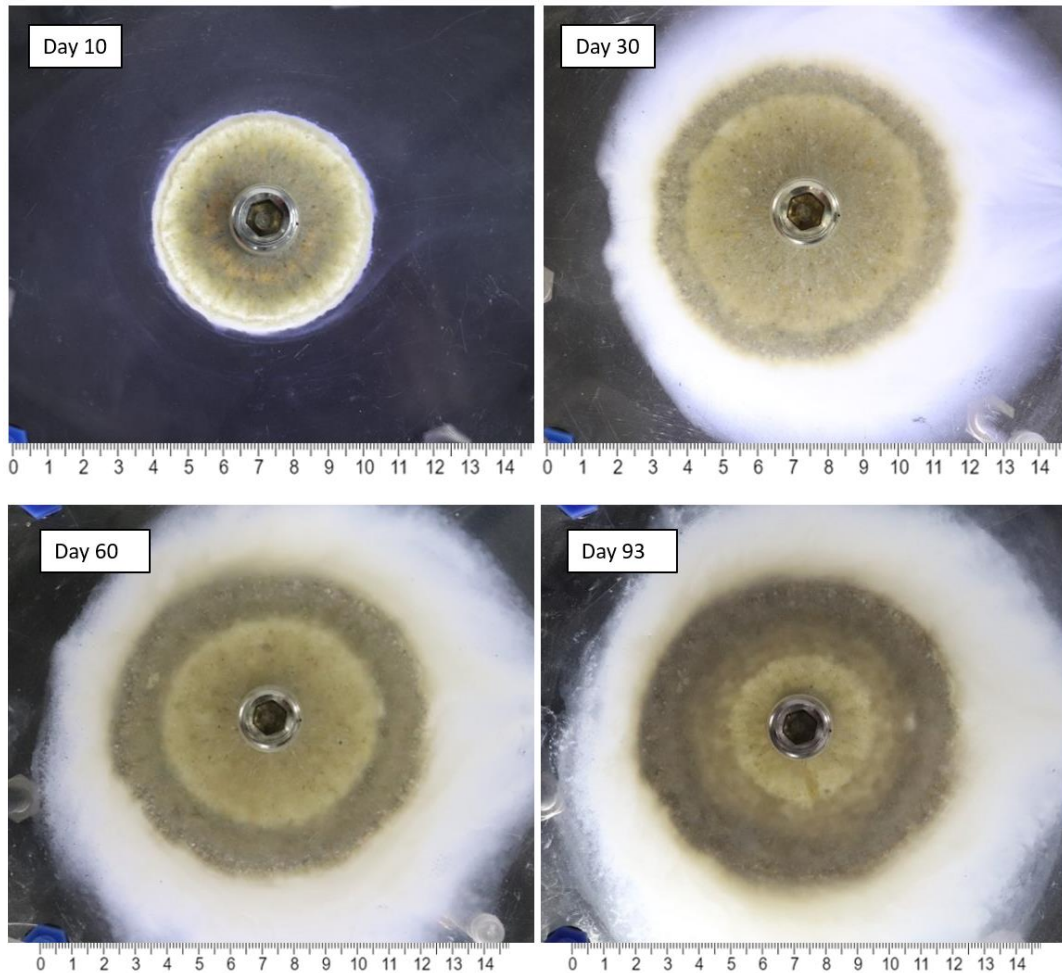


圖 4-11 流量 1.0 mL/min 裂隙 2.0 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程

流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 去離子水之試驗過程中記錄的膨潤土回脹歷程，依時間順序呈現於圖 4-12，由於該試驗裝有壓力感測器以進行沖蝕之長期

影響觀測，故該試驗進行至 155 天，在該試驗中也出現了明顯的副礦物環堆積於膨脹的膨潤土邊緣，除此之外，相較於較大的裂隙(2.0 mm)，膨潤土封填進裂隙中的形狀為圓形，而在此流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 去離子水的試驗中，進入裂隙中的膨潤土逐漸成為不規則的指狀。

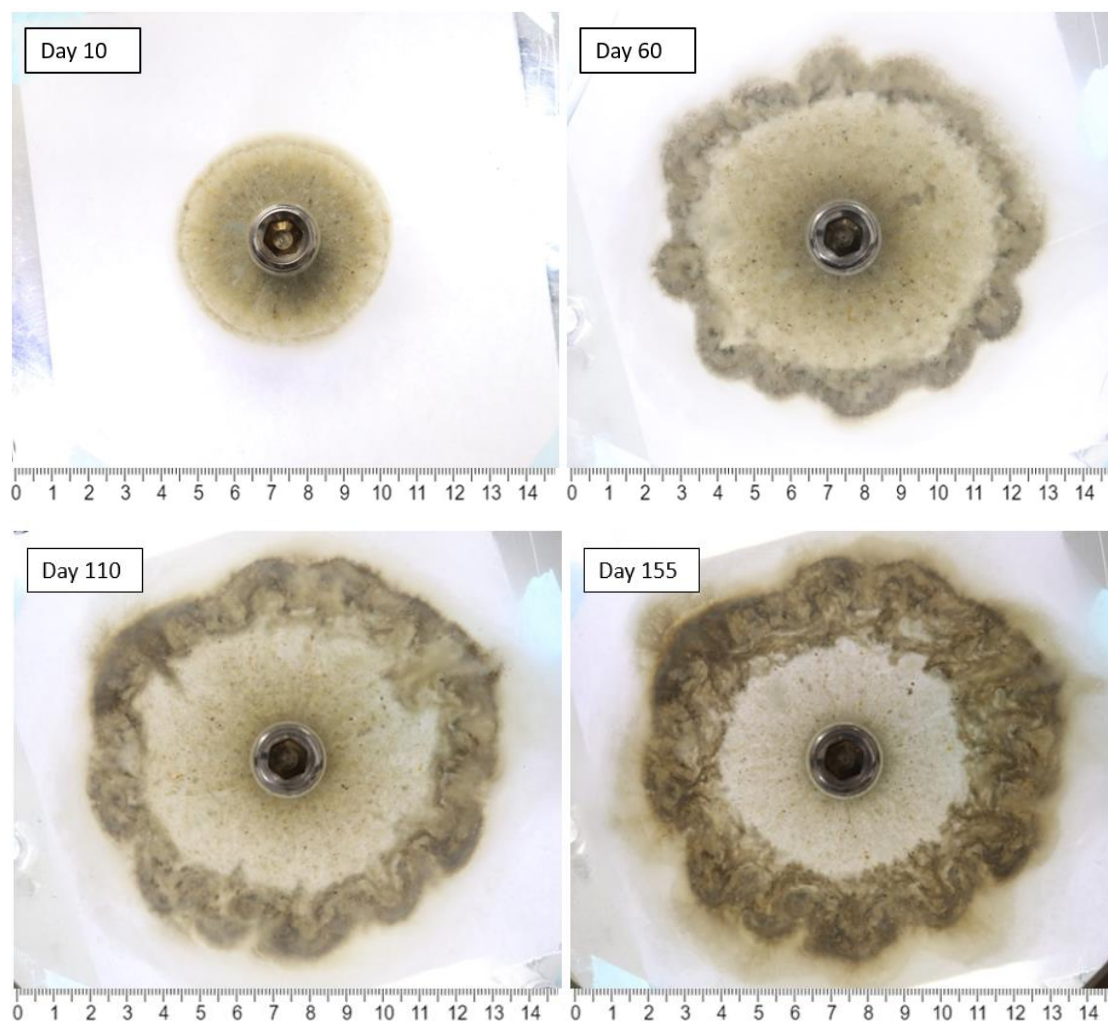


圖 4-12 流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程

流量 1.0 mL/min 裂隙 0.2 mm 去離子水之試驗過程中紀錄的膨潤土回脹歷程，依時間順序呈現於圖 4-13，由於該試驗所使用的模擬裂隙內寬較小(0.2 mm)，且此試驗中依然有觀察到副礦物環的堆積，故副礦物環的形成原因，裂隙內寬的大小可能並非是關鍵。

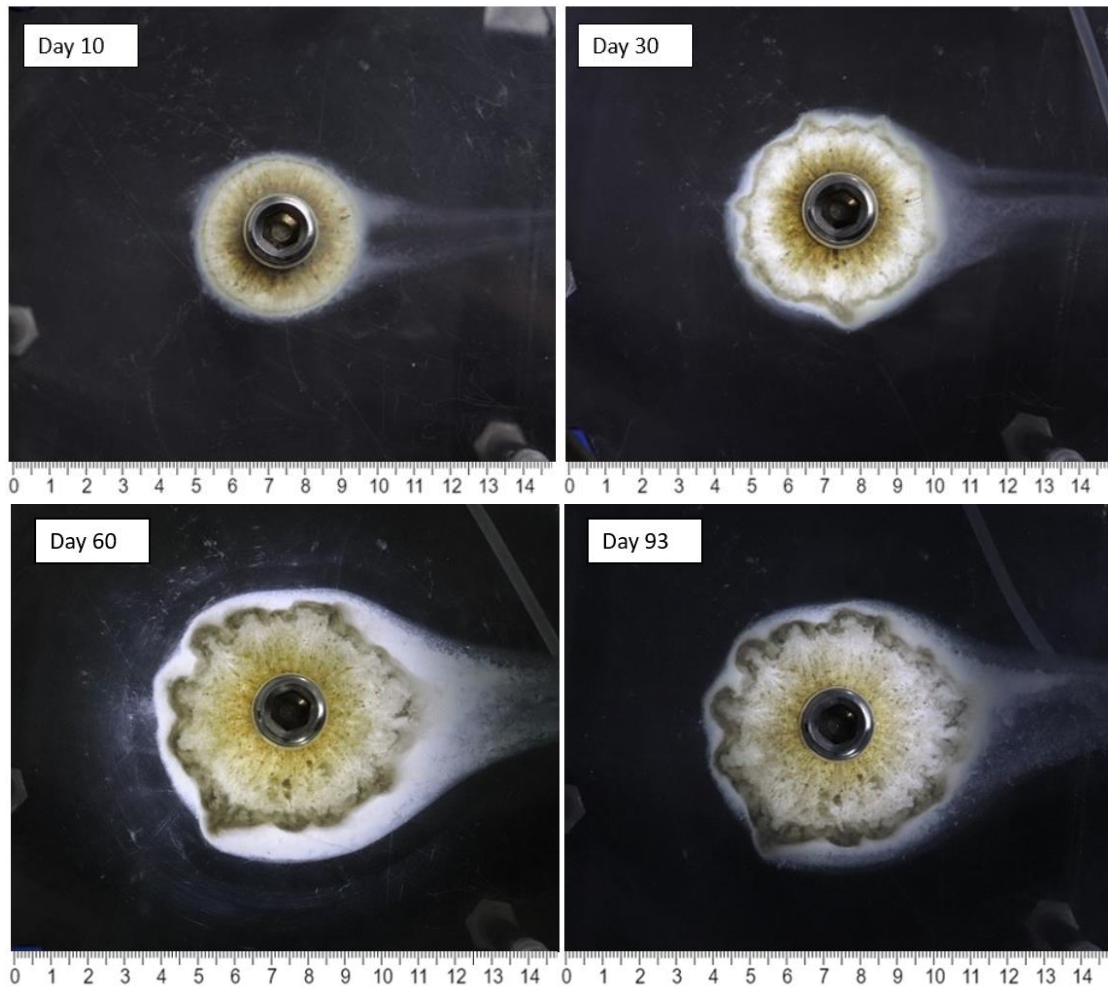


圖 4-13 流量 1.0 mL/min 裂隙 0.2 mm 去離子水之膨潤土膨脹歷程

流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 4mM NaCl 之試驗過程中紀錄的膨潤土回脹歷程，依時間順序呈現於圖 4-14，顯而易見的，儘管試驗進行了 155 天，但裂隙中膨脹的膨潤土邊緣，在試驗的後期仍然只能看見顏色稍深的區域，沒有發現如使用去離子水的試驗中明顯的深色副礦物堆積。由此，副礦物環是否形成，水化學環境的離子強度具有一定程度的影響。

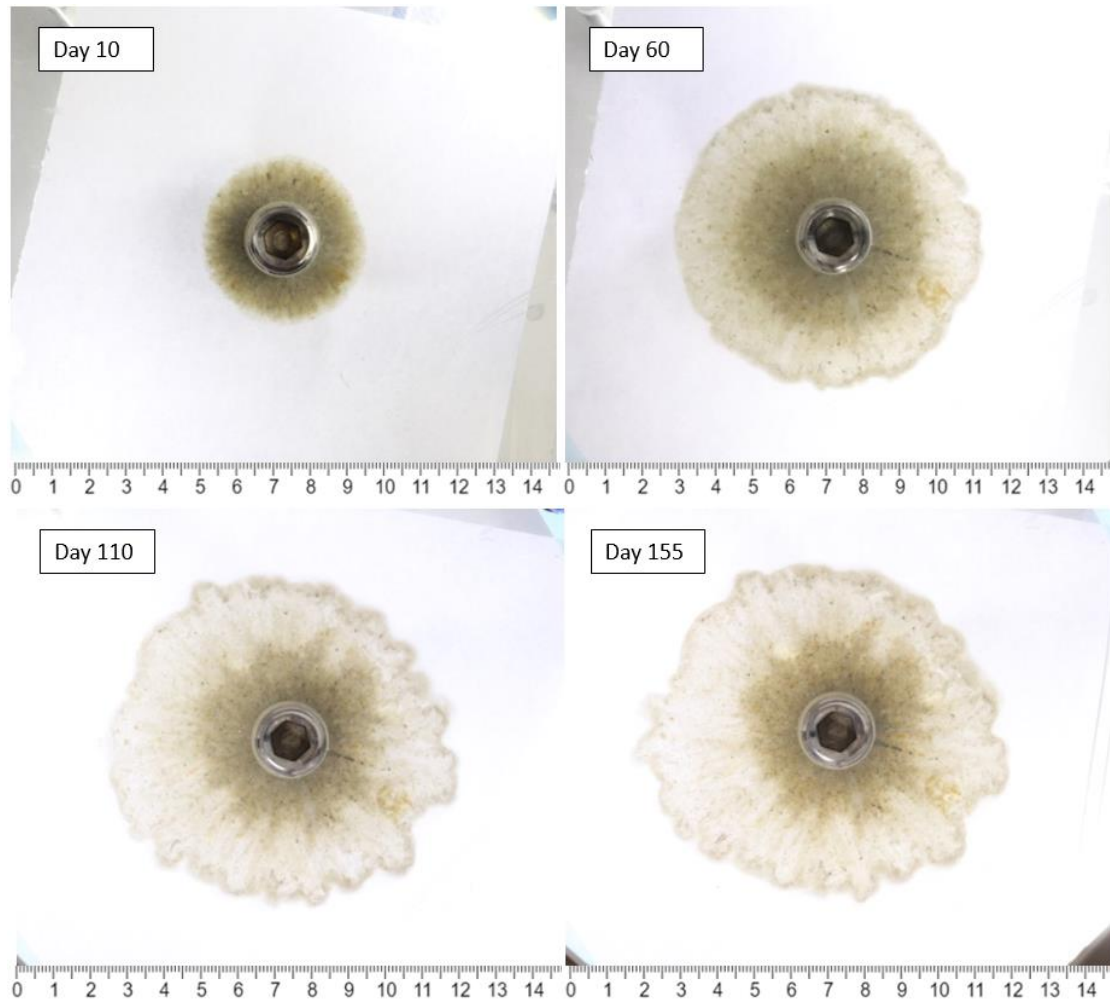


圖 4-14 流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 4mM NaCl 膨潤土之膨脹歷程

另外，如在試驗中發現副礦物環，可由圖像觀察到一個副礦物的堆積過程現象，以流量 1.0 mL/min 裂隙 1.0 mm 去離子水試驗中的其中幾日圖像來呈現，如圖 4-15，由 64 天時所記錄之膨脹歷程圖像可以看到位於膨潤土內側存在明顯顏色較深之礦物(如紅色圓圈標示)，隨著膨潤土封填進入模擬裂隙中，這些深色礦物也緩緩地被向外推擠，最終被形成濾層的其他副礦物阻擋而停留，接著自身也因為架橋現象而成為濾層的一部分。

故最早形成的副礦物環是由於蒙脫石的擴散，導致這些顆粒較大的副礦物被留下，這些顆粒因架橋現象將彼此卡在適當的位置。而位於模擬處置孔內側未飽和的膨潤土，在飽和並發展回脹壓力的過程中，膨潤土將逐漸沿裂隙向外擴張，此時膨潤土邊緣之蒙脫石將再次沖蝕，由此副礦物將逐漸累積，當副礦物環之厚度足夠時，便足以形成濾層阻擋黏土礦物受沖蝕流失，但如果在過程中架出的濾

層被衝破，裂隙中水的對流增強將使得沖蝕增加，便隨黏土礦物的流失，副礦物的堆積將開始新的架橋。

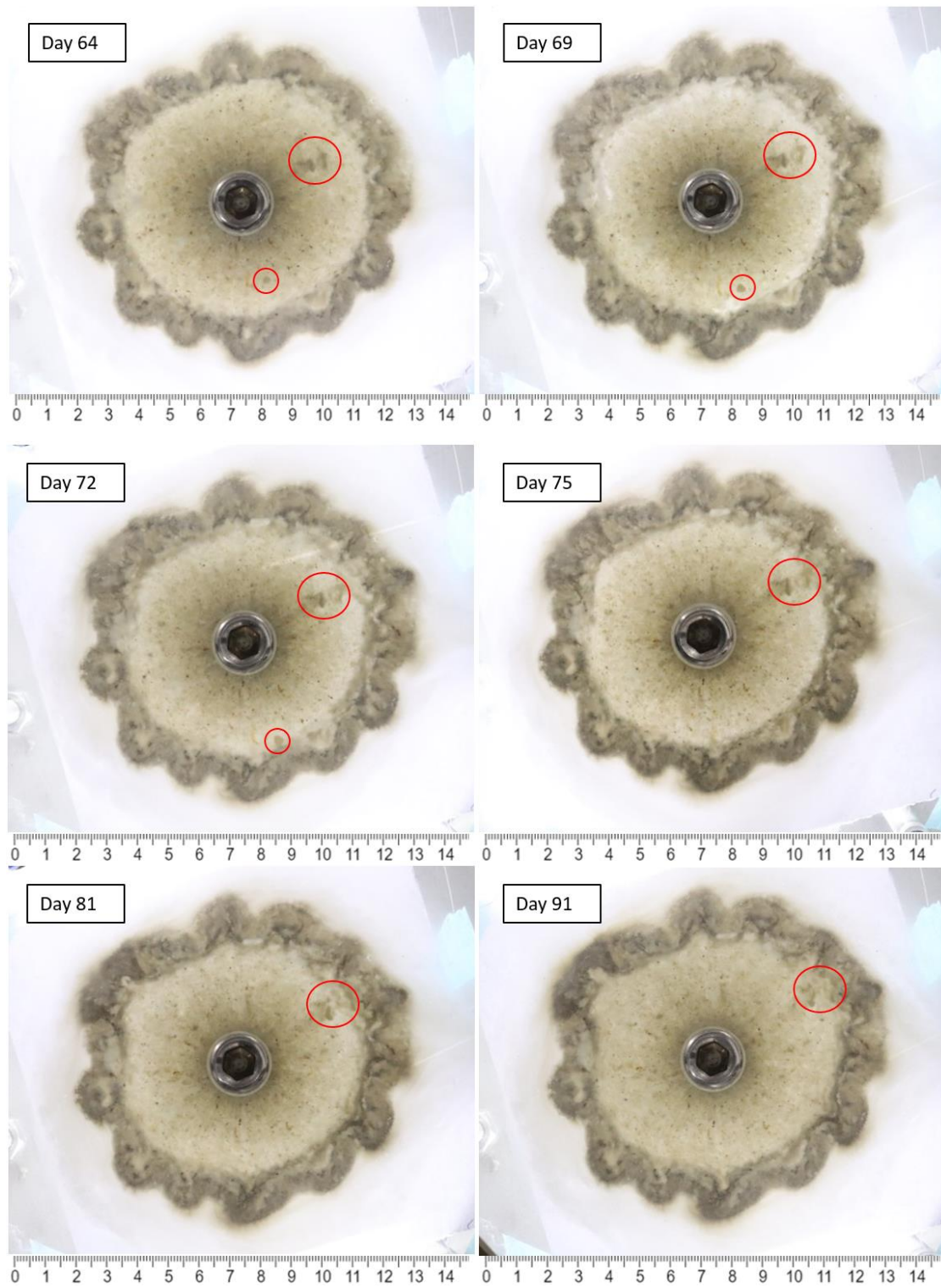


圖 4-15 副礦物之堆積過程



## 4.7 副礦物環之面積量測分析

此節將對採用去離子水條件的試驗中，觀察到之深色副礦物環進行量化。由於膨潤土於離子強度較高環境中的沖蝕現象並不明顯(如圖 4-14)，副礦物環面積的量化較為困難，故僅量化流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 1.0 mm 4 mM NaCl 試驗之副礦物環進行對照，以軟體 ImageJ 對礦物環進行面積量測並分析其與沖蝕質量間的關係。

如圖 4-16，為膨潤土於流量 1.0 mL/min 之去離子水環境中，不同裂隙內寬之副礦物環面積，且由裂隙內寬大至小排序，最終所量測到的副礦物環面積分別為 59.89 cm<sup>2</sup>、40.75 cm<sup>2</sup>、6.75 cm<sup>2</sup>，膨潤土在 2.0 mm 裂隙下，副礦物環面積直到 93 天都持續增加；但在只有 0.2 mm 的狹小裂隙中，在第 50 天之後副礦物環面積就再也沒有明顯的增長，且礦物環開始成長的時間也有所不同，於裂隙 2.0 mm 試驗的第 14 天首先被觀察到，1.0 mm 次之，最後則為 0.2 mm。

如圖 4-17，為膨潤土於流量 0.2 mL/min 之去離子水環境中，不同裂隙寬之副礦物環面積，由裂隙內寬大至小排序，最終所量測到的副礦物環面積分別為 60.83 cm<sup>2</sup>、22.46 cm<sup>2</sup>、10.55 cm<sup>2</sup>。在這種低流量的環境中，三種裂隙內寬都呈現相似的成長趨勢。

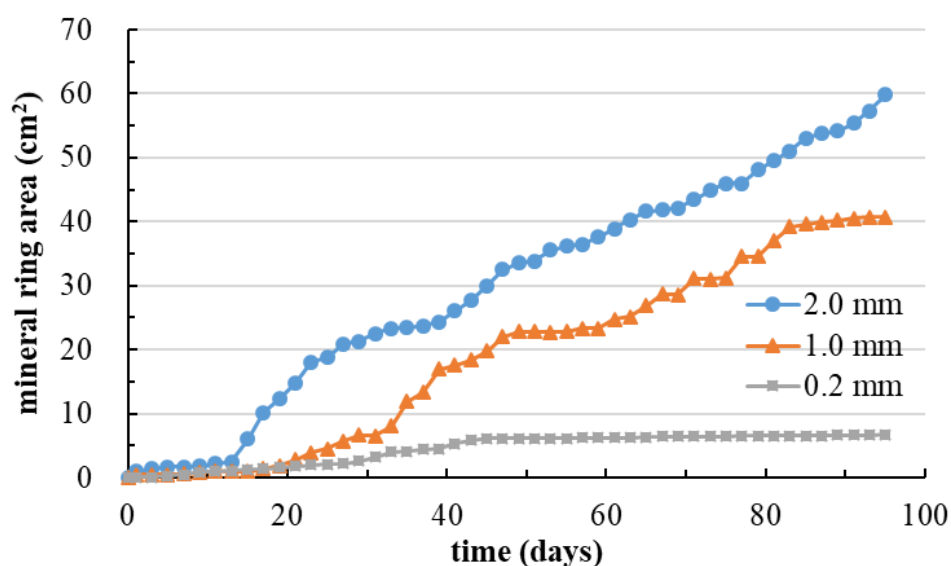


圖 4-16 流量 1.0 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之副礦物環面積

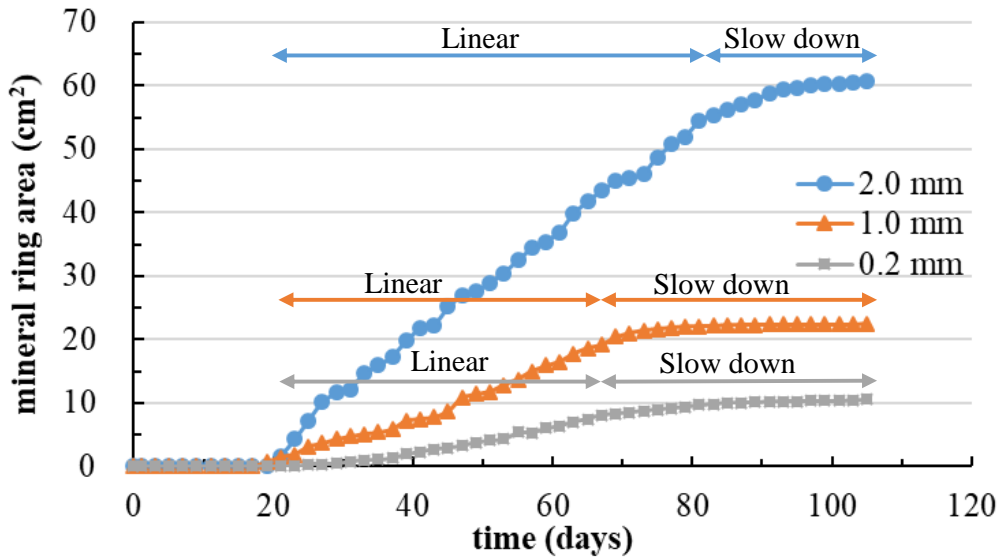


圖 4-17 流量 0.2 mL/min 去離子水不同裂隙內寬之副礦物環面積

接下來即以試驗進行時間最久，趨勢最明顯之流量 1.0 mL/min 裂隙內寬 1.0 mm 去離子水試驗進行解釋，如圖 4-18，首先在試驗開始後的 20 天內，膨潤土並未產生明顯的沖蝕，但在第 21 天後，單日所測得之沖蝕質量迅速攀升，此期間的副礦物環面積也開始快速的增加，此情況直到第 80 後開始趨緩，單日沖蝕質量在幾天內快速下降至小於 5 mg，這段時間副礦物環面積以相較之下非常緩慢的速度增加，接著到達第 101 天時，從圖像上明顯觀察到被破壞的副礦物環(如圖 4-19)，隨後沖蝕質量開始增加，並穩定維持於單日約 10 mg 直到第 155 天，此段期間內副礦物環面積也呈線性成長。

如圖 4-20，所呈現 4 mM NaCl 溶液條件下之副礦物環面積與沖蝕率對應關係，在排除了早期的損失後，直到約 80 天為止都沒有量測到沖蝕，這可能是受限於硬體設備的極限，太微小的沖蝕將導致設備無法測得濁度，而在 80 天至 125 天這段期間，有量測到微小的沖蝕，但不論是沖蝕或是未沖蝕期間，對應於副礦物環的面積都沒有明顯之增加規律，且並沒有觀察到副礦物環破壞的情況，由圖像所觀察到之副礦物區域顏色也較淡，沒有去離子水試驗中的深色。

過去各國的研究中觀察到堆積的深色副礦物環，並認為它可能形成的濾層作用可能使沖蝕降低(Reid, 2015)，但在其他研究中，卻始終沒發現副礦物環的形成(SKB, 2019)，推測其未發現副礦物環的原因，首先，由於 SKB 採用 1 mM NaCl 溶液進行試驗，水化學對於沖蝕的影響很大，次之，0.0014 mL/min 的流量與最

大 1.7 mm 的裂隙內寬所能造成的沖蝕有限，最後，由於試驗只進行 30 天，對於沖蝕來說並不長，且以上採用的條件不利於膨潤土沖蝕，故沒有副礦物環產生。透過本研究量化各試驗條件下副礦物環的結果認為，副礦物環的形成最直接的原因是沖蝕是否發生，若蒙脫石沒有向外大量釋放，則不會產生明顯之副礦物環。

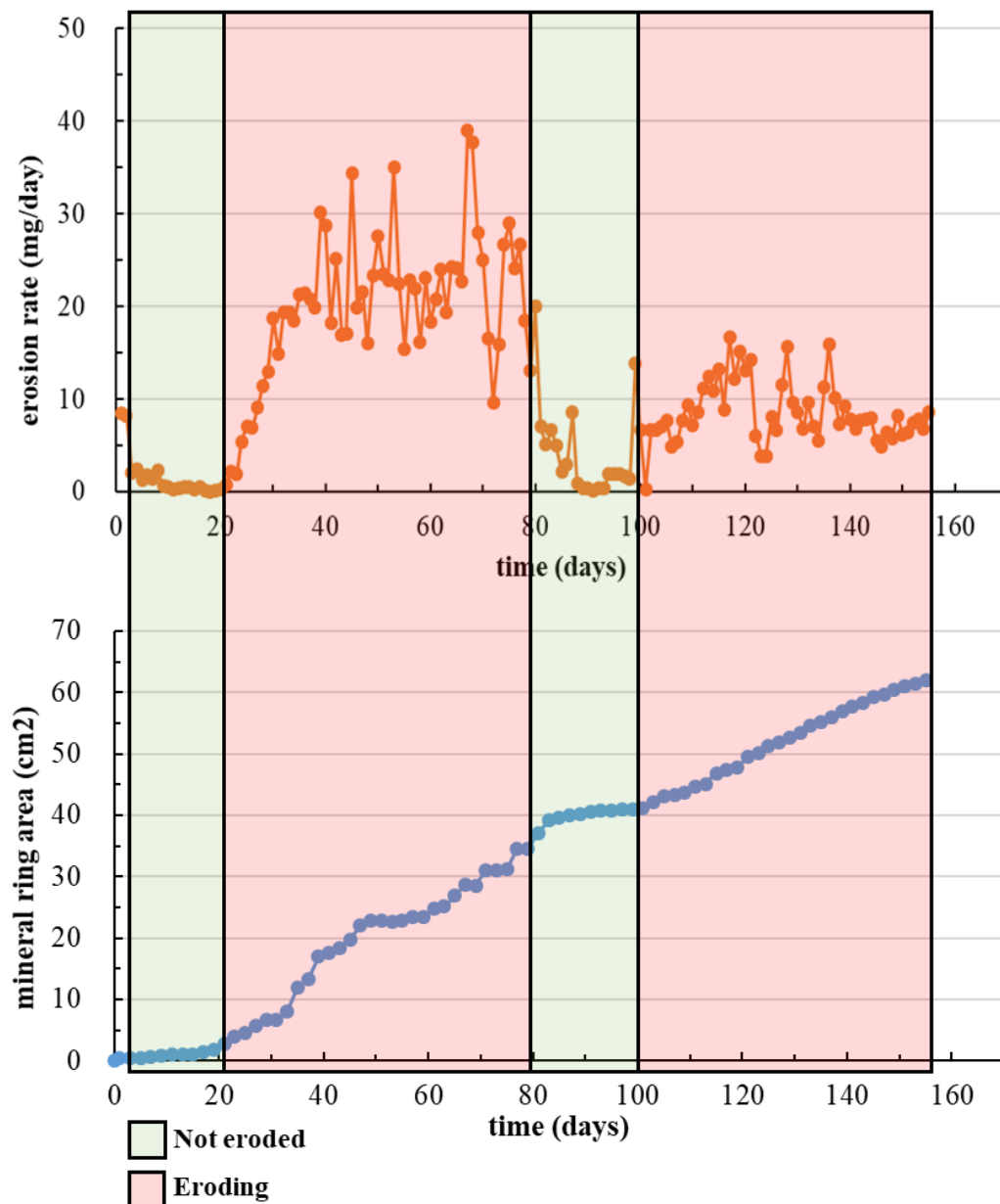


圖 4-18 去離子水條件下之副礦物環面積與沖蝕質量的對應關係

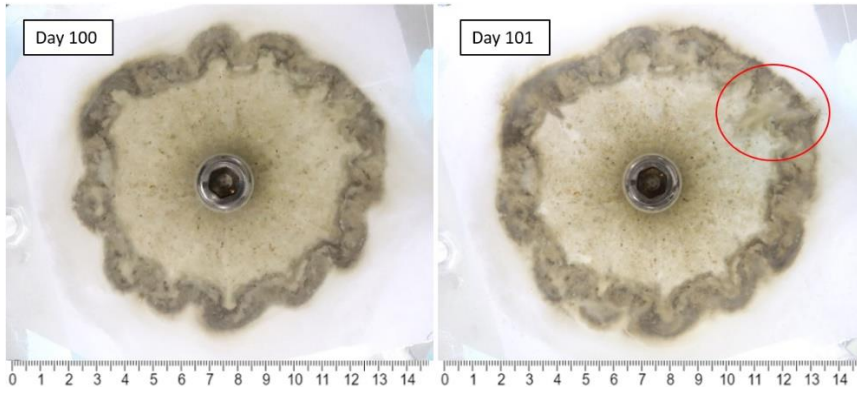


圖 4-19 被破壞的副礦物環

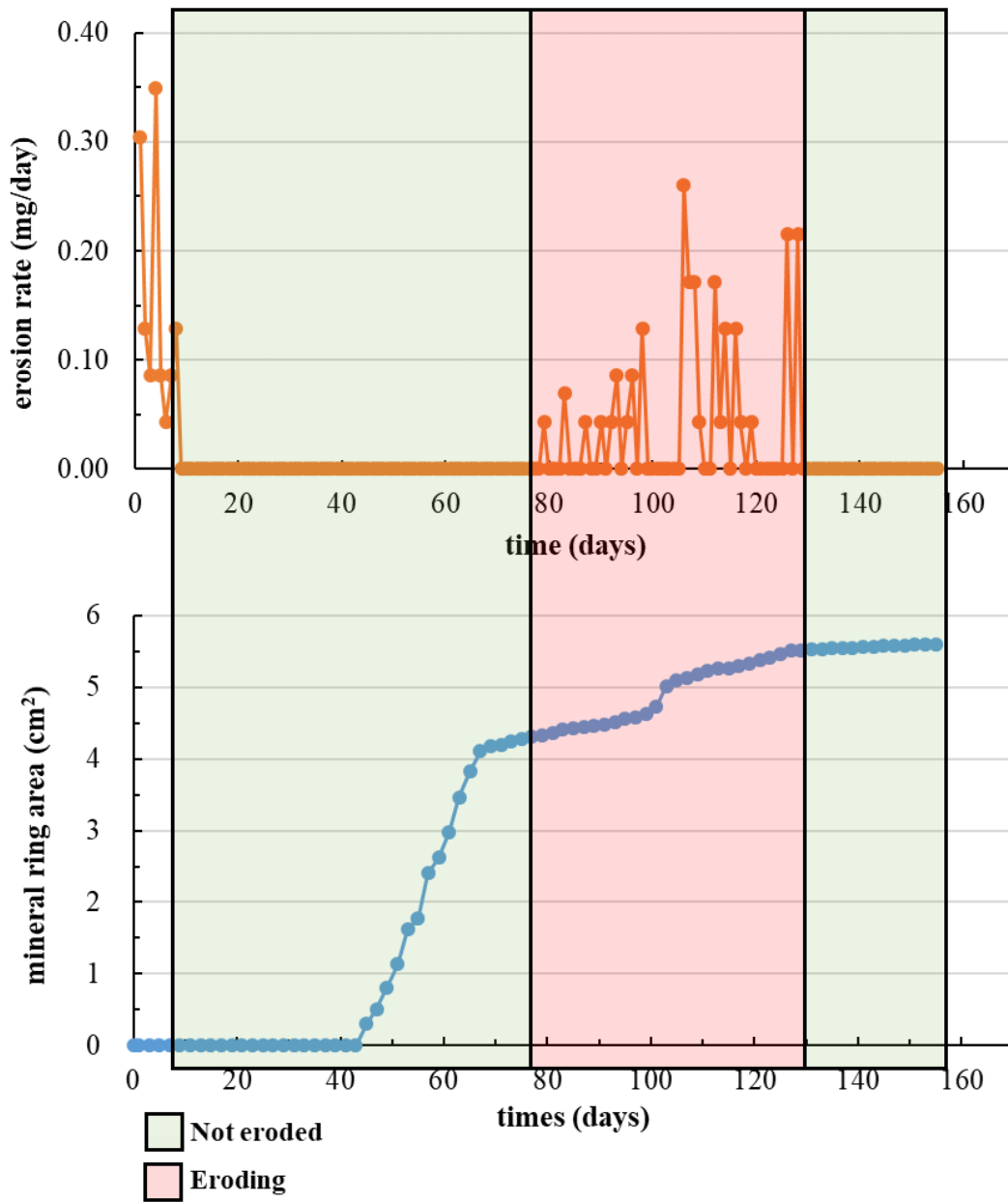


圖 4-20 4 mM NaCl 溶液條件下之副礦物環面積與沖蝕率對應關係

## 第五章、高放最終處置緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估 之相關審查重點或注意事項

本研究參考各國對膨潤土沖蝕的研究，已設計了完整之沖蝕實驗裝置，並建置評估膨潤土沖蝕質量的方法，其中包含詳細的儀器操作流程以提高該方法之再現性，藉此獲得最可信的實驗結果。

本計畫進行的不同環境條件下之緩衝材料沖蝕一系列實驗，由實驗的初步成果發現在去離子水試驗條件下，水流量與裂隙內寬對膨潤土受沖蝕的嚴重性有很大的影響。然而，在環境離子強度達 4 mM 的溶液下，在不同水流量與裂隙內寬進行沖蝕實驗，顯示沖蝕行為皆不明顯。由此可知，水化學起到最為有效抑制蒙脫石釋放之作用，高離子強度的環境下擴散雙層將被壓縮，使得顆粒間擴散雙層相互貫穿而產生的排斥力減小，此時蒙脫石整體的結構則更傾向於絮凝，緩衝材料較不易被沖蝕。本計畫針對緩衝材料沖蝕機制與流失量評估所獲致之結論如下：

### 5.1 結論

#### 5.1.1 緩衝材料沖蝕機制

1. 沖蝕發生的關鍵在於地下水之化學環境，若離子強度太低，則發展完整的擴散雙層將促進蒙脫石的釋放，此為沖蝕最主要的機制。
2. 副礦物環的形成最直接的原因是沖蝕是否發生，在膨潤土受沖蝕有大量蒙脫石流失時，將形成明顯之深色副礦物環。
3. 分散結構後之膨潤土依然存在不同粒徑之礦物顆粒，故膨潤土受沖蝕後停留於原地粒徑較粗之副礦物顆粒，在堆積到一定程度後由於架橋的影響形成濾層，該濾層能減緩蒙脫石的釋出。

#### 5.1.2 流失量評估

1. 本研究與各國的研究結果一致，較大的水流量將產生更嚴重的沖蝕。
2. 膨潤土周圍環境的離子強度達到 4 mM，則造成的流失量不會使回脹壓力顯著下降，穩定維持緩衝材料之障壁功能。
3. 狹小的裂隙將提供膨潤土巨大的束制力(摩擦力)，這將有效阻止膨潤土

凝膠的釋出。

4. 寬大的裂隙給予膨潤土束制力較小，束制力下降間接導致副礦物較難透過架橋形成濾層，故無法有效的限制膨潤土凝膠釋出。
5. 本研究中各因子對沖蝕的影響程度，由高到低排序依次為水化學、裂隙內寬與水流量。

## 5.2 審查重點或注意事項

由本研究所獲致的緩衝材料之沖蝕機制與流失量研究成果結論，配合我國將來用過核子燃料最終處置場可能因應發展之情況來進行沖蝕實驗及流失量之量測，可制定審查重點或注意事項之建議如下：

### 5.2.1 審查重點

本研究之重點為探討深層地質最終處置場受地下水環境之各種因素進行實驗模擬，建議未來可依本研究所獲得的結論(詳見 5.1)，結合處置場附近區域的地質環境作為審查重點。

### 5.2.2 注意事項

經本研究之流失量評估，地下水離子強度對於沖蝕行為之影響最為顯著，因此未來選址時須特別注意其環境離子強度來審慎評估場址條件。

## 參考文獻

- 王欣婷，(2003)，「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」，國立中央大學土木工程研究所碩士論文，中壢。
- 松本一浩，飯島和毅，棚井憲治，(2008)，*緩衝材の浸食現象評価ーベントナイトコロイドの生成挙動*，日本原子能研究開發機構，茨城縣。(JAEA-Research 2008-097)
- 莊文壽、洪錦雄、董家寶，(2000)，「深層地質處置技術之研究」，核研季刊，第三十七期、第 44-54 頁。
- Juvankoski, M., Ikonen, K., and Jalonen, T. (2012) *Buffer production line 2012: Design, production and initial state of the buffer*. Posiva Oy, Eurajoki. (Posiva 2012-17)
- Kiviranta, L. and Kumpulainen, S. (2011) *Quality control and characterisation of bentonite materials*. Posiva Oy, Eurajoki. (Working Report 2011-84)
- NWMO. (2009), *Laboratory Bentonite Erosion Experiments in a Synthetic and a Natural Fracture*, Nuclear Waste Management Organization(Canada), Toronto. (NWMO TR-2010-16)
- Reid, C., Lunn, R., Mountassir, G.E., and Tarantino, A. (2015) “A mechanism for bentonite buffer erosion in a fracture with a naturally varying aperture.” *Mineralogical Magazine*, The Mineralogical Society of Great Britain & Ireland, Vol. 79(6), pp. 1485–1494.
- SKB. (1983), *Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden.
- SKB. (2002), *The buffer and backfill handbook part 2: materials and techniques*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-02-12)
- SKB. (2009a), *Bentonite erosion Laboratory studies*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-09-33)
- SKB. (2009b), *Bentonite erosion Final report*, Swedish Nuclear Fuel and Waste

Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-09-34)

SKB. (2009c), *Mechanisms and models for bentonite erosion*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-09-35)

SKB. (2011a), Environmental Impact Statement, Interim storage, encapsulation and final disposal of spent nuclear fuel, March 2011, ISBN 978-91-978702-5-2.

SKB. (2011b), *Long-term safety for the final repository for spent nuclear fuel at Forsmark*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-11-01)

SKB. (2019), *Bentonite expansion, sedimentation and erosion in artificial fractures*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-19-08)