

核能安全委員會 委託研究計畫研究報告

112 年用過核子燃料最終處置設施 安全分析之審驗與管制技術研究

期末總報告

委 託 單 位：核能安全委員會
執 行 單 位：國立屏東科技大學
計畫主持人：楊樹榮
子項主持人：楊長義、楊樹榮
計 畫 編 號：112FCMA003
報 告 日 期：中華民國 112 年 12 月 18 日

（此頁空白）

112 年用過核子燃料最終處置設施 安全分析之審驗與管制技術研究

受委託單位：國立屏東科技大學

研究主持人：楊樹榮

協同主持人：楊長義、楊樹榮

研究期程：中華民國 112 年 02 月至 112 年 12 月

研究經費：新臺幣貳佰貳拾肆萬肆仟元整

核能安全委員會 委託研究

中華民國 112 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全分析報告之審驗與管制技術研究」期末報告	I
子項計畫 2「傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施緩衝材料流失量之影響評估」期末報告	II

（此頁空白）

計畫名稱：112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術研究

一、摘要（中、英文）

核能安全委員會基於主管機關之責任，一方面嚴格督促台電公司切實執行高放處置計畫，同時持續推動用過核子燃料最終處置安全管理相關法規制定作業，以期妥善解決我國放射性廢棄物問題，並保障民眾安全及維護環境品質。本計畫目的即在參酌國際核能組織對高放地質處置安全證案相關指引、準則，以及核能先進國家處置相關法規、安全要求或高放最終處置設施階段性安全證案案例等資訊，據以發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則內容，完成我國高放最終處置安全分析報告導則之研擬工作。

本計畫擬針對「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」所規劃之高放最終處置安全分析報告導則章節架構，延續 109-111 年已進行「設施之設計基準」、「設施之建造」、「場址之特性描述」、「設施之運轉」、「設施之安全評估」及「品質保證計畫」等 6 個章節之研擬，擬針對安全分析報告「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七個章節，研提各專章條文並提出審查要項建議，以完備安全分析報告導則(草案)內容。另外，為掌握高放處置技術最新發展，針對關鍵技術要項，規劃進行傾斜裂隙環境下沉積(sedimentation)及沖蝕(erosion)對緩衝材料流失量之影響評估研究，以掌握高放處置設施安全評估工作之審查重點，支援審查驗證技術，以提升國內相關管制技術與審查能力。

With the ultimate goal of solving the difficulties in the safe disposal of spent nuclear fuel, the mission of the Nuclear Safety Commission includes supervising Taipower in implementing the geological disposal program for spent nuclear fuel in Taiwan and promoting the formulation of regulations for safe disposal of spent nuclear fuels. This is expected to be beneficial to the regulating control of the final disposal program conducted by Taipower. The objective of the project is to develop the specific guide for the safety analysis report for the geological disposal facility by referring to the main issues discussed in international geological disposal programs and reviewing comments provided to various countries on their disposal project's safety analysis report by regulating agencies.

This project will assimilate the safety guides published by international organizations and the safety requirements and design criteria established by regulating agency of various major nuclear-power-generating countries for the geological disposal facility for radioactive wastes. Based on extensive study on

related information, a draft guide for the safety analysis report for geological disposal facility will be devised for Taiwan. This year's task is focused on the remaining 7 chapters in the proposed guide, in order to complete the draft.

In addition to the development of the review guide for geological disposal facility, a sub-project on investigating the sedimentation and erosion of buffer material with sloped fractures across the deposition hole will be conducted in this study. The tasks include experimental investigations on the sedimentation and erosion behavior of buffer materials in sloped fractures, and the evaluation of mass loss due to sedimentation and erosion of buffer materials. These tasks are intended to be conducted independently such that major findings from Taipower's safety analysis reports at different stages and/or international collaborated researches can be compared and verified.

二、計畫目標

目前我國高放處置計畫進入第二階段「候選場址評選與核定(2018 - 2028 年)」工作，因應選址工作展開，核能安全委員會(以下簡稱核安會)要求台電公司按照計畫目標，依國際原子能總署(IAEA)發布之安全證案導則，就我國處置計畫階段及地質處置母岩特性，針對處置技術持續採滾動式檢討精進，於 114 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」(SNFD2025)，以確保台電公司最終處置計畫達到最佳現有技術且符合國際水平。

核安會為聚焦我國用過核子燃料最終處置管制重點及強化管制作業，參酌核能國際組織高放地質處置相關導則、安全規範，以及各國最終處置法規、安全要求或審查案例等資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)。至目前為止，109-111 年核安會已委託計畫先後完成「設施之設計基準」、「設施之建造」、「場址之特性描述」、「設施之運轉」、「設施之安全評估」及「品質保證計畫」等六個專章之內容研擬；112 年度計畫重點則持續上述導則(草案)研究工作，針對安全分析報告導則之「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七個章節，研擬各專章條文內容並提出審查要項建議，期於本(112)年度完成我國高放安全分析報告導則(草案)全部共十三章之完整內容。

本計畫針對用過核子燃料地質處置設施安全分析報告導則所需之「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等資訊與技術，進行國際高放地質處置設施安全證案相關資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫階段性安全分析

報告審查要項，以研提我國高放處置設施安全分析報告導則之七個專章內容，同時提升對於安全證案報告相關審驗技術能力為目標，提出二項子計畫，分別為：

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告之審驗與管制技術研究

子計畫二：傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施緩衝材料流失量之影響評估

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蒐集，並對主要核能國家地質處置階段性安全證案報告進行擇要研析與審查要項建議；二為針對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)，研提「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等專章條文內容。

子計畫二將深地層中的傾斜裂隙納入研究考慮，設計出可考慮流量、裂隙傾斜角度及水化學環境條件下的實驗裝置，在上述不同試驗因子組合下，進行一系列沉積及傾角沖蝕實驗，藉以瞭解緩衝材料在傾斜裂隙環境下受沉積與沖蝕作用對流失量之影響。

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之審驗與管制技術研究

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，包括國際組織與各國高放最終處置計畫安全分析案例、技術及研發報告等進行擇要研析並提出審查要項建議；二為研提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)「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等專章章節架構與審查要項建議，以及專章條文內容之研擬。

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)於2013年所發表的「地質處置場封閉後安全證案之性質和目的」報告研析及要項建議撰擬，以及由法國ANDRA、加拿大NWMO、英國NDA及日本NUMO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「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等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年至111年計畫之成果。

為確認高放最終處置設施安全分析報告導則草案全文之完整性及一致性，研究團隊於本年度專章內容初步完成，即回顧過去三年(109 - 111)所陸續完成之六個專章條文內容，並進行重新檢視，詳細審視其技術內容的連貫性與合理性，透過反覆討論與修訂，以及兩次專家座談會議中專家之建議，完成全部專章內容草案。

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；所提出的高放最終處置設施安全分析報告導則條文草案，將有助於我國放射性廢棄物相關管制法規更趨完備。

子計畫二：傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施緩衝材料流失量之影響評估

在深地層下，當高放處置設施緩衝材料接觸到地下水流後，因膨脹擠入岩石裂隙中，並在地下水與重力的影響下發生沖蝕與沉積作用，進而引起緩衝材料的質量損失。相對於在平行裂隙下，具有傾斜角度的裂隙在質量損失的影響上是較為嚴重的。因此，子計畫二將傾斜角度納入本年度計畫中，並評估MX-80與K-V1膨潤土做為緩衝材料在不同水化學之離子強度、離子種類、與傾斜角度影響下對緩衝材料質量損失的影響，主要研究成果如下：

1. 在有水流動與無水流動情況下，當裂隙傾角大於 45°時，實驗結果表明 MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土皆有沉積行為的發生，當傾斜角度由 60°增加至 90°時，因沉積造成的質量損失的幅度有減緩的趨勢。因此，處置場環境須避開母岩裂隙傾角過大的環境。
2. K-V1 膨潤土相較於 MX-80 膨潤土沉積量較大，這是由於膨潤土與水接觸的飽和過程中，K-V1 膨潤土發展出的顆粒間距較大，因此使 K-V1 形成較為分散的結構，導致在質量損失上較為顯著。
3. 傾角沖蝕實驗結果表明，MX-80 和 K-V1 膨潤土在相同陽離子種類下，皆隨著陽離子強度的上升，其擴散雙層壓縮，顆粒間的擴散排斥力大幅減少，成為絮凝的結構，使得沖蝕明顯受到抑制，因而有較大

的徑向擴張量，尤其於 6 mM NaCl 水溶液高陽離子強度下，因陽離子強度之因素，使試體無明顯沖蝕行為發生，如圖 1 所示。

4. 在相同陽離子強度但不同陽離子種類下，含 CaCl_2 的水溶液相較於含 NaCl 的水溶液，造成的沖蝕質量總損失率較低，主要由於鈣離子相比於鈉離子其親和力較高，因此膨潤土中的鈉離子將被取代，使鈉型膨潤土逐漸轉為鈣型膨潤土，而鈣型膨潤土結構較為絮凝，因而不易受沖蝕影響。因此，處置場地下水含鈣離子的環境下將能抑制緩衝材料的沖蝕發生，如圖 2 所示。
5. K-V1 膨潤土於傾角 45° 時，膨潤土僅受重力作用產生的沉積損失率為 19.32%，而在 1.00 mL/min 流量的沖蝕與沉積共同作用下，質量總損失率高達 98.93%，由此可知在同時受水流剪切力及重力耦合作用下，其質量損失將產生更為嚴重的影響。
6. MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土在低陽離子強度下較易發生沖蝕，因此徑向擴張在發展過程中不斷受到沖蝕影響，進而擠入裂隙的膨潤土無法持續向外擴張發展。

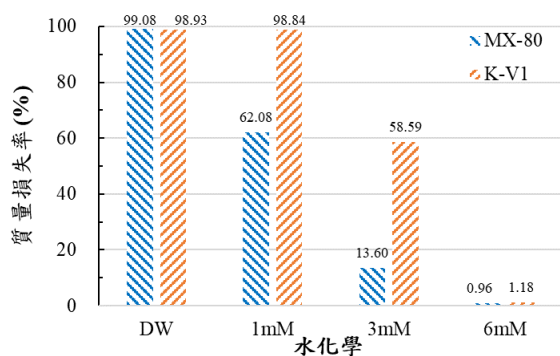


圖 1 MX-80 及 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度下之沉積沖蝕總損失率

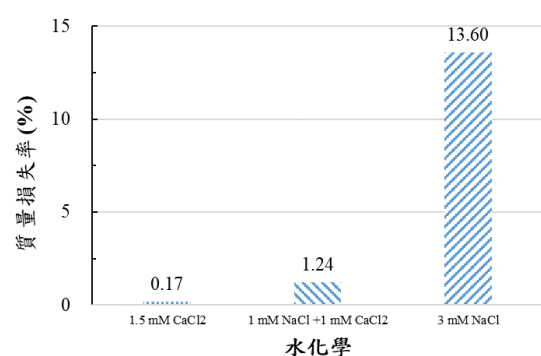


圖 2 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之沖蝕質量總損失率

四、 展望

為完備我國用過核子燃料最終處置相關法規，核安會先後於 109 年至 111 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)場址之設施設計、設施建造、場址特性描述、設施運轉、安全評估及品質保證計畫章節進行研擬；112 年度則聚焦於最終處置設施「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」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年度專章章節架

構及條文內容。此外，計畫團隊參酌法國、加拿大、英國、日本等國的階段性安全分析報告，及對台電公司 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，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應用。

同時，為提升我國高放最終處置計畫之驗證能力，針對高放最終處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕流失量評估相關研究，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之審驗與管制技術研究」期末報告

子項計畫 2 「傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施緩衝材料流失量之影響評估」期末報告

核能安全委員會

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之 審驗與管制技術研究

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告 之審驗與管制技術研究 期末報告

受委託單位：國立屏東科技大學

計畫主持人：楊樹榮

子計畫主持人：楊長義

業務委託單位：核能安全委員會

計畫編號：112FCMA003

中 華 民 國 一 一 二 年 十 二 月

核能安全委員會

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之 審驗與管制技術研究

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告 之審驗與管制技術研究

受委託單位：國立屏東科技大學

研究主持人：楊長義

研究期程：中華民國 112 年 2 月至 112 年 12 月

研究經費：新台幣壹佰柒拾陸萬肆仟元整

核能安全委員會

中華民國 112 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

核能安全委員會基於主管機關之職責，除嚴格督促台電公司切實執行高放射廢棄物處置計畫，同時持續推動高放最終處置安全管制相關法規制定工作，以期妥善解決我國放射性廢棄物問題，並保障民眾安全及維護環境品質。本計畫目的在參考國際核能組織對高放地質處置安全證案相關指引、導則，以及核能先進國家處置相關法規、安全要求及高放最終處置計畫階段性安全證案報告等資訊，據以發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則內容，完成我國高放最終處置安全分析報告導則(草案)之研擬工作。

本子計畫根據「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」所規劃之高放最終處置安全分析報告導則章節架構，蒐集國際間高放最終處置近期相關文獻進行研析，包括OECD核能總署(NEA)所發表的「地質處置場封閉後安全證案之本質與目的」報告，以及法國、加拿大、英國及日本等四個核能先進國家的高放地質處置階段性安全證案報告最新資訊，據以研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等專章，並提出未來審查要項建議。同時，將109-111年度先前提出的六個專章合併進行整體導則草案的精進修訂，完成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)擬訂，達成推動國內高放最終處置法制作業的政策目標。

（此頁空白）

目錄

摘要.....	I
目錄.....	III
圖目錄.....	VI
表目錄.....	VIII
第一章、前言.....	1
1.1 計畫背景與目標.....	1
1.2 計畫範疇.....	2
1.3 報告內容編排.....	5
第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析.....	6
2.1 前言.....	6
2.2 安全證案及其介紹.....	10
2.2.1 封閉後安全證案在處置場規劃和實施中的作用.....	10
2.2.2 處置場的安全目標.....	12
2.2.3 安全證案文件中的要素.....	14
2.3 安全策略.....	17
2.3.1 定義和組成.....	17
2.3.2 告知原則.....	18
2.3.3 不確定性的特性化與處理.....	21
2.3.4 潛在的人為入侵情節.....	22
2.4 評估依據.....	23
2.4.1 評估依據的組成部分.....	23
2.4.2 提供評估依據並支持其品質和可靠性.....	23
2.5 安全評估依據與安全證案的彙編.....	27
2.5.1 安全證案發展過程.....	27
2.5.2 安全評估的構成要素.....	28
2.5.3 安全評估結果的特性.....	34
2.5.4 處理不確定性.....	36
2.6 綜合證據、分析和論點以及信心聲明.....	38
2.6.1 證據、論點和分析的類型.....	38
2.6.2 提出安全證案時強調不同的證據、論點和分析.....	40
2.6.3 信心聲明.....	41
2.7 報告研析之審查要項建議與結論.....	43
第三章、核能先進國家階段性安全證案報告案例研析.....	45

3.1 法國 ANDRA 安全選項報告.....	45
3.1.1 基礎工程設計階段對處置場封閉後穩定性重要的組成.....	45
3.1.2 Cigéo 處置場的設施設備.....	47
3.1.3 Cigéo 處置場設計至封閉的重要業務.....	54
3.1.4 Cigéo 處置場的運轉.....	60
3.1.5 封閉後的 Cigéo 處置場.....	63
3.2 加拿大 NWMO 報告.....	68
3.2.1 假設場址描述.....	68
3.2.2 處置設施概念設計.....	75
3.2.3 多重障壁系統長期演化.....	83
3.2.4 情節識別與描述.....	88
3.2.5 不確定性處理與天然類比.....	97
3.3 英國 NDA 通用處置系統安全證案概述、地質圈與生物圈狀態報告.....	103
3.3.1 概述.....	104
3.3.2 地質圈狀態報告.....	105
3.3.3 生物圈狀態報告.....	126
3.3.4 小結.....	143
3.4 日本 NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案報告.....	145
3.4.1 安全概念.....	145
3.4.2 安全證案的整合.....	170
3.5 國際高放處置報告審查要項研析及建議.....	201
3.5.1 法國 ANDRA 安全選項報告研析要項建議.....	201
3.5.2 加拿大 NWMO 報告研析要項建議.....	202
3.5.3 英國 NDA 報告研析要項建議.....	203
3.5.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告研析要項建議.....	204
第四章、年度專章內容草案研擬.....	209
4.1 專章相關國內外法規與技術報告研析.....	209
4.1.1 「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章.....	209
4.1.2 「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章.....	211
4.1.3 「消防防護計畫」專章.....	213
4.1.4 「封閉及監管規劃」專章.....	214
4.1.5 「保安計畫及料帳管理計畫」、「保防計畫」專章.....	221
4.2 章節架構及審查要項建議.....	225
4.2.1 「綜合概述」專章.....	225
4.2.2 「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章.....	226
4.2.3 「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章.....	226
4.2.4 「消防防護計畫」專章.....	227
4.2.5 「封閉及監管規劃」專章.....	228

4.2.6 「保安計畫及料帳管理計畫」、「保防計畫」專章.....	228
4.2.7 再取出相關條文研析.....	230
4.3 年度專章條文內容擬訂.....	232
第五章、導則全部條文內容討論與修訂.....	236
第六章、成果與結論.....	252
參考文獻.....	254

圖目錄

圖 2-1 地質處置系統的不同階段(Weiss, 2012).....	8
圖 2-2 安全證案各不同元素間關係的概述	15
圖 2-3 高階的通用性流程圖，顯示安全證案所涉及之共同要素與關聯。	28
圖 2-4 故事板案例：在黏土中的高放射性廢棄物(VHLW)處置隧道橫斷面(上圖)和縱斷面(下圖)，顯示封閉後階段發生的關鍵作用	31
圖 3-1 Cigéo 處置場地面設施.....	48
圖 3-2 主大樓 EP1 內每個處置單元的分布.....	49
圖 3-3 Cigéo 處置場之地下設施.....	50
圖 3-4 Cigéo 處置場之第一期建設(T1).....	51
圖 3-5 Cigéo 處置場之工業資訊系統(SII)總體功能架構	53
圖 3-6 基本工程設計階段驗證組之配置圖	57
圖 3-7 ZIRA 中觀測到的地下設施終端位置和水力梯度.....	64
圖 3-8 Cigéo 處置場最終封閉時地下建築的基本工程設計階段示意圖.....	66
圖 3-9 加拿大地盾局部區域之地形及地表水文	69
圖 3-10 裂隙網絡模型之元素	69
圖 3-11 在深度 500 ~ 1000 m 間之破裂帶分布	70
圖 3-12 岩體及破裂帶之水力傳導係數深度分布圖	72
圖 3-13 典型的 CANDU 燃料棒幾何特性	75
圖 3-14 燃料元件中的裂變產物與鈾系元素分布概念示意圖	77
圖 3-15 加拿大高放處置設施設計概念示意圖	79
圖 3-16 緩衝箱示意圖	80
圖 3-17 場址地面主要設施布置示意圖	82
圖 3-18 廢料罐堆疊與處置坑道封閉示意圖	83
圖 3-19 Cigar Lake 鈾礦床示意圖	100
圖 3-20 地質處置-通用處置系統安全證案報告文件架構.....	104
圖 3-21 各種研究狀態報告支持安全證案之架構說明	104
圖 3-22 英國地區主要岩性的單壓強度與現地尺度滲透率之參考矩陣	108

圖 3-23 來自選定英國鑽孔的地應力數據。	113
圖 3-24 (a)英國第四紀年代地層學和代表性氧同位素和地磁極性記錄(ODP 677)；(b)格陵蘭島(GRIP 高地冰芯)氧同位素記錄。	116
圖 3-25 高強度岩石出露至地表示意圖	122
圖 3-26 高強度岩石上覆蓋高透水性沉積岩示意圖	123
圖 3-27 高強度岩石上覆蓋低透水性沉積岩示意圖	124
圖 3-28 低強度岩石上覆蓋高透水性沉積岩示意圖	124
圖 3-29 蒸發岩上覆蓋一系列沉積岩示意圖	125
圖 3-30 生物圈的組成部分(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 3).....	127
圖 3-31 生物圈研究、特徵和建模之間的關係	130
圖 3-32 生物圈方法	130
圖 3-33 GDF 選址過程中的優先順序和反覆運算	131
圖 3-34 描述變化對生物圈系統影響的外部特徵、事件和作用之模型示意圖 .	132
圖 3-35 說明冰川/間冰期迴圈的歷史全球溫度變化	133
圖 3-36 生物圈模型中土壤系統的表示(取自 NDA(2016))	137
圖 3-37 經由地下水流動路徑釋出到溫帶陸域生物圈的污染物遷移過程(取自 NDA(2016)).....	138
圖 3-38 發展生物圈模型的方法及程序示意圖	139
圖 4-1 用於膨潤土漿料的典型臥螺離心機	220

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 1-2 報告章節編排與計畫執行工作項目對應表	5
表 3-1 封閉後安全的評估監測要求初步清單	58
表 3-2 三個滲透區域的水文地質參數	72
表 3-3 加拿大地盾場址花崗岩完整岩石之性質	73
表 3-4 加拿大地盾場址花崗岩體之性質	73
表 3-5 花崗岩體之熱力性質	74
表 3-6 地盾中三個區位現地應力狀態	74
表 3-7 經 30 年衰變後之放射性核種清單	78
表 3-8 不同用途的密封材料特性比較表	81
表 3-9 正常情節之外部 FEPs 因子考量表	89
表 3-10 英國地區重要岩石類型的特性概要描述	110
表 3-11 未來大規模自然變化事件及其對英國地下深處處置設施的潛在影響	121
表 3-12 已確定的生物圈主要組成部分	127
表 3-13 不列顛群島海平面上升的估計值	133
表 3-14 地景演化過程	134
表 3-15 關鍵放射性核種說明	141
表 3-16 HLW 與包裝鋼桶的標準規格及目前貯存的數量	146
表 3-17 TRU 廢棄物的分類與特性	147
表 3-18 必要的運轉放射性安全功能(基於 NUMO, 2011)	150
表 3-19 必要的運轉職業安全功能(基於 NUMO, 2011)	151
表 3-20 必要的封閉後安全功能(基於 IAEA, 2011)	152
表 3-21 最終處置法案所規定的選址要求	155
表 4-1 安全分析報告導則「綜合概述」專章審查要項	225
表 4-2 安全分析報告導則「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章 審查要項	226
表 4-3 安全分析報告導則「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章審查要項	227

表 4-4 安全分析報告導則「消防防護計畫」專章審查要項	227
表 4-5 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則年度專章條文草案 ...	232
表 5-1 109-111 年所提出章節內容回顧修訂及說明	237

第一章、前言

1.1 計畫背景與目標

依台電公司「高放射性廢棄物處置計畫書(2018 年修訂版)」之規劃，目前我國高放處置計畫正處於第二階段「候選場址評選與核定(2018 - 2028 年)」，為因應現階段候選場址工作展開，行政院核能安全委員會(以下簡稱核安會)要求台電公司按照計畫目標，依國際原子能總署(IAEA)所發布安全證案導則，就我國處置計畫階段及地質處置母岩特性，針對處置技術持續採滾動式檢討精進，採用國際處置先進技術，於 110 年底提出「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告」(SNFD 2021)，及於 114 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」(SNFD 2025)，以確保台電公司相關處置技術可達最佳現有技術且符合國際水平。

同時，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」，其中第 18 項核心目標項下之具體目標 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」。配合政策目標，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及核能先進國家相關法規、安全要求，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則。

核安會聚焦我國用過核子燃料最終處置管制重點及強化管制作業，針對高放處置計畫管制之長期研究規劃，主要參考國際間高放最終處置相關法規、導則、安全要求，以及各國高放處置設施階段性安全證案報告等資訊，據以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(草案)，並分年執行。自 109 年開始，至 111 年已分別完成「設施之設計基準」、「設施之建造」、「場址之特性描述」、「設施之運轉」、「設施之安全評估(含預期之意外事故評估)」及「品質保證計畫」等 6 個專章內容(草案)之研擬，本(112)年度計畫持續相關研究工作，針對安全分析報告「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七專章，研提章節條文並提出審查要項建議，於本(112)年度完成我國高放安全分析報告導則(草案)全部之完整內容。

1.2 計畫範疇

本子計畫主要工作可分為二個部分。第一部分針對國際高放射性廢棄物地質處置設施相關文獻進行研析，以供我國最終處置設施安全分析報告導則內容研擬之參考。所研析的國際文獻可分為二類，其中一類為國際核能組織所發表有關高放地質處置設施之安全規則、導則、溝通文件及技術報告；另一類則為各國高放最終處置計畫管制機關或專責機構所公開的法規、安全證案報告案例及技術研發報告等。

在國際核能組織所發表之重要報告方面，本年度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) 於 2013 年所發表的「地質處置場封閉後安全證案之本質與目的」報告 (OECD-NEA, 2013) 進行研析，該報告針對高放廢棄物地質處置場安全證案的目的、範圍與內容加以闡述與討論，並對處置設施安全證案的組成元素做了詳細的說明，可供本計畫各章節內容的合理規劃、參考之用。

此外，本研究團隊於 111 年計畫案中 (張瑞宏等, 2022)，即選擇法國 ANDRA、加拿大 NWMO、英國 NDA、日本 NUMO 等四個國家高放最終處置計畫的階段性安全證案報告進行研析，雖然四個國家的高放處置計劃處於不同進程，但其安全證案或安全評估報告皆提供我國發展安全分析報告導則內容良好的參考。上述四個國家最新發表的安全證案或安全分析報告為：

1. 法國國家放射性廢棄物管理局 (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, ANDRA) 於 2016 年發表的《Safety Options Report》報告，此報告共分為兩本，分別為《Safety Options Report – Post-Closure Part》 (ANDRA, 2016a) 以及《Safety Options Report – Operating Part》 (ANDRA, 2016b)；
2. 加拿大核能廢棄物管理組織 (Nuclear Waste Management Organization, NWMO) 於 2017 年發表的用過燃料處置場封閉後安全評估 (Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock) 技術報告 (編號：NWMO-TR-2017-02) (NWMO, 2017)；
3. 英國核能除役管制局 (Nuclear Decommissioning Authority, NDA) 於 2016 年發表的地質處置 - 通用處置系統安全證案概述 (報告編號：NDA/DSSC/101/01) 及系列報告 (NDA, 2016a)；

4. 日本原子力發電環境整備機構(Nuclear Waste Management Organization of Japan, NUMO)於 2021 年 11 月發表的「NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案」(The NUMO Pre-siting SDM-based Safety Case)報告(報告編號：NUMO-TR-21-01)(NUMO, 2021)。

111 年計畫已針對上述四個國家案例報告中有關安全評估的相關內容完成研析，本年度則就報告中其他相關章節進行擇要研析，以掌握各國案例報告的完整內容，並提出國際高放最終處置報告審查要項及建議。

本計畫第二部分的主要工作則為研擬我國高放最終處置設施安全分析報告導則(草案)條文內容，以延續 109 至 111 年計畫的成果，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。前三年已分別於 109 年完成「設施之設計」與「設施之建造」專章內容草案(黃偉慶等，2020)，110 年完成「場址特性描述」與「設施運轉」專章內容草案(張瑞宏等，2021)，111 年則完成「設施之安全評估(含預期之意外事故評估)」與「品質保證計畫」兩專章內容草案(張瑞宏等，2022)；本(112)年持續進行「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七個專章草案內容之研擬，並完成我國高放安全分析報告導則全部之完整內容草案。

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 (112 年度完成內容草案)
第二章、場址之特性描述 (110 年完成內容草案)
第三章、設施之設計基準 (109 年完成內容草案)
第四章、設施之建造 (109 年完成內容草案)
第五章、設施之運轉 (110 年完成內容草案)
第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫 (112 年度完成內容草案)
第七章、設施之安全評估 (111 年完成內容草案)
第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫 (112 年度完成內容草案)
第九章、品質保證計畫 (111 年完成內容草案)

第十章、消防防護計畫 (112 年度完成內容草案)

第十一章、封閉及監管規劃 (112 年度完成內容草案)

**第十二章、保安計畫及料帳管理計畫 (112 年度完成內容草案)

**第十三章、保防計畫 (112 年度完成內容草案)

*資料來源：(黃偉慶等，2020)

**研擬結果建議將第十二、十三章合併為「保安計畫及核子保防計畫」，詳本報告第四章說明。

1.3 報告內容編排

本期末報告章節之編排與執行工作項目間的對應關係，詳如表 1-2 所示。

表 1-2 報告章節編排與計畫執行工作項目對應表

工作項目	期末報告章節
1. 國際高放處置設施安全分析報告導則相關資訊蒐集及研析	研析成果：第 2、3 章
2. 國際高放處置設施之「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等審查要項研析	研析成果：第 3.1 – 3.4 節 第 4.1 節 審查要項：第 3.5 節
3. 我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告之「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等章節架構及審查要項建議	專章架構及審查要項：第 4.2 節
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)之「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等專章內容研擬	專章內容研擬：第 4.3 節
5. 辦理 112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術研究專家座談會議	兩次專家會議紀錄：附錄 1、2 研析成果：第 5 章、附錄 3

第二章、國際核能組織 OECD-NEA 報告研析

本章針對高放廢棄物地質處置場安全證案的目的、範圍與內容進行探討，選擇經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)於 2013 年所發表的「地質處置場封閉後安全證案的性質和目的」報告(The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories)(OECD-NEA, 2013)，進行完整研析與中文化工作，並將成果彙整加以說明，提供我國研擬放射性廢棄物地質處置設施相關法規之參考。

2.1 前言

放射性廢棄物產生於核燃料循環的各個階段，並且是工業、醫療、軍事和研究應用中使用放射性材料的結果，所有這些廢棄物都必須加以安全管理。最危險和長半化期的廢棄物，例如用過核子燃料和燃料再處理所產生的高放射性廢棄物，必須加以圍阻並在數十萬年內與人類和環境隔離。地質處置是目前受青睞的放射性廢棄物管理終點，以不需要主動偵測、維護和監管的方式提供安全保障(NEA, 1999b, 2008a)。工程地質處置原則上被認為是技術上可行的(NEA, 1999b)；從倫理和環境的角度來看，它也被認為是可以接受的(NEA, 1995, 2008a)；且在歐洲，從國際法律角度來看也被接受(EU, 2011, EC, forthcoming)。因此，為了保護人類和環境，全世界都在研究和開發將長半化期放射性廢棄物處置在位於地下深處合適地質構造中的工程設施或處置場，並將這些設施或處置場於廢棄物放置後加以封閉。有些國家目前在概念層面上考慮深孔處置，這將需要採取適當的保安管制和被動安全措施。

處置場將是一個獲得許可的核設施，必須在前所未有的長生命週期內證明其安全性。如果管制機關和利害關係者對處置場在其預期壽命內的安全基礎有共同的理解，則有助於頒發處置場的建造、運轉和封閉執照的過程。隨著處置場系統組件(例如廢棄物包件、工程和天然障壁)的發展，在考慮處置場生命週期的各個階段時，將出現不同的挑戰。

本文件涉及封閉後時期的安全問題。然而，申照程序也需要適當考慮處置場運轉期間和封閉前的潛在影響和風險。這些包括：

- 確保廢棄物的安全性不受未經授權的干擾或回收所影響。

- 工作人員在正常操作期間和發生事故時的輻射和職業安全。
- 保護大眾免受潛在的輻射暴露，例如在運輸過程和設施內發生的事故。
- 處置場所在地更廣泛環境的輻射防護。

此外，設施的開發、運轉和封閉，對環境、社會和經濟的常規(非放射性)影響須進行評估，並且在大多數國家是呈現於環境影響評估(EIA)內，為地質處置場開發取得核准的必要步驟。

分析處置場的長期性能，並以適當程度的信心表明它將在很長一段時間內保持安全，且超過依賴對設施主動管制的時間，這一過程被稱為「封閉後安全評估」。該任務涉及了解處置系統將如何執行其功能，包括對廢棄物中所含危險物質的長期限制，以及在什麼情況下放射性核種或其他危險物質可能從處置場中釋出，這種釋出的可能性有多大，如何防止、限制或減輕，以及此類釋出的放射性或其他結果可能對人類和環境造成什麼影響。

重要的是，有必要了解場址的地質特徵和設計組件將如何防止、降低或減輕此類釋出的可能性。這將又涉及整理資料、發展模式和執行與評估安全性相關的分析。除此些分析外，安全評估的範圍已擴大，包括整理廣泛的證據和論點，以補充和支持評估定量分析結果的可靠性(NEA, 2012)。這個更大的範圍被稱為「安全證案」。

安全證案是證據、分析和論點的正式彙編，用於量化和證實處置場安全的聲明。處置場計畫的早期階段即可建立初步的安全證案，此初步的安全證案會隨著工作的進展而演化成一個更全面的安全證案，結合在計畫逐步發展過程中獲得的經驗和資訊(圖 2-1)。例如，早期安全證案(如用於協助早期場址特性化工作的安全證案)可能依賴於關於母岩特性和處置場配置的通用性假設，而核准處置場建造的安全證案則需要足夠的事實依據和細節，以便針對處置場安全性為管制機關提供必要的信心。

一般而言，核准建造後的安全證案更新，將包含在建造期間獲得的資訊和執行其他確認性測試，以確保對安全基礎的持續理解和信心。通常安全證案是在處置場開發計畫的某些階段編製並提出的，目的是告知決策者是否有足夠的資訊，以便做出進入下一步的決定。根據計畫的發展階段和具體情況，此類決定可能涉及政策、立法、申照程序或廢棄物管理組織的其他內部計畫細節等領域。隨著處置場發展計畫的不斷推進，安全證案為處置場發展活動提供了重要基礎，包括研

究和發展(R&D)。如最近的 IAEA 安全標準 SSR-5(框 2-1)(IAEA, 2011)中所述，安全證案的發展被認為是一個良好做法。

本文件¹的主要目的是定義和討論長半化期放射性廢棄物地質處置場安全證案的目的、範圍和內容。本文件為參與訂定安全證案的人員以及對放射性廢棄物管理決策負責或感興趣的人員提供參考。

1. 本文件用於取代其前身《地質處置場封閉後安全證案、性質和目的》(NEA, 2004a)

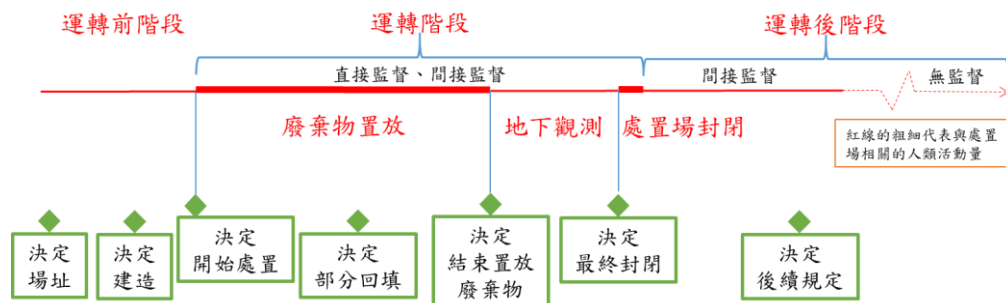


圖 2-1 地質處置系統的不同階段(Weiss, 2012)

該文件提出了一些一般的考慮因素和一些具體的說明例子，但並非是規定性的。這是因為，儘管在大多數國家，安全證案的呈現是某些決策的法律要求，但該法律要求的形式可能會有很大差異，因此安全證案的形式及其呈現方式必須作相對應的調整。原始文件中的章節介紹了以下內容：

- 第二章描述了安全證案的作用和要素，以及對其呈現方式的考慮。
- 第三章描述安全策略，即實現安全處置的高層次整合方法。
- 第四章描述了評估基礎，即建立安全證案的科學技術資訊，以及評估中使用的分析方法和工具。
- 第五章描述了彙編安全證案的步驟。
- 第六章描述瞭解如何綜合證據、分析和論點。
- 第七章提供了總結性結論。

框2-1 安全評估與安全證案的說明

4.6. 制訂安全證案和支持性安全評估，供管制機關和有關各方審查，對放射性廢棄物處置設施的開發、運轉和封閉至關重要。安全證案證實了處置設施的安全性，並有助於增強對其安全性的信心。安全證案是與處置設施有關的所有重要決定的重要輸入，它必須為了解處置系統及其隨時間的行為提供基礎，其必須處理場址方面和工程方面的問題，為設計提供邏輯和理由，並且以安全評估來支持，且還必須處理為確保對安全重要的所有方面而實施的管理系統。

4.7. 在處置設施開發的任何步驟中，安全證案還必須找出並承認在該階段存在的未解決的不確定性及其安全意義，以及管理這些不確定性的方法。

4.8. 安全證案必須包括安全評估的輸出(詳第4.9-4.11段)以及附加資訊，包括對於設施健全性和可靠性、設計、設計的邏輯、安全評估的品質和基本假設等的支持證據與推論。

4.9. 安全證案還可能包括與放射性廢棄物處置有關的一般性論點，以及將安全評估結果納入考慮的資訊。在設施的開發、運轉或封閉的各步驟中，任何未解決的問題都必須在安全證案中加以確認，且必須為解決這些問題的工作提供指導。

4.10. 安全評估是系統地分析與處置設施相關危險的程序，並評估場址和設施設計實現安全功能和滿足技術要求的能力。安全評估必須包括對整體功能水準的量化、相關不確定性的分析以及與相關設計要求和安全標準的比較。評估必須針對特定地點，因為處置系統不像工程系統，其所在環境是無法標準化的。

4.11. 隨著場址調查和設計研究的進展，安全評估將變得越來越精細，並針對場址的具體情況。在場址調查結束時，必須有足夠的數據來進行完整的評估。任何可能影響所呈現結果的科學理解、數據或分析方面的不足之處，也必須在安全評估中予以確認。根據設施的發展階段，安全評估可用於研究聚焦，其結果可用於評估是否符合安全目標和安全標準。

資料來源：(IAEA, 2011), pp. 30-31.

2.2 安全證案及其介紹

2.2.1 封閉後安全證案在處置場規劃和實施中的作用

處置場的發展是一項重大的國家級工作，需要幾十年才能完成。規劃和實施通常以逐步的方式進行，並以決策點來間隔。處置計畫早期的重要決策點可能包括定義廢棄物種類及其數量、母岩的選擇和相關工程概念、一般研發要求以及調查場址的選擇。

一旦確定了場址及其初步工程概念，決策可能涉及對地上和地下調查範圍的更詳細規劃，包括關鍵要素的工程可行性論證、設計變異間的選擇和地下配置的最佳化。而更成熟的計畫也將著重於取得建造、運轉和最終封閉等所必要的法律或管制許可。安全證案和隨後的運轉許可(即廢棄物置放)具有具體的作用，因為當第一個包件或容器被置放時，設施即進入核管理體系。

處置場規劃、實施和運轉的主要決策點，包括需要授予執照或許可的決策，通常需要以結構化文件集的形式呈現安全證案。通常只有在開發者提出的安全證案被管制機關接受並證明符合適用標準和要求的情況下，才會頒發運轉、封閉甚至開始建造設施的許可或執照。

執行者和管制者在流程早期以公開透明的方式進行技術對話可能有助於確保：(1)管制機關在提交正式審查時充分了解許可申請的技術內容，並具備必要的專業知識；(2)執行者已正確解釋適用的法規，並有機會在需要時要求澄清。然而，在此對話中不損害任何一方的獨立性是至關重要的。在某些情況下，可能還有其他利害相關者²需要在正式管制審查之前批准安全證案。這種其他利害相關者的例子可能是獨立的技術監督組織或獨立的同儕審查小組。

2. 此處使用的「利益相關者」一詞是指參與處置場決策過程的任何參與者、機構、團體或個人。

如果在一特定階段，決策者同意安全證案的調查結果－即他們同意已達到對安全的足夠信心，可以證明從目前的規劃和開發階段進入下一階段的正面決定是合理的－然後即可允許繼續進行。否則，可能需要進行審查，以確定需要進行哪

些修改或如何提高信心，選項包括推遲決定，等待進一步研究以解決不確定性；採取額外的行動以獲得社會、法律或政治上的認可；或者，如有必要，可以退回一步重新審視替代方案，例如新的設計概念、替代場址，甚至在置放後最終封閉前顯示安全證案沒有適當考慮重要的安全相關條件的情況下，再取出已置放的廢棄物。

重大決策的背景通常需要向不同的大眾解釋和討論，例如國家管制機關、政治和法律決策者或其他利害相關者。安全證案的關鍵功能是提供一個具備充分資訊的討論平台，使有關各方能夠評估他們自己對計畫的信心水準，並確定可能引起關注的問題，或對其進行進一步的工作，以提供有意義的資訊。

安全證案的範圍、詳細程度和呈現方式將根據目標大眾、所考慮的決策以及與該決策相關的國家法律和管制要求而有所不同。通常情況下，製作分層結構的文件(從一般概要到詳細的技術報告)將有助於為不同的大眾提供資訊。可以將全面記錄的安全證案視為專門介紹文稿、小冊子等的起點，根據不同利害相關者的需求、技術專長和期望而量身定製。必須確保這些文件中傳達的資訊是一致的，即安全證案只有一個事實基礎，即使以不同的方式來呈現，其基礎應始終是基於可靠的科學證據和論點。

安全證案的事實基礎、範圍、內容和詳細程度將隨著處置場程序的逐步開發而發展(圖 2-1)(Weiss, 2012)。例如，早期安全證案(例如用於協助早期場址特徵化工作的安全證案)可能依賴關於母岩特性、地質環境和處置場配置等的通用假設，而核准建造處置場的安全證案則需要足夠的事實依據和細節，以提供管制機關確定處置場安全性的必要信心。一般而言，核准建造後的安全證案更新，將包含在施工期間獲得的資訊和執行的其他確認性測試，以確保對安全基礎的持續理解和信心。

隨著處置場的運轉，「核能安全文化」將成為運轉理念的一部分，這意味著讓參與者在工作中採取開放和質疑的態度，這將可能對運轉甚至設計方面提出改變的建議，此種變化需要從對安全基礎的潛在影響方面進行評估。

ICRP 定義的最佳化保護，被認為是在考慮經濟和社會因素的情況下，將個人劑量、曝露人數和潛在曝露的可能性合理可行地抑低。相比之下，系統設計和運轉最佳化可以被視為提高整個廢棄物管理流程和系統的技術水準和穩定性的一種方式。最佳的解決方案意指在政治問題與社會所加諸的邊界條件間取得平衡，

且必須有效利用資源。因此這是一個學習過程，透過展示整個組織的持續學習來幫助建立對安全證案的信心。最佳化在處置設施發展計畫的每個階段都進行，因此具有前瞻性，而不是專注於重新審視過去的決策。它應該是針對每個階段的正確前進方向，依據目前的知識和理解做出由當前情況繼續往前的最佳決策。

2.2.2 處置場的安全目標

處置場的設計主要目的是圍阻和隔離廢棄物。圍阻是指將放射性核種限制在廢棄物基質、包件和處置設施內，隔離是指使廢棄物及其相關危害遠離生物圈³，也不打算進行回取，且在沒有特殊技術能力的情況下，使人類難以對廢棄物進行蓄意入侵。由於不能保證在廢棄物具有潛在危害整個期間完全圍阻，處置場的另一個目標是確保潛在的釋出不會造成不可接受的風險。處置場封閉後的安全性，是由地質環境、廢棄物周圍的工程障壁以及廢棄物型體的穩定性等被動安全功能所提供。在適當的長時間範圍內確保系統安全，對於妥善選擇的地質場址和母岩，及設計良好的工程系統的可能演化和性能可以具有合理的信心。

框 2-2 介紹了國際上建議的地質處置系統標準。國家管制機關可使用這些國際建議來制訂其放射性廢棄物處置系統的法規。

儘管可以實施一些封閉後的偵測與管制以確保社會接受，但不應該依賴此類作為來達成系統的安全性，因為未來的社會可能無意維持，或可能缺乏這些作為的能力。事實上，處置場的封閉可以定義為行政和技術作為，其目的是消除對持續主動管制的需要，從而最大限度地減少後代的負擔。這並不是說應阻止未來的此類社會活動，只是說明安全證案不應該依賴這種未來的作為來確保安全。

同樣地，大多數國家都在考慮使用多種方法來保存記錄、知識和記憶，可能包括國家檔案、土地登記限制、紀念碑、具備資訊或符號的標記，例如警告後代不要在處置場區域鑽探或靠近它。基本理念是使資訊來源、資訊的持久性及其被理解的能力最大化。目前(2012 年秋季)，國際上正在該領域進行努力。從安全證案的角度來看，長期功能不能假設這些記錄的存在或在防止入侵方面的有效性超過數個世紀。

因此，封閉後的安全保障必須建立於廢棄物隔離、限制和延緩核種釋出的主要保護功能上。這些功能須由廢棄物型體本身、廢棄物周圍的工程障壁和地質環

境等被動地確保。

3. 在本文件中，“生物圈”是指人類正常居住、可進入或可供使用的環境部分，包括地下水、地表水、大氣和海洋資源。

框2-2 封閉後時期的輻射防護

長半化期固態放射性廢棄物的地質處置對長時間的輻射防護形成了許多挑戰，例如在處置設施的開發和實施的各個階段最佳化防護的性質和作用，以及劑量和風險在很遠的未來是否適用於輔助決策。

在應用輻射防護最佳化原則時，ICRP推薦用於廢棄物處置設施設計的放射影響參考基準是：在設計基礎的演化情節下，大眾年劑量限值為每年0.3 mSv(ICRP 103) (2007)，且不對未來劑量進行任何加權；對於設計基礎中較不可能發生導致曝露的事件和未來劑量 - ICRP都將其歸類為潛在的曝露 - 委員會建議對大眾的放射性風險限制為每年 1×10^{-5} 。

非設計基礎演化可能會導致對人類和環境的重大曝露，包括非常不可能或極端的事件。在這些情況下，通常在規劃階段使用風格化(stylised)或簡化的情節評估潛在的放射性影響。透過與數值進行比較，這些分析的結果可作為系統健全性的指標。如果採用這種方法，ICRP建議應用為緊急和/或現有曝露情況定義的參考基準。完全最佳化的系統所得的劑量分佈可能有些會高於參考基準(ICRP 109, p. 37) (2009)，這應該是可以接受的。對於地質處置中人為意外入侵的特殊情況，ICRP建議採用與非設計基礎事件相同的放射性處理方法，儘管防止與人類入侵相關的暴露，最好還是透過減少此類事件可能性的努力來達成。

還需要注意的是，根據ICRP第103號出版物(2007年)，考慮到社會、人類習慣和特徵的演化，在幾代人的時間尺度之後，有效劑量將失去與健康損害的直接關聯。此外，在遙遠的未來，地質圈、工程系統甚至生物圈的演化，將以更難以預測的方式進行。在未來很長時間後，評估對健康危害的科學依據將會受到質疑，嚴格應用數值標準可能並不合適。因此，將劑量和風險標準用於各種選擇的比較，而不是作為評估健康危害的手段。

IAEA SSR-5(2011)適用於所有類型處置設施的要求，與上述ICRP關於地質處置場的建議大體一致。特別是它們針對人類意外入侵的情況，指定了劑量參考基準的數值。

資料來源：ICRP針對地質處置建議草案中的輻射防護考慮概要[ICRP 81的更新，參見(ICRP, 1998)和(Weiss, 2012)]。

2.2.3 安全證案文件中的要素

許多要素貢獻於安全證案，並且必須在安全證案的詳細文件中加以描述。這些要素之間的關係如圖 2-2 所示。成熟的安全證案中雖應呈現所有的要素，但它們的結構方式在不同證案中可能有很大的差異。這主要是由於國家計畫中安全考量的結構，主要是為了符合國家法規的要求。然而，如上所述，建立分層報告結構是一種良好的做法。

安全證案的背景和目的應明確說明，這包括處置場在整體廢棄物管理策略中發揮的作用，以及安全證案所提出的計畫大綱與計畫中的目前步驟或決策點，這將為判斷安全證案的目前能力和剩餘不確定性的重要性提供背景。

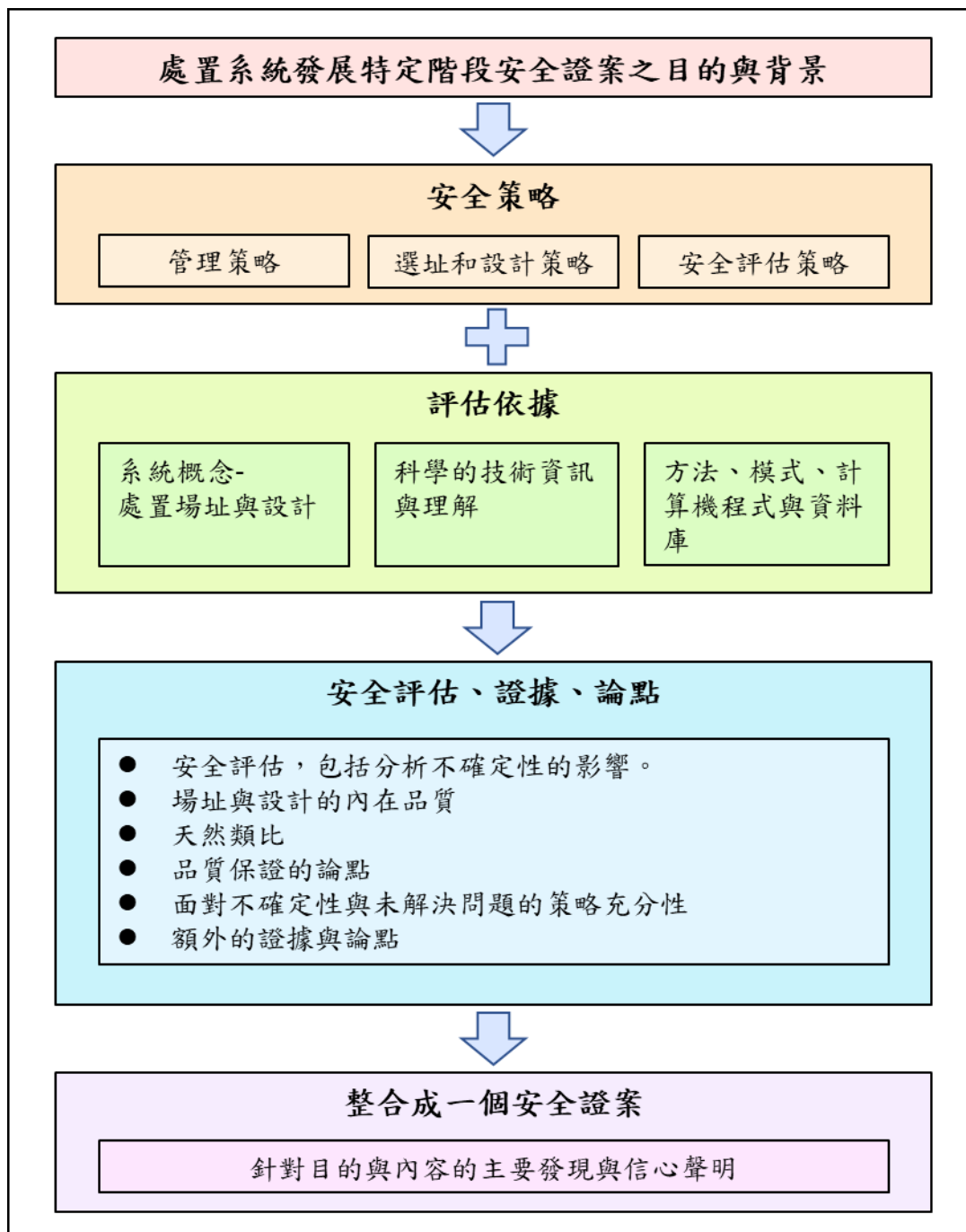


圖 2-2 安全證案各不同元素間關係的概述
根據(NEA, 2004a)圖1修改

安全策略為實現安全處置所採用的高階方法，也應在安全證案中敘述。這包括以下策略：(1)對處置場規劃和實施所需各種活動的全面管理，包括品質保證程序；(2)選址和設計；(3)進行安全評估(見原報告第三章，定義和組件)。應說明安全策略完全適合計畫的要求，並且能夠實現計畫目標和解決未來的決策。

必須說明用於安全評估的資訊和分析工具，這些統稱為「評估基礎」，包括：

- 系統概念，即對處置場址和設計的描述，包括工程障壁⁴，以及工程和天然障壁如何提供安全；
- 科學與技術資訊的理解，包括對科學理解中不確定性的評估；
- 分析方法、計算機程式和模式以及目前可用於支持處置系統數值模擬、演化和功能量化的數據庫。

進行安全評估的評估基礎其充分性和可靠性必須作為安全證案的一部分來處理，此資訊對於讓讀者/審閱者確定他(她)對所呈現內容的信任程度非常重要。在技術層面，這意味著評估所使用的數據和資訊的可追溯性，或支持關鍵假設及其基礎的其他證據是必需的。

安全評估分析處置場的功能，並對與系統隨時間演化的一系列可能分析有關的潛在放射學結果進行定量估計，即對一系列情節進行了分析，而且也用於確定影響評估安全水平的不確定性。其他證據和論點(在某些計畫中被描述為安全評估的定性部分)包括場址和設計的內在品質、天然類比的使用、為確保安全評估品質所採取措施的說明，以及處理剩餘不確定性和未決問題的策略。

最後，必須進行綜合，將量化和證實處置場安全聲明的關鍵發現彙整在一起，包括對不確定性的評估和解決這些問題的觀點。此依判斷，在處置場計畫目前階段具備的評估基礎背景下，應連同對處置系統潛在安全性的信心聲明，作為決定進入下一階段的基礎。

安全策略、安全評估及其基礎、證據類型、可用的分析和論點以及它們在安全證案中的綜整，將在隨後的章節中描述。

4. 工程障壁系統(EBS)由放置在處置場內的材料組成，包括廢棄物型體本身、廢棄物罐、緩衝材料、回填、密封和封塞(EC/NEA, 2010)。

2.3 安全策略

2.3.1 定義和組成

每一個負責放射性廢棄物永久處置且需要地質處置的組織都有一個安全策略，無論是否以此標題發布。安全策略首先要確定在手上或正在生產的廢棄物類型，以及處置系統所需的容量和功能。廢棄物管理組織內部和外部管制機關所提出的安全要求將發揮作用。確保滿足安全要求，該組織需要選擇一個位在地質上穩定區域的場址，來建造一個安全系統。選擇的母岩類型也很重要，因為它在很大程度上決定了需要怎樣的工程系統來確保這種特定環境的長期安全性。

通常，這些類型的背景和初步決策考慮被放在安全證案的引言部分。

安全策略應該包括透過使用適當的工程系統，放置在適當的場址來提供安全。選擇理想或完美的場址不應是一個必要條件，因為場址在經過全面特徵化之前可能看起來完美，但實際上並非如此。社會接受度可能是一個重要標準，因此如有志願者社區的場址可能被視為一個重要優勢。

安全策略是達成安全處置的高階綜合方法。這包括以下幾個子策略：

- 各種技術和溝通工作活動的管理；
- 處置場選址和設計的決策過程。
- 安全評估的執行。
- 安全證案的發展。

為安全策略的充分性提出充足的理由以達成計畫安全目標，是安全證案的一部分。實施機關可以選擇安全策略是獨立發布與更新，或是作為每個階段安全證案的一部分。然而，安全策略通常成為與利害相關者進行溝通的基礎。利害相關者對需要解決的問題提供的反饋，可有助於更充分地形成安全策略。

安全策略涉及選址和設計/配置決策，確定高階安全功能及其達成方式，建立一個能夠引導複雜工作計畫以在多年後達到預定終點的管理機制，以及設計必要的安全評估。

對於所有的廢棄物管理和管制組織來說，制定、更新或審查安全證案的明確策略至關重要，這是因為安全證案在支持處置場規劃、開發和運轉等重大決策具有關鍵作用，包括需要發給執照的決策。

以下各節針對作為整體安全策略一部分而需要解決的處置場功能面向加以

討論。

2.3.2 告知原則

2.3.2.1 保護及預防原則

安全策略應該明確地涵蓋要處置的廢棄物類型和數量、可用的潛在母岩和地質環境，以及各種國家偏好和社會選擇。然而任何處置場計畫都應該致力於符合良好管理、選址和工程原則與實務，包括「保護原則」，即：

- 應採取一個旨在開發可靠且穩健系統的選址和設計策略。穩健系統的特點是沒有複雜、難以理解或難以描述的特徵與現象、經驗證的品質控制，並且不存在(或相對不敏感)由處置場與母岩內部產生的損害現象，或外部以地質和氣候現象形式引起可能損害安全的作用。
- 最佳採用的評估策略是，為安全證案提供一系列有根據且可能得到多方面證據支持的一系列論據和分析。必須充分處理不確定性，例如安全證案可能考慮到會影響系統功能的所有作用，但在安全證案的文件中，可能會強調與處置場及其環境安全功能相關的少數作用或特徵。與安全相關的作用應該得充分理解並可靠地模擬，例如長壽命耐腐蝕廢棄物罐和母岩的穩定特性。另一方面，潛在有害的作用、特徵或事件，如果其發生的概率需要加以考慮，應該被公開且直接納入安全評估中。

相關原則是「預防原則」，這一原則被理解為，「就不確定性而言，犯錯誤時會偏向保守的一方」。

2.3.2.2 彈性的需求

處置場的規劃和實施中應具有一定程度的彈性，這是為了應對可能遇到的非預期場址特徵、技術困難和不確定性，並且可以利用科學理解和工程技術的進展。於國家和國際的地表與地下試驗設施中進行的合作計畫所獲得的經驗特別具有價值(IAEA, 2001)。

考慮到規劃和開發處置場計畫的長時間尺度，而且在計畫的初始階段數據匱乏，特別是地質環境方面的數據稀缺，計畫的彈性尤為重要。一些不確定性可能

只能透過在建造期間，甚至處置場運轉期間應用調查方法來解決，在計畫進行過程中，還可能需要應對社會和政治環境的可能變化。因此，選址、為選定場址發展合適的設計、場址化和其他研發活動以迭代、逐步的方式同步進行，以提供框架應用於：

- 開發者在每個階段進行全面⁵的科學、技術調查與分析，包括安全評估和不確定性評估。
- 管制機關的科學與技術審查以及對指導方針與要求的發展。
- 政治和社會協商以及其他社會參與的機會。

處置場發展時的彈性需求對於處置前的廢棄物管理步驟產生影響，例如一方面需要耐久的廢棄物形式以便能夠安全貯存，而另一方面需要保留廢棄物形式的彈性，以免對最終處置的選項於選擇時產生偏見。

計畫所具有的彈性可能有助於社會接受，因為逐步實施可以提供時間進行確認性研究和推廣活動。在考慮替代方案的優點時，應該確定一個決策點，以決定維持當前方案還是進行變更。然而，如果提出採用某種新的替代方案，重要的是要考慮到可能需要的資源，以將該替代方案發展到與手頭上的主要選項相近的程度。也就是說，不應輕易放棄一個已經發展良好的方案，而選擇一個發展不夠完善且可能存在尚未被認識到缺點的方案。這並不表示缺乏客觀性，而是將現實狀況引入決策過程。

5. 「全面」一詞在描述創建安全證案所需的工作時，是指具有足夠的包容性以完成一個可信的安全證案。

2.3.2.3 穩健性和多重障壁原則

處置場通常建立在穩定的地質環境中，這些環境提供了有利條件，可以保護廢棄物和工程障壁，且此保護是長時間可靠的。實際上，這意味著提供安全的關鍵特性，例如力學穩定性、低地下水通量(或缺乏地下水)和有利的地球化學條件，在相關時間尺度內不太可能發生顯著變化。因此，通常所選擇的環境具有以下特點：

- 不太可能受到重大構造運動、火山事件或其他可能引起地質或地球化學

條件快速或突然變化的地質現象的影響。

- 大致與發生在地表附近的事件和作用脫鉤，包括氣候變化的影響。
- 並無足以吸引探勘鑽探的稀缺自然資源⁶，使處置場位置不再為人所知時，未來人類無意闖入的可能性降至最低。

6. 這個原則不應該被視為絕對要求，因為未來資源的性質和價值是未知的，而且在某些情況下，雖然屬普通資源，而佔地面積小的深地層處置場仍有很小的可能性被意外侵入。

處置場的設計是根據所選擇的場址有益特徵以及待處置廢棄物型式和存量來進行調整。為此，處置場在其工程障壁系統中所使用的材料通常被充分理解、測試且掌握其特性，並且在預期的地質環境條件下具備對物理和化學劣化的抵抗能力，以確保長期安全。如果存在相仿的工業應用，則使用已於類似應用中使用過的工程材料具有優勢。廢棄物型式需符合廢棄物產生者要求的規範，以使廢棄物能夠被接受並在地質處置場中處置。一般而言，有品質保證(QA)程序要求進行標準測試，以確保處置系統的工程組件符合設計規範，工程組件相互之間或與地質環境之間可能引起安全關切的任何潛在相互作用都應進行調查，並在必要時透過修改設計來解決。

工程組件也可以設計將不確定性的影響最小化，以證明所需的功能。例如，大多數高階廢棄物處置場預期耐久數百年至數千年的處置罐功能，可以減輕處置場封閉後初始階段可能發生的複雜熱、水力、力學和化學耦合作用相關的不確定性影響。為了評估處置罐在初始階段是否保持完好無損，必須在適當程度上解決這些作用對處置罐行為的影響。然而，如果處置罐在整個初始階段保持完好無損，那麼只要對過程的理解足以允許估計該階段結束時系統的特性，與耦合的暫態作用相關的不確定性就不再與安全相關。

多重障壁概念有助於確保穩健性，即透過多個組件共同作用來隔離廢棄物，並防止、遲滯和減弱放射性核種對生物圈的可能釋出。這些障壁應該是互補的，具有多樣的物理和化學組件和作用，有助於確保安全性⁷，以便某個或多個組件或作用的功能不確定性可透過其他組件或作用的功能予以補償。基於多重障壁概

念的系統通常包括處置場母岩及其地質環境提供的天然障壁，以及工程障壁系統。在處置場發展的早期階段，某些工程組件可能在一定程度上被「過度設計」，以避免或減輕早期不確定性的影響。

隨著時間推移，處置場及其環境的狀況會發生變化，一些障壁或組件可能變得不太有效或不再具有某些功能，而新的功能開始運作，在一定程度上取代了它們的作用。這意味著處置場及其環境演化中的許多不確定性對系統整體安全性的影響有限。例如，包圍廢棄物的處置罐最終可能會被破壞，之後處置場的安全性可能取決於地球化學固定化和遲滯作用，以及處置場內部和周圍地下水移動的緩慢速率。儘管這些之後的作用在安全證案中不一定受到強調，但它們也為處置罐預計完好無損時提供了額外的安全保證基礎，即使容器或處置罐的壽命不如預期，仍存在其他機制來確保達到足夠的安全基準。完整處置罐的密封、地球化學固定化和遲滯，以及透過回填降低地下水移動速率等，都是互補工程系統安全功能的例子。

7. 所謂的安全功能，參見原報告第四章。

2.3.3 不確定性的特性化與處理

安全評估和安全證案彙編的一個關鍵成果是確定可能損害對系統安全程度理解的不確定性，根據此資訊，必須制定解決不確定性和未解決問題的策略，並決定是否以及如何推展到處置場計畫的下一步驟。

有些不確定性可以透過一些方法來降低，包括進一步的場址特徵化、設計研究、製造和其他驗證測試，以及實驗室和地下試驗設施中的實驗。隨著計畫趨於成熟，研究將越來越集中於關鍵的安全相關不確定性，以及提高對系統安全信心所需的具體資料和度量。例如，放射性核種遷移的現場實驗可以提高對遷移模型的信心，或使其得到改進。在某些情況下，可以針對特定評估假設或參數尋求多重證據來管理不確定性，例如以天然類比證據來支持工程材料的長期耐久性。

在其他情況下，可能傾向透過對處置場的位置或設計進行修改，以避開不確定性的來源或減輕其影響(參見上一章中關於穩健性的討論)。

理想情況下，進行更多的科學(或工程設計)工作將縮小不確定性的範圍並增

加對其充分理解的信心，然而，也會有科學工作使開發者發現以前所未察覺的不確定性的情況。模型結果的不確定性描述有助於決策者將數值結果置於風險考量中。無論進行多少工作，在長期安全評估中都會存在不確定性。在安全證案中需要確認不確定性，並且需評估其與安全的相關性。通常，這種確認和評估是確定下一階段處置場開發進一步研發工作優先順序的最重要基礎。

不確定性處理的方法在許多工業和其他應用方面已開發、測試和應用。而應用於處置場封閉後功能的處理方法與工業上較短期的考量是不同的，因為必須面對潛在未來的挑戰。這些不確定性透過定義和分析可能的情節來描述地質處置系統潛在演化來加以處理。

2.3.4 潛在的人為入侵情節

理想情況下，以科學或技術基礎來決定情節隨時間推移的可能性，可以對潛在未來演化情節進行定量描述。但有一種情節是無法進行定量描述的：未來人類行為導致無意闖入深地層處置場。

儘管將廢棄物置於深層地質構造中本身可被視為對潛在人類入侵的有力對策，但普遍認為在評估處置系統安全性時必須考慮人類行為。由於無法預測當前技術、社會和未來人類行為的可能演化，因此預測長時間下人類入侵活動的嘗試將是推測性的，任何模型或測試都無法提供這樣的資訊，因此，需要有管制準則來處理這種特定情節。在大多數現有的國家法規中，將人類入侵情節風格化被視為處理對處置場範圍內的入侵者和/或公眾的潛在結果的最適當方式。

2.4 評估依據

2.4.1 評估依據的組成部分

評估依據是安全評估所根據的必要內容。包括以下關鍵組成部分(見圖 2-2)：

- **系統概念－處置場場址和設計。**通常包括處置場場址的主要地質、水文地質、地球化學、力學和其他特徵(通常彙編在所謂的地質合成或場址描述模型中(NEA, 2010))，以及處置場的位置和配置(或從而決定位置和配置的程序、準則等)，還包括工程障壁的描述以及如何建造和佈置工程障壁，及任何封閉前開放期間和處置場封閉的計劃。系統概念還應描述工程障壁和天然障壁將如何提供安全性。這樣的描述通常基於將安全功能分配給系統中承載安全的組成，它還包括系統實施時可能出現的偏差的描述。
- **科學與技術資訊的理解。**這是基於多學科資訊，描述可能影響處置場演化和功能的各種特徵、事件和作用 (Features, Events and Processes, FEP)(以及它們之間的相互作用)的統合而一致的描述。
- **分析方法、計算機程式、模型和資料庫。**這些方法和工具目前可用於支持處置系統、其演化、以及功能量化的數值模擬，並描述針對模擬及決定與評估不確定性來建立信心的方法。

安全評估的品質和可靠性取決於評估依據的品質和可靠性。因此，討論評估依據並提供證據和論點來支持其組成的品質和可靠性，是安全證案的關鍵要素。在處置場計劃的早期階段，其評估依據－甚至評估工具－可能會與計畫成熟時的不同。

2.4.2 提供評估依據並支持其品質和可靠性

2.4.2.1 系統組成功能及評估功能的依據

所描述的系統組件包括廢棄物存量、工程障壁以及對封閉後安全性有影響的處置場配置或設計的特定特徵，例如密封排列、母岩和周圍地質環境以及地表場址。此描述應包括：

- 其幾何、成分及其物理化學特性

- 其安全功能，例如延遲水的到達和延遲廢棄物本體開始劣化，或維持有利的地下水化學特性。

在一些計劃中，還包括對預期未來演化和功能的一般描述，例如實現其安全功能的期間。在其他計劃中，可以選擇在安全評估本身中包含這種詳細描述。

在過去幾年中，針對系統描述的這些組件中，已經有很多活動致力討論安全功能的用途。最近的安全評估已經定義並說明安全功能作為更深入解釋處置場系統運作的方法，以及將安全評估與處置場設計及工程相連結的手段。

2.4.2.2 科學與技術資訊的理解

在安全證案中呈現科學數據和理解應強調證據，表明資訊基礎具一致性、有事實根據且滿足當前安全評估的目的。適當性會隨著時間及正在評估系統安全性的待決事項的重要性而改變。在可能的情況下，應該對相關的不確定性進行量化或界定，同時加以評估。對於系統安全性具重要性的預期特徵、事件和作用(FEP)，以及非預期但仍有可能的 FEP，都應予以考慮。

關於科學與技術的理解以及數據的品質和可靠性，根據處置場計畫的成熟度來表明：

- 已執行足夠完整的研究及場址調查計劃。
- 各種資訊來源(以及取得方法)結合起來，形成對場址特性和歷史的一貫性描述，並在此基礎上對未來的演化做出預測。
- 已對工程特徵進行評估，包括施工的難易程度，以及在代表相關時期狀況的必要範圍內之功能。

研究結果和其他資訊必須在可追溯的文件中描述，該文件呈現所有數據並提供清晰的記錄，作為正式品質保證系統的一部分，以確保數據及其應用的可靠性。科學資訊和知識通常被彙編在廣泛的過程報告中，這些報告構成了安全證案的主要部分。彙編和記錄科學證據的其他方法包括使用：(1)NEA AMIGO 計畫報告(NEA, 2010)中所述的「地質合成」和「場址描述模型」；(2)用於描述處置場各種熱、水力、力學和化學現象的工具，並考慮到空間和時間的離散化(見圖 2-3)；(3)基於計算機的工具或方法，用於解決各種現象的相互作用並識別與處置場系統安全性相關的不確定性。

2.4.2.3 評估方法、模型、計算機程式和資料庫

評估方法(用於推導情節、定義概念模型、撰寫實現數學模型的計算機程式、確保受控制資料庫數據的可用性等方法)必須清晰且邏輯性地呈現。除了適當的品質保證和品質管理(詳見下一段)之外，其可靠性的論點還包括能夠證明：

- 天然和工程系統研究人員與安全評估人員之間已經進行了有效的溝通，以確保安全評估人員瞭解準備用於模擬的所有相關資訊及其侷限性。
- 已進行敏感度分析，以確保情節及其相關計算涵蓋影響處置系統功能的關鍵特徵、事件和作用。
- 已為情節的評估針對排除或納入特徵、事件和作用，建立並應用適當的標準。
- 支持選擇情節、模型和數據的證據來自廣泛的來源，包括現地、實驗室和理論研究，並在可能的情況下使用多線論點來支持特定情節、模型假設和參數值的選擇。
- 數學模型基於確立的物理和化學原理，或基於具實驗基礎的經驗關係，以支持其評估相關條件(例如空間和時間尺度)下的適用性。
- 有明確的策略和方法來評估及管理不確定性。

2.4.2.4 品質保證和品質管理

當前品質保證(QA)的計畫和使用，以及組織品質管理(QM)系統的原則，需要在安全證案中加以說明。品質保證計畫不僅應該涵蓋基本數據品質及其管理，尚應包括工程障壁的製造程序和母岩的開挖程序及其穩定性。必須提供證據證明工程組件的安全相關特徵(例如密封的滲透性)與安全概念中所規定及評估依據中所描述者為一致，最終必須具備工業可行性的考量。雖然在處置場開發初期QA/QM計畫可能受到限制，隨著處置場計畫進展到更深入的階段，將會進行調整。

建立一個可信的系統安全證案需要通過合格的品質保證計畫來管理和驗證品質。品質管理包括確保：

- 證明安全性的方法是合乎邏輯、清晰且系統化的。

- 安全評估在可審核的框架內進行。
- 通過迭代過程，此方法已持續不斷改進。
- 此方法及其關鍵組件已經過獨立的同儕審查。

要確保存在可審核的框架，必須確認計算機程式是在品質保證程序框架內開發的，並通過與解析解(analytical solutions)、實驗室測試、現地測試或觀察以及替代程式的比較來執行驗證。透過模擬在自然環境中觀察到的實驗和過程，可以幫助評估其適當性。

所有這些資訊和討論的所有分析都用於彙編安全證案，如下一節所述。

2.5 安全評估依據與安全證案的彙編

2.5.1 安全證案發展過程

在第 2.2 節概述了安全證案的組成要素(特別是圖 2-2)，本節的目的是描述由評估策略所定義的過程，而該過程即可組合成安全證案。評估策略涉及程式、模型和數據的選擇，以及為了評估系統功能及其不確定性而需進行分析的規範。

許多安全報告透過流程圖來闡明評估策略的程序。基於對各種國家和國際組織提供的評估策略流程圖的共同要素和差異的回顧，以及此類流程圖隨時間而趨明顯的趨勢，於 NEA MeSA 計畫(2012 年)發展了一個通用的評估策略流程圖。本文參考了 MeSA 流程圖，如圖 2-3 所示，但為了說明處置場計畫技術面的作用與偕同的計畫管理，進行了簡化，以支持安全證案的決策。圖 2-3 也說明了安全證案如何隨時間演化，以及哪些迭代機制有助於這種演化。

在圖 2-3 中，評估框架、安全策略和評估依據構成了安全證案發展特定階段的起點，這些基本要素在前幾章中已經討論過。在安全證案發展中，根據 MeSA 流程圖明確指出的一個重要要素是具有科學與設計研究的充分計畫(圖 2-3 中最左側的框)，以便在早期階段提供初步數據，並在後期解決其餘的安全相關問題。這些研究包括場址特性化、關鍵作用的模擬和實驗室研究、天然類比研究、設計研究和技術實證。這些工作的成果有助於系統的物理和操作最佳化，並提供評估依據的直接輸入，也為安全證案的彙編提供支持證據，以補充從安全評估所得放射學結果的定量分析。

作為安全策略成果所發展的安全概念之一部分，廣泛的安全功能，亦即透過地質環境來與地表環境隔離以及工程和/或地質組成的圍堵，將被定義且一些細節將成為系統描述的一部分。然而，詳細的安全功能，例如黏土緩衝層過濾廢棄物周圍產生的膠體的功能，需要作為緩衝材料的黏土規格，一旦確定了這樣的緩衝層，則可將其視為系統描述的一部分。然而在早期，只能以定性方式規範緩衝層所需的機能。重要的是系統描述和安全概念的細節在某種程度上是迭代且並行發展的，並可能隨時間而改變。正如之前提到的，在實施廢棄物管理計畫時保持彈性是重要的。

本節的其餘部分將討論以下內容：(1)安全評估的一些核心內容；(2)安全評估結果的性質；(3)不確定性的處理。

修改自 (NEA, 2011)

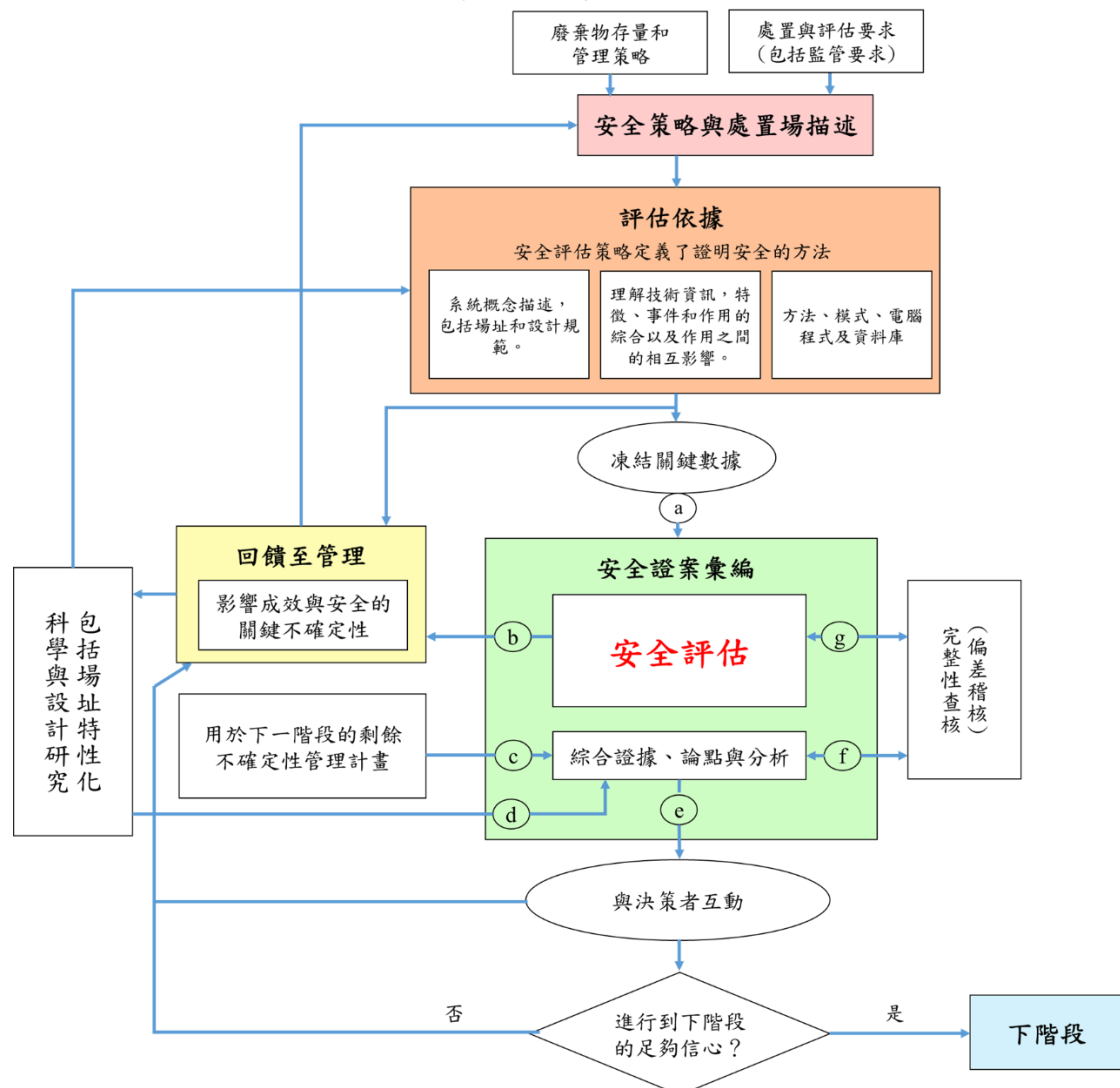


圖 2-3 高階的通用性流程圖，顯示安全證案所涉及共同要素與關聯。

2.5.2 安全評估的構成要素

安全評估，例如評估處置場系統功能及其潛在影響的迭代程序，旨在合理確保處置場系統可達到足夠的安全性，並滿足長期保護人類和環境的相關要求。雖然沒有構建評估的標準化方法，典型的安全評估包括以下所述的基本要素。

在安全證案中，安全評估的角色是量化所有選定情況下的處置場系統功能，並評估對系統預期功能的信心水準(考慮到已識別的不確定性)。由於預測未來事件存在不確定性，因此需要提供合理的保證，即處置場系統將具備其設計之功能，並符合安全標準。安全評估的結果為支持決策提供了必要的技術輸入，實際上支

持性的安全評估構成安全證案的核心部分。

2.5.2.1 系統概念描述

系統概念描述(如圖 2-2 所示)提供了評估依據和安全評估之間的重要連結，因為它確保了此評估與有關處置系統的知識之一致性，特別是與安全相關的特徵和現象，以及處置場設計的元素，包括有關處置場組成部分特徵數據和現象的大量清單和描述，主要反映：

- 待處置廢棄物的辨識和特徵
- 場址的特徵
- 概念的特徵，包括天然和工程障壁的作用以及預期在不同時間框架下提供的安全功能。

放射性核種和化學毒性成分存量、廢棄物的物理化學特性，以及在處置條件下的長期行為，都是用於設計處置系統和確定處置系統尺寸的輸入。廢棄物的主要特徵通常彙編在特定的文件中，其中介紹了廢棄物的類型、放射性內容和放射性核種釋放程序。值得注意的是，廢棄物特徵描述不僅是完全描述性的活動，當制定廢棄物接受標準時，則成為有規定性，安全評估是制定這些標準的多個基礎之一。

對母岩及其地質環境的特徵描述涉及地球科學資訊的收集和整合，知識的獲取是一個漸進的過程，與計畫的成熟度和指定母岩層的可得性密切相關，其目標為：(1)取得對地質母岩介質及其周圍環境的詳細了解，包括地質構造特徵、性質和演化；(2)描述母岩在處置場本身以及自然和人為作用和事件引起的干擾影響下的長期行為。如今，大多數組織將地球科學資訊彙編並評估成為場址地圈模型，以確保跨學科的一致性，並將這種基於模型的地質合成方法重點放在安全評估的需求上(NEA, 2010)。

系統概念的特性涉及設施的設計和配置、工程組件的特徵和性質，以及系統的工程和地質組件被賦予的功能，基於材料和工程科學，與安全有關的特徵和作用及其交互作用將被確認與描述，而與安全評估相關的資料將被彙編。

對處置場系統初始狀態和演化進行分析是一項必需的工作，以便瞭解整個系統的特徵將如何被描述、在特定情況下系統將如何運作，以及影響處置系統演化

與安全功能的相關特徵、事件與作用(FEP)和不確定性是什麼。這需要：

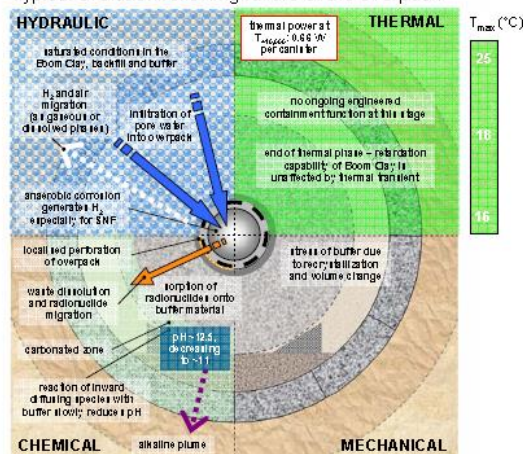
- 系統性的確認和研究，包括針對熱(T)、水力(H)、力學(M)和化學(C)作用、廢棄物和處置場引致現象的效應和影響、及其相互作用(目前和未來)。
- 對場址和處置系統潛在演化的預測/模擬，包括任何干擾(自然或人為引起)的影響。

有幾種方法可以分析和彙整資料，並說明對作用的理解。許多方法考慮了透過在時間和空間序列或情節中分解處置系統，來識別 FEP 及其相互作用、分析、概念化。每個時空序列對應一個時間和空間區間，在該區間內由幾個主要現象主導了組件的演化，而初始狀態是這些序列中的第一個。這些情節或關鍵時間序列代表了確認不確定性及其分析(定性及定量分析)的基礎，及情節(參考或變異演化)的定義和評估的背景。專用工具也可用於構建可用的科學資訊，以說明系統在時間和空間上的演化。圖 2-4 中顯示的兩個「故事板」說明了在處置場發展的不同階段，各種作用如何影響處置場系統。

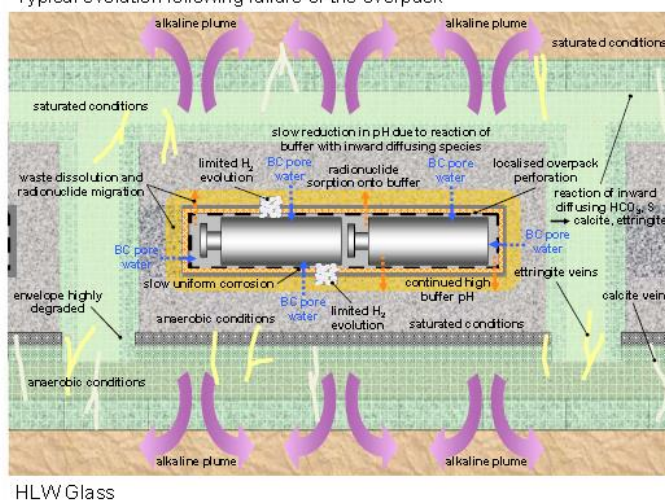
對於分析和整合的整體時間框架，可以由法規定義或建議，特別是考慮到一些特定的 FEP，如氣候和地質演化，通常根據主要的熱、水力、力學和化學作用及其耦合來定義更具體的時間窗口。

系統描述還包括了系統實施時可能出現偏差的描述(例如工程事故)，以及可能影響系統演化的不確定性及有害現象的描述。這需要確認可能對不同組件的安全功能造成不利影響的 FEP，並解決關於可能發生的方式、地點和時間的問題。第 2.4 節已討論了支持安全評估的科學資訊彙編。

Typical evolution following failure of the overpack



Typical evolution following failure of the overpack



HLW Glass

圖 2-4 故事板案例：在黏土中的高放射性廢棄物(VHLW)處置隧道橫斷面(上圖)和縱斷面(下圖)，顯示封閉後階段發生的關鍵作用

2.5.2.2 安全評估情節

「情節」被理解為對處置場系統從特定初始狀態可能演化的簡化描述，情節是評估封閉後安全的基本依據，其中包括評估對人類和環境的潛在結果。

在安全評估的框架下進行科學模擬的前提，是需要發展 FEP，並將其針對潛在系統演化結合成邏輯一致且可行的獨立描述，即情節或情節類別，然後對情節或相關情節類別進行概念性描述，建立概念模型。概念模型被發展成數學模型，包含適當的物理和化學內容，以允許根據這些情節對處置場系統或組件未來狀態的模擬，始終在其支持科學基礎的框架下進行。

地質處置設施考慮的不確定性，例如由於某些事件的隨機性或不可預測性、

地質介質和生物圈的自然變異性、大空間尺度和長時間地質作用缺乏完整的特徵描述，以及預測人類習慣的有限可能性，意味著系統可能的演化範圍很廣。然而，安全概念的穩健性允許將系統廣泛可能演化的模擬，限定為安全證案中的少數可能情節(例如未受干擾的功能、氣候變遷影響、人類入侵結果、早期廢棄物罐失效等)。將可能情節的數量減少到僅與安全相關的情節，方法之一是將其應用於在這些功能所依賴的時間尺度內解決組件安全功能。例如，法國 Dossier 2005 Argile(ANDRA, 2005)說明與安全功能相關的情節如下：

- 如果系統按預期及設計的方式運作(參考情節)，安全性是透過三個一般安全功能來實現，即限制水循環、限制放射性核種的釋出且在處置場封閉後的初期階段將其限制在處置場中，以及遲滯和減緩放射性核種的遷移。系統演化主要受到緩慢的擴散和化學遲滯的核種遷移所控制。
- 假設密封失效，其限制水循環的能力遠低於預期的情節。
- 假設廢棄物罐初期失效會導致不再確保限制放射性核種釋出及將其限制在處置場中的情節。
- 假設侵入性鑽孔導致放射性核種遷移的遲滯和衰減遠小於預期的情節。
- 最後，假設所有三個安全功能都在某種程度上失效的情節。

有幾種方法可以導出和發展情節，這些方法包括彙編和安排與安全相關的FEP，並將其映射到系統安全概念和組件安全功能，同時考慮到與安全相關的現象和不確定性。所有這些方法的共同點是，目標是實現邏輯性、一致性、清晰性、決策的可追溯性、全面性、在迭代評估中的彈性，以及多學域的參與。有必要在安全功能有效的時間內，對可能「危及」安全功能的情節進行徹底的檢查。

這個主題在 NEAMeSA 報告的第 35 頁以及第 129 至 131 頁都有詳細描述。

情節是基於包括安全功能在內的安全概念，並考慮到與安全相關的現象和不確定性所得出的。安全概念和現象學都取決於系統描述，反之亦然。在這裡，FEPs 的作用最為明顯，一方面，有必要徹底檢查哪些 FEPs 可能「危及」安全功能。這可能涉及系統的初始狀態或其演化，並且必須考慮有關現象何時何地可能擾亂系統的不確定性；另一方面，檢查哪些 FEPs 有助於維護安全功能，可以為處置場概念提供支持。表明對支持性和潛在有害的 FEPs 都進行了適當的評估，是建立信心的重要部分。

在某些評估中，情節是使用自下而上的方法確定的，首先評估可能引發處置系統變化或影響其性能的一系列外部事件或條件(即氣候變化情節、入侵情節、初始瑕疵情節)。其他計畫使用自上而下的方法構建情節定義，即首先確定關鍵的安全功能，然後聚焦於哪些條件組合可能危及一個或多個安全功能。自下而上或自上而下的方法之間沒有衝突；事實上，兩者經常結合起來一起使用，一種作為識別情節的主要方法，另一種方法則作為確認工具。實際上，如果沒有另一種方法，他們中的任何一種方法都難以驗證。(NEA, 2012a)

由於情節發展的目的之一是探索潛在的系統演化，因此可能需要對已確認情節發生的概率或可能性進行定性或定量說明。此類任務中最基本的是將情節或演化定性分類為「主要」、「基本」、「正常」、「預期」、「可能」或「參考」(相對於「變異」、「干擾」或「不太可能」)。這種分類背後的理念是試圖確定系統應該如何執行(其設計基礎－「預期演化」)，以為進一步模擬的重要基礎，同時也是傳達安全評估和安全證案所考慮事項的基礎。挑戰在於必須證明這種演化確實是最有可能的，或者相對的，與較差安全功能相關的變異演化發生的可能性較低。

正式的專家徵詢方法有時用於對不太可能出現的情節提出概率範圍，但更常見的是針對有關情節概率的假設制定界限。只要結果足夠低，就可以確保數值上符合監管要求，而無須投入大量資源來正式衡量潛在高結果而概率極低的情節。

2.5.2.3 安全評估與模擬

系統描述和衍生的情節用於描述系統組件和整個系統的潛在演化，這種演化是透過數值模型來模擬的。模擬的目的有二：

- 模型有助於理解各個作用及其與安全的相關性，以及系統中這些作用間的相互作用，即潛在的系統演化和安全功能。因此，模擬活動與系統設計、描述以及情節發展之間存在迭代關聯性。
- 模擬用於證明符合法規或其他要求。

模擬通常在多個層級上進行；作用層級模型的發展，將對處置場系統的某些方面深入理解，並形成系統層級模型的概念模式及使用參數的基礎，這些系統層級模型構成任何安全評估的核心。

作用層級模型越來越多應用於考慮耦合的 THMC 作用，例如應力與水力體系的耦合，或者水力和溫度對化學環境的影響，儘管一般模型在此時不會同時考慮所有這些作用。整合或系統層級模型用於進一步理解系統組件間的相互作用以及處置場系統整體的功能。

系統層級模擬也用於提供在評估時間範圍內對人類和環境潛在影響的定量估計。兩種模型將大自然縮減為數學式表達時，簡化是不可避免的，特別是對系統層級模型而言。模型無法提供處置場演化或放射性影響的精確預測；但模擬結果說明了處置場功能的可能範圍，並以安全證案所使用的其他證據來支持。

不確定性可能會定義出一系列的計算案例，有時也稱為評估案例。例如，如果發現替代模型的考慮與當前的科學理解一致，那麼可以定義計算案例來探討這種模擬不確定性的影響。相反的，模型簡化可能意味著某些計算案例不需要進行評估(例如，與模型所保守地省略的不確定現象相關的案例)。

評估案例可以使用固定的單一參數(有時被稱為確定性計算)來定義和評估。或者，可以使用從機率密函數(PDF)中隨機抽樣的參數值，進行大量的概率計算。模型、計算機程式和數據(單個參數值或機率密度函數)由安全評估團隊根據評估依據中科學理解的彙整來選擇。偏差稽核(圖 2-3 中的右側框)在技術上確認所選數據是否適合分析的目的。

使用確定性(單一值)或概率(從值範圍中抽樣)計算並不是二選一的選擇，通常這兩種方法並行使用。例如，當需要根據對可用數據範圍中選擇數據的敏感度來理解系統功能的重要貢獻時，可以使用概率分析來得知確定性計算的數據選擇。

2.5.3 安全評估結果的特性

對情節分析的結果包括特定安全指標的數值結果(例如對人類的潛在年有效劑量或年度風險)、關於計算結果的不確定性和敏感度的聲明、以及有關結果對系統理解的貢獻的討論。在建構安全證案時，這些結果會被置於有論點的框架，例如基於場址和設計的品質(低影響的有害現象)，以及來自評估依據的模型假設和邊界條件的有效性，此結果也在任何獨立支持證據的框架下討論(例如處置場相關天然類比的存在)。這項工作綜合了證據、分析和論點，以量化並支持安全評估結果並構成安全證案。

大多數與核廢棄物處置場相關的國家法規，除其他要求外，提供了關於年度劑量和(或)風險的定量安全標準，並使用數值模擬對處置場系統的一系列演化情節評估這些指標。輸出可以採用單一數值的形式，例如在特定生態環境下，對一特定個體在一個特定地點、特定生物圈習慣下，設定時間範圍的最大年度劑量。它還可採用設定個體在關切時間範圍內，在特定位置的輻射劑量的圖形輸出形式。然而，人類個體的行為以及近地表作用，作為計算劑量和風險的重要基礎，很難或不可能在長時間尺度上預測(NEA, 2004, 2012)。因此，計算出的劑量和風險是處置場功能的指標，而不是對未來放射效應的預測。

對於精心選擇的地質場址和母岩層以及良好設計工程系統的可能演化和功能，可以在足夠長的時間尺度下以合理的信心加以界定，以確保系統安全。支持這種界定的證據可以是一般地質構造的穩定性、天然類比或天然示蹤劑剖面。由於用過核燃料含有大量極長壽命的 ^{238}U ，它不斷產生有害的鈾子核種，因此以用過核燃料長時間演化定性描述與其他類似危害(例如土壤和岩石中 ^{238}U 產生的氦氣的天然背景值)進行比較，可增強安全證案的論述。整體系統安全評估的潛在劑量或風險比較可以透過安全證案中的其他分析和指標進一步補充。現在國際上普遍認為，安全證案的穩建性以及由此產生的對處置場概念的信心，可以透過使用多線證據來加強，其中包括補充(也是定性)安全論點，避免過度依賴任何單一論點。支持安全證案的一種證據和論點是使用與劑量和(或)風險互補的指標(IAEA, 2003；NEA, 2012, 2012a)。這些額外的、互補的功能指標可以有助於更清楚顯示處置場的內在功能，而無需對未來地表環境和生物圈進行假設。

下面的案例顯示如何透過兩個額外的安全指標來補充主要指標(年度有效劑量)：

- **年度有效劑量 [Sv/a]**。該指標的目標是能夠證明人類健康不會受到來自處置場釋出的放射性核種的威脅，即對人類個體的所有生物效應仍然很小，不會對健康產生重大影響。
- **生物圈水中的放射毒性濃度 [Sv/m³]**。該指標的目標是表明攝入來自處置場中微量放射性核種的生物圈水所造成的放射性危害與平均區域飲用水或飲用水標準相當，並被視為是妥當的。(請注意，區域的平均飲用水是供區域人口飲用，而由處置場至地下水的釋出則由少數個體所使用。)

- **地圈放射毒性通量 [Bq/m²/a]**。此指標的目標是表明來自處置場所在地

圈到地下水的放射毒性通量與區域地下水中的天然放射毒性通量相當。

對於上述三個指標中的每個都提出了一個目標。通常管制機關將規定主要安全指標不得超過的數值，對於補充指標也提出了一些「參考值」或數值目標的建議。參考值是一個衡量標準，可以用來比較指標，並評估處置場安全和功能(IAEA, 2011；NEA, 2002)。

對於參考值的需求在很大程度上取決於指標的目的和評估背景。如果如上所述，將獲得的數值與該地區的自然值進行比較，則該地區的值就成為參考值。如未涉及天然放射性指標的區域背景，則不確定該指定參考值是否有用。例如，如果補充安全指標涉及子系統功能，那麼根據該子系統在確保系統功能(主要安全指標)方面的作用，提供參考值可能有所幫助。

使用補充指標的原因之一是避免基於對遙遠未來人類行為和氣候條件所做假設所計算的劑量和風險的內在不確定性。因此，可預期補充指標－特別是那些可以被視為安全指標的補充指標－將最有效應用於很長時間的評估。這種隨時間尺度變化的方法通常不會反映在管制導則文件中。

主要是對使用補充指標漸增的興趣正在轉向評估子系統的功能和障壁隨時間演化的狀態(表示為功能指標或安全功能指標，例如易腐蝕障壁的厚度、處置場系統中各區間的放射性毒性存量的演化等)。這有助於對系統安全性各種時間尺度的評估的理解。

2.5.4 處理不確定性

執行安全評估的過程可以顯示需要解決的問題和不確定性，其中一些可能牽連到評估背景，而其他的一些可能需要透過進一步的科學和(或)設計研究來解決。對科學與設計研究的這類回饋在圖 2-3 中最左側框「科學與設計研究」中以箭頭示意。由於無論如何這些問題都必須在下一階段的安全證案發展中解決，因此將在安全證案報告中被確認和討論。

評估結果必然伴隨著不確定性，在安全證案中，需要將已確認的關鍵不確定性與解決這些不確定性的具體措施或行動聯結起來，特別是研發計畫方面，以便最終得出足以取得許可的安全證案。透過收集更多更精確的數據、設計變更、進

一步研究或更多的模型發展，可以降低部分的不確定性。然而，不確定性仍然會持續存在，不確定性即反映了理解長期系統演化的侷限性。通常，會採用統計方法來評估不確定性對安全聲明的影響。

在國際間對於安全評估的不確定性的類型或來源具有高度共識，儘管可能使用略有不同的術語。通常安全評估中考慮的不確定性按以下方式分類：

- **情節不確定性**與工程系統和天然系統隨著時間可能發生的重大變化有關，以及伴隨這些變化的物理和化學作用相關的不確定性。
- **模型不確定性**源於對天然和工程系統的行為、實際作用、場址特徵及以簡化模型和計算機程式來表示等方面知識的不完全或缺乏理解。
- **數據和參數的不確定性**與所實施評估模型中使用的參數值相關，這是因為數據可能不完整、無法準確測量或無法取得。

這種分類系統基本上是源於安全評估的實施方式。實際上，所有三個不確定性類別都相互關聯，某些不確定性可以用不同的方式處理，因此可能會在某一個類別中或另一個類別中處理。

在安全評估中處理不確定性的策略已經建立，一般來說，這些策略可以分為以下五種：

- **證明不確定性與安全評估不具關聯性。**
- **明確解決不確定性**，例如透過概率方法或一系列敏感度研究。
- **界定不確定性**，例如採取保守觀點做出一些簡化假設，即做出假設使得計算出的安全指標(例如劑量率或放射風險)將被高估。
- **排除事件或作用的不確定性**，例如基於極低的概率或極低的後果來排除不確定事件。
- 使用具有共識的**風格化**方法，以避免明確處理不確定性，例如可以使用風格化的「參考人」方法來解決生物圈的不確定性和關於未來人類行為模擬的不確定性，並同意評估應基於人類當前的條件和技術。

隨著整合安全評估的發展，評估本身被用來確認那些最需要被降低不確定性的領域，以增加對整體評估結果的信心，例如透過敏感度分析。安全評估和研究、開發以及場址特徵計畫之間的這種迭代聯繫，是發展安全證案整體信心的重要面向。關於不確定性、其與安全的相關性以及未來解決這些問題的方法的陳述，是安全證案在處置場發展任一階段的核心產出。

2.6 綜合證據、分析和論點以及信心聲明

2.6.1 證據、論點和分析的類型

大多數國家法規都給出了劑量和(或)風險方面的安全標準，並且對於一系列系統演化情節，使用數學分析或更定性的論點對這些指標和其他指標(見第 2.5 節)進行評估，通常在於監管審查的安全證案中明顯指出。然而，還存在其他補充性的證據和論點，這些證據和論點可以增加安全證案的穩定性。其中包括：(1)證據證明場址和設計的內在品質；(2)管理不確定性和未解決問題的策略是否有充分的論點。

2.6.1.1 場址和設計內在品質的證據

任何處置設施的安全性主要取決於其地質環境中母岩以及工程障壁系統的有利特徵或固有特性。重要的特徵包括其長時間內的穩定性和可靠性。在任何安全證案中都需要強調這些特性。第 2.3 節在選址和設計策略的背景下描述了有利於處置場及其環境的穩定性和可靠性的原則。透過顯示場址和設計如何符合這些原則，或者提供證據證明場址和設計符合這些原則，可以對特定場址和設計的內在品質進行論證。例如，關於母岩和地質環境的穩定性和其他有利特徵的證據，通常可以透過現地觀察和測量中獲得(見框 2-3)。重要的是要證明相關場址和設計資訊如何在安全評估中得到適當使用。

框 2-3 提供有關將鹽丘視為地質處置場母岩的長期完整性的證據 – 依據現地觀察的論點(NEA 2008)。

一個主要的證據表明，穹頂內部的岩鹽已經超過 2×10^8 年(沉積時間)沒有與外部水發生交互作用，並且周邊的岩鹽溶解僅限於少數幾十公尺的可溶性鉀鹽層。這些結果基於對Gorleben的鹽穹和其他鹽層的調查，包括對濃鹽水和內氣體以及溴濃度分布的研究。

第二個主要的證據是對岩鹽的極低含水量以及其塑性行為的觀察。這一特徵表示任何空隙和裂縫都將減少並閉合，這是根據多項實驗室和現地研究的結果以及對一個90年歷史的鹽礦中的開挖擾動區域中自封閉過程的調查。

其他觀察結果，例如玄武岩侵入岩鹽層，顯示高溫對岩鹽的穩定性影響很小。此外Gorleben鹽穹106年內的侵蝕小於40公尺。即使在強烈的次冰川侵蝕事件的條件下，也只有鹽穹的極小部分受到了影響，到目前為止鹽穹仍然保持了提供障壁功能所需的完整性。

2.6.1.2 關於處理不確定性和未解決問題的策略充分與否的論點

某些類型的不確定性可以被認為對當前的決策無關。例如對於遠期人類飲食的不確定性可能相關性有限。放射性劑量與癌症風險之間的關係也存在一些不確定性。然而，這並不影響決定是否使用這種關係來評估放射性風險是否滿足監管風險目標，因為該目標表示已定義劑量與風險關係中的不確定性，並確定目前可接受的放射性風險(NEA, 2009)。安全評估可以表明其他不確定性不太可能危及安全性。安全證案應強調那些可能會對處置概念的穩定性提出質疑的不確定性，並討論如何透過進一步的研究或設計方案來處理這些問題。應該指出，相關的不確定性來源可以透過適當的研究計畫和管理策略在未來計畫階段得到適當處理。

一般來說，任何關於安全性的論點都是基於許多主張，而這些主張本身必須基於證據。例如，為了測試是否符合監管安全標準，必須推導出處置場及其環境演化的情節，及其提供的安全功能，並使用定量模擬評估其放射性結果。已證明符合性的聲明，必須充分處理分析可靠性和不確定性的證據來支持。因此，需要有詳細的討論來支持：

- 在安全評估中處理不確定性的方式
- 作為評估基礎的科學和設計工作其品質與可靠性，包括情節的訂定、考慮情節範圍的適當性、情節的可能性，以及用於分析的方法、模擬、計算機程式和資料庫；
- 執行安全評估計算的品質管理要求。

由於在分析中使用了悲觀參數值和保守假設來處理多個層面不確定性，處置場的實際功能可能比安全評估所表明更有利。分析的保守性構成了安全性額外定性論點，儘管保守性本身也可能被解釋為知識不足，因此可能降低信心。保守性是不可避免的，但應謹慎使用和管理。

2.6.2 提出安全證案時強調不同的證據、論點和分析

一般來說，安全證案將包括所有不同的證據、論點和分析，可用於支持處置系統在處置場規劃和發展的特定階段其品質和功能，如前幾節所述。任何不支持安全證案的證據也應該進行討論和分析。然而，在提出安全證案時，對不同論點和分析的重點可能會有所不同，這取決於：

- 目標大眾的關注和要求。
- 討論安全的時間範圍以及隨時間變化的危害程度。
- 計畫發展階段以及至今對系統不同方面的功能所建立的信心水準；
- 預期的系統演化、相關的不確定性，以及對功能的影響。

整體而言，安全證案必須充分利用可用的安全論點，而這些論點可能在不同的計畫間有所差異。

框 2-4 列出了系統穩定性的參數列表，適用於多種地質環境中的多個擬議的處置場。

框 2-4 可用於支持處置場及其環境穩健性和其他有利特性的證據類型範例
(NEA, 2008; EC 2011)

論點類型	應用案例
天然鈾礦床的存在，以及處置場系統或其一個或多個組成的其他天然類比物。	許多處置場設計中作為緩衝材料使用的膨潤土的長期穩定性(同樣也是地質處置的可行性)。
熱力學論點	銅(在某些設計中用作廢棄物罐的材料)在深層地下水中的穩定性。
動力學論點	鐵的腐蝕速率(在某些設計中用作廢棄物罐的材料)。
質量守恆論點(表明反應物的數量有限，因此有害反應的程度必須受到限制)。	膨潤土的化學改變(伊利石化)有限；銅腐蝕的緩慢速度。
一些粘土岩石中的天然同位素剖面、地下水年代和古水文地質資訊。	地下水緩慢移動以及地圈的長期穩定性。
對短期實驗和觀察的長期推斷。	腐蝕過程；放射性衰變。
詳細的模擬研究。	地下水緩慢流動和放射性核種遷移；地震的低發生機率和影響。

在提出安全證案時，重點將放在那些預計最重要的安全功能上，以及在處置場及其環境的演化過程中，被認為最具說服力的論點。應該明確承認所提出論點中的弱點，並納入整體安全背景中。例如，最初可能有信心期望廢棄物罐能夠完全封存廢棄物，安全論點可能會強調支持廢棄物罐在一定時期內保持完整性的證據。然而，在討論這種信心的基礎時，有必要討論可能損害封存功能的作用和事件。

在較長的時間內，當廢棄物包件可能已經遭到破壞時，基於廢棄物形式的穩定性、地球化學固定化、地下水流動的緩慢速率和地質環境的穩定性等論點，被用來顯示即使考慮到情節、數據和模擬的不確定性，釋放到人類環境中仍然很少。在更長的時間內，基於放射性衰變以及由此產生的廢棄物危害降低的論點，可能會受到更多關注。在一些安全評估和一些法規中，定義了離散的時期或“時間框架”，其中可以使用不同的論點，或者不同的論點強調或權重是適當的。時間框架可以為執行組織內的專家之間、執行者和監管機構之間以及執行者、監管機構和民眾之間的內部討論提供有用的框架，如(NEA, 2012a)中所討論的。

2.6.3 信心聲明

一般而言，安全證案將得出結論，認為有足夠的信心來實現一個安全的處置場，這樣就可以正當地做出進行到下一階段的規畫或實施的積極決策。這是安全證案作者根據分析和論點，以及所收集的證據所做的**信心聲明**。如果證據、論點和分析無法給予開發者足夠的信心以支持積極的決策，則在提交針對當前決策的安全證案之前，可能需要對評估進行修訂(例如加強評估基礎中使用的資訊)，設計可能需要修改，甚至可能需要重新考慮場址(NEA, 1999)。

因此，應綜合現有的證據、論點和分析。綜合應顯示如何考慮所有相關資料和資訊，如何充分測試所有模擬，並遵循合理的評估程序。還應考慮所提供證據、論點和分析的限制，並強調安全證案的作者如何做出判斷，即規劃和開發處置系統仍應繼續的主要依據。這包括解決和管理任何有可能危及安全的未解決問題和不確定性的策略。在計畫的早期階段，可能存在許多此類未解決問題和不確定性，安全證案應明確開發者的觀點，即在未來階段處理這些問題有良好的前景，例如：透過場址特徵和系統設計優化，並訂定實現這目標的策略。

安全證案是決策的依據，必須提交給相關決策者進行考慮和審查。信心聲明不能對大眾(可能包括監管機構、民眾或其他利益相關者)的信心做出任何假設。大眾將決定是否認為所提出的理由是充分和全面的，以及是否與作者的信心一致。然而可以透過透明且具說服力的方式提出關鍵論點，充分披露所有相關結果並接受品質保證和審查程序來增強大眾對安全證案調查結果的信心。在計畫的後期階段，特別是在將安全證案作為許可申請的一部分提出時，具有危害安全的不確定性和尚未解決的問題，應已根據目前決策的情況進行處理，並反映在信心聲明中。不確定性將不可避免地存在(例如如果不對母岩的有利特徵進行擾動，就無法完全確定其特性)，但安全證案應該說明為什麼這些不確定性不會危及主要的安全論點。

2.7 報告研析之審查要項建議與結論

全球正在研究如何將長半化期放射性廢棄物處置於合適地質構造的深層工程處置場中。以保護現在和未來人類和環境為最終目標，從技術角度來看，如果處置場符合主辦國家管制機構指定的相關安全標準，且這些標準考慮了國際安全標準，則處置場被認為是安全的。

處置場發展涉及多個階段，是否以及如何進入下一個階段的決定，是彼此間相互影響的。這些決策需要清晰且可追溯技術論點的成現，而安全證案將有助於提高對所提概念的安全性或發展該概念進入新階段的安全性之信心。安全證案是逐步發展的，其步伐是與收集更多資訊並協助確認需要的新資訊而進展的。在每個階段的決策過程中，安全證案可作為利害關係者(包括負責的國家管制機關)之間對話的平台。

安全證案概念的發展經歷了幾十年的時間。NEA IPAG-1 演練(1997 年)和 NEA 信心研究(1999 年)，均在 1990 年代提供了早期的推動力，這個概念被記載在在(NEA, 2004a)和多個國際原子能總署(IAEA)的安全標準文件中。從那時起，已經有數個支持國家計畫決策的安全證案已發展出來，方法和工具方面發生了相當大的演化，這也反映在許多國際計畫中。本手冊是(NEA, 2004a)的更新版本，目的即在反映這種演化。特別是在過去的十年中，在以下方面取得了進展：(1)科學理解，特別是對耦合作用的理解和模擬的進展；(2)計算機和模擬能力的進步；(3)為特定處置場安全撰寫合格證案的經驗。由於其他證據的補充，用於支持安全評估的模擬功能變得更加平衡。隨著時間的推移，安全功能的定義以及使用它來更透明地描述系統演化的方法已經發生了一些變化。不確定性得到更有效的處理，並且在使用替代安全指標方面也有所進展。

關於如何制訂和記錄安全證案，並沒有通用的格式或計畫，但現在有關安全證案的要素已經達成了國際共識，普遍認為安全證案文件應包括對安全概念的清晰呈現以及技術資料和分析的完整彙編。對技術上不太熟悉的利害相關者來說，最好是一份簡短且高位階的文件，僅提供最基本的技術細節。

安全證案應該具有前瞻性，應該指出未來工作的性質、類型和進度安排，並應該描述新工作將如何在確認或挑戰目前的安全估算方面進行評估。其它確立發展安全證案可信度的一般考慮因素包括：

- **透明度**，即向大眾提供清晰且易於理解的系統安全資訊，以便做出決策。
- **可追溯性**，即應於安全證案或其支持文件中清晰記錄所有關鍵假設，尤其是科學和技術資料及其依據。
- **開放性**，即應討論可能影響系統安全或信心的不確定性和未解決的問題。

國際領域上的資訊交流和同儕審查可以在解決安全證案的可信度方面發揮關鍵作用。近年來，國際同儕審查為處置場發展計畫提供了寶貴的指引，並在國家管制程序中提供了實質的支持。

第三章、核能先進國家階段性安全證案報告案例研析

研究團隊本(112)年度針對各核能國家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階段性安全證案報告案例及研發技術報告等進行研析，同時從各國處置計畫案例報告中，摘取關鍵技術內容並提出未來審查要項建議，以供研擬我國放射性廢棄物地質處置相關導則參考之用。

本章所研析之國際文獻包括四個國家的放射性廢棄物最終處置設施階段性安全評估或安全證案報告，分別為：(1)法國 ANDRA 安全選項報告(ANDRA, 2016)；(2)加拿大 NWMO 用過核燃料處置場封閉後安全評估報告(NWMO-TR-2017-02)(NWMO, 2017)；(3)英國 NDA 地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)、地質圈狀態報告(報告編號：NDA/DSSC/453/01)及地質處置-生物圈狀態報告(報告編號：NDA/DSSC/454/01)；以及(4)日本 NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案報告(NUMO-TR-21-01)(NUMO, 2021)。同時，據以建議我國最終處置安全分析報告審查要項。

3.1 法國 ANDRA 安全選項報告

法國 ANDRA 安全選項報告(2016)包含兩個部分，分別為「Safety Options Report - Post-Closure Part」和「Safety Options Report - Operating Part」，本研究去年度之研析成果已針對部分內容進行研析。本年度將進一步針對這兩份報告的其他章節進行研析，包含「Safety Options Report - Post-Closure Part」的第二冊第三章、第四冊，以及「Safety Options Report - Operating Part」中第二冊的第三章和第四章。本節根據上述的研析內容，分為基礎工程設計階段對處置場封閉後穩定性重要的組成、Cigéo 處置場的設施設備、Cigéo 處置場設計至封閉的重要業務、Cigéo 處置場的運轉，以及封閉後的 Cigéo 處置場五個主題進行說明。

3.1.1 基礎工程設計階段對處置場封閉後穩定性重要的組成

Cigéo 處置場封閉後穩定性重要的組成，最主要是 Callovo-Oxfordian 處置地層，其次是處置場之建築措施和工程組件，本節就上述之主題進行說明。

1. Callovo-Oxfordian地層

各種特徵化獲得的資訊證實，Callovo-Oxfordian 地層是主要支持 Cigéo 處置場安全的重要因素，該地層的優點包含：

- Callovo-Oxfordian 地層的幾何和物理化學特性(深度超過 300 m、厚度超過 130 m、低滲透性、高滯留能力、低擴散係數等)，可使廢棄物遠離地表，進而隔離廢棄物免受外部危害和正常人類活動的影響。
- 所處的地質環境中地震活動非常低。
- Callovo-Oxfordian 地層中沒有重大的不連續面和低垂直向的水力梯度(low vertical hydraulic gradients)，且沒有稀有資源。由於極低的滲透率和低水力梯度，Callovo-Oxfordian 地層在正常演化、全部或部分處置設施密封失效，或人為侵入的情況下，限制水透過處置場結構流入傳輸路徑。

因此，大多數放射性核種和有毒元素將被限制在處置場和近場。只有可溶性非吸附長週期放射性核種，例如氯 36，會以衰變和稀釋的方式透過 Callovo-Oxfordian 地層傳輸。

2. 建築措施和工程組件

雖然 Callovo-Oxfordian 地層對於封閉後的安全至關重要，但建築措施和工程組件仍然發揮其功能，主要包含：

- (1) 利用Callovo-Oxfordian地層有利特徵的一般建築措施，提高廢棄物包件的耐久性，這些一般措施包含：
 - A. 一般區域和廢棄物區域的封閉結構。
 - B. 盡可能合理的限制處置場的深度和大小，使處置場和周圍的Callovo-Oxfordian地層保持相當大的厚度，有助於延遲和限制放射性核種和有毒元素的轉移。
 - C. 有限的處置場空間對豎井和斜坡底部進行分組，限制地表-底部連接結構間之水循環。
- (2) Callovo-Oxfordian地層之其他有利特徵的建築措施，包含：
 - A. 根據主要水平大地應力，規劃設計處置場、連接通道和處置單元，盡量避免處置岩體的擾動。
 - B. 要求Callovo-Oxfordian構造以及建築措施中，限制廢棄物放熱的溫

度。

- C. 將HLW和ILW-LL廢棄物包件安排於不同區域，並將可能相互影響的ILW-LL廢棄物包件放置在單獨的處置單元中或相隔一定距離。限制不同類型廢棄物包件之間的物理化學相互作用(即熱、水力、力學、化學)。
- D. 限制Callovo-Oxfordian地層的溫度變化，以抑制可能影響或有利於處置環境任何礦物的化學變化。

(3) 阻止水透過地表-底部連接結構進行傳輸。

(4) 防止及限制HLW處置包件的放射性核種釋放。

考慮科學的不確定性、技術限制和經濟因素，ANDRA 設計了盡可能密封 HLW 的處置容器，只有在廢棄物中所含的放射性核種充分衰減後，才能擴散至 Callovo-Oxfordian 地層。

3. 處置場其餘的工程組件

- (1) 封閉底部結構：限制水和溶液中攜帶的放射性核種沿著斜坑流向地表-底部連接的底部。
- (2) 回填：使用回填物填充HLW處置單元的入口，其有助於保持Callovo-Oxfordian黏土岩石的有利特性，進一步限制了隨時間造成Callovo-Oxfordian黏土岩的破壞。
- (3) ILW-LL處置單元中的混凝土：維持處置單元內之pH值範圍，有助於某些類型ILW-LL廢棄物的存放壽命，以及使大多數的放射性和有毒元素處於低溶解度狀態，使其處於長期穩定狀態。

3.1.2 Cigéo 處置場的設施設備

Cigéo 處置場主要有幾個區域，包含地面設施、地下設施，以及其輔助設施等，以下將依序介紹。

1. 地面設施

Cigéo 處置場的地面設施包含 EP1 和 EP2 兩個地面設施，以及斜坡入口(ramp head)，如圖 3-1 所示。這些設施具有以下功能：

- 從運輸容器中接收廢棄物包件；

- 初級廢棄物包件(primary waste packages)卸載；
- 將廢棄物封裝至處置包件；
- 將處置包件轉移至護箱(casks)裝箱區；
- 將處置包件放入護箱中；
- 進行檢查；
- 管理二次廢棄物和廢水；
- 依「可回收性」原則處理處置包件。

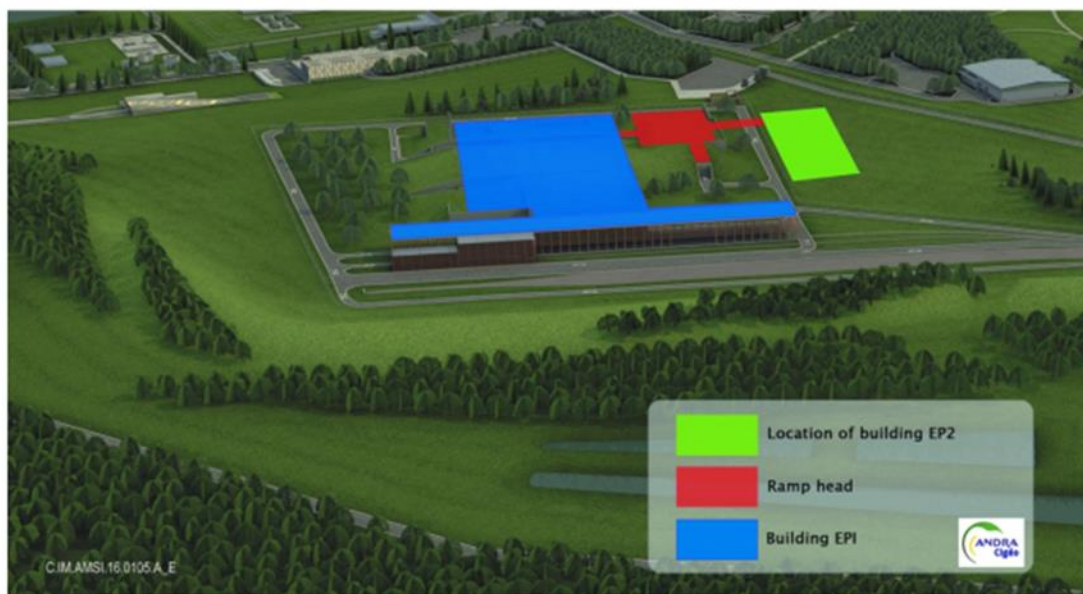


圖 3-1 Cigéo 處置場地地面設施

地表設施中，主要大樓 EP1 包括(1)集裝箱卸貨區；(2)集裝箱準備及卸貨間；(3)處置包件和包件轉運的初級包件調節；(4)集裝箱和處置包件緩衝區；(5)確保處置過程及其支持設施運轉的輔助機房；(6)處置包件護箱裝載和護箱處置區域。廢棄物包件斜坡入口建築包括(1)連接通道與主建築；(2)斜坡換乘系統地表站；(3)斜坡轉運系統維修坑；(4)機房；(5)確保正常運轉的公用設施及輔助機房。最後，樣品測試檢查、偏差管理和廢棄物排放等功能之建築 EP2 包括(1)對照處置單元；(2)不合格包件修復單元；(3)放射性廢棄物和廢水處理室；以及(4)確保正常運轉的公用設施及輔助機房。

2. 地面設施中進行廢棄物處置之流程

Cigéo 處置場分為數個功能區(圖 3-2)，這些區域在其特定區域內具有相同功能，且安全性一致。這些區域(處置單元)之包件處理及轉移時間均最小化，並盡可能以限制廢棄物包件掉落風險之方式進行設計。因此，這些處置單元分布在不同的建築物內。處置單元之功能如下：

- (1) 處置單元F1「卸貨車隊」：其功能主要是從不同地方產生的初級包件置於集裝箱內，透過公路或鐵路運輸至Cigéo處置場；
- (2) 處置單元F2「將初級包件放入容器中」：這個區域主要將集裝箱中之初級包件卸載、檢驗和裝載至處置容器中；
- (3) 處置單元F3「處置包件的分類調配」：此區域主要執行ILW-LL處置包件及HLW包件的分類及調配；
- (4) 處置單元F4「將處置包件裝入護箱中」：此區域主要功能為分別將ILW-LL處置包件及HLW處置包件裝入護箱中；
- (5) 處置單元F5「抽樣檢測」：這個區域之功能為包件的抽樣測試；
- (6) 處置單元F6「放射性廢棄物與傳統廢棄物的管理」：包含放射性廢棄物和傳統廢棄物的管理，以及處置場運轉管理相關的所有機房和設備；
- (7) 處置單元F7「處置過程的支持」：包含基礎設施、物理(例如：土木工程、通風等)及技術(例如：機房、附屬區域等)上的支持。

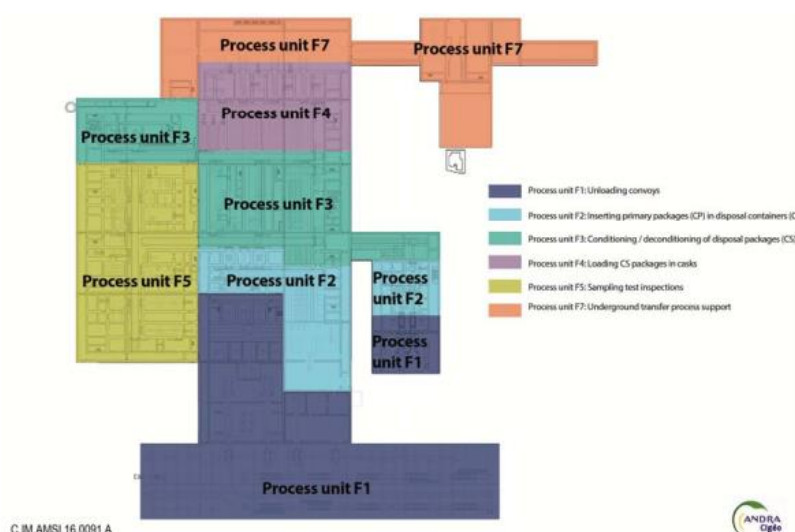


圖 3-2 主大樓 EP1 內每個處置單元的分布

3. 地下設施

依照開發時間順序，地下建築包括以下結構(圖 3-3)：

- 地面設施與地下後勤區的連接結構；
- 兩個獨立的地下後勤區，一個用於廢棄物處置作業，另一個用於施工；
- 將處置場分為三個主要處置區：(1)ILW-LL區，一個單獨的處置區；(2)HLW0區；(3)HLW1-HLW2區，由六個小區組成。
- ILW-LL 和 HLW 處置單元分組；

基於安全、技術和經濟考量，將處置單元設計於黏土層中。安全和技術選擇的標準，主要是保留處置地層特性和結構設計，以維持長期安全功能、確保安全運轉，以及可逆性的基礎；另外，地下設施採漸進式的部署設計，原則將常規施工作業區和核作業區之間進行物理隔離，確保安全和安保，從而降低相關作業的風險(人員流動、公用設施、支持功能等)。

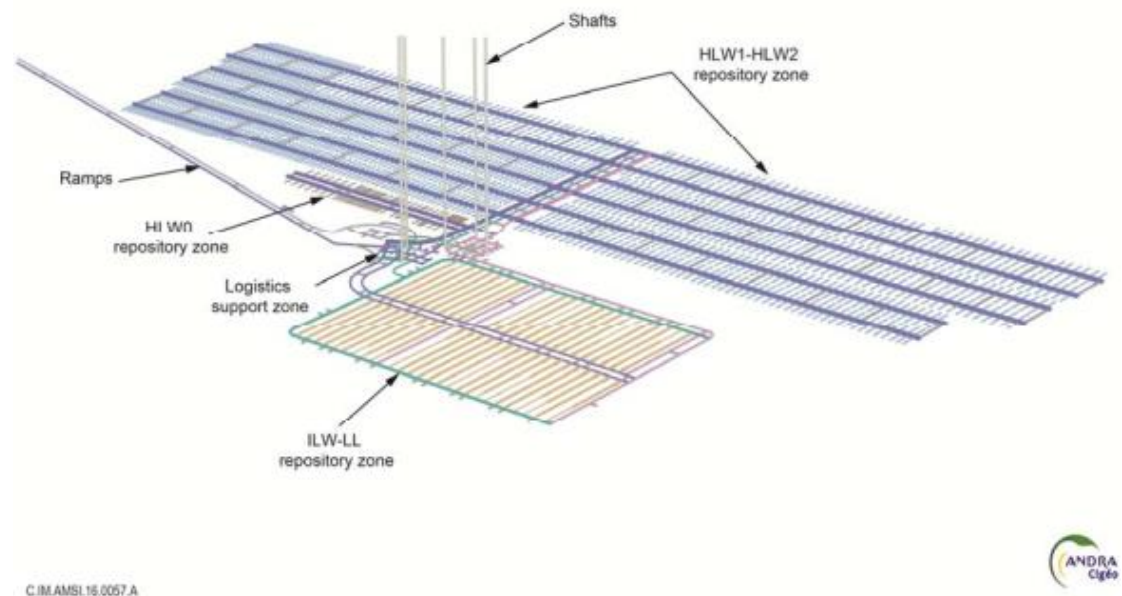


圖 3-3 Cigéo 處置場之地下設施

處置場的整體地下設施於未來一百多年間運轉過程逐步完工。初始建設階段和運轉階段大約為前十五年，後續將是進一步的擴建階段。設計上需要考慮到階段性的發展，首先關注第一階段，同時確保與後期階段的兼容性。

(1) 第一期建設及運轉

建造的初始結構須滿足 ILW-LL 處置區和 HLW0 處置區(第一階段建設)之運轉需求。第一階段的建設包含斜坡和豎井與地表-地底連接相關的建設、建設所需和運轉的後勤支援區以及 ILW-LL 處置區和 HLW0 處置區的第一批處置單元，如圖 3-4 所示。

Cigéo 處置場啟動時，計劃進行工業測試(industrial pilot)，該測試階段於初始建設期間啟動，並在處置場運轉開始時持續的進行。工業測試階段包含「非活動」作業(例如對已安裝的設備進行測試)以及「活動」作業(對廢棄物包件進行測試)。Cigéo 處置場順利啟動和運轉提升所需的所有測試、驗證組設置、作業和監控，均在此期間進行。

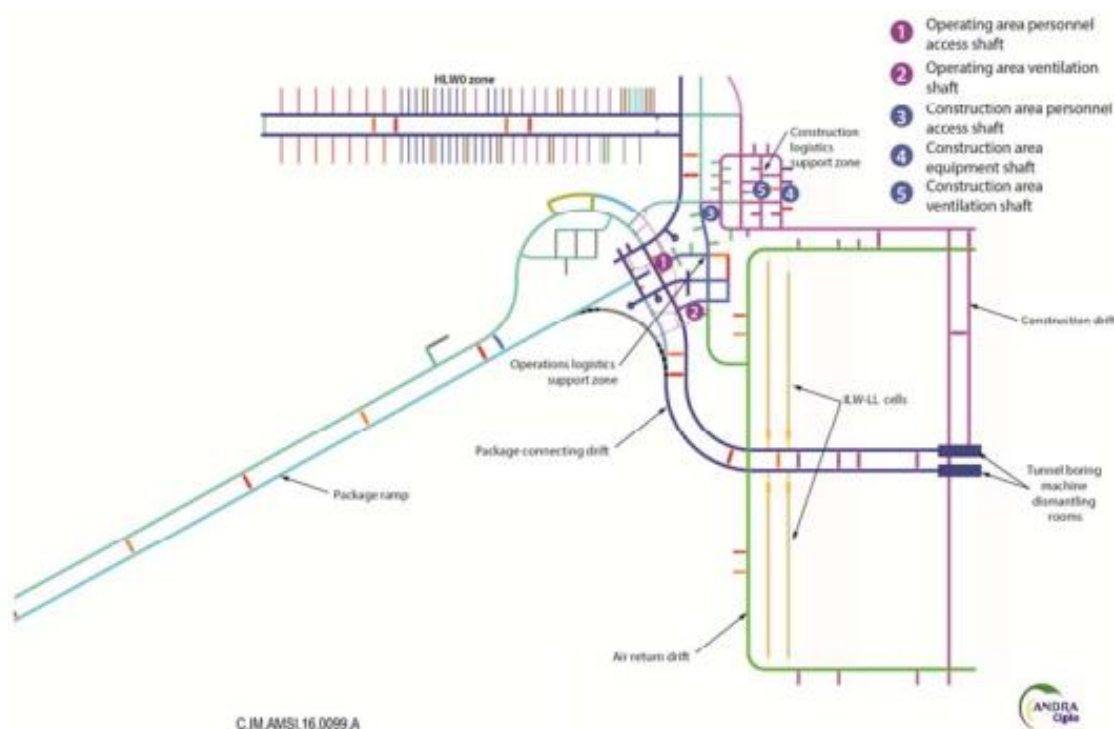


圖 3-4 Cigéo 處置場之第一期建設(T1)

(2) 後期處置階段

隨著處置場的運轉，將繼續擴建處置區，因此處置設施在整個運轉期間，施工順序的連續性和階段性都須謹慎設計，並能在運轉期間內，透過科學和

技術可能實現的改進方法納入未來施工。技術的進步以及回饋，目的在於實現設計的技術和相關優化，以及持續改進安全措施。運轉後，處置場將根據 Cigéo 處置場運轉之整體規劃逐步封閉。

4. Cigéo處置場的輔助系統

(1) 工業資訊系統

Cigéo 處置場之工業資訊系統(SII)的總體功能架構如圖 3-5 所示，「共有資源」和「通訊網路基礎設施」系統這兩個跨功能性的單位有助於「作業平台」和「開發/測試平台」兩個運轉平台的運作。「平台」涵蓋應用於開發、測試和運轉的所有活動。其主要設施包含：

- 進行現場開發、測試和運轉的機房；
- 通訊、儀器與控制的方法；
- 現場的設備及裝置。

開發/測試平台於作業期間協調開發、測試和整合，以及培訓所需的辦法和功能。開發/測試平台(PDE)可於作業平台(PE)推出之前，進行測試和驗證硬體或應用程式。其結構與作業平台(PE)的配置完全相同，可確保：

- 在接近正常運轉的條件下進行測試；
- 透過作業平台的模擬軟體來培訓和提升控制作業人員的技能。

該平台基於工業資訊系統的「共有資源」，提供了工業資訊系統的所有電腦作業和維護需求。「通訊網路基礎設施」建構設備和軟體之間的物理和邏輯網路。主運轉網路覆蓋各功能單元的所有通訊需求，且覆蓋所有運轉區域。

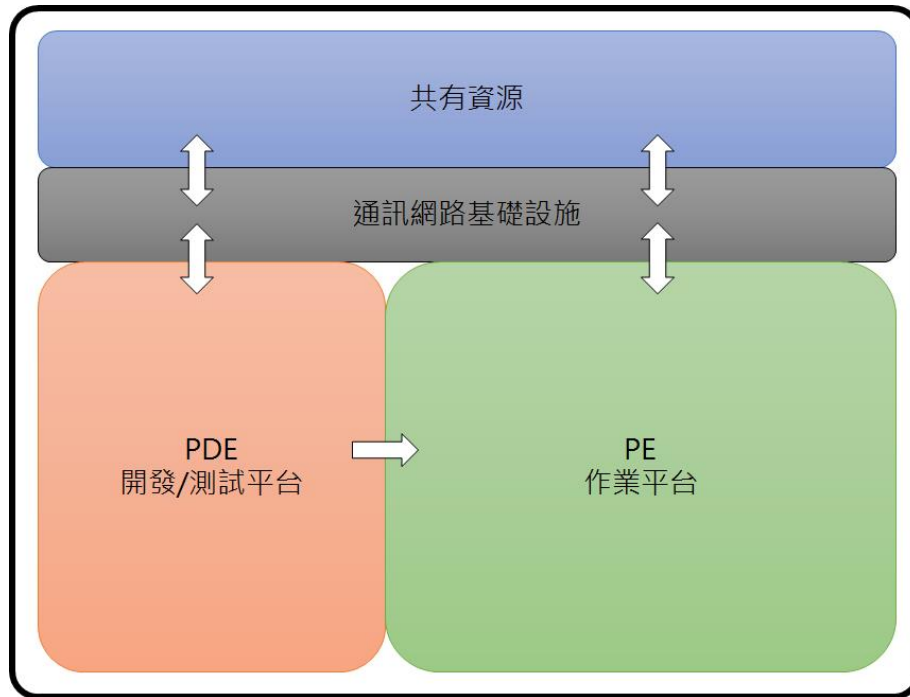


圖 3-5 Cigéo 處置場之工業資訊系統(SII)總體功能架構

(2) 通訊和安全系統

通訊和安全系統包含以下 14 個功能單元：

- ADM(行政)：整合自動化資料處理系統中的共有資源；
- GMN(核材料管理)：執行核算和控制設施內的核材料；
- DP(特殊措施)：提供集中監控系統控制權，並保護人員和財產免受惡意行為、破壞或恐怖主義的措施；
- SSP(人員防護系統)：控制工程防護系統和設備，透過集中監控系統，確保受控區域內人員的保護；
- VDI(語音、資料和圖像)：透過集中監控系統提供現場通訊方式；
- BMS(樓層管理系統)：透過集中監控系統管理建築物機械和電氣設備所需的措施，例如供應暖氣、通風和空調(HVAC)以及電力等；
- GTC(集中技術管理系統)：透過集中監控系統，提供從現場和其他功能單元取得和整合關鍵資訊所需的措施；
- GTE(電源管理系統)：執行監測、控制和自動化來監督電力系統的運轉；
- RP(輻射防護)：透過集中監控系統或輻射監測面板進行與現場活動相關的輻射、劑量測量及分析；

- SSI(火控系統)：透過獨立的現場設備和集中監控系統對現場進行消防和監控；
- VN(核通風)：地面和地下設施核活動區域的通風系統進行監測和運轉；
- OS(觀察監控)：採集和監測地下結構變化所需的測量數據；
- SE(環境監測)：運轉期間及其封閉後取得和環境監測之測量數據；
- MCO(終身支援)：處置場的維護活動，包含需要改善、預防或預測維護時提出建議。

5. 廢水和廢棄物的管理中心

(1) 廢水管理

預計處理的廢水應盡可能靠近作業區域，潛在的廢水清單包含：

- 作業區經脫水(dewatering)處理的廢水；
- 雨水；
- 滅火器的廢水。

(2) 廢棄物管理

廢棄物管理方法是以最大限度地減少廢棄物數量、放射性及毒性，主要依賴材料的優化選擇，以及受污染物質的限制。廢棄物主要包含地面設施會產生與設施本身運轉和維護相關的廢棄物，例如工具、電纜、塑料薄膜等，大部分廢棄物都含有放射性物質。這些廢棄物將被收集和調配，然後安排至對應的處理方案。

(3) 廢棄物管理原則

當確定更詳細地處置設施的設計後，這些處置廢棄物的區域將被進一步優化。所有可能被污染的組件完整清單將在下個階段建立，對於每種類型的廢棄物(性質、來源、污染類型)，需要製定合適的廢棄物管理解決方案，並記錄產生的廢棄物量。

3.1.3 Cigéo 處置場設計至封閉的重要業務

1. 施工期間和工程試驗階段開始前的檢查和監測業務

初始建造階段在 Cigéo 處置場的進度中扮演至關重要的作用。當第一批組件(包含斜坡、豎井和 ILW-LL 處置場的第一階段)建成，將委託接收和處置廢棄物包件。設施結構還將協助進行正確啟動 Cigéo 處置場所需的測試(驗證組(demonstrator)、作業、監控)，並在工程試驗階段逐步推進至全面運轉。此階段將實施與監測相關的首批計畫如下：

(1) 確保Callovo-Oxfordian地層封閉後的安全功能

- A. 黏土岩與ILW-LL處置單元和將密封的斜坑之界面處的狀況(破裂、氧化、飽和狀態等)。
- B. 處置單元的幾何形狀。
- C. 待密封的處置單元和斜坑相對於Callovo-Oxfordian構造的幾何位置。
- D. 密封區、ILW-LL處置單元和斜坑中，襯砌(liners)和套筒(sleeves)的幾何和物理化學特徵。
- E. 帶入處置場的材料其幾何和物理化學特徵，處置場一旦進行封閉後，這些材料將留存在處置場內。

(2) 確保處置場中特定結構的封閉後安全功能

- A. 斜坑和豎井中選擇特定結構，在最終封閉處置場期間，進行垂直和傾斜封閉。
- B. 在連接的斜坑中，選擇特定的結構，在最終封閉期間，進行水平封閉。

2. 工程試驗階段和正常運轉期間的業務

(1) 一般流程

處置場的擴展計畫需要確認實際作業環境的各種設計，包含執行運作驗證組(預封閉的結構、「測試單元」等)，以確保下列事項：

- A. 組件的功能。
- B. 能夠封閉和密封斜坑斜坡。
- C. 執行監測處置結構的能力。

在此階段，有關工業測試階段的報告，將在啟動後大約十年發布。該報

告包含一份關於封閉後安全的初步測試、驗證組、監測結果的報告。監測活動將在正常運轉期間內持續進行。依規定，每次安全審查都會提出處置場運轉和監測的回饋報告。

Cigéo 處置場運轉期間，特別是在定期安全審查期間，將根據最新的可用知識，特別是與設施運轉和監測相關的經驗回饋進行分析，以確保封閉計畫與目標相符，並能夠維持封閉後的安全功能。

工業測試階段，將對一些最佳化途徑進行具體研究。ANDRA 計劃建造一個大型處置場驗證組，以研究 ILW-LL 處置場增建的可能性。如果測試結果令人滿意，在許可的情況下，將在後續階段為某些包件建造依驗證組結果設計的處置單元。其他優化途徑，例如用於擴增 HLW1、HLW2 處置單元，也可以在工業測試階段開始時，透過驗證組進行研究。

(2) 封閉構造驗證組

封閉構造是 Cigéo 處置場封閉後，對於安全至關重要的計畫之一，ANDRA 計劃在 Cigéo 處置場內建造封閉驗證組，特別是在工業測試階段開始時，包含：

- A. 斜坡封閉驗證組。
- B. 斜坑封閉驗證組。
- C. 「水力切斷」封閉驗證組。

這些結構將建於斜坡底部的專用區域(圖 3-6)，其位置可能會隨著研究結果而改變，且將不會用於處置場的作業，主要作用為工業尺度上驗證模擬技術的解決方案之成熟度和有效性，這些方案將在地下設施開發的後續階段實施。

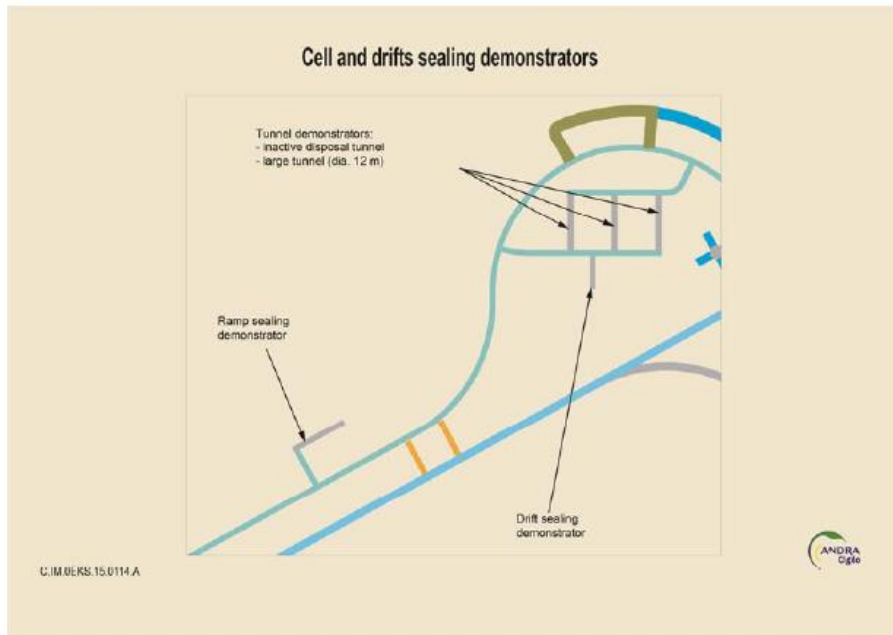


圖 3-6 基本工程設計階段驗證組之配置圖

(3) 參考處置單元

原則上，所有處置場都將配置監控設備，其中「參考處置單元」將額外增設特定的監控設備，這些額外的監控設備將提供額外的資料。工程試驗階段建造的首批 ILW-LL 處置單元中，將挑選兩個處置單元成為「參考處置單元」。此外，工程試驗階段將建造一個「非作業」的 ILW-LL 處置單元，專門用於監測襯頂上被施加的壓力變化。

(4) 結構的檢查和監控

監控程序特別考慮結構設計的關鍵參數，地下設施的某些部分(HLW 和 ILW-LL 處置場、斜坡和豎井等)或特定位置，將成為特定監控的對象。此外，ANDRA 將執行一項非監管性的觀察計畫，以不斷提高對 Cigéo 處置場的了解，特別是優化設施。

(5) 包件的檢查和監控

法國環境法第 L.542-12 條提到包件驗收規範中，包含定性、定量或聲明性要求。這些要求針對初階廢棄物包件，考慮 Cigéo 處置場在運轉期間和封閉後的安全性以及運轉、安全、健康和環境保護要求的結果，並構成 Cigéo

處置場運轉參考文件的一部分。由於 HLW 處置容器的重要性，HLW 初級包件的容器化和蓋子焊接到容器主體期間和之後，將在 Cigéo 處置場內進行檢查，以確保符合法規的要求。將在工廠和 Cigéo 處置場中進行檢測，以盡量降低製造缺陷的風險，檢測潛在的誤差，並對所有焊接部分進行檢查，以確保符合要求。

(6) 初步報告

有關封閉後的安全功能，及其運轉之監控要求，如表 3-1 所示。

表 3-1 封閉後安全的評估監測要求初步清單

封閉後安全功能	檢查地下設施組件	隨時間需要的潛在監控要求
阻止水的循環	密封的周圍岩層中，地表-底部連接的部分	Oxfordian 石灰岩和 Barrois 地層中的水頭場 (Hydraulic head fields)。
	打算密封的 Callovo-Oxfordian 地層中的地表-底部連接部分	- 近場黏土岩，特別是受損黏土岩的特徵(滲透性、孔隙率、裂隙、空間延伸、變形、去飽和)。 - 施加在襯頂的壓力和變形。
	密封的斜坑部分	
	斜坡和斜坑密封驗證組	- 近場黏土岩的特徵，特別是受損的黏土岩(滲透率、孔隙率、斷裂、空間延伸、變形、去飽和)。 - 混凝土力學防護牆的混凝土設置、破裂、應力和變形。 - 岩心和黏土的再飽和(含水量、間隙壓力、應力、變形)。 - 黏土岩心、近場黏土岩和混凝土力學防護牆之間的應力和變形。 - 黏土岩心的應力和變形。 - 密封處和界面處的水流(流量)。
限制放射性核種和有毒元素的釋放，並將留在處置場中	ILW-LL處置單元	- 單元內的環境條件：溫度、濕度和液態水。 - 包件的變形、運動和物理化學狀態。 - 處置單元變形。
	HLW 處置單元和 HLW處置廢棄物包件	- 單元內的環境條件：溫度、濕度、液態水、O₂ 和 H₂。 - 處置單元源頭收集的液態水之化學成分。

		• 高放廢棄物處置單元周圍斜坑進水的濕氣痕跡，特別是在處置單元和黏土岩之間的界面處。 • 套筒(sleeves)和廢棄物包件的變形。 • 容器的腐蝕狀態，特別是局部腐蝕區域。
遲滯和減輕放射性物質和有毒元素的傳輸	地下設施、Callovo-Oxfordian地層	• 近場黏土岩，特別是受損黏土岩的特徵(滲透率、孔隙率、破裂、變形等)。 • Oxfordian石灰岩層中，廢棄物之放射性核種和有毒元素。 • Oxfordian石灰岩層中的水頭場。
保護黏土岩特徵的有利性	• ILW-LL 斜坑和處置單元 • HLW處置單元	近場黏土岩，特別是受損黏土岩的特徵(滲透率、孔隙度、斷裂、變形、氧化、溫度、間隙壓力和總應力等)。
	地質介質	• Oxfordian石灰岩層和地表-底部連接結構周圍以及處置場的水頭場。 • Oxfordian石灰岩的溫度，尤其是在放熱廢棄物部分。 • Callovo-Oxfordian地層近地表-底部連接結構和地下設施結構的間隙壓力場。 • HLW剖面結構附近Callovo-Oxfordian地層的溫度場。

3. 封閉後檢查和監測

設施封閉後，任何仍在使用的監測設備將受到限制，不得干擾處置設施或 Callovo-Oxfordian 地層，以確保被動安全。在此階段，主要對地下設施使用非侵入式地面技術(地球物理學等)。處置構造內的測量值可以透過無線傳輸到地表，例如處置岩體之水力負載(hydraulic loads)可間接驗證處置場之結構是否有發揮其功能。將在運轉階段設置封閉後監測設備，以便與運轉階段監測設備獲得的資料進行交叉核對。

4. 觀察(補充的監測手段)

ANDRA 將開展一項觀察計畫，該計畫非監管為目的，且將持續修正科學和技術知識，特別是針對優化 Cigéo 處置場，這些觀察將補充已從前期研究中獲得的資料。其目的如下：

- (1) 有關地下設施開發及逐步的封閉可提供決策者相關資訊。
- (2) 監測過程的變化可增加長期安全性評估的信心。
- (3) 更準確評估設計餘裕，以優化未來的設計。

3.1.4 Cigéo 處置場的運轉

1. 運轉的一般原則

一般原則包含以下幾點：

- (1) 基本核裝置及其運轉(即與包件的接收和處置、新處置單元的建造、裝置的維護和環境監測相關的所有活動，均符合適用的技術和法規的要求)；
- (2) 設施內人員和貨物的安全；
- (3) 考慮組織和人為因素相關的風險；
- (4) 當地政府的配合。

為滿足以上運轉的一般原則，場址管理員將利用處置場之五個功能，滿足運轉的一般原則，包含運轉功能、客戶窗口功能、工程/建築功能、品保、健康、保安、安全和環境功能，以及支援功能，細述如下。

2. 運轉功能

運轉功能包括生產和維護功能，由管理生產主管和維護主管的運轉經理負責，確保在適當的級別考慮運轉和維護要求，以便制定處置計畫，並保持生產設備處於運轉狀態。運轉功能說明如下：

- (1) 生產功能：控制ILW-LL和HLW廢棄物包件處置和其處置過程，廢棄物包件處置過程由處置場之運轉團隊控制。
- (2) 運轉支持：功能涵蓋與運轉活動直接或間接交互的生產所需的所有任務。運轉支持包含如下：
 - A. 處置容器的管理(規格、訂單、採購等)；
 - B. 運輸文件管理；

- C. 交付計畫部；
 - D. 值班及公用事業管理部門；
 - E. 運轉方法部；
 - F. 運轉廢棄物管理；
 - G. 構建/操作界面的修改。
- (3) 維護功能：負責維持不同設施在運轉狀態下的生產能力，由需要特殊技術和手工勞動的職業和專業的組織支持，維護包含電力(高壓/低壓電源電路)；通訊及保安系統(對講機、影像監控、電話、SSI等)；機械及機電系統；自動化、儀表及控制系統；水力及氣動系統；加熱、通風和空調；鍋爐製造、管道工程、木工及鎖匠。維護方式包含如下：
- A. 預防性維護，包括進行規範的定期檢查和維修，或確保相關設備的品質參數；
 - B. 預測性維護，包括在分析某些監測參數後啟動維護作業，以避免發生故障使生產的控制功能中斷；
 - C. 修復性維護，包括進行維修使設備在發生故障後恢復運轉；
- (4) 公用事業服務控制：分配給公用事業服務控制業務的生產、維護團隊，在公用事業大樓內的控制室進行作業。

3. 客戶窗口功能

(1) 廢棄物包件管理

廢棄物包件的管理是 Cigéo 作業人員執行「作業人員功能」和「客戶界面功能」的核心業務，結合 ANDRA 和廢棄物生產者之間的協議，以組織和授權 Cigéo 場址接收包件所必需的業務(從接收廢棄物包件至最終放置在處置單元中)。

(2) 驗收過程

該過程使 Cigéo 運轉商能夠在整個運轉期間，根據一般運轉規則管理廢棄物包件。驗收流程基於以下包件管控規定：

- A. 證明廢棄物產生者提供的包件符合驗收規範的文件。這些文件可以基於生產規範、過程描述、包件特性聲明、過程和廢棄物包件控制計畫；

- B. 隨機包件檢查；
- C. 收到包件後，在Cigéo處置場進行檢查；
- D. 技術測試；
- E. ANDRA監測生產商的廢棄物產生和包件處置地點；
- F. 審計。

假設檢測不合格，ANDRA 將以(i)嚴重程度和(ii)相關包件的數量分析其不合格的性質。根據分析結果和檢測過程進行以下作業：

- A. 要求生產者更正偏差；
- B. 暫停目前正在進行的裝運計畫；
- C. 在Cigéo處理包件；
- D. 對違規行為進行調查後，並於修正後銷案；
- E. 將包件退還給生產商。

透過以上驗收過程，以確保下列項目：

- A. 廢棄物包件符合所採用的處置方案；
- B. 無論在組織條款和規定方面，使處置中心的廢棄物包件品質控制規定能滿足生產者執行品質控制過程的可變性；
- C. 滿足ASN對廢棄物包件的要求；
- D. 追蹤所有發出或接收的資訊；
- E. 組織包件流程以適應由生產商和處置中心協調確定的交貨時間表；
- F. 控制製程成本。

4. 工程/建築功能

工程/施工功能定義工程和設備的技術規範，確保供應商的技術管理，如控制工程按時、按成本正確完成、按照運轉預期，以及要求試運轉和移交「新設施」。

5. 品保、健康、保安、安全和環境功能

不同的功能結合了以下項目：

- (1) 品保：與該機構的品保部門一起制定Cigéo品保政策。建立並確保各種

內部和外部參與者對綜合管理系統的應用。包含製作和更新相關文件、監控改進指標和進度。

- (2) 安全：控制風險並管理為預防事故和減輕事故影響而採取的所有技術規定和組織措施。包括輻射防護、預防和阻止入侵行為。
- (3) 健康：員工的醫療監督、醫療檢查和分析的管理、工廠周圍的健康監測。
- (4) 保安：建造和運轉階段制定機構的安全政策。設定目標並定義實現職業安全承諾的過程。包含制定和管理工人安全政策、核材料追蹤和核算。
- (5) 環境：管理環境政策包含控制施工和運轉期間的環境影響；進行抽樣、分析和評估，以及向當地政府說明相關事項。
- (6) 輻射防護：人員的輻射管制和監測、設施的劑量測定和活度測量設備的管理、廢棄物的輻射偵檢、環境採樣和分析。

6. 支援功能

支援功能包括各個部門(採購、會計/財務、管理控制、法律和資訊系統)，以確保 ANDRA 的行政和財務管理。主要負責執行控制機構的整體管理，確保與商業法、保險、城市規劃和核事務相關的所有法律遵循，以運轉、維護和開發資訊系統並確保電腦系統的安全。本功能還包括人力資源，結合「公司」功能，並執行機構的人力資源政策。

3.1.5 封閉後的 Cigéo 處置場

本節說明 Cigéo 處置場的地下建築、HLW 和 ILW-LL 廢棄物處置區和處置單元，以及封閉結構的設計方案，以符合封閉後安全功能的要求。依據安全功能和安全原則，高放射性廢棄物(HLW0、HLW1-HLW2)和 ILW-LL 廢棄物的地下處置區，其尺寸依據待處置的包件數量和高放廢棄物的衰變熱而定。

地下處置場包含 1 個 ILW-LL 處置區、1 個 HLW0 處置區，HLW1-HLW2 處置區由 6 個區塊組成。連接通道將處置場的地表及底部各個空間相連，連接通道的尺寸(特別是數量和直徑)首先要滿足運轉需求(處置單元的建造、廢棄物包件的轉移、運轉中的工程和核能安全)。連接通道的設計還須滿足封閉後安全功能和安全原則相關的要求。

處置場之整體架構針對封閉後放射性核種和有毒化學品進行圍堵，Cigéo 處

置場整體地下建築需滿足「阻止水循環」和「延緩和減弱放射性核種和有毒化學物質的傳輸」兩個重要的功能，相關的設計和要求如下所述。

1. 「阻止水循環」功能的設計

首先，透過處置地層的特性，特別是其低滲透性和低垂直水力梯度，針對流經處置場的水進行控制。再者，透過 Cigéo 處置場的地下建築限制排水能力的設計，避免有利於水流動的結構(豎井、坡道、通道)相連。設計重點如下：

(1) 將地表-底部連接分組

- A. 豎井和斜坡底部將集中在同一區域，且佔地面積有限，以避免可能產生優先水力梯度的配置，進一步增加結構中的水循環(圖3-7)。
- B. 豎井和斜坡位於垂直水力梯度非常低或為零的區域，進一步限制處置場的潛在排水效應。

(2) 阻隔處置區

每個處置區相互阻隔，每個處置區的入口數量少且集中，減少了每個處置區內的平行流動。

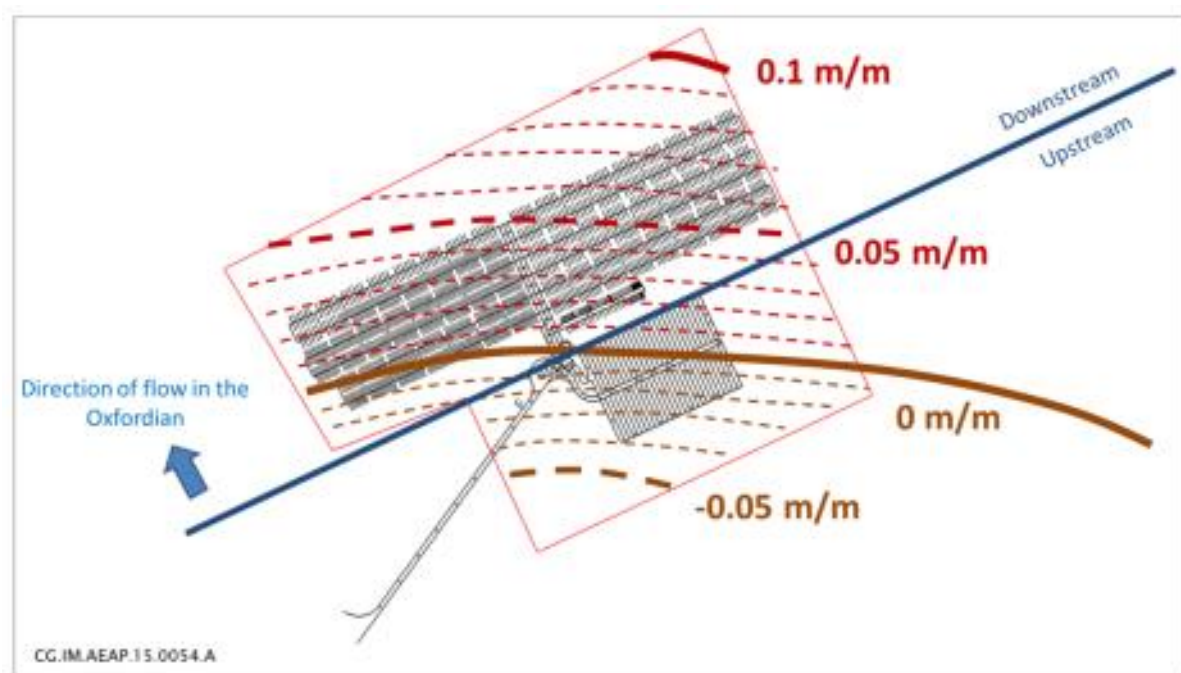


圖 3-7 ZIRA 中觀測到的地下設施終端位置和水力梯度

2. 「延遲和減弱傳輸」功能的設計

為了延遲和減弱放射性核種和有毒化學物質的傳輸，採取兩種類型的建築措施：

(1) 延遲和減弱放射性核種縱向流動的幾何特性

處置區內，考慮到技術限制，處置單元盡可能以長條形設計，每個處置區的長度有助於延遲和減弱放射性核種向連接通道的縱向流動，處置區長度越長，核種有毒物質離開各區域，並到達主要連接通道之比例越低。

(2) 保持未受干擾的處置岩體厚度，以最大限度地延遲和減弱放射性核種和有毒化學品的溶質傳輸

擴散是處置地層的主要溶質傳輸過程，與(i)水的低滲透性、(ii)低擴散特性和(iii)低水力梯度有關。因此，處置岩體越厚，溶質傳輸就越緩慢與延遲。設施設計方面，主要保持結構上方和下方處置岩體的最大厚度位置。

3. 干擾管理

有些廢棄物會對處置系統造成熱和化學擾動。由於廢棄物的多樣性，因此要求將各處置區進行區隔，並透過未受擾動的處置岩體進行分隔，減少相互作用及其對放射性核種釋放和傳輸的影響，並有利於處置場每個區域的演化過程進行建模。關於廢棄物引起的熱擾動，ANDRA 定義整體地下設施的架構，根據廢棄物包件的熱擾動特性，將廢棄物包件隔離至專用處置區，確保放熱廢棄物處置區和容納非(或輕微)放熱廢棄物處置區之間幾乎完全分離。Cigéo 處置場的處置區分配如下(圖 3-8)：

- 位於 ZIRA 北側：專門用於處置高放熱高放廢棄物(HLW1-HLW2 廢棄物)的區域；
- ZIRA 東南側：非放熱或微放熱 ILW-LL 廢棄物專用處置區；
- HLW1-HLW2 和 ILW-LL 之間：設有專門處置中度放熱高放廢棄物(HLW0 廢棄物)的處置區。

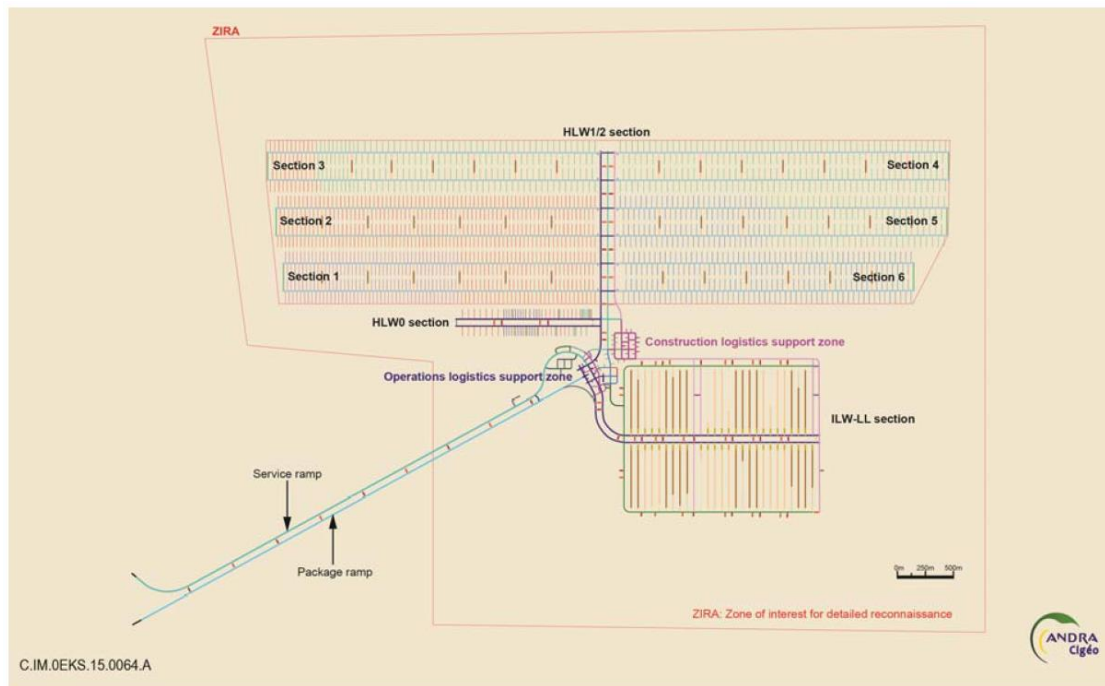


圖 3-8 Cigéo 處置場最終封閉時地下建築的基本工程設計階段示意圖

由廢棄物引起的化學擾動主要包含：(i)含有機化合物 ILW-LL 廢棄物的劣化，以及混凝土中的添加劑引起的有機擾動；(ii)含鹽 ILW-LL 廢棄物引起的鹽水擾動；(iii)其他擾動，例如：地下處置場結構的建設和運轉，以及使用建材(鋼和混凝土)的退化。主要的擾動對封閉後安全功能的影響說明如下：

(1) 鐵鏽蝕和輻射分解產生的氣體造成的擾動

主要來源包含初級廢棄物包件、處置容器和地下設施結構在封閉後缺氧條件下腐蝕產生氫氣。輻射分解產生的氣體主要是 ILW-LL 廢棄物中的有機材料。ANDRA 沒有針對氣體定義任何特定的封閉後安全功能，但會檢查 Cigéo 處置場之安全特性是否在這種擾動的情況下得以保持。目的是確保：(i)氣體不會影響各個處置系統的特性，特別是處置區周圍未受擾動的處置岩體(例如：由於高壓而導致岩體破裂)；(ii)氣體傳輸路徑不會使處置系統與生物圈連通。

(2) 運轉階段空氣中的氧氣引起的氧化擾動

處置場運轉期間，因開挖及其通風導致氧氣滲透到處置岩體中。在這種環境中，氧化反應可以局部改變地球化學條件，例如改變裂隙水成分以及與

某些礦物(如黃鐵礦)的反應，並導致細部結構改變。這些反應導致離子強度增加、pH 值降低和氧化還原電位增加。經評估發現，氧化擾動僅限於受損的處置岩體。其對處置岩體中的傳輸、遲滯和溶解度特性的影響有限，並且在整個處置區的岩體尺度可以忽略不計，主要原因為：

- 擾動範圍有限；
- 鹽度增加和礦物學轉換效應的有限性；
- 水體 pH 值降低作用的短暫性。

(3) 混凝土劣化引起的鹼擾動

地表-底部連接、通道和 ILW-LL 處置單元的襯砌由水泥材料組成，其劣化時會產生鹼性液體。根據實驗和數值模擬結果顯示，導致襯砌接觸的再礦化，以及輕微的擾動，是由於裂隙水中的 pH 值增加所致。但這些擾動僅限於處置場周圍受損的處置岩體，並且不會影響未受擾動處置地層。

3.2 加拿大 NWMO 報告

3.2.1 假設場址描述

本章目的是描述在加拿大地盾(Canada Shield)中假設一個結晶岩場址的特徵。此一描述是根據特定地點的地表和地下調查資料，目的在提供資訊以支持說明性的安全評估，其重點是展示一種評估結晶地層中深 500 m 的核廢料地質處置場封閉後的安全評估方法論。

以下描述一個假設結晶岩場址的地質圖模型，包括：場址地質、地表特徵(地形和水文)、水文地質和地化條件。

1. 描述性地質場址模型

- 地質描述

該場址地質是定義由厚度 10 m 的沉積層覆蓋在加拿大地盾的結晶岩上，地盾是由多種火成岩和變質岩類型組成。本研究案例主要的結晶岩由花崗岩及閃長岩組成。本案為研究目的將地質分成三個岩盤滲透區和三破碎帶：淺層、中層和深層。

- 地表特徵

本研究區是選地盾中一面積 5734 km² 的區域及其水系，其中提供作為此一封閉後安全評估區域的地形及地表水文如下圖 3-9 所示。

- 離散裂隙網絡

圖 3-3 為本案例在加拿大地盾中的一個裂隙網絡模型，該裂隙網絡是基於地表線型數據與地表排水系的統計參數而建立，該裂隙網絡包括長度大於 500 m 的所有裂隙，該裂隙網絡模型是使用 NWMO 最新一代裂隙網絡建模程式 MoFrac 所重建。

在本研究案例中，應用於地下 500 m 處之水文數值模型的破裂帶元素分布如圖 3-11 所示，其裂隙網絡是由長幾百公尺內的大量特徵構造所交錯組成。

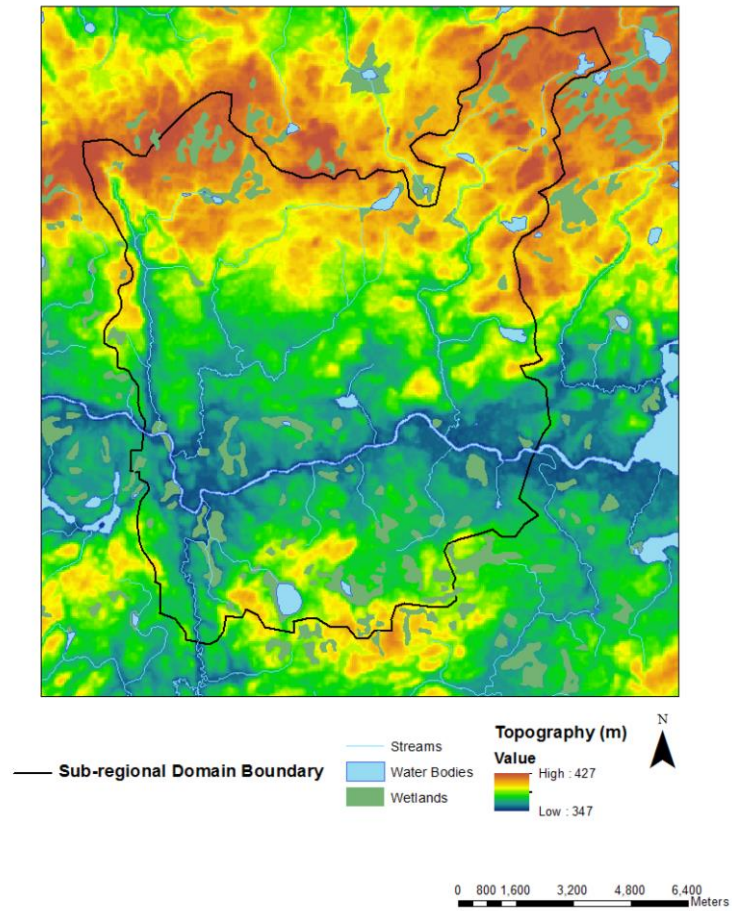


圖 3-9 加拿大地盾局部區域之地形及地表水文

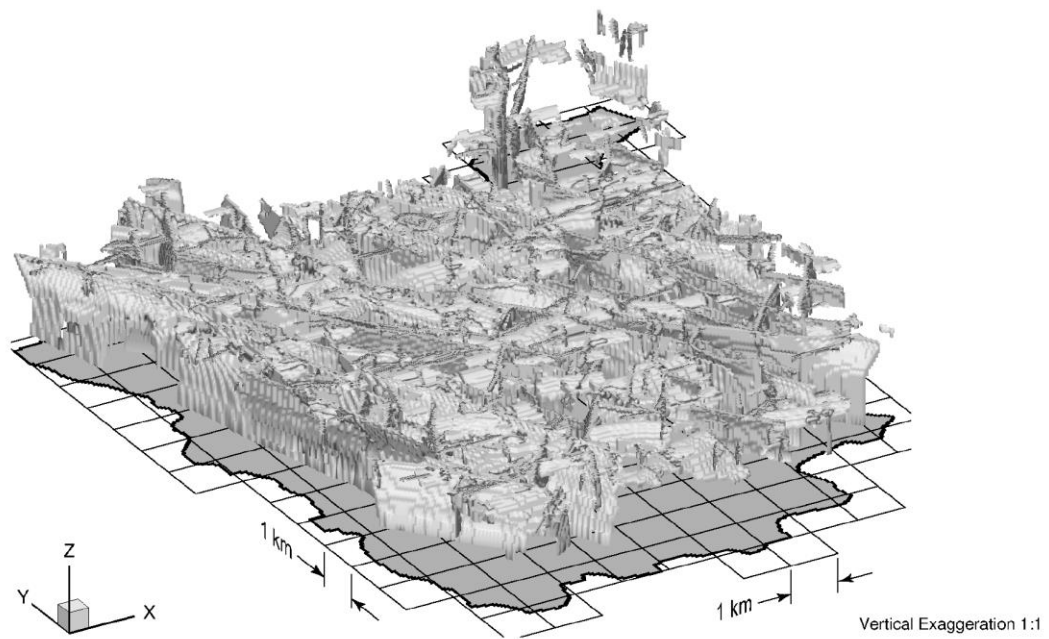
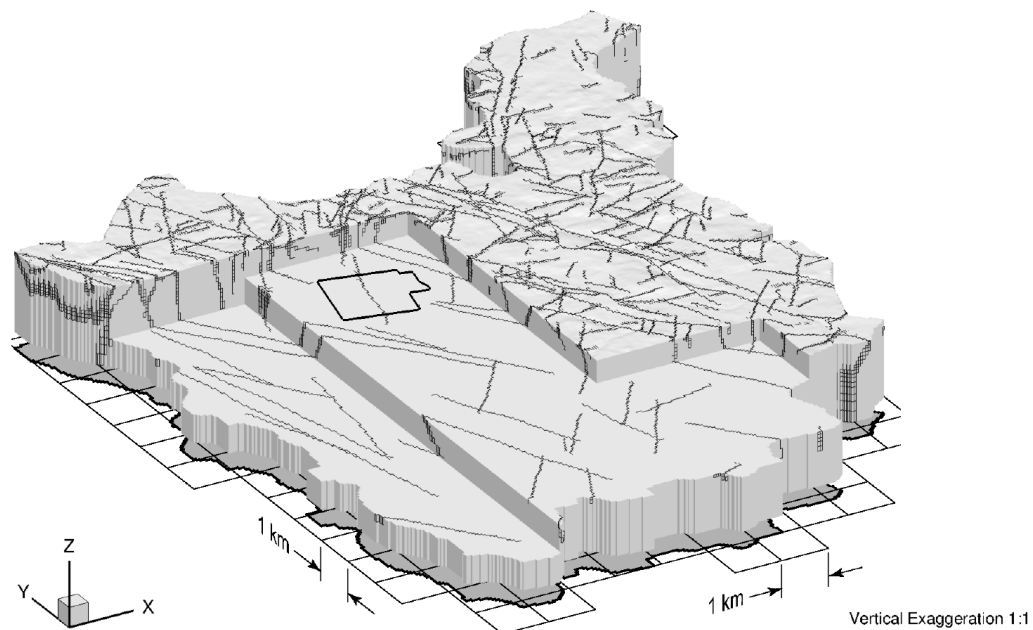


圖 3-10 裂隙網絡模型之元素



Note: Cut away sections are at 500 metres below ground surface (mBGS) and 1000 mBGS.

圖 3-11 在深度 500 ~ 1000 m 間之破裂帶分布

2. 描述性水文地質場址模型

影響地下水流動的關鍵因素包括滲透性場(由岩石基質、不連續性結構組成)的性質、空間變異性與異向異性。水力梯度的方向與大小，是由地形和流體密度空間差異以及其水力邊界條件所產生。由於地形起伏低，加拿大地盾的水力梯度通常約為 10^{-3} 。在較長的時間尺度上，外部擾動例如冰帽載重及永久凍土會影響地下水系統的演變。

本研究中考慮的特定結晶岩場址的水文地質系統，包括既有裂隙的系統，本節描述了概念性水文地質模型，包括地下水系統及其水力參數的資訊。

(1) 地下水系統

在假設的加拿大地盾場址中，考慮了三個地下水系統：淺層、中層和深層。這些系統是透過在 Atikokan 和 Whiteshell 研究區觀察到的岩體水力傳導性以及地下水的總溶解固體濃度(TDS)及氧化還原條件。三個地下水系統的主要特徵如下：

- 淺層地下水系統(0 - 150 mBGS)

地表附近的淺層地下水系統主要由局部及次區域尺度的地形變化所驅動。在這個系統中，地下水的流動速率部分反映了近地表垂直和水平破裂帶

不均勻的三維分布網絡。以雨水或融雪形式出現的水會從地勢高處的裂縫中滲透來補給地下水系統。淺層區地下水的速度導致以平流方式來主導污染物傳輸過程。地下水在淺層區域補注與排放的平均時間通常不到 1,000 年。淺層地下水區的地下水是淡水與富含氧氣的，TDS 濃度較低。

- 中層地下水系統(150 – 700 mBGS)

隨著深度的增加，中間層地下水系統中地下水從淡水與富含氧氣的狀態轉變為更加礦化及化學還原的狀態。在本假設地點，從氧化條件到還原條件的轉變發生在 150 mBGS 左右。在中層地下水系統中，低滲透性的岩石往往會降低其質量傳輸速率。

- 深層地下水系統(>700 mBGS)

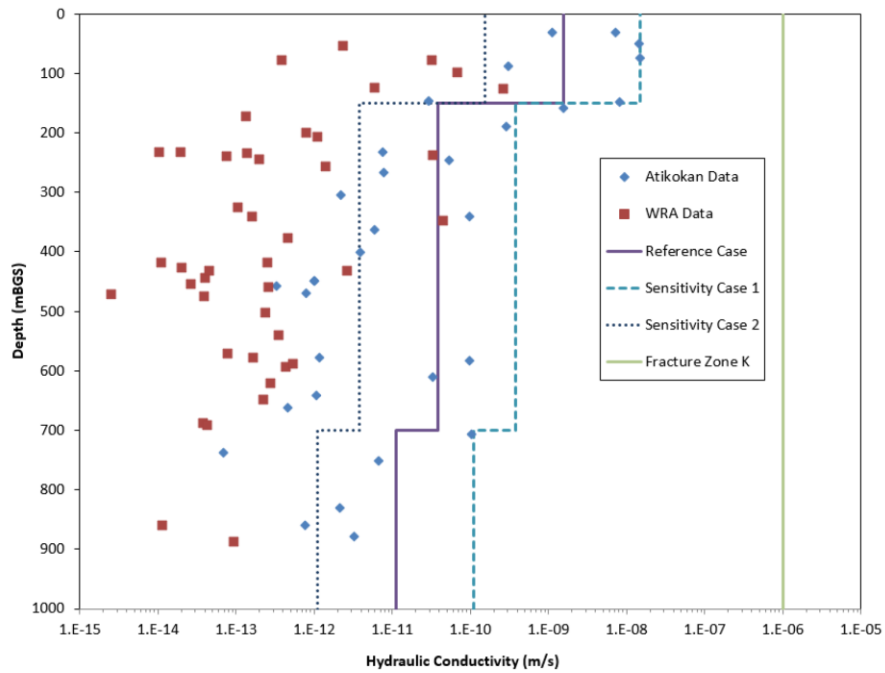
對比於淺層及中層地下水區，深層系統的地下水具有更高的 TDS 濃度，因此流體的密度更高，流體密度增加將影響地下水系統內的能量梯度，以及淺層/中層及深層地下水間的垂直向上移動。

淺層系統與深層系統間的過渡地帶與岩體中離散裂隙及破裂帶的出現、頻率、相互連接程度有關。在越深區域，隨著裂隙結構頻率及相互連接性的減低，岩體的水力傳導係數越趨於降低。

(2) 水力參數

在加拿大地盾中，根據岩體數據可觀察到導水性與深度分布可被分為三個深度範圍，且破裂帶的導水性對深層地下水系統的發育與演化有很大影響。Normani 等人曾根據在 Whiteshell 研究區及芬蘭 Olkiluoto 場址的現場數據，建立了破裂帶滲透率與深度關係的剖面。破裂帶的導水性從地表的 10^{-6} m/s 到深度 700 m 以上的 10^{-9} m/s 不等。於本研究案例破裂帶水力傳導係數的參考值取為 10^{-6} m/s(≈ 30 m/a)並且與深度無關。

圖 3-12 中繪製參考案例岩體及破裂帶水力傳導係數與深度的關係。表 3-2 則提供假設場址的關鍵水力參數(水力傳導性、流體密度、岩石孔隙度、有效擴散係數等等)。在地表以下 500 m 處，處置場周圍岩體的參考水力傳導係數是假設為 4×10^{-11} m/s(≈ 0.001 m/a)。



Note: WRA data are from Stevenson et al. (1996). Atikokan data are from Ophori and Chan (1996).

圖 3-12 岩體及破裂帶之水力傳導係數深度分布圖

表 3-2 三個滲透區域的水文地質參數

Zone	Layer	Depth (mBGS)	Thickness (m)	Conductivity (m/s)			Bulk Density (kg/m ³) ²	Porosity ³ (-)	Specific Storage (m ⁻¹)	Effective Diffusion (m ² /s)	Redox Conditions
				Ref. Case	Sens. Case 1	Sens. Case 2 ¹					
Shallow Groundwater Zone	Sediment	0 – 10	0 – 10	1x10 ⁻⁵	1x10 ⁻⁵	1x10 ⁻⁵	1250	0.5	1x10 ⁻⁷	1x10 ⁻¹²	Oxidizing
	Overburden	0 – 10	0 – 10	1x10 ⁻⁸	1x10 ⁻⁸	1x10 ⁻⁸	1537	0.42			
	Rock mass permeability Zone 1	10 – 150	140	2x10 ⁻⁹	2x10 ⁻⁸	2x10 ⁻¹⁰	2700	0.003			
	Shallow Fracture Zone	10 – 150	150	1x10 ⁻⁶			2400	0.1			
Intermediate Groundwater Zone	Rock mass permeability Zone 2	150 – 700	550	4x10 ⁻¹¹	4x10 ⁻¹⁰	4x10 ⁻¹²	2700	0.003	1x10 ⁻⁷	1x10 ⁻¹²	Reducing
	Intermediate Fracture Zone	150 – 700	550	1x10 ⁻⁶			2400	0.1			
Deep Groundwater Zone	Rock mass permeability Zone 3	700 – 1500	800	1x10 ⁻¹¹	1x10 ⁻¹⁰	1x10 ⁻¹²	2700	0.003	1x10 ⁻⁷	1x10 ⁻¹²	Reducing
	Deep Fracture Zone	700 – 1500	800	1x10 ⁻⁶			2400	0.1			

Notes: 1) Sensitivity Case 2 is not reported as the decrease in rock mass hydraulic conductivity by an order-of-magnitude will act to improve geosphere stability.
2) Bulk density values taken from Davison et al. (1994), App. D.
3) The porosity value of 0.003 represents the rock matrix porosity. The porosity value of 0.1 represents the porosity of the fracture zone. Porosity values taken from Davison et al. (1994), App. D. Effective diffusion coefficient for Iodide taken from Vilks et al. (2004).

3. 描述性地球化學場址模型

加拿大地盾結晶岩的地下水化學性質顯示與沿河流流徑的深度或距離有關，在地盾內有兩個主要的地下水系統：淺層的淡水系統(0 – 150 m)及地下水鹽度漸增的深層系統。在特定地點的任何潛在處置場址須劃定不同地下水系統特徵與範圍。在低溫環境下，花崗岩中主要礦物的溶解速率非常低。花崗岩之地下水中最豐富的化學成分是陽離子 Ca、Na 和 Mg，以及陰離子 HCO_3 、 SO_4 、Cl。地下水地化性質隨著時間與空間的變化，通過岩-水交互作用、與系統中其他水的混合以及微生物的反應而發生變化。

4. 描述性地質力學場址模型

(1) 岩體強度

本概念性處置場假設在深 500 m 的花崗質結晶岩是均質且等向性的。在地質力學分析中，常需提供完整岩石的應力應變參數，例如單軸抗壓強度(UCS)、彈性模數和柏松比，可用於檢查花崗岩損傷的發展、選擇合適的岩石長期岩石強度。本案例假設初始破裂應力及損傷應力分別為 UCS 的 40%及 85%。其所採用完整岩石與岩體強度特性分別列於表 3-3 及表 3-4；花崗岩體的熱力學性質則見於表 3-5。

表 3-3 加拿大地盾場址花崗岩完整岩石之性質

Property	Value
UCS	210 MPa
Young's Modulus	45 GPa
Poisson's Ratio	0.25
Density	2700 kg/m ³

Note: Properties are from Itasca (2015).

表 3-4 加拿大地盾場址花崗岩體之性質

Property	Value
Rock Mass Peak UCS	105 MPa
Cohesion	14 MPa
Friction Angle	59°
Tensile Strength	1.7 MPa

Note: Properties are from Itasca (2015).

表 3-5 花崗岩體之熱力性質

Property	Value
Thermal Conductivity	3.00 Wm/K
Specific Heat Capacity	845 J/kgK
Linear Coefficient of Thermal Expansion	10^{-5} 1/K

Note: Properties are from Itasca (2015).

(2) 現地應力

加拿大地盾的現地應力狀況可分為三個區位，見表 3-6：(區域 3)在未擾動區的局部應力可直接反映處置深度的初始應力，而在(區域 1)地表附近是受到擾動帶應力，在兩者間有一過渡區(區域 2)。因此，有必要定義區域 1 和區域 3 的厚度與其應力值、以及過渡區域的預期性質。

表 3-6 地盾中三個區位現地應力狀態

Domain	Depth range (m)	Stresses
1	0 – 300	$\sigma_H = 0.071 \text{ MPa/m} + 5.768 \text{ MPa}$ $\sigma_h = 0.043 \text{ MPa/m} + 3.287 \text{ MPa}$ $\sigma_v = 0.034 \text{ MPa/m}$
2	300 – 600	stresses assumed to increase linearly from values at base of Domain 1 to values corresponding to top of Domain 3.
3	600 - 1500	$\sigma_H = 0.026 \text{ MPa/m} + 23.636 \text{ MPa}$ $\sigma_h = 0.016 \text{ MPa/m} + 17.104 \text{ MPa}$ $\sigma_v = 0.020 \text{ MPa/m} + 1.066 \text{ MPa}$

5. 總結與結論

本章描述加拿大地盾一個假設結晶場址的地質圈參數資料，通過 22 個敏感性案例，探索溫帶和冰川條件下的地下水系統行為。描述水文地質區域分為：淺層(0 – 150 m)、中層(150 – 700 m)和深層(700 – 1500 m)三個地下水系統。透過觀察岩體水力傳導性及地下水總溶解固體物(TDS)濃度和氧化還原條件來識別。淺層地下水區：出現在上層 150 m 處，由冰川沉積物組成，覆蓋在相對滲透性較高的裂隙岩體上。在淺層系統中，地下水被認為是淡水且富含氧氣。中間地下水系統是一個過渡帶，其中地下水逐漸礦化並隨著深度的增加而減少。在深層地下水

系統中：地下水條件是鹹水和還原水，隨著深度增加，鹽度普遍增加，岩體水力傳導係數則降低，致使地下水系統穩定性在與處置場安全相關的時間範圍內得到改善。

對於假設參考案例，淺層地下水系統是平流的，而在更深處，低滲透性岩體與裂隙網絡的連通性降低了傳輸速率。在中間層及深層地下水系統內的鹽度梯度，可進一步穩定地下水系統。岩體水力傳導性在對控制深度 MLEs(mean life expectancy, 指預期的平均傳輸時間)方面具有重要的作用，對一離散裂隙網絡 (DFN)，破碎的水力傳導率之降低將導致 MLE 的增加。

3.2.2 處置設施概念設計

1. 用過燃料特性

鑑於 CANDU 燃料棒在加拿大中期儲存設施之數量最多，被該報告選為代表燃料束進行分析。現階段之處置設施規劃處置 460 萬束燃料棒，此數量略高於加拿大目前預期產生之用過核子燃料總數 5%。同時，假設所有的評估之用過核子燃料束均已退出反應爐 30 年。最常見之 CANDU 燃料束包含 37 個燃料丸，每一個燃料丸直徑約 13.1 mm，長度約為 486 mm。燃料束重約 23.9 kg，其中二氧化鈾約為 21.7 kg，鋯合金約為 2.2 kg。燃料棒幾何特性如圖 3-13 所示。

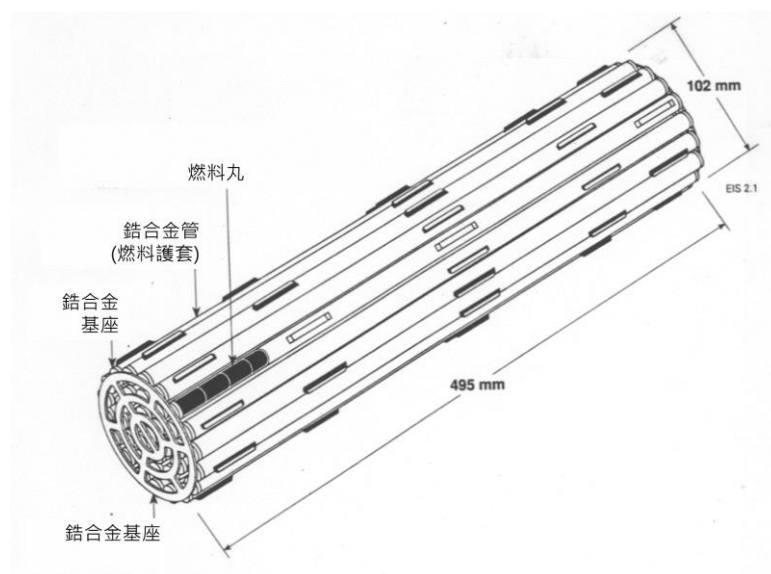


圖 3-13 典型的 CANDU 燃料棒幾何特性

燃耗值用於表示燃料棒仍在反應爐中所產生之總能量，燃料棒放射性活度、產熱率與核種組成均取決於燃耗值。統計至 2012 年於中期貯存設施內之燃料棒燃耗值，約有 95% 為 254 MWh/kgU、中值約為 192 MWh/kgU、極端值可高達 7062 MWh/kgU。若以每十年為一個統計區間，95% 約介於 224 MWh/kgU ~ 286 MWh/kgU 之間。功率則以統計之中間值設定為 455 kw/束。基於此統計特性，該報告於涉及評估“少量”用過核子燃料之情境時，採用燃耗值 280 MWh/kgU 與最大線性功率為 455 kw/束。於涉及評估“大量”用過核子燃料之情境時，採用燃耗值 220 MWh/kgU 與最大線性功率為 455 kw/束。

2. 輻射照射效應

燃料丸在輻射照射過程中會產生微觀結構變化，在線性功率高於 50 kw/m 時，伴隨晶粒生長將會使大量的燒結孔率消失，在晶粒間形成明顯之裂變氣泡與氣體通道，同時亦會在晶界處形成小金屬顆粒。相較於新的燃料束，用過核子燃料束約會產生重量 2% 之新元素，包括裂變產物、活化產物與鈾以外之鈾系元素。其中，超過 95% 將停留在非常靠近其生成晶體周邊位置。

燃料護套是由超過 98% 的鋁與約 1.5% 的錫組成，另含有其他雜質成分。燃料護套具有細晶體材料覆層可在輻射照射過程中維持較低溫度，使得鋁合金中的活化產物無法從其生成位置產生明顯的擴散位移，可視為均勻分布於金屬中。中子活化產物如 C-14、Ni-59 與 Ni-63，其生成濃度約低於 1 mg/ kg 的錫重量。整體概念如圖 3-14 所示。

在反應爐一次冷卻系統迴路中形成之腐蝕產物會沉積在反應爐中的燃料束表面，部分腐蝕產物可能會被中子活化。此外，有缺陷的燃料束可能釋放出裂變產物與燃料粉末顆粒，這些物質也有可能沉積在燃料束表面。雖然這些表面沉積物亦為放射性核種來源，但該報告認為其數量過低，故不納入安全評估之中。

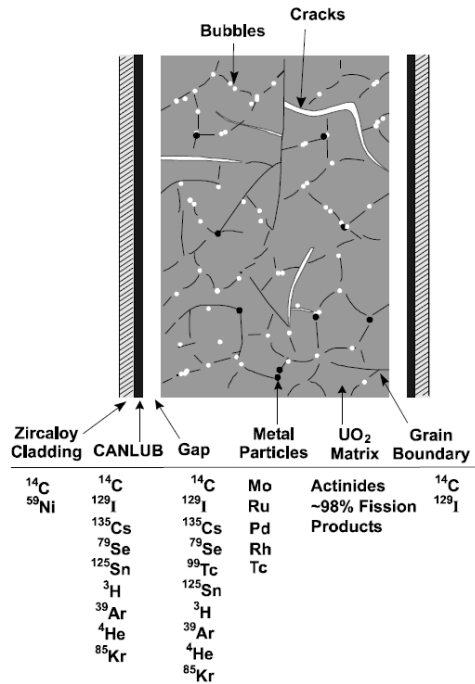


圖 3-14 燃料元件中的裂變產物與銅系元素分布概念示意圖

3. 放射性核種清單

由於半衰期特性與高放處置安全評估之時間尺度考量，短半化期核種因在早期即已衰變殆盡，並未納入考量。由於預設所有用過核子燃料棒皆為退出反應爐後 30 年，故於設計核種清單時亦採用衰變 30 年後之時間作為初始值，核種清單是利用平均燃耗計算法求得。由於燃料棒是由燃料束以環狀方式排列組合而成，鄰近之燃料束將互相提供屏蔽作用，導致每一束燃料棒具不同之中子通量與燃耗值。該報告宣稱核種清單已修正過此影響，但無詳細說明。放射性核種清單如表 3-7 所列。

表 3-7 經 30 年衰變後之放射性核種清單

核種	半衰期 [yr]	280 MWh/kgU 清單 [moles/kgU initial]	220 MWh/kgU 清單 [moles/kgU initial]	核種	半衰期 [yr]	280 MWh/kgU 清單 [moles/kgU initial]	220 MWh/kgU 清單 [moles/kgU initial]
Ac-225	2.7380E-02	1.856E-14	1.662E-14	Ra-226	1.6000E+03	2.282E-12	2.354E-12
Ac-227	2.1770E+01	1.872E-11	1.573E-11	Ra-228	5.7500E+00	8.309E-13	8.370E-13
Am-241	4.3260E+02	1.544E-03	1.155E-03	Rn-222	1.0470E-02	1.493E-17	1.541E-17
Bi-210	1.3720E-02	5.225E-18	5.296E-18	Sb-126	3.3810E-02	3.356E-12	2.462E-12
C-14	5.7000E+03	5.600E-06	5.600E-06	Se-79	2.9500E+05	2.216E-05	1.762E-05
Ca-41	1.0200E+05	3.041E-06	2.354E-06	Sn-126	2.3000E+05	7.063E-05	5.182E-05
Cl-36	3.0100E+05	5.423E-06	5.423E-06	Sr-90	2.8790E+01	8.966E-04	7.561E-04
Cs-135	2.3000E+06	3.455E-04	2.675E-04	Tc-99	2.1110E+05	3.021E-03	2.409E-03
I-129	1.5700E+07	5.486E-04	4.228E-04	Th-227	5.1140E-02	4.308E-14	3.620E-14
Np-237	2.1440E+06	2.218E-04	1.708E-04	Th-229	7.3400E+03	5.341E-09	4.783E-09
Pa-231	3.2760E+04	4.473E-08	3.820E-08	Th-230	7.5380E+04	1.571E-08	1.636E-08
Pa-233	7.3850E-02	7.662E-12	5.901E-12	Th-231	2.9110E-03	1.932E-14	2.944E-14
Pb-210	2.2200E+01	8.488E-15	8.604E-15	Th-232	1.4050E+10	2.078E-03	2.095E-03
Pd-107	6.5000E+06	9.866E-04	6.901E-04	Th-234	6.5980E-02	6.074E-11	6.091E-11
Po-210	3.7890E-01	1.443E-16	1.463E-16	U-233	1.5920E+05	4.004E-05	3.608E-05
Pu-239	2.4110E+04	1.152E-02	1.123E-02	U-234	2.4550E+05	2.166E-04	2.089E-04
Pu-240	6.5610E+03	6.788E-03	5.339E-03	U-235	7.0380E+08	4.748E-03	7.238E-03
Pu-242	3.7350E+05	7.773E-04	4.257E-04	U-236	2.3420E+07	3.845E-03	3.501E-03
Ra-223	3.1290E-02	2.669E-14	2.243E-14	U-238	4.4680E+09	4.114E+00	4.125E+00
Ra-225	4.0790E-02	2.747E-14	2.460E-14	---	---	---	---
C-14	5.7000E+03	2.475E-05	1.489E-05	Cl-36	3.0100E+05	1.489E-05	9.860E-06
備註：灰底欄位核種來自於鋁合金，其餘均來自於燃料丸。							

4. 處置設施設計簡介

該計畫所述之高放處置設施包含用於處置用過核子燃料之地下處置設施，以及一些用於服務處置設施興建與運轉所需功能之地面設施。地面設施主要功能是用於接收從核電廠貯存設施運來之用過核子燃料包件並進行容器更換。地下處置設施經由三個垂直豎井連接地面，藉由連通隧道連接所有的處置區域。該計畫以花崗岩為處置母岩規劃之高放處置設施如圖 3-15 所示。處置罐設計具有耐腐蝕之銅質障壁與提供力學支撐之鋼製內容器。在廢料罐傳送至地下處置區域之前，

廢料罐將會被放置在稱為「緩衝箱」之高度壓實之膨潤土塊中。每一個完全組裝好的緩衝箱將被裝入屏蔽傳送箱中，運輸至地下處置區後，將緩衝箱卸載並堆疊於處置區域。

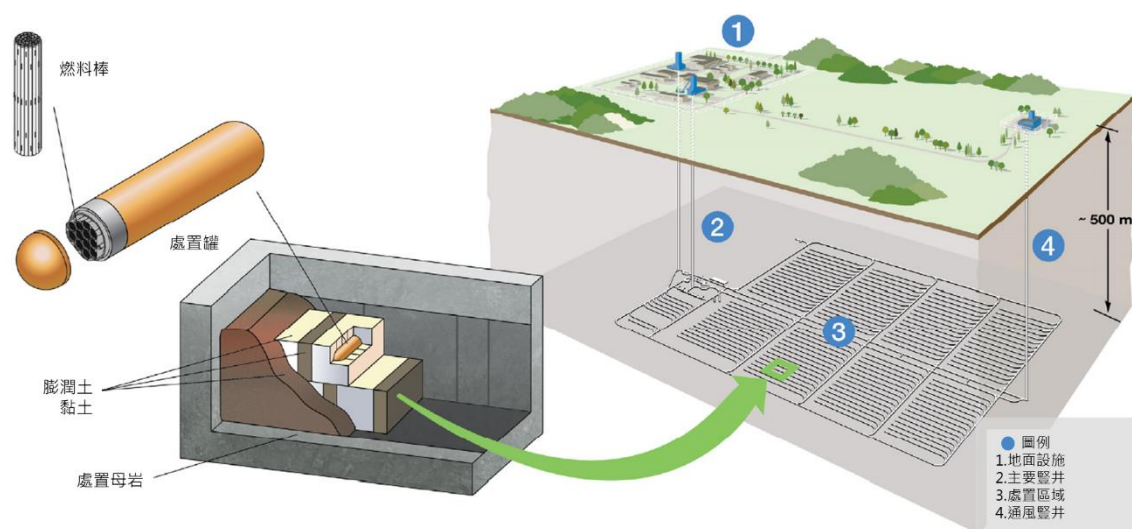


圖 3-15 加拿大高放處置設施設計概念示意圖

西元 2010 年啟動之選址程序仍在進行中，雖然尚未選定場址，但場址概念模型以反應加拿大地盾中發生之花崗岩特性作為處置母岩假設，用以說明處置設施封閉後之長期安全性。兩個關鍵的處置安全目標為：1. 圍阻加拿大用過核子燃料與隔離地表與人類環境，2. 證實設計具被動安全特徵。在該報告的規劃中，被動安全是指處置設施被回填與密封後，就不需要採取進一步的措施來確保其安全。基於該報告之研究目的，假設處置設施將建於地下 500 m 處的花崗岩中。廢料罐、緩衝箱(膨潤土)與處置母岩組成障壁系統，能夠持續的容納與隔離用過核子燃料。此外，另有監控系統用於驗證處置系統安全性，以及具廢料罐可再取出設計為其他設計重點。

5. 處置障壁系統與緩衝箱設計概述

處置障壁系統設計與國際上常見之處置工程設計考量相似，主要是以減少地下水流入與遲滯核種傳輸為考量。廢料罐特性已於前期報告進行說明，主要是以銅質障壁延長圍阻功能時間。容器外側利用膨潤土作為緩衝材料抑制來自環境之物理與化學特性對於廢料罐之影響，處置區域將會進行開挖損傷區控制，並利用

防水設計降低地下水入滲可能性，地下連通坑道也將會利用黏土或瀝青材料進行回填與密封。

膨潤土中的主要礦物相是蒙脫石，具有可膨脹層和高陽離子交換能力。蒙脫石賦予膨潤土最顯著的特性，即當置於淡水中時，它可以膨脹至其原始體積的數倍。在密閉空間中，壓實膨潤土於再飽和過程中，因其遇水膨脹特性，將會對其約束施加相當大的膨脹壓力，除產生緊密的表面接觸，並提供非常有效的密封裂縫能力。膨潤土材料還具有滲透性非常低的優點，減少了廢料罐附近的質量傳輸，並且在高密度下亦為微生物活動提供了不利的環境。

世界各國膨潤土產地之蒙脫石的比例和組成成分具有差異性，會對膨脹與傳輸能力產生影響。以鈉為主要可交換陽離子成分之膨潤土，通常具有最大的膨脹與密封能力。膨潤土亦會包含一些不會膨脹的材料，如伊利石、石英、長石與方解石等。

工程障壁單元中以緩衝箱設計較為特別，其相關設計考量說明如下：

- 高度壓實的膨潤土將用於製作緩衝箱，可將廢料罐完全包覆，如圖 3-16 所示，此外，亦將用於製造回填與密封處置區域之組件，各類產品將因應應用差異而具有不同尺寸與特性，如表 3-8 所列。

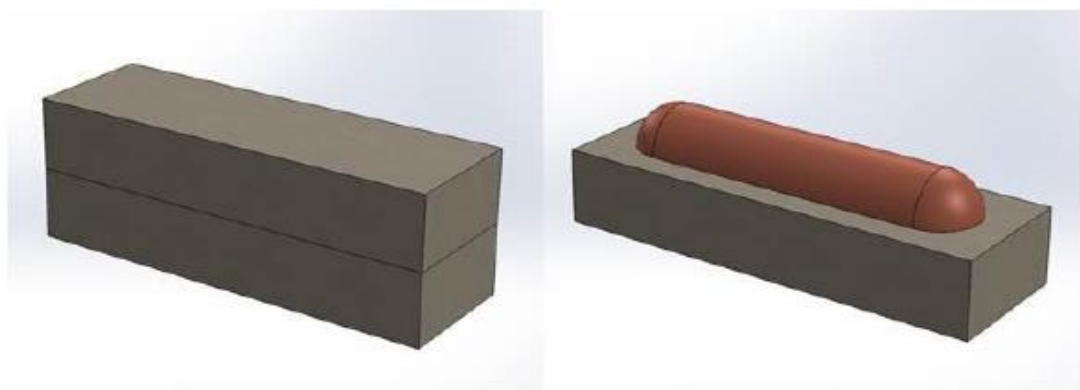


圖 3-16 緩衝箱示意圖

- 緩衝箱將提供力學保護，防止外部壓力損壞廢料罐。
- 緩衝箱控制廢料罐周圍之地下水流量、地下水水質與其他化學物質含量。
- 緩衝箱控制廢料罐附近的微生物活動，從而減少微生物引起廢料罐發生腐蝕的可能性。

- 緩衝箱使得廢料罐與其內容物容易保持在原位。考量廢料罐發生破裂的情況下，緩衝箱提供了一個有利於限制傳輸能力的水力與化學環境。

表 3-8 不同用途的密封材料特性比較表

材料 ¹ /密封用途	乾密度 [kg/m ³]	飽和 [%]	孔隙率 [%]	塊體密度 [kg/m ³]	含水量 ² [kg/kg]	有效蒙脫石 乾密度 ³ [kg/m ³]
高度壓實膨潤土 (100%膨潤土) /緩衝箱	1700	67	38.2	1955	0.15	1550
緻密回填土 (膨潤土:黏土:骨材 為 5:25:70) /回填各類水平隧道	2120	80	19.4	2276	0.074	376
間隙填充 (100%膨潤土) /緩衝箱堆疊間隙	1410	6	48.6	1439	0.021	1261
輕質回填土 (膨潤土:花崗砂為 50:50) /用於回填各種水平 隧道上層空間，此 設計元件不承重	1240	33	53.7	1418	0.143	692
豎井回填土 (膨潤土:花崗砂為 70:30)/豎井	1600	80	41.1	1930	0.205	1220
瀝青 /可能用於豎井	---	---	2	1960	---	---
備註： 1.實際回填成分及工程物理特性將取決於未來處置場的特定地點設計要求。 2.含水量使用公式[體積密度-乾密度]/[乾密度]計算。 3.為了比較使用不同膨潤土源材料和用量製備的密封材料，這些關係用稱為有效蒙脫石乾密度的參數表示，該參數根據活性成分即蒙脫石含量，對膨潤土和膨潤土-砂混合物進行均一化。						

6. 地面設施主要設計說明

地面設施主要建物需要 650 m 乘 650 m 的專用場地面積，通風排氣井需要 100 m 乘 170 m 的專用場地面積，場址地面設施布置如圖 3-17 所示。

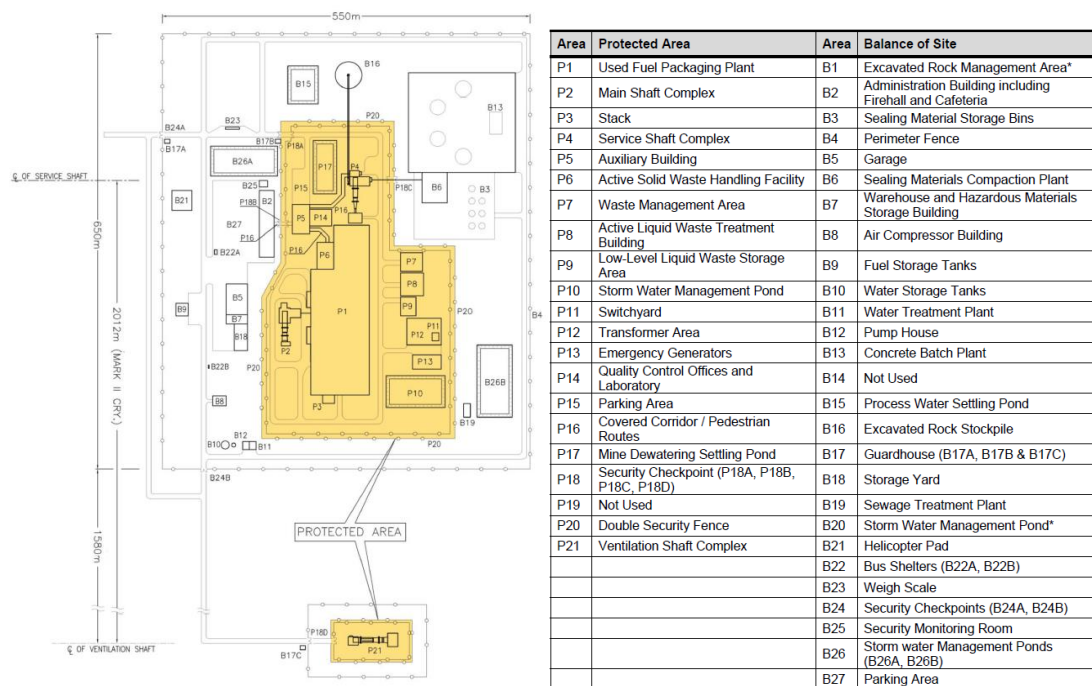


圖 3-17 場址地面主要設施布置示意圖

專用場地四周將設置圍欄，設施將會被區分為兩個區域：1.屬於高度安全管制的保護區，以及 2.不需要高度安全管制的平衡區。

保護區內的主要設施包括用過核子燃料包裝廠、主要和輔助豎井建築，以及其他輔助建築、品保控制辦公室、實驗室、放射性廢棄物處理設施、開關站、變壓器區和應急發電設施。通風豎井場地也是一個保護區。所有與處理和貯存用過核子燃料有關的活動都在用過核子燃料包裝廠中進行。

場地平衡區包括行政大樓、消防大廳，以及附屬設施，如食堂、車庫、倉庫、水和污水處理廠、直升機停機坪。該區域還設有燃料和儲水罐以及空氣壓縮機廠房。場地平衡還包括混凝土配料廠和密封材料壓實廠。混凝土拌合廠將生產處置設施所需的混凝土混合物。在密封材料壓實廠，將生產壓實膨潤土塊和密封放置室內用過的燃料容器所需的間隙填充材料。另需 0.18 平方公里的開挖岩石貯存區，用於處理整地與坑道開挖之土石方。此外，另需設置一個用於收集與監測地表逕流水之蓄水池，用於監控環境水質使用。

7. 用過核子燃料包裝廠

用過核子燃料包裝廠為單層鋼筋混凝土結構建物並設有地下室(圖 3-17 中 P1)。主要用於接收用過核子燃料運輸包件，再將用過核子燃料轉換至廢料罐，

故需要符合各項放射性物質與運送安全管理要求。同時，也具有將廢料罐密封、檢查與組裝至緩衝箱所需設備。換裝與包裝過程大多數步驟都是透過遠端遙控作業，用於處理用過核子燃料與廢料罐的區域和設備均具有輻射屏蔽設計。用過核子燃料接收處理區域與傳送區域將保持負壓，以防止發生放射性空浮擴散事件。

處理過程中，用過核子燃料棒臨時貯存採用乾式貯存，故須確保用過核子燃料已經過足夠時間的冷卻。用過燃料棒轉換至廢料罐的過程在熱室中進行，廢料罐是在處置場外的專業工廠製作。完成裝填後，廢料罐將依序進行焊接、檢查、銅冷噴塗和退火等工序，再放入緩衝箱中。

8. 地下處置設施

地下處置設施採用矩形布局，設置 2 個中央通道，以及 2 個與環狀通行隧道相連的處置聯絡隧道。處置區域由 8 個平行的處置坑道組成，處置坑道間距 20 m 可滿足熱傳需求。每一個處置坑道長度為 304 m，可用於處置的長度為 287 m。在滿足熱傳與相關安全要求的前提下，規劃廢料罐堆疊方式，用以降低處置坑道空間需求。處置坑道堆疊方式如圖 3-18 所示。

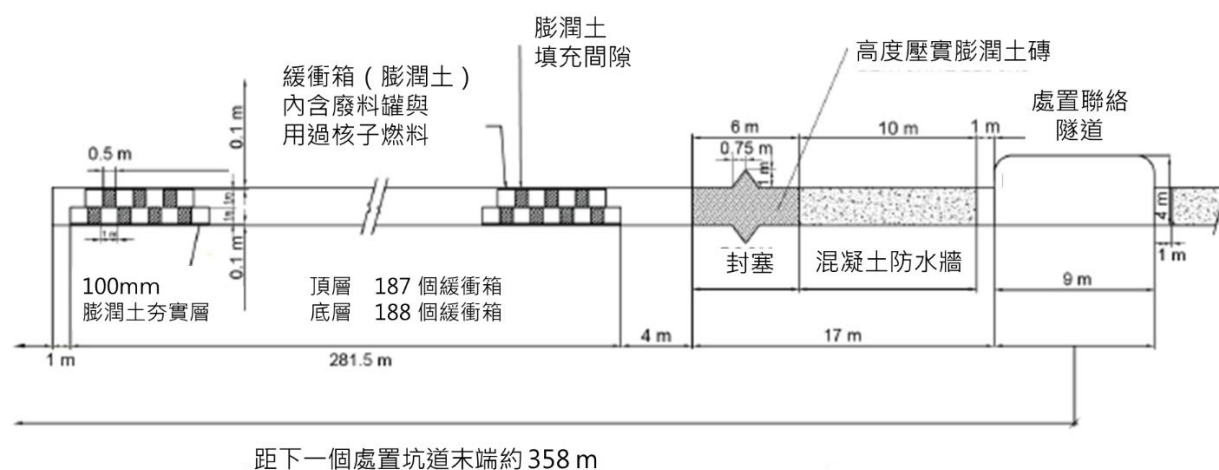


圖 3-18 廢料罐堆疊與處置坑道封閉示意圖

3.2.3 多重障壁系統長期演化

在多重障壁系統長期演化評估章節中，該報告延續其既有 FEP 報告所篩選之特徵、事件與作用，評估多重障壁系統與其組件，如何受封閉後環境影響與演

化。與國際各國相同，同樣包含一系列預期事件與低機率發生事件等情節假設。以下就其分析內容進行概略說明。

1. 地質圈長期演化

考量範圍包含地震活動與冰川作用，由於加拿大並不屬於地震帶，反而是冰川環境的影響較為明顯。因此，冰川作用再區分為冰川加載、永久凍土層形成、冰川侵蝕、與其地下水系統演化等。評估的冰川作用特徵包括：

- 地下水系統的穩定性，包括深層地下水的化學條件，它有可能影響地下處置設施深度的物質傳輸速率。
- 受冰川厚度引起的地面應力增加，將影響處置障壁系統和地質圈的地質力學穩定性。
- 冰川和融水在陸地表面移動之冰川侵蝕作用，將可能會對地下處置設施岩覆特徵以及水文環境產生影響。
- 永久凍土的形成將影響地下水的流動，如果它延伸到處置深度附近，則可能影響處置障壁系統。

該報告認為加拿大地盾仍會持續因融冰而降低冰川負載，而導致地殼持續緩慢反彈。由於地下處置設施位於地下 500 m 處，並不會受到永凍土影響，但是會將永凍土對於地下水流的影響納入分析。同時亦研判 100 萬年內之冰川侵蝕不會影響地下處置設施。該報告指出含氧水僅會在地下 70 m 內流動，深層地下水在遠離斷層帶影響之岩體中將維持較低傳輸速率。

2. 處置場環境長期演化

在此項課題分別討論了溫度、封閉後處置設施飽和度、近場化學、鋼材腐蝕和氣體生成、開挖損壞區，以及處置母岩隨時間的力學強度衰減變化、受冰川作用與地震對於處置母岩力學特徵之演化影響。

- 溫度：緩衝區的最高溫度出現在 30 年後且低於 100 度，在 100 年內溫度峰值已明顯下降，幾千年內會呈現持續穩定的下降，在 10 萬年時已恢復到接近環境溫度。
- 飽和度：以處置設施整體階段而言，在興建與運轉階段於地下處置設施附近將屬於不飽和狀態，當設施封閉後則最終會達到飽和狀態。由不飽和過渡到飽和狀態所需時間可能在 100 年至 1,000 年之間。

- 近場化學：在地下處置設施興建過程中，地下處置設施周圍岩體將暴露於空氣中，而使得周圍地下水呈現氧化狀態。待設施封閉後，由於處置設施所含金屬之氧化過程將消耗大量氧氣，而使得周圍地下水環境再恢復至還原態。大部分的地下水化學變化發生於處置設施材料周圍，屬於材料物質析出或生成次生礦物相等。封閉後初期溫度較高，也會導致材料溶出率上升，而後續冷卻過程也可能生成二次相沉澱。長期而言，隨著時間增加，處置母岩化學環境對於處置障壁的影響亦將隨之減小。
- 鋼材腐蝕和氣體生成：鋼材腐蝕產物將可能會把膨潤土所含蒙脫石轉化為不具膨脹能力的伊利石型態。地下處置設施預期會經過 4 個階段，於第 1 階段由於工程障壁系統尚未飽和，僅會發生緩慢的空氣接觸氧化。第 2 階段是未飽和含氧階段，當空氣水分在鋼材表面凝結後可能引發之腐蝕。隨著相對溼度從 60% 增加至 80% 的過程，第 1 與第 2 階段將產生重疊現象。第 3 階段是未飽和厭氧階段，發生於封閉設施達飽和狀態前，氣相主要會產生 N_2 、 H_2 與水蒸氣。第 4 階段是長期飽和厭氧階段，腐蝕產物主要為 Fe_3O_4 ，氣相主要為 H_2 。
- 開挖損壞區：該報告定義出高度損壞區、開挖損傷區與開挖擾動區三種分類，作為處置母岩力學特徵條件設定，評估其受到其他外力作用後之可能影響。
- 處置母岩力學特徵演化：該報告以超過一百萬年的時間尺度評估，岩石強度隨時間劣化、熱負載、冰川作用、低發生機率地震事件等考量因素，對於處置母岩力學特徵演化。該報告認為前述考量對於處置障壁力學穩定無明顯影響，開挖損傷帶在初期溫度較高的階段亦無明顯變化。

3. 用過核子燃料長期演變

用過核子燃料主要是透過廢料罐來維持其長期隔離與乾燥狀態，在此長期演變過程主要特徵為放射性衰變與放熱率改變。用過核子燃料離開反應爐的第一年，總活度大約下降至初始值的 1%，約 100 年後下降至初始值的 0.01%，最大的變化是約在 500 年後裂變產物顯著減少。

燃料束離開反應爐時之放熱量大約是 27,000 W，10 年後降至 5.4 W，30 年後降至 3.5 W。因此，處置場預計接收與處置離開反應爐 30 年的用過核子燃料，

其被動冷卻已相對充足。當前述燃料棒處置於處置設施 80 年後，由 48 束燃料束組成之用過核子燃料棒其放熱量將低於 60 W。該報告認為燃料自身特性之輻射損傷、放射性核種擴散、燃料氧化、氦氣積聚、臨界性、力學完整性與生物活動損傷等均不會造成實質影響。鋁合金燃料護套在安全分析中則是保守忽略其功能。

4. 廢料罐長期演變

廢料罐之設計目標在於長期處置用過核子燃料並防止其與地下水接觸，包括一個內部鋼結構容器與外部的銅塗層作為防腐蝕保護。容器內部劣化機制將在很長的一段時間內不會對於廢料罐的完整性產生影響。廢料罐設計在 50°C 以下可承受 45 MPa 的外部壓力。

- 輻射照射影響：當中子通量達 10^{19} 至 10^{21} n/cm² 且在 70°C 至 80°C 時，銅和鐵會產生明顯的缺陷與硬化。當用過核子燃料裝載至廢料罐時，其中子通量大約為 10^2 至 10^3 n/cm² s，由於在 100 萬年的時間內總中子通量將小於 10^{21} n/cm²，因此廢料罐金屬在曝露於用過的燃料一百萬年後不會受到輻射的顯著影響。
- 溫度變化：高放處置設施布置設計旨在確保廢料罐表面溫度可保持低於 100°C，由於規劃處置退出反應爐 30 年以上之用過核子燃料，僅有非常少部分的廢料罐有機會接近這個溫度限值。
- 力學條件變化：隨著封閉後的時間推演，廢料罐會經歷一系列壓力條件變化。廢料罐的結構設計主要取決於其整個設計壽命期間需要提供的力學強度要求。膨潤土的飽和過程並不均勻，容易對廢料產生不均勻的力學負載，此現象在當達到完全飽和後則影響減弱。處置深度 500 m 之靜水壓約 5 MPa，隨著加熱過程將在 1,000 年左右達到壓力峰值約為 6.6 MPa。隨後進入冷卻期，膨脹壓可能造成之最大壓力約為 7 MPa。如果同時考量孔隙水壓、膨脹壓與冰川造成的最大負載約可達 29.8 MPa。此外，該報告另討論廢料罐可能受腐蝕作用而對力學強度產生之影響，包含：銅的均勻腐蝕、局部腐蝕、應力腐蝕與受微生物影響的腐蝕。該報告認為廢料罐缺乏發生應力腐蝕的條件，微生物活動受緩衝材料限制而不易發生微生物腐蝕。而水對於銅的氧化腐蝕作用為作用速率極低的反應，藉此可以最大化維持廢料罐的功能與使用壽命。

- 環境對於具缺陷之廢料罐影響：由於廢料罐製程已規劃有詳細品保程序，原則上廢料罐不太可能具有缺陷。廢料罐缺陷考量類型包含：銅塗層缺陷、腐蝕貫穿銅塗層的缺陷、模擬貫穿銅層缺陷下的鋼腐蝕、銅層缺陷的腐蝕應力，廢料罐鋼製容器在銅塗層缺陷腐蝕期間失效等等。該報告基於其腐蝕模擬結果認為，假設因品保程序未檢出而發生的廢料罐缺陷，僅會在超過 1,000 萬年後才會導致廢料罐中的鋼材暴露的假設，是合理且保守的。

5. 緩衝、回填和密封元件長期演變

膨潤土是一種可長期保持其特性的天然材料，在高放處置設施用於(1)提供力學緩衝保護廢料罐、(2)控制廢料罐附近的地下水流場與化學性質與(3)控制廢料罐附近的微生物活動，藉以降低受微生物腐蝕影響的可能性。

- 飽和度變化：膨潤土材料設置後，滲入處置設施的水體將可以接觸到膨潤土材料，並導致膨潤土材料開始膨脹。隨著膨脹過程，膨潤土將會填充顆粒間的空間並限制水流流動。NWMO 採用之設計值為有效蒙脫石乾密度 $1,260 \text{ kg/m}^3$ 。
- 溫度變化：膨潤土的熱傳導係數與其乾密度及水飽和度有關，在相同飽和度狀況下，乾密度較高的膨潤土有較高的熱傳導係數。在距離廢料罐比較近的膨潤土材料，會受到廢料罐放熱帶走水分的影響，導致其熱傳導係數下降。相反的，距離廢料罐越遠的膨潤土因飽和度較高，而具有較高的熱傳導係數。預期在處置後的 30 年內，緩衝箱將不會達到飽和狀態。
- 化學變化：膨潤土材料中的孔隙水化學變化是相當複雜的，受到相當多因素的影響，如：材料中的礦物成分與比例、地下水水質成分、處置區溫度、流速、材料中可交換陽離子初始比例，材料的初始水含量等。最終，緩衝材料中的孔隙水將與周圍環境相似，膨潤土中的鈉將與地下水中的鈣交換，可能導致膨脹壓力降低和水力傳導率增加。
- 生物環境變化：該報告目前是採用 100%的膨潤土製成緩衝箱圍繞廢料罐，以最大限度的減少微生物活動。依該報告說明，當膨潤土乾密度為 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 時將會導致微生物獲取氧氣能力低於背景值。孔隙水鹽度高

於 50 g/l 時，在膨潤土乾密度 $800 \text{ kg/m}^3 \sim 1,800 \text{ kg/m}^3$ 範圍內，均可抑制微生物活動。

對於輻射照射影響、吸附特性、廢料罐垂直運動、緩衝材料侵蝕與膠體影響，該報告均認為並無明顯變化與影響。

3.2.4 情節識別與描述

NWMO 針對多重障壁系統之長期演化對於處置安全的影響評估中，主要是依循該國 CNSC 指南 G-320(CNSC, 2006)之規範執行。此規範內容主要是要求處置設施封閉後之安全性，須透過一系列多重障壁系統未來可能發生之情境分析與評估，來展示其安全功能。其中包含部分假設情節，採用保守的參數假設來評估對於多重障壁系統功能之影響，藉以更清楚的展現多重障壁系統於確保安全功能之穩健性。此概念之要求內容與 IAEA(IAEA, 2012)所建議之安全證案要求相同。

NWMO 於發展多重障壁系統長期演化作業上，是採用國際上常見之特徵、事件與作用(FEPs)分析法進行。NWMO 將其 FEPs 分為六類，包含：外部因子、廢棄物罐因子、處置設施因子、地質圈因子、生物圈因子與污染因子。每一分類之 FEP 考量最多可編列到 4 層，隨層數增加其考量範圍與內容均較具特定性，上層考量之範圍則較為廣泛。

正常演化情節是基於現今之場址環境特徵與設施生命週期的合理預期演化，主要包含場址環境演化與處置系統功能劣化兩部分。

- 外部因子：由於處置深度與地質環境穩定性，所以許多外部 FEPs 對於處置設施影響不大而不納入考慮，如表 3-9 列。可能具有影響的主要外部 FEPs 包括：放置一些帶有未檢出缺陷的容器(FEP 1.1.03)；冰川作用及其影響(FEPs 1.2.02, 1.2.03, 1.2.07, 1.3.01, 1.3.02, 1.3.04, 1.3.05, 1.3.08 和 1.3.09)；地震(FEP 1.2.03)；人類對全球氣候的影響(FEP 1.4.01)延遲下一次冰川作用的開始；以及社會和監管制度發展致處置設施場址土地利用變化(FEP 1.4.02)，以及相關的鑽探、水資源管理和處置場址再開發(FEPs 1.4.04, 1.4.07, 1.4.08)。
- 內部 FEPs：對於定義多重障壁系統演化而言，內部 FEPs 是十分重要的考量因子，通常內部 FEPs 考量不會成為情節研擬的主軸。

表 3-9 正常情節之外部 FEPs 因子考量表

編號	FEPs	考量	編號	FEPs	考量
1.1	處置設施議題	---	1.1.07	處置設施設計	納入
1.1.01	場址調查	納入	1.1.08	品質保證控制	納入
1.1.02	挖掘與施工	納入	1.1.09	期程與計畫	納入
1.1.03	廢棄物與回填定置	納入	1.1.10	處置設施管理	納入
1.1.04	封閉與設施密封	納入	1.1.11	監測	納入
1.1.05	處置設施紀錄與標誌	納入	1.1.12	事故與意外事件	排除
1.1.06	規劃處置之廢棄物	納入	1.1.13	廢棄物再取出	排除
1.2	地質因子	---	---	---	---
1.2.1	構造運動與造山運動	排除	1.2.6	熱液活動	排除
1.2.2	變形(彈性、塑性、脆性)	納入	1.2.7	區域侵蝕與沉降	排除
1.2.3	地震活動	納入	1.2.8	成岩作用	排除
1.2.4	火山與岩漿活動	排除	1.2.9	鹽貫入與溶解	排除
1.2.5	變質	排除	1.2.10	水文對地質演化之反應	納入
1.3	氣候因子	---	1.3.05	區域冰川效應	納入
1.3.01	全球氣候演化	納入	1.3.06	溫暖氣候效應	排除
1.3.02	區域氣候演化	納入	1.3.07	水文對近期氣候變遷之反應	納入
1.3.03	海水位變化	排除	1.3.08	生態系統對氣候演化之反應	納入
1.3.04	冰緣效應	納入	1.3.09	人類行為對氣候演化之反應	納入
1.4	未來人類活動	---	1.4.06	地表環境,人類活動	排除
1.4.01	人類對氣候的影響	納入	1.4.07	水資源管理	納入
1.4.02	人類蓄意入侵	排除	1.4.08	社會與體制發展	納入
1.4.03	非侵入式現地調查	排除	1.4.09	技術發展	排除
1.4.04	鑽探活動(人類入侵)	排除	1.4.10	補救措施	排除
1.4.05	採礦(人類入侵)	排除	1.4.11	爆炸與墜機	排除
1.5	其他外部因子	---	1.5.02	物種進化	排除
1.5.01	隕石撞擊	排除	1.5.03	地球潮汐或地磁反轉、極地飄移等不尋常之 FEP	排除

1. 多重障壁系統正常演化過程

通過考量外部 FEPs 與內部 FEPs 分析與歷年相關試驗與研究，NWMO 研擬之多重障壁系統正常演化過程如下：

- 0 年至 100 年(開始運轉後 100 年內)：假設處置設施保持運轉並持續監測至少 100 年。這 100 年期間包括約 40 年的運轉和最多 70 年的監控，在此期間隧道均保持開放，尚未進行回填封閉。除役與封閉另將需時 30 年。在運轉期間將接收 95,833 個廢料罐，包含大約 460 萬束的用過核子燃料，或大約 90,000 公噸的鈾。廢料罐處置時將會放置於膨潤土製成之緩衝箱並利用黏土材料進行回填與密封。
- 處置後的 100 年間(跨越運轉與封閉階段)
 - 放射性下降到十分之一，熱輸出下降到四分之一。
 - 處置設施內部達到最高溫度，廢料罐表面溫度低於 100°C。
 - 銅製廢料罐與緩衝材料中的氧氣發生反應，形成非常薄的腐蝕層。最近的實驗表明，銅在純淨、無氧的水中可能會腐蝕。然而，這種銅腐蝕反應產生的氫氣會抑制進一步腐蝕，足以抑制銅和水的反應。
 - 岩石和混凝土的熱膨冷縮作用，使周圍低滲透性的岩石和處置設施末端的混凝土壁內產生近場應力，並且發生有限的微裂紋。
 - 處置設施周圍岩石中，地下水的流動和水壓受到開放隧道和高吸力黏土的影響，這些作用可將水吸引到處置設施。而廢料罐所產生之熱能，將使水遠離廢料罐。
 - 因為熱量、乾燥、缺乏營養或缺乏空間生存，靠近廢料罐緩衝材料中的微生物將會死亡或進入休眠狀態。
- 100 年至 1,000 年：在這個時間段開始不久之後，所有的通道和豎井都將被填充和封閉，所有侵入性的監控系統和深孔都被移除或封閉。在此後的幾百年內，處置設施各組件之間以及處置設施與地質圈之間將存在明顯的物理和化學梯度(例如，溫度，孔隙水組成)。在此時間內發生的許多變化都是由這些梯度驅動。在此期間：

- 放射性降低 30 倍。大部份裂變產物衰變到微不足道的程度，包括鋇-90 和銫-137。
- 每個廢料罐的熱功率降低到大約 19 瓦特，剩餘的熱量來自剩餘的鈾系元素的衰變。
- 廢料罐周圍的緩衝材料的溫度保持在約 83°C。
- 最初存在於封閉材料內的氧氣被消耗掉。
- 地質圈的地下水繼續進入處置設施。隨著膨潤土材料開始飽和，它們開始膨脹並對相鄰的材料，包括廢料罐，施加壓力。膨脹過程進行得緩慢且可能不均勻。最大的膨脹壓力大約為 7 MPa。膨脹的膨潤土填充裂縫和空隙。假設膨潤土封閉材料的膨脹不會影響 EDZ 的性質。
- 到此時期結束時，處置設施已飽和且變為無氧，這是深層岩石環境的典型條件。
- 氣候變化可能已經發生。全球暖化和更高的平均溫度可能導致該地點的降雨量增加或減少。這將影響地表水體，如湖泊、河流和淺層地下水，也會影響該場址周圍的當地生態系統，但深層地下水不會受到影響。
- 1,000 年至 60,000 年
 - 熱功率降低到每個廢料罐 1 瓦。處置設施內外的溫度降至比周邊岩石溫度高約 10°C。
 - 處置坑道中高度壓實的膨潤土和間隙填充物部分均質化。
 - 處置設施組件逐漸與周圍的地質體達成平衡。
 - 由於缺乏氧氣，廢料罐的腐蝕基本上已停止，這防止了均勻和局部腐蝕。
 - 在此期間，由於地下水中的鉀濃度低，且緩衝材料僅經歷稍高的溫度，緩衝材料中的蒙脫石只有少量(<0.2%)轉化為伊利石。
 - 在處置設施中主要微生物活動是由厭氧細菌產生，包括位於與岩石的界面和工程材料中的硫酸鹽還原細菌。
 - 由於膨潤土的高密度和壓力，創造細孔隙與低水量之惡劣環境，使得緩衝層大部分都不適宜微生物生存。

- 在混凝土表面附近的地方，膨潤土因接觸到高鹼性孔隙水而產生膨脹能力降低的黏土變質層。
 - 地表面氣候與環境持續變化，特別是氣候可能會開始變冷，作為長期冰川周期的一部分，可能形成永凍層並開始冰川化。
- 60,000 至 1,000,000 年
 - 在此時間範圍內，系統的影響主要由外部事件驅動。最重要的事件是大約每 120,000 年就會重複一次的冰川周期。
 - 剩餘的放射性物質主要由鈷的衰變所產生。
 - 冰川周期是由冷卻期開始，平均表面溫度降至約 0°C。永凍土開始形成，中斷地下水流動，並深入數百公尺。
 - 最終，冰川形成並橫跨該場址。冰川邊緣的水文條件對近地表地下水流系統產生重大影響，深處的地下水壓力也會改變，但處置設施仍然保持還原環境。
 - 在冰川冰蓋發展到最大時，處置設施上方的冰蓋可能厚達 2 到 3 公里，可能將處置設施的靜水壓力增加 20 到 30 MPa，但這仍在廢料罐的設計容忍範圍內。
 - 在冰川期間由於冰蓋重量，陸地質量垂直彎曲超過 500 公尺。在冰川消退期間可能會發生地震，且可能會重新活化現有斷層區。
 - 前進和後退的冰蓋及其相關的融水都會侵蝕沉積岩石和冰磧物，預計額外的基岩侵蝕量在一百萬年的時間範圍內將限於幾公尺到數十公尺。
 - 封閉材料內的孔隙水化學性質慢慢變得與地下水相似。
 - 隨著孔隙水化學性質的變化，膨潤土的蒙脫石組件已經失去鈉並獲得鈣，但仍保留其膨脹能力。由於溫度較低且地下水中鉀的濃度較低，因此很少有額外的蒙脫石轉化為伊利石。
 - 處置設施內的微生物活動在運動性上受到限制，一方面是由於密封容器周圍低滲透且緊密的緩衝層，另一方面是由於低滲透性的處置母岩。此外，微生物在代謝上也受到限制，這是由於在環境溫度下無氧反應的速率低，並且需要營養物質通過以黏土為基礎的封閉材料擴散。

- 超過 1,000,000 年：用過核子燃料中大部分的剩餘放射性物質來自其天然鈾含量。處置設施中的鈾量與加拿大北部中央地區的大型鈾礦體相當。這些天然的氧化鈾礦石已經穩定了數十億年。同樣，我們知道許多金屬銅礦石和膨潤土沉積物的礦石，其年齡範圍從數百萬年到數億年。處置設施及其所含物質的最終命運將與這些自然類比物大致無異。

2. 多重障壁系統於存在廢料罐缺陷事件之演化過程

NWMO 在此演化情境中研擬 2 個假設。其一，假設有一些廢料罐在置放入處置設施時，銅塗層中存在未檢測到的空隙，這些空隙大於檢查設備預期的檢測限制，足以導致這些容器在前一百萬年內被破壞。其二，在前 1 萬年內形成了通過銅塗層到內部鋼材的通道，將內部的鋼材暴露於地下水中。以下將說明存在廢料罐缺陷事件的額外考量：

- 0 年至 100 年：在此期間處置設施並未完全飽和。可能會出現銅塗層的大氣腐蝕，但只會在非常有限的程度上發生，因為靠近銅容器的相對濕度較低，而且氧氣會被其他作用過程消耗掉。
- 100 年至 1,000 年：在此期間處置設施將變得飽和，緩衝材料產生膨脹，地下水接觸到銅殼。在預期的厭氧條件下，銅的腐蝕非常緩慢。主要的腐蝕機制是與地下水中的硫化物反應，該硫化物經由擴散作用從周圍的地質圈到達容器表面。
- 1,000 年至 10,000 年：在此期間，NWMO 假設銅塗層的腐蝕足夠快，以及銅塗層的空隙足夠大，以致形成了穿過銅塗層到內部鋼材的通道。緩衝材料可能會膨脹進入缺陷處，地下水接觸到廢料罐內部的鋼材。鋼材的厭氧腐蝕開始，產生鐵腐蝕產物和氫氣。最有可能的鐵腐蝕產物是菱鐵礦和磁鐵礦，具體取決於地下水的碳酸鹽濃度。在以下討論中，NWMO 假設鋼的腐蝕速率不受碳酸鹽供應的限制。
- 10,000 年至 60,000 年
 - 在此期間鋼材腐蝕深度隨時間增加而持續腐蝕。如果鋼材的腐蝕速率不受碳酸鹽的限制，並且在銅塗層覆蓋的鋼材焊接區(4,400 年內穿透)或半球形頭部(33,000 年內穿透)處出現缺陷，則可能會穿透鋼材罐體。這些部分比鋼材罐體的主要圓筒體薄。如果缺陷

在鋼瓶的較厚部分上，那麼穿透大約在處置場封閉後的 70,000 年發生。

- 鋼材被穿透後，水和膨潤土進入鋼罐內，鋼罐的內部也開始腐蝕。
 - 鋼罐腐蝕持續進行，並且在此廢料罐附近，氫氣壓力開始增加。
 - 由鋼腐蝕產生的氫氣，一開始將形成一個氣泡，可能會阻礙水與容器的接觸，並可能阻礙液體水進入容器。當氫氣壓力夠大時，氣體將通過膨潤土創造一條通道，移流到與岩石的交界處並進入開挖損傷區。氣體通過通道後，膨潤土中的通道將重新封閉，因此膨潤土的有效性不受損。到達開挖損傷區的氣體會沿著膨潤土-岩石界面移動，直到氣體壓力降低到足夠的程度。
 - 鋼罐內的水接觸用過核子燃料束。表面鍍層的局部失效或腐蝕，使水能夠接觸一些燃料元件。燃料/鍍層間隙和晶粒邊界中較易溶解的放射性核種釋放到鋼罐內的水中。
 - 少量的用過核子燃料溶解，將其他放射性核種釋放到水中。鋼罐腐蝕產生的氫氣，維持了能顯著降低燃料溶解速率的條件。
 - 大多數放射性核種已經衰變，或者被困在用過核子燃料中。溶解的放射性核種從廢料罐中擴散出來，進入圍繞廢料罐的膨潤土中。
- 60,000 年至 1,000,000 年
 - 鋼罐繼續腐蝕，直到所有鋼材都被消耗完。
 - 廢料罐銅質鍍層腐蝕繼續，但在只有一小部分銅被腐蝕。
 - 鋼腐蝕產生的氫氣存在於開挖損壞區內，慢慢溶解在地下水中，並慢慢從處置設施中擴散出去。廢料罐內剩餘的氫氣也慢慢溶解，使廢料罐達到完全飽和。
 - 在某個時點，鋼罐因腐蝕而變得足夠脆弱，而不再具有承載能力，可能會因為膨潤土的膨脹壓力而崩潰，使剩餘的完整燃料束都會受到損壞並暴露於水中。
 - 大部分的二氧化鈾被破碎但保持完整。到這段時間結束時，約 20% 的燃料已經溶解。

- 一些放射性核種從廢料罐中遷移出來，通過膨潤土，並進入附近的岩石。大多數放射性核種在處置設施和周邊岩石附近衰變。更具移動性、可溶性與長半化期的核種(如 I-129)，可以通過地質圈慢慢遷移到淺層地下水系統和生物圈。

3. 各類破壞事件情節之多重障壁系統演化考量

破壞情節採用單獨評估而不是組合評估，因為它們發生機率很低，且各自有獨立的事件成因，故同時發生的可能性更低。

- 人類無意闖入之入侵情節：無意的人為干擾情節考慮了未來某個時刻的人為入侵影響。在這種情節中，一個勘探鑽孔穿過地層並進入處置設施，並鑽入一個廢料罐。假設鑽探工作人員對該設施不知情，即在監管控制不再有效且對該場所的社會記憶遺失之後發生干擾。由於材料的特殊性質，調查人員很可能在處置設施中收集樣品或進行測量。這將確定存在顯著的殘留放射性(例如，伽瑪測井是標準的鑽孔測量方法)，調查人員很可能採取預防措施以防止進一步曝露，包括對表面釋放的任何材料進行適當管理和封堵鑽孔。因此，在正常鑽孔情況下，初始鑽孔工作人員曝露之後，影響很小。但評估用的人類無意闖入之入侵情節假設如下：
 - 沒有意識到鑽孔已穿越廢料罐，因此鑽探團隊沒有採取任何安全措施。
 - 鑽孔和鑽井場地未按照現行標準進行管理和關閉，鑽孔材料被釋放到鑽井周圍的地表上。
 - 通過回收和檢測受廢物污染的鑽孔岩心，以及將受污染的鑽孔岩心碎屑散布在場地上，導致人類和生物體可能遭受輻射曝露。
 - 事件發生後可能佔用該場地的人將暴露於風險之中。
- 處置設施密封失效情節：貫穿處置設施範圍的裂隙為可能的污染釋放途徑，因此處置設施設計包括特定措施以提供良好的裂隙密封。處置設施密封失效情節考慮裂隙密封以及相應的開挖損傷帶的廣泛劣化帶來的後果。與其他破壞性事件情節一樣，這個情節旨在評估處置障壁系統的穩健性。關鍵群體和非人類生物所曝露的放射性核種接觸途徑與正常演化情節中考慮的相同。

- 處置設施部分密封失效情節：假設於所有廢料罐均已放置在處置設施中並已完成密封，處置設施被棄置，因此主要進入處置設施之通道維持暢通。關鍵群體和非人類生物所曝露的放射性核種接觸途徑與正常演化情節中考慮的相同。
- 鑽孔密封不良情節：在場址調查階段，將在處置設施附近鑽探多個深度超過處置深度的場址調查或監測鑽孔。密封不良的鑽孔情節考慮了鑽孔密封層意外大規模劣化的後果。密封不良的鑽孔在處置設施與其上之地下水層與生物圈之間，提供了一條增強滲透性的連接，繞過了一些地質圈障壁，使核種能夠從處置設施遷移。接觸途徑與正常演化情節中考慮的相同。
- 未檢測出鄰近斷層情節：此情節考慮了在靠近處置設施的位置上，未檢測到或由地震活化且具可滲透性的斷層之影響，該斷層從處置設施延伸到淺層地下水系統。這樣的斷層可能提供了一條增強滲透性的途徑，繞過了地質圈障壁。關鍵群體和非人類生物所曝露的放射性核種接觸途徑與正常演化情節中考慮的相同。
- 全部廢料罐失效情節：在此情節考慮了非常不可能且假設性的情況，即在 60,000 年時，所有容器同時失效。這個時間範圍對應於假設冰川週期恢復並首次覆蓋場址的時間尺度。如果容器的設計負載超過或容器由於銅塗層滲透和鋼容器的腐蝕而變弱，冰川覆蓋層可能會導致多個容器失效。為了簡化起見，在這個情節中，假設起初沒有存在有缺陷的容器，就像在正常演化情節中一樣。另外，也進行了一個變異案例的研究，假設所有容器在 10,000 年內失效，以確定對假設失效時間的敏感性。對於關鍵群體和非人類生物所曝露的放射性核種接觸途徑，與正常演化情節中考慮的一樣。然而，所有廢料罐的失效也會由於內部鋼罐的腐蝕而產生大量氫氣。因此，還需要考慮氣體生成對處置障壁功能和氣體污染物的傳輸的影響。
- 廢料罐失效情節：此情境考慮了由於幾種可能的機制而導致廢料罐失效的影響。包含：
 - 廢料罐銅塗層的腐蝕，例如由於鄰近一小部分廢料罐的硫化物濃度意外上升，使得廢料罐最終發生腐蝕並導致鋼罐損壞。

- 處置設施附近發生大型地震事件，導致一個未被檢測到的封閉斷層滑動，該斷層與一個處置坑道相交。假設沿著斷層帶的岩石滑動足夠大，使得一個廢料罐完全失效。剪切作用還可能增加斷層的透水性。儘管剪切運動不應影響緩衝材料的性能，但容器與剪切斷層帶之間的緩衝材料可能會減少。關鍵群體和非人類生物所暴露的放射性核種接觸途徑與正常演化情節中考慮的相同。

3.2.5 不確定性處理與天然類比

1. 不確定性處理

- 方法：在所有的分析計算都有相關的不確定性，許多組織機構常使用以下三大類來考慮封閉後安全評估中的不確定性分析。
 - 情境的不確定性：在考量時間尺度內，因為處置系統的演變及人類行為所帶來的不確定性所引起。
 - 模型的不確定性：用於模擬處置系統行為的概念模型、數學模型及計算機模型的不確定性有關(由於代表系統中所取用的近似值)。
 - 數據的不確定性：在輸入模型的數據及參數的不確定性所引起(由於無法完整取得現場數據或在解釋試驗結果中參數估計誤差)。
- 情境的不確定性：場址未來演變的不確定性是經由評估一系列描述系統潛在演變情境來處理。在描述情境的識別過程，要確保關鍵的不確定性被確認出來，並確定情境以探討其所造成的後果。定義的情境包括正常演化情境(描述處置場的預期演化)及一系列破壞性事件情境，這些破壞性情境假設了不太可能發生的事件可能會導致貫穿多重障壁與圍阻體的異常。為了估計未來潛在的衝擊，本文簡化以生物圈及人類曝露接受體來代表，而不是基於目前條件的詳細評估，其原因是：
 - 人類行為可能會隨著處置系統考慮的時間尺度內而發生改變；
 - 地表和近地表環境可能因冰河時期等自然原因或因未來人類行為而發生變化；

- 社會與技術上的演變在這種長時間尺度是不可預測的；
- 在預估模型中，假設未來的人類與現代的人類行為相似，並假設人們未來生活在處置場址上方，以某種方式最大化估算他們曝露於從處置場釋出的潛在劑量。

但因為有關生物圈(例如氣候)、人類生活方式及近地表環境水流的假設，隨著時間推移會變得越不確定。因此另外使用兩個對此類假設較不敏感的長期指標來輔助劑量指標。

- 模型的不確定性：在概念模型與數學模型上的不確定性是於模型發展階段中確認出來。關鍵性的不確定性則是使用其他系統概念性特徵來代表，這是經由不同電腦程式模擬(例如 FRAC3DVS-OPG 和 SYVAC3-CC4)結果促使更多了解。某些概念性模型及數學模型的不確定性是可以參數值來表示的。
- 數據的不確定性：
 - 決定性計算：以特定參數值集來替代。特別在探討多重障壁系統性能的關鍵參數變化的影響。
 - 結果與參考案例比較：這種方法提供特定參數變化影響的明確信息，但通常較沒有系統性或完整涵蓋參數的不確定性範圍。
 - 機率性計算：參數被指定為概率分佈函數，描述其固有的不確定性。該模型被評估許多次，每次都從分佈函數中隨機選擇的輸入值。模型輸出結果也是分佈型。機率式方法的優勢在於能更好探索所考慮現象的參數範圍，而缺點是需使用簡化模型。

2. 關鍵不確定性因素

該報告第 7.14 節中總結的封閉後安全評估表明，地質環境與假設場地相似的深層地質處置可以容許關鍵障壁參數特性的巨大變化，且不會挑戰臨時劑量接受標準。就修改潛在影響的重要性而言，關鍵的不確定因素為：

- 裂隙特徵：對加拿大地盾實際現場來說，裂隙網絡及裂隙特性都存在不確定性。在場址特徵化中也無法確定所有現有的重要裂隙。局部小規模裂隙網絡可能會提供比此時模型更快穿過岩體的潛在路徑。這些不確定性可以透過選址及處置場位置與深度來降低。

- 冰河作用：冰川將對地表及近地表環境會產生重大影響，這種影響並不完全可預測。然而，冰川作用不太可能發生在前 6 萬到 10 萬年間，且在那時之前核種已很嚴重衰退了。
- 廢料罐破壞數量：正常演化情境的基本案例假設 10 個容器由於其銅塗層未檢測到的缺陷而相對較早地發生破壞，但這個數字是存在不確定性。

3. 天然類比物

天然類比物是與深層地質處置場某些部分中所預期相似的自然特徵(材料或過程)。當影響它們的過程是自然的，天然類比物可以包括天然和人為材料。它們提供了對處置場在長達數百萬年的時間範圍內之行為的理解。國際原子能總署 IAEA(1999)建議使用天然類比物來支持安全評估中的關鍵假設，並增加其調查結果的可信度。

- 核廢料類似物-天然鈾礦：天然鈾在氧化條件下會緩慢溶解，在還原條件下會沉澱。現今開採的鈾礦體是數億年前形成的，這些鈾礦石的穩定性提供了有關核廢料穩定性的資訊。核廢料主要由二氧化鈾組成，天然鈾礦物具有可比性，因為許多天然鈾也由二氧化鈾和鈾衰變產物組成。在 Saskatchewan 北部發現的 Cigar Lake 鈾礦床(圖 3-19)提供了一個類似加拿大廢核料地質處置的例子，礦體形成於約 13 億年前。Cigar Lake 礦床正在開發中，作為天然類比物已得到充分研究。Cigar Lake 鈾礦位於地表下約 430 公尺處，深度與考慮中的處置場深度相似(即地下 500 公尺)。鈾主要以二氧化鈾的形式存在，所以在一般成分上與核廢料相似。礦石的鈾含量也非常豐富，大部分礦體的鈾含量在 20%左右，甚至更高。鈾的總量與加拿大處置場中的鈾量大致相當。此外，礦石被粘土層包圍，與處置場設計中的粘土層緩衝區有些相似。其可被認為類似於「最壞情況」的模擬，因為它缺乏類似於核廢料容器的東西，且礦體上方的圍岩是高滲透性砂岩。Cigar Lake 周圍發生的放射性核種遷移，不足以在礦體上方的土壤、地表水和湖泊沉積物及水域中產生任何可以檢測到的濃度異常。事實上，在 Saskatchewan 礦床區域的地表放射性通常低於平均水平。根據對 Cigar Lake 礦體的研究得出以下結論：

- 在 Cigar Lake 礦體附近的化學還原條件下，二氧化鈾將在 1 億年的時間範圍內保持穩定，只有少數的鈾會從礦床遷移；
- 礦石周圍的天然粘土提供了有效的長期密封作用，防止放射性核種從礦床遷移；
- 經過礦床的地下水中溶解的有機物，並未對礦床放射性核種遷移中扮演重要角色；
- 在現場發現天然水文地質屏障及適當的地球化學條件，可有效防止放射性核種從礦床大量遷移。

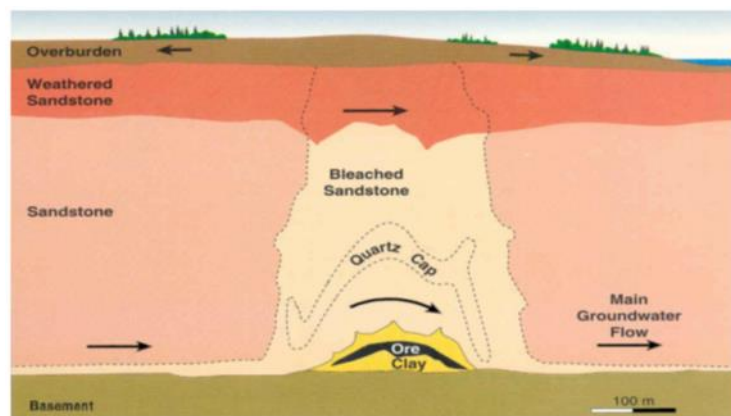


Figure 9-1: Cigar Lake Ore Deposit

圖 3-19 Cigar Lake 鈾礦床示意圖

- 核廢料類似物-天然分裂鈾：20 億多年前，地球上自然發生了核分裂。在非洲 Gabon 有 15 個鈾礦床充當天然核反應堆，又被稱為 Oklo 化石反應堆。這些天然鈾分裂的殘餘物為核廢料提供了一個長時間在地質環境中的天然類比。
- 核廢料類似物-斷裂的鈾礦床：東京附近的 Tono 鈾礦床一直是研究鈾傳輸相關模擬的主題。鈾礦床形成於大約 1,000 萬年前，位於結晶基岩上與沉積岩層覆蓋之間。該地區地質構造活躍，在 5 到 1,000 萬年前，礦床被斷層劈開，使一部分礦體上移了 30 公尺。儘管有這一大斷層、且附近還有很多斷層，而且經常發生地震的震動，但 Yoshida(1994)發現沿斷層上並沒有發生明顯鈾的傳輸。因此，儘管該地區存在斷層歷史，但並未發生鈾的實質性的再活化。處置場的位置設計上必須考慮距離重要

斷裂帶的最小距離，因為大斷層被認為是放射性物質傳輸到地表的重要路徑。儘管如此，值得注意的是 Tono 鈾礦床被這一個大斷層分開，卻沒有發生明顯傳輸現象。

- 障壁的類比物：處置場設計使用多重障壁，包括鐵、銅、粘土、混凝土和瀝青等材料，以抑止放射性元素從設施遷移到周圍環境中。特別是核廢料被密封在一個鋼製且包覆著銅的容器內，並被一層粘土緩衝材所包圍。處置孔、地下隧道和豎井並將用粘土、混凝土和瀝青材料的組合進行密封。
 - 銅：在英國 Devon 的泥岩中發現的銅「板」可為置放在粘土回填料中的廢料罐腐蝕提供了一個天然的類比。這些銅板厚達 4 mm，是由厚度在幾十微米到幾毫米間的薄銅片堆疊而成。這些銅板形成於 2 億年前，幾乎沒有腐蝕，部分原因是被富含粘土之泥岩所保護。這些天然銅的數據，有助於被束制銅在還原和氧化環境中的長期腐蝕速率，這將有助於評估廢料罐的壽命。
 - 鐵：鐵在地下的長期行為，既有考古的也有自然界的類比物。這些提供了有關鐵在地下長時間的預期腐蝕速率、以及鐵在維持有利還原條件方面的作用的資訊。用過核廢料容器中的大量鐵(碳鋼)可以緩衝處置罐的氧化還原條件。在蘇格蘭發現的 Inchtuthil 羅馬釘子為此提供了一個有趣的類比，在公元 87 年廢棄的羅馬堡壘中，超過 100 萬根釘子被埋在 5 公尺深坑中、3 公尺深的土層下。當這些釘子在 1950 年代出土時，發現塊體外側的釘子已經腐蝕，並在剩餘的釘塊周圍形成了一層堅固的氧化鐵(銹)殼。外層的釘子形成了一個犧牲氧化還原槽，在氧氣滲透到釘子內部之前消耗了氧氣。鐵鏽的物理膨脹也有助於自我封閉剩餘的釘子，使其免受地下水和水蒸氣的侵入。結果生鏽障壁內的釘子在將近 2,000 年的時間裡幾乎沒有受到腐蝕。Cigar Lake 礦體周圍的粘土與岩石的天然氧化還原緩衝能力主要是由於鎂鐵礦物相中的鐵化合物。這些還原條件抑制了鈾和其他氧化物物質的傳輸，導致了極穩定的礦體。

- 粘土：工程封閉系統內的主要密封材料是膨潤土。膨潤土是一種天然存在的粘土，含有蒙脫石的膨脹成分。膨潤土在接觸水時會膨脹，減少滲水成為極好的密封材料，還具有很高的化學吸附能力，能夠將許多元素黏到其晶面，從而大大減緩放射性核種的遷移。膨潤土也非常穩定，通常在數百萬至數億年前形成。粘土材料可以充當非常堅固的物理和化學屏障，如前述 Cigar Lake 中自然形成的粘土充當保護屏障。膨潤土在 150°C 以下物理性質幾乎沒有反應或退化。這與處置場溫度非常吻合，其中容器表面的溫度預計在封閉後十年內達到峰值，低於 100°C，在 100 年後穩定下降至 90°C，最終約在十萬年內恢復到環境溫度。
- 混凝土：低熱、高性能混凝土可能用於封閉容器放置室。混凝土艙壁將抵擋膨潤土的膨脹壓力，並將隧道回填材料保持在預期的位置上。混凝土艙壁也可提供結構支撐及約束封塞材料。
- 瀝青：瀝青是從化石燃料中蒸餾出來的可熔物質，瀝青是含有各種礦物材料的固體瀝青，可提供在豎井封閉設計上的一層額外低滲透性密封。Drake 等人(2006)報告了瑞典 Forsmark 場址之開放及閉閉岩層裂縫中的天然瀝青，至少已曝露於鹽水數百萬年，表示瀝青在鹽水條件下具有非常長期的穩定性。
- 地質圈的類比物：場址本身就是在該場地內地質圈未來行為的一個重要類比。特別是，在該地點過去歷史的地球科學證據可為未來的行為提供最直接的類比。實際場址的收集證據將可作為場址特徵的一部分。
- 天然類比結論：在與長期安全有關的時間範圍內，處置場的性能無法通過實驗來驗證，然而天然類比物提供了長期行為定性和定量的說明，雖然不能證明各種處置場組件的性能將無限期地持續下去，但自然類比為關鍵模型假設以及需要表示的過程和可以排除的過程的識別提供了支持，它們提供了支持論據並增加了對處置場長期性能的信心。

3.3 英國 NDA 通用處置系統安全證案概述、地質圈與生物圈 狀態報告

本節以英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)轄下之放射性廢棄物管理公司(Radiocative Waste Management, RWM)於 2016 年出版之通用處置系統安全評估技術報告，在缺乏潛在處置場址的情況下，發展通用處置系統安全論案案例(Generic Disposal System Safety Case, DSSC)(以下稱為安全證案)，建立未來地質處置設施安全信心。該安全證案建立在地質環境中，利用地質處置方式安全處置放射性廢棄物。圖 3-20 表示通用處置系統安全證案報告文件架構，包括許多研究方向之狀態報告(State report)(或稱為「知識庫(Knowledge base)」)。該狀態報告係針對已發表之相關科學文獻，進行系統化審查和總結，並討論其在英國環境的相關性，以及描述與支持英國高放射性廢棄物地質處置的科學和技術發展。本計畫蒐集當前的研究狀態系列報告係屬於已進行第 2 期更新之報告，並取代 2010 年出版的第 1 期所有的系列報告。

圖 3-21 顯示研究狀態報告如何支援各種的安全論證案例。包括：

- 關於廢棄物包件演化、工程障壁系統(EBS)演化和地質圈狀態的報告，其對於多重障壁系統的特定障壁演化進行完整的描述及解釋。
- 關於地下水中放射性核種、非放射性化學物質相關報告，以及氣體生成和遷移的報告，描述核種、化學物質等通過多重障壁系統的外釋和移動，包括地下水和形成的任何氣相狀態。
- 臨界安全報告和意外事件時廢棄物包件功能之報告，描述低機率事件期間廢棄物包件和地質處置設施的行為。
- 關於生物圈狀態的報告，描述生物圈在未來可能如何演化，以及放射性核種的攝取可能性之評估。

RWM 指出上述各種研究狀態報告需要與其他報告及資料並行研析，包括：

- 資料參數報告，該報告描述基於各種狀態報告進行安全評估所使用的特定參數值以及提供的科學資訊。
- 科學和技術計畫，描述整體計畫的未來研究和開發活動。

本計畫針對地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)、地質處置-地質圈狀態報告(報告編號：NDA/DSSC/453/01)及

地質處置-生物圈狀態報告(報告編號：NDA/DSSC/454/01)，對於通用處置系統相關安全評估技術及相關要求進行研析，並提出以下重點內容。

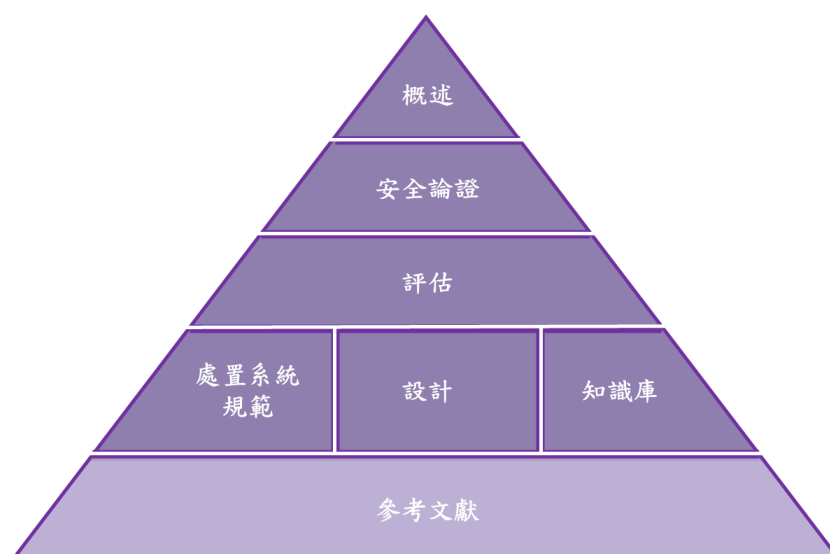


圖 3-20 地質處置-通用處置系統安全證案報告文件架構
(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 1)



圖 3-21 各種研究狀態報告支持安全證案之架構說明
(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 2)

3.3.1 概述

地質處置-通用處置系統安全證案概述(報告編號：NDA/DSSC/101/01)是一套評估放射性廢棄物地質處置的安全和環境影響的文件。由於地質處置設施

(geological disposal facility, GDF)尚未確定，因此，本報告中所提及的處置系統開發流程屬於一通則，並非針對特定場址。開發流程以迭代的方式進行，首先確定需求和現實假設，然後制定處置系統規範(disposal system specification, DSS)。開發設計基於一系列概念性的地質環境進行說明，然後對安全和環境影響進行評估，旨在滿足上述要求。安全和環境評估的結果提供可能需要進一步研究和開發的地方，並為規範和設計提供反饋。

通用處置系統安全證案(disposal system safety case, DSSC)的主要目的如下：

- 證明放射性廢棄物管理局(Radiocative Waste Management, RWM)有信心處置英國的放射性廢棄物。
- 邀請並支持與監管機構和其他利益相關者的討論，如：廢棄物生產者和英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA)。
- RWM 可根據報告內容為基礎向廢棄物產生者提供關於廢棄物包件的建議，並評估廢棄物包件的可處理性。
- 提供有興趣成為地質處置設施的社區相關訊息，並支持選址過程。
- 提供 RWM 在科學與技術研發計畫之需求。

3.3.2 地質圈狀態報告

地質處置-地質圈狀態報告(報告編號:NDA/DSSC/453/01)之目的為彙整地質圈是如何隔離和容納放射性廢棄物以確保長期安全之相關支持證據，研析地質圈的特性及其在相關時間段內的預期演變，以建立對地質處置安全性的信心。現階段所考慮的處置清單，包括：中低放廢棄物(ILW/LLW)、高放廢棄物(HLW)、用過核子燃料、鈾(特別是耗乏鈾、天然鈾和低濃縮鈾，DNLEU)和鈾。本報告旨在提供足夠詳細的評估資訊，以便直接應用於安全證案的開發中。

本報告之內容主要針對地質圈狀態報告的重要章節進行研析與重點節錄，並提供相關的高放處置報告審查要項研析及建議。

3.3.2.1 地質障壁

一個適當的地質環境是地質處置的基本要求。地質環境主要是描述地質處置設施周圍的岩盤狀態，包括：影響這些岩盤的水文地質、水文化學、大地工程及

熱與放射性核種傳輸特性。一個穩定的地質環境指的是在長時間尺度上受到有害的天然變化的影響程度極低，擾動的地質事件及其過程非常罕見、緩慢或其後果非常小，以至於處置設施的安全性在所需的時間範圍內不會受到損害。地質環境中的母岩需要具有足夠的完整性、厚度與涵蓋範圍，並且是相對均質以利後續特徵化的呈現。地質處置設施所考慮的深度範圍約在 200 公尺至 1,000 公尺之間，此深度的地質環境相較於淺層地質或地表環境較不活躍，天然過程的影響程度亦較小，因此，可以更有信心地對其進行長期行為和演變的估計。

一個地質障壁的有效性不僅取決於母岩，還取決於其他地質因素。因此，RWM(Radioactive Waste Management)提出了地質屬性(geological attributes)，用以特徵化與長期安全要求相關的地質環境。**定義地質屬性之主要目的為支持英國政府在選址過程中，評估潛在候選場址之適合性。**RWM 提出的地質屬性可分為五個主題：岩石種類(rock type)、岩石構造(rock structure)、地下水(groundwater)、自然過程(natural processes)及資源(resources)。透過上述五個主題，可以將地質屬性進行結構性的描述。

岩石種類方面，可作為地質處置設施的母岩包括：較高強度的岩石(higher strength rocks, HSR)、較低強度的沉積岩(lower strength sedimentary rocks, LSSR)及蒸發岩(evaporite rocks)。

- 高強度岩石(HSR)：可能是火成岩、變質岩或更古老的沉積岩，具有低基質孔隙率和低滲透率，大部分地下水運動僅限於岩體內的裂隙。
- 低強度沉積岩(LSSR)：細粒沉積岩，具有高含量的黏土礦物，具有低滲透性和低物理強度，因此無法維持開口裂隙。LSSR 常與其他沉積岩類型互層。儘管 LSSR 可能在孔隙中含有大量水分，但這些孔隙太小以至於具有低滲透性。LSSR 既可作為潛在的母岩，亦可以作為潛在的封閉層，位於地質處置設施之上方提供額外的密封。
- 蒸發岩：古代海洋和湖泊蒸發時形成，通常含有岩鹽(halite)，可提供適當的乾燥環境，因為其本身脆弱且容易潛變，因此無法維持開口的裂隙。

岩石結構方面，複雜的岩石結構將增加證明場址是否安全的困難度。不同岩石類型的形態與排列方式，以及位於深處的地質特徵，例如：褶皺、斷層及高度

破裂帶，均會影響岩石特性及地下水流動。在特定情形下，岩石結構使得地下水流流動集中在某些特定方向，可能沿著結構本身或沿著特定的岩石結構單元。

地下水方面，地下水使得數十公尺以下的岩石孔隙或裂隙呈現飽和狀態。滲透率(permeability)是衡量岩石內傳輸流體之能力；水力傳導係數(hydraulic conductivity)則是衡量流體在岩石內流動能力的強弱，水力傳導係數同時受到流體與岩石特性的影響。滲透率(k)與水力傳導係數(K)之關係為 $K=k\rho g/\mu$ ，其中： μ 為動力黏滯係數、 ρ 為流體密度、 g 為重力加速度。滲透率係為岩石內孔隙介質讓流體流動的能力狀態，屬於孔隙介質滲透能力的特性，僅考慮岩石本身之特性。而水力傳導係數與孔隙介質滲透特性有關外，還與流體本身的動力黏滯係數、流體密度有關。所以水力傳導係數為給定施加力的情況下，衡量流體在岩石內流動能力的強弱。因此，在本報告中，傾向使用滲透率，僅單純考慮岩石的特性。流體的流動僅在水力梯度存在時發生，可能受重力或熱力之影響。

自然過程方面，海平面變化、侵蝕、地震、區域抬升及冰原與冰川的增長和消退等過程，均與維持地質處置設施的長期安全息息相關。自然過程包括漸進式的變化(如：侵蝕)與零星的獨立事件(如：地震)，這些過程均會影響地質障壁的狀態；自然過程可能會改變地下水的流動，或者導致地質處置設施上方的覆蓋層被侵蝕移除，進而影響地質處置設施的長期安全。

資源方面，存在於深處的地質資源之所以重要，主要是因為在未來勘探或開採資源期間存在人類無意侵入地質處置設施的風險。因此，英國將地質資源定義為存在於深處的特定元素、礦物、液體、氣體或熱量，並具有異常高濃度，這些物質在未來可能具有價值且無法從靠近地表的地點獲得。

3.3.2.2 地質環境的具體組成

本章節中，主要介紹地質環境的關鍵組成，特別是地質材料、地下水和水文化學對地質處置設施的長期安全性貢獻。首先針對岩石種類及其與地質處置設施在建造與封閉後之安全性分析方法進行說明。為了說明作為潛在母岩的岩石類型的特性範圍，本報告開發了一個概念描述框架，試圖將各種常見的岩石類型放置在一個矩陣中，將重要的特性納入考量，如圖 3-22 所示。

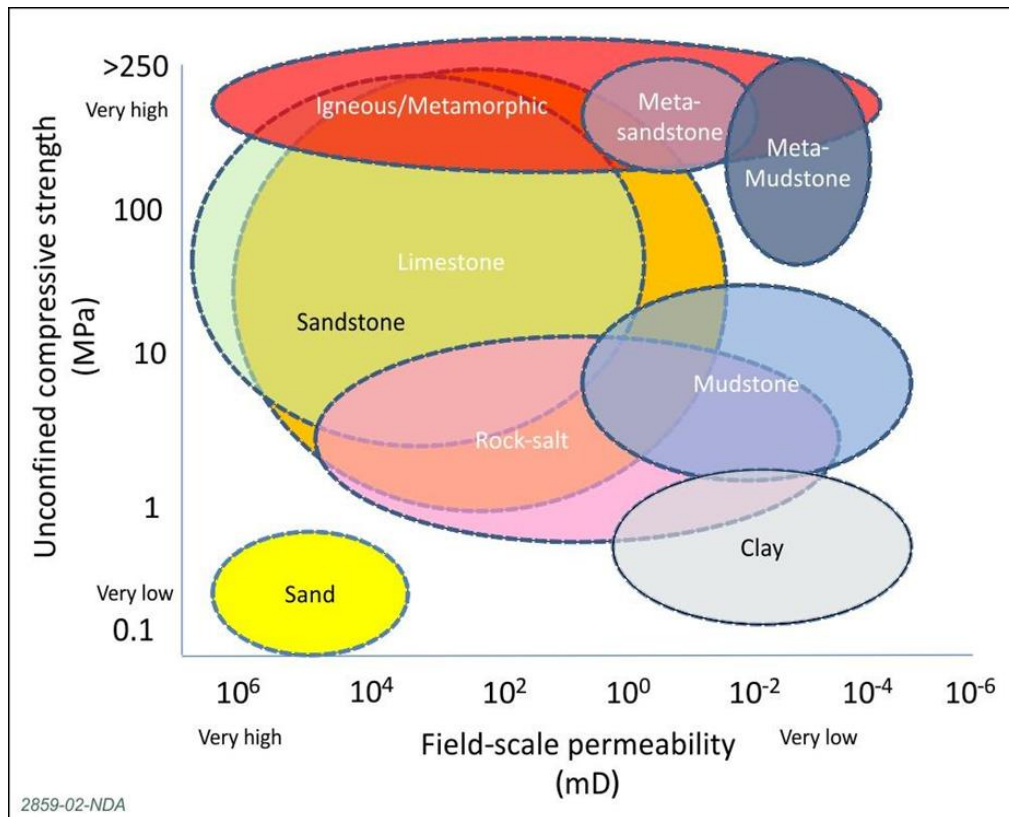


圖 3-22 英國地區主要岩性的單壓強度與現地尺度滲透率之參考矩陣
(此數據主要依據近地表的量測而獲得，單壓強度和滲透率均可能隨地質處置設施的尺度而變化，地質處置設施的尺度則取決於(裂隙)滲透率的分佈和密度)。
註：石灰石以橙色顯示，砂岩以綠色顯示。包括原始岩石和風化岩石。

對於每個岩石類別，提供了簡潔的系統描述，以呈現地質材料最典型的成分和結構特徵，包括：

1. 岩性描述，包括：礦物成分、礦物組織、常見的穿透結構和不連續性
2. 重要的岩相分類、非均質性和層理
3. 關鍵或特徵地質/成岩歷史及其對流動和傳輸特性的影響
4. 岩石的力學性質
5. 孔隙率-滲透率特性
6. 典型地下水水化學的整體概述。

以下針對英國地區主要岩性進行概述：

➤ 蒸發岩(evaporite)

蒸發岩是在古代海洋和湖泊蒸發時所形成，通常含有岩鹽，提供適宜的乾燥環境，脆弱易變質，因此開口裂隙不能持續。其他岩石類型，包括：泥岩、泥灰岩和白雲質石灰岩，可能同時存在。

➤ 泥岩(mudstone)：黏土與泥岩(clays and mudstones)

非常細粒度的沉積岩通常可以稱之為泥岩。由於富含黏土且脆弱，以致於在

其中形成的裂隙將自行閉合。流體與溶質的傳輸只能透過擴散的方式，為潛在的地質處置設施母岩。

- 變質泥岩(metamudstone)：頁岩和板岩(shales and slates)
富含黏土的岩石，在英國地區通常比泥岩更古老，沉積後經歷了顯著的變質作用。變質泥岩的頁岩與板岩中的裂隙，由於礦物的演變，不太可能會自行閉合；這類岩石不能歸類為潛在的低強度沉積母岩。若具有一定厚度且均質的板岩出現其中，此類岩石可歸類為較高強度的母岩。
- 噴出火成岩(ectrusive igneous rocks)
這類岩石包括了噴發的岩漿和凝灰岩，通常非常堅固且具有裂隙。溶質傳輸主要透過平流進行。根據岩石的破裂程度，這類地層可能提供了一個合適的高強度岩石環境。
- 侵入火成岩(intrusive igneous rocks)
大多數大型火成侵入體基本上是由花崗岩所組成，而且具有較強的強度。次生裂隙將控制流體的流動，使溶質的傳輸主要以平流來進行。裂隙破碎的範圍與程度，將影響其是否能提供適合的高強度母岩環境。
- 中度到高度變質岩(medium to high grade metamorphic rocks)
中度到高度變質岩是屬於結晶岩的一種，具有較高的強度，溶質的傳輸主要以平流來進行。其中有部分變質岩具有潛力成為高強度母岩。
- 砂岩(sandstone)
許多砂岩具有多孔隙性與滲透性，可作為含水層。然而，年代較老、膠結良好的砂岩則有相對較低的孔隙率與滲透率，這些砂岩認為是潛在的母岩。
- 低度變質砂岩(low grade metasandstone)
變質砂岩具有低至中等的孔隙率，以及低至中等的固有滲透率，溶質的傳輸主要透過平流來進行。變質砂岩具有成為母岩的潛力，然而，由於實際上鮮少形成範圍夠大的岩體，因此不太引起關注。
- 石灰岩，含白堊材質(limestone, including chalk)
石灰岩以碳酸鹽礦物為主，溶質在石灰岩中的傳輸主要是透過平流的方式。低孔隙率、裂隙少的泥質石灰岩，若其厚度足夠且連續，並且並未發展為喀斯特的地貌，將具有成為母岩的潛力，然而，英國的石灰岩均無法滿足上述標準。

英國地區主要岩性的概述彙整於表 3-10。

表 3-10 英國地區重要岩石類型的特性概要描述

分類	岩性	孔隙率 (%)	基礎滲透率 (mD)	現地尺度 滲透率(mD)	溶質傳輸機 制	非飽和層單壓強度 (MPa)
蒸發岩	由薄到厚的蒸發岩礦物單元，帶有泥 岩、泥灰岩或石灰岩層	低 (<0.1)	低 ($10^{-6} - 10^{-5}$)	低 ($<10^{-3} - 10^{-4}$)	擴散	弱 (5 – 25)
泥岩：黏土	塑性黏土石單元	高 (40 – 70)	低 ($10^{-5} - 1$)	低 ($10^{-5} - 1$)	擴散	非常弱到弱 (1.15 – 25)
泥岩：泥岩	弱岩化泥岩單元	變異性高 (1 – 40)	變異性高 ($10^{-4} - 100$)	低 ($10^{-5} - 1$)	擴散	弱到中強 (5 – 50)
變質泥岩： 頁岩和板岩	具有穿透性板岩片理的泥岩岩性	低 (<5)	低 ($10^{-8} - 10^{-3}$)	低 ($10^{-4} - 10^{-3}$)	擴散	強到非常強 (50 – 250)
噴出火成岩	噴發的火山碎片單元	變異性高 (0 – 50)	低 ($10^{-5} - 10$)	變異性高 ($10^{-1} - 10^6$)	平流	強到極強 (50 – >250)
侵入火成岩	結晶岩的深成岩、堤壩和基石	低到中 (0 – 10)	低 ($10^{-8} - 1$)	變異性高 ($10^{-5} - 10^5$)	平流	非常強到極強 (100 – >250)
中度到高度變質 岩	片岩和相關岩石類型的單元	低到中 (0 – 10)	低 ($10^{-7} - 1$)	變異性高 ($10^{-5} - 10^5$)	平流	強到極強 (50 – >250)
砂岩	岩化砂岩單元	變異性高 (2 – 50)	變異性高 ($10^{-3} - 10^4$)	變異性高 ($10^{-5} - 10^5$)	平流	弱到極強 (1 – >250)
低度變質砂岩	具有間隙解理的再結晶砂岩岩性	低到中 (<15)	變異性高 ($10^{-4} - 100$)	低到中 ($10^{-2} - 10$)	平流	中強到極強 (25 – >250)
石灰岩(含白堊成分)	鈣或鈣鎂碳酸鹽礦物的單元	變異性高 (0 – 50)	變異性高 ($10^{-7} - 10^3$)	變異性高 ($10^{-1} - 10^6$)	平流/擴散	弱到強 (5 – 250)

3.3.2.3 當前與未來大規模自然過程對英國地質處置設施的潛在影響

英國針對未來一百萬年內的大規模自然過程如何影響地質圈進行研析，大規模自然過程包括：地震、沉降、抬升和侵蝕、永凍土的發展及冰期。地質處置設施(GDF)選址過程需考慮大規模的地球與氣候變化過程對於地下環境的影響。地球是一個動態系統，其中複雜的相互作用過程會隨時間演變，為確保地質處置設施在放射性廢棄物危險的時間段內(長達 100 萬年)的地質穩定性，有必要能夠排除或預測可能影響設施封閉後性能的地質變化。國際上放射性廢物處置計畫評估可能影響所在區域的地質圈演化的長期天然過程，包括下列過程：

- 板塊構造與地震活動和火山活動的影響；
- 抬升、沉降和侵蝕；
- 氣候演變，特別是冰川作用、永凍土和海平面變化的影響。

以下將針對這些過程進行說明。

• 板塊構造與地震活動和火山活動的影響

斷層移位(破裂)的危害是由沿斷層面的物理運動所引起，有兩種類型的地震災害可能會影響地質處置設施，一是地震動，即地面晃動，二是斷層破裂。地震(地震活動)是暫態斷層活動的結果，地震危害主要是表面波通過所造成的振動，且最主要的破壞區域靠近地表，對於地質處置設施所位於的深度幾乎沒有影響，不太會影響地質處置設施的安全性，僅與地面設施在地震中的穩定性有關。斷層破裂危害取決於破裂深度，只有在活動斷層面與放射性廢棄物存放位置相交，才會導致破壞，主要為工程障壁的破壞。在英國，地質處置設施得開發深度為 200 至 1,000 公尺，而地震大部分都發生在比地質處置設施所在深度更深的位置(10 km 以上)，而且一般來說，在英國地震伴隨斷層錯動的位移量非常小，因此斷層破裂危害非常低。

斷層活動和地震引起的次生災害，包括：因裂隙網路的改變而破壞地下水流動的模式，以及斷層活動使海底破裂時所引發海嘯，均要予以考慮。地震相關的水文地質變化，例如新湧泉的產生、地下水位的變化和地下水流失

量的增加，都在一些大地震後被廣泛的觀察到。這些的發生主要是斷層運動引起的孔隙水壓的改變，然而這些影響通常會隨著距震央的距離與時間而迅速衰減，對於地質處置設施的危害極低。

英國目前位處於穩定大陸環境中，地震活動度低，然而，地質記錄的證據顯示，英國的一些地區以前是位於活躍的板塊邊緣和大陸碰撞帶，具有複雜的構造歷史，因此在設計地質處置設施時，需將此因素考慮在內。岩體中的不連續面(裂隙、斷層、節理、層面等)將控制地下水和氣體的傳輸，扮演著舉足輕重的作用。不連續面上的導水性將取決於相對於應力張量的方向，而偏應力(deviatoric stresses, 等於實測應力和靜應力之差)可以確定裂隙在特定深度是否具有透水性。依據地質鑽探的應力測量結果顯示，在大於約 500 公尺的深處，垂直(覆蓋層)應力(σ_2)介於兩個正交水平應力之間(圖 3-23)。這種應力狀態屬於走向滑移斷層，而非壓縮或伸張的斷層。震源機制可提供了斷層幾何形狀和主應力方向，可用於限制對當前變形驅動力的理解。

地質處置設施一旦封閉並防止進水，海嘯對設施封閉後的安全性的影響可以忽略不計。然而，在沿海地區的地質處置設施運轉階段，海嘯可能導致潛在的大量水突然入侵設計不當的設施，因此需要考慮發生此類事件的可能性。有鑒於英國遠離活躍的構造地質區，位處於穩定的大陸板塊環境，再接下來的一百萬年中，不太可能發生火山活動，冰川誘發斷層(glacial induced faults, GIF)被認為與冰川塊體演化相關的斷層活動，並且可能發生在冰川後反彈(post-glacial rebound, PGR)期間。北半球的 GIFs 主要記錄在低地震活動的板內環境中，並且已被觀察到重新誘發現有斷層。大多數被接受的 GIF 位於 Fennoscandia，通常具有反向運動，地震活動度達到 M 7-8。

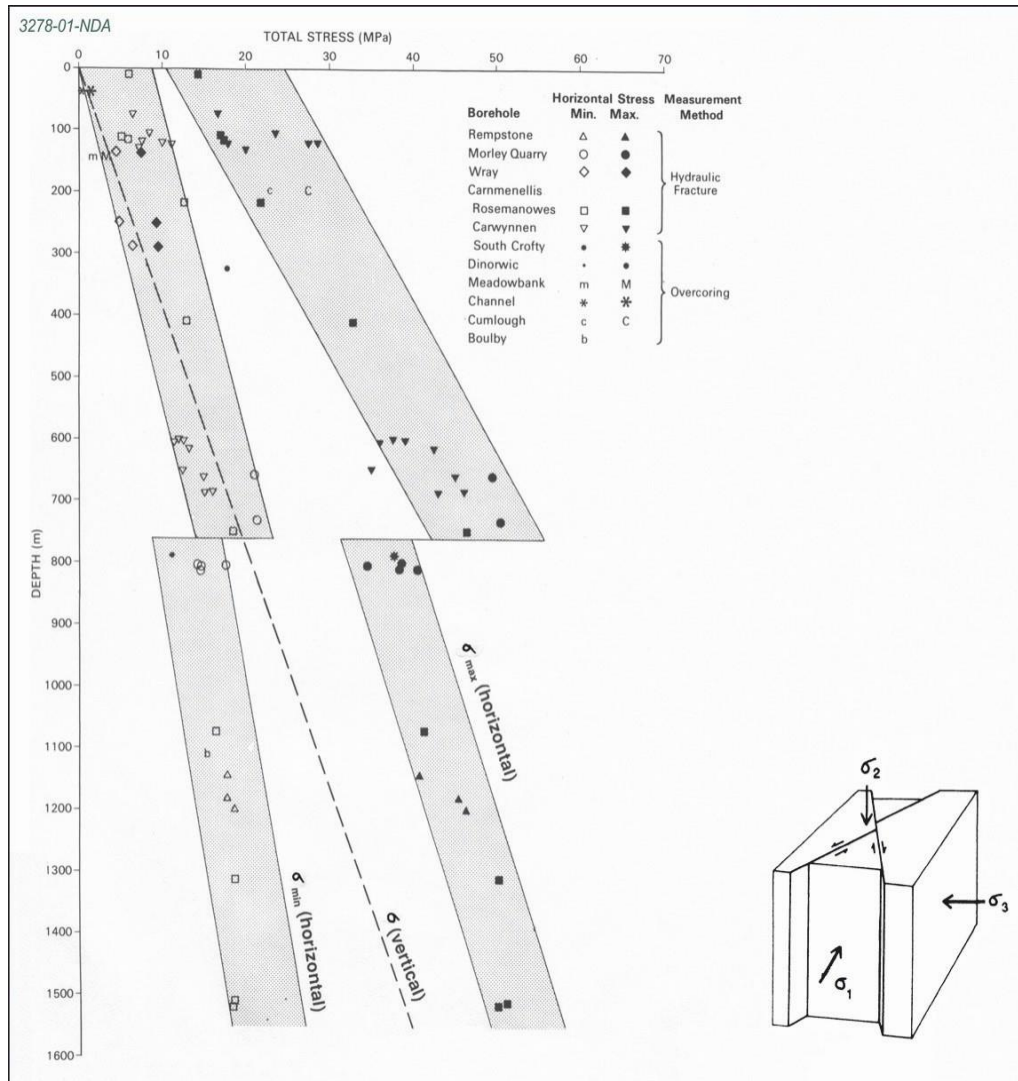


圖 3-23 來自選定英國鑽孔的地應力數據。
在>600 公尺的深度， σ_2 是垂直的，即走向滑移狀態

• 抬升、沉降和侵蝕

構造抬升和沉降現象是由壓縮、伸張和荷載的板塊構造力引起的。隆起表面的侵蝕主要由重力驅動，速率取決於岩石的物理和化學特性、氣候、海拔高度和隆起率。地球表面的垂直運動在規模、分佈及速度上可能有很大差異。剝蝕均衡(denudational isostasy)意指，高抬升率通常伴隨高侵蝕率；同樣，沉降通常伴隨或驅動沉積物輸入至下沉低窪地區的表面，而沉積物由相鄰相對隆起的側翼侵蝕的物質提供。沉積和侵蝕過程都可以驅動地殼變形彎曲，並且通常由其他抬升/沉降機制所驅動。冰川均衡(glacial isostasy)意指相對短

期的冰川-水力靜止壓力所誘發的抬升與沉降，是典型的岩石圈對於冰川進退期間荷載的反應。這些效應逐漸被認為是造成北大西洋邊緣和鄰近大陸內陸區域的部分地區的抬升(數百公尺至千公尺的尺度)。

沉降以及伴隨的沉積物沉積掩埋將導致地質處置設施中放射性廢棄物的隔離增加，從而增強其長期將廢棄物與生物圈隔離的能力；相反的，抬升和伴隨的侵蝕會影響地質處置設施的隔離和侷限功能。抬升和侵蝕過程不僅有可能降低工程障壁上方天然屏障的厚度，而且最終可能導致廢棄物的暴露。減少上覆地質環境的厚度也可以顯著改變水文狀況，任何上層和下層含水層的流動方向都可能發生改變，並形成放射性核種迅速傳輸到地表的可能新通道。

未來抬升和沉降對英國地質處置設施的影響，可歸納如下：

1. **構造變化：**英國很可能會發生進一步的變形，但時間跨度很長。預計時間將大於一百萬年，因此不太可能影響英國的地質處置設施。
2. **持續的的冰川後期靜壓力調整與未來的冰川作用：**未來的氣候模型預測，冰川的進退週期可能會在未來影響英國，並認為將影響英國的地質處置設施。
3. **未來的剝蝕均衡：**剝蝕均衡目前在英國正在發生，預計未來將與其他抬升驅動因素一起發揮作用。剝蝕均衡速率將受到侵蝕率的影響，而侵蝕率又與氣候有關。氣候模型預測未來 20 萬年將出現冰期和間冰期的交替。對於英國的部分地區，冰川期將包括冰川作用(活躍的冰蓋)，而未被冰川覆蓋的地區將經歷永凍土的情形。在間冰期間，英國將經歷從涼爽到溫暖的溫帶氣候。

- **氣候演變，特別是冰川作用、永久凍土和海平面變化的影響**

英國為預測未來氣候演變而開發許多模型，以支持瞭解冰川對地質處置設施封閉後安全的影響，包括：永凍土的發展、冰川均衡和相關的地震和侵蝕危害、海平面的上升變化及其過程對地下水狀況的影響。大多數長期氣候模型預測，即使考慮人為氣候變化，北半球將在未來一百萬年內經歷多次的冰期和間冰期之間的交替。因此，英國地質處置設施可能會在其安全臨界壽命期間多次經歷冰川作用與/或永凍土的條件，這些預測主要是根據過去冰川作用的證據得出的。模型預測未來冰蓋的持續時間、厚度和範圍對於理解和評估這些過程對英國地質處置設施封閉後安全的影響至關重要。

冰川作用的證據亦被用來驗證氣候演變模型。重建英國過去冰原歷程，將有助於預測未來冰川事件期間可能出現的冰原增長與衰退。證據顯示，無論是陸上還是海上，不列顛群島都有許多的冰川作用。地質記錄中對於冰川事件的首次證據可以追溯到約 2,700 萬年前，自那時以來，地球經歷了許多冰川時期。在較近期的地質記錄中，全球氣候已經從新生代早期(約 5,500 萬年前)的溫室氣候逐漸惡化，一直到目前的第四紀時期，該時期跨足了過去 260 萬年。這個過程反映了地球氣候在漫長的地質時間尺度上的變遷。通過分析深海和湖泊岩心中的氧同位素，以及冰芯中的氧同位素比率，可以追溯過去 260 萬年的氣候變化，並識別出不同的冰期和間冰期。這些證據顯示，地球軌道的變化在調控這些氣候變化中起著重要作用(圖 3-24)。

已開發的其他類型的氣候模型，包括：中等複雜性地球模型(Earth Models of Intermediate Complexity, EMIC)和耦合的氣候-冰蓋模型(coupled climate-ice sheet models)，以類比氣候系統各個組成部分在冰期和間冰期條交替中的貢獻，並預測未來的氣候。模型模擬結果顯示，與今天一樣溫暖或比現在溫暖的氣候可能會在英國持續 17 萬年，之後預計會出現降溫趨勢。

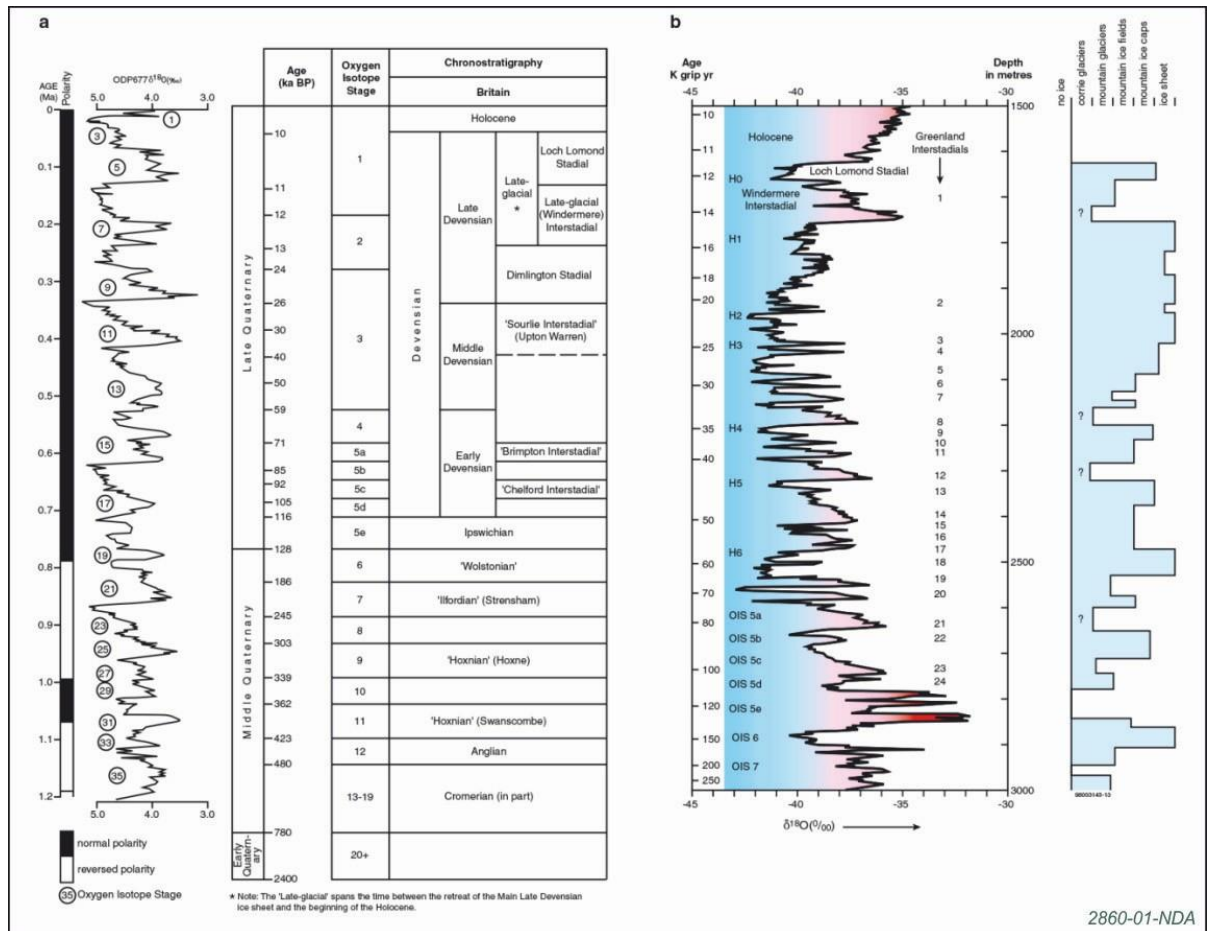


圖 3-24 (a)英國第四紀年代地層學和代表性氧同位素和地磁極性記錄(ODP 677)；(b)格陵蘭島(GRIP 高地冰芯)氧同位素記錄。
GRIP 高地冰芯的時間尺度是通過計算每年的冰層數目，回推到約14,500年前來確定。在此時間之前，則通過基於冰流模型的估算進行確定。

氣候變化可能對地質處置設施的長期安全性相關的環境產生一系列變化：

- 冰川均衡調整(glacial Isostatic Adjustment, GIA)可能會對抬升產生顯著影響，超出以前冰層的範圍；
- 永凍土將對地下水系統產生影響；
- 冰川和冰下侵蝕是冰期與間冰期氣候週期的結果；在氣候變化期間，地貌的變化可能迅速且難以預測；

- 特別是冰川的沖刷和冰川過深，可能導致局部侵蝕超過 200 公尺，此深度可能超過地質處置設施預定深度的底部，對其造成影響；
- 在地質處置設施封閉後，海平面變化可能會改變設施相對於海岸的位置，甚至將其置於海床之下。

上述變化對於地質處置設施的長期安全性和地下處置的放射性廢棄物的安全性非常重要，因此需要在地質處置設施的選址和設計中考慮這些因素，以確保廢棄物的隔離和安全。

冰川均衡調整(GIA)的概念是指在大規模冰原的進退過程中，伴隨著顯著的地球岩石圈變形，這一概念提出已有一個多世紀之久。在大型冰體的增長和收縮過程中，所增加和去除的質量對地球的岩石圈產生荷載效應，導致岩石圈彎曲以及在下面的軟流圈中產生黏性流動。這會引起地表高程的變化，並修改了通常主要由板塊構造過程主導的岩石圈應力(lithospheric stresses)。這一過程已在以前有冰原的北半球地區廣泛研究，如加拿大、美國、芬蘭斯堪地那維亞和西伯利亞等地，並且越來越多的共識認為，自末次冰期以來，GIA 一直是高緯度地區上升的主要驅動因素。

後冰川反彈(Post-Glacial Rebound, PGR)是指冰川期結束後地球地殼應變的過程。PGR 是一個後冰期的地質過程，當冰層融化並被移除時，冰川體積的縮小，分佈和荷載程度的變化伴隨著漸進的重新調整，地殼開始回彈或抬升，以恢復其原來的形狀和高度。這種重新調整主要是由於低密度的岩石圈和下面的軟流圈之間浮力的差異所引起的。這一過程主要在很大程度上是透過彈性變形，但也包括了永久應變，並主要發生在斷層和裂隙中，許多研究認為它是曾經有冰原的地區中主要的上升機制。這個過程可以持續數千年，對地質環境和地形造成深遠的影響。在蘇格蘭西北部等地區，冰川後反彈可能導致地區的抬升，改變了地形和地質特徵。這些過程對於評估封閉後地質處置設施的安全性非常重要。

海平面的變化在地球歷史上一直存在，且幅度和時間非常不穩定。在與放射性廢棄物地質處置的時間尺度內，海平面的變化主要是由於氣候變化所導致的海水的熱脹冷縮，與在冰川增長期間從海洋中提取水及在冰川融化期間將水歸還海於洋。在可能發生冰川作用的地區，例如：英國的北部和中部地區，因海平面在水平上大幅波動，上升和下降，可能導致區域海平面變化的模式非常複雜。表示海平面的變化對於地下坑道處置放射性廢棄物的安全性和設施的長期穩定性是一個重要因素，需要考慮全球變化和地區性等高效應之間的交互作用。

永凍層(permafrost)被定義為「地面在凍結的情況下保持兩年或更長時間」。永凍層開始於地表並向下延伸，主要影響其發展的因素包括地表溫度、地層的熱容量和當地的地熱梯度。地表溫度受氣候、植被、雪/冰覆蓋、土壤特性和水體等因素的影響。覆蓋在冰川的冰的存在可以起到絕緣地面免受極端氣溫的作用，防止永凍層的形成或導致永凍層的融化。此外，覆蓋冰川的存在還可以增加冰川下地下水的壓力約兩個數量級，使凍結點下降到使冰川下地面保持未凍結的程度。永凍層主要在亞北極到極地苔原氣候下的極地和冰前環境中形成。通常，一次冰期事件前面是苔原條件和永凍層。在前進的冰川邊緣下方預計存在一個永凍層的楔形，但隨著冰川前進而融化，永凍層也可能在冰川期間形成。如今，地球 25% 的陸地面積位於永凍層下，大多數現代冰前環境主要(但不僅限)於高緯度地區，在低緯度的高海拔地區，永凍層也存在，這種永凍層稱為高山永凍層(alpine permafrost)。

未來的 100 萬年內，英國將恢復寒冷的氣候條件，導致某些地方出現永凍層條件。大多數這些地區，永凍層最終將被厚厚的冰層所取代，而底下的永凍層將逐漸減小。全球氣候條件比當今更冷的很長一段時間內，英國的某些地區將保持無冰，因此，沒有冰層的絕緣影響，永凍層將發展形成。由於英國可能會出現永凍層的時間段，因此永凍層將成為長期地質處置設施安全性和性能的少數重要環境考慮因素之一。

如果永凍層擴展到地質處置設施的深度，可能會影響其工程障壁系統。即使地質處置設施的深度大於可能受永凍層發展直接影響的區域，仍然對於母岩產生間接的影響，例如：由於較淺深度處的永凍層發展而形成的滲水生成和遷移，侵入來自融化的永凍層或天然氣水合物的淡水(在永凍層下方形成)，或低溫孔隙壓力變化(與水-冰相變過程中體積變化相關)可能會影響地質障壁的完整性。在較淺的深度，永凍層的形成可能會影響較低強度的沉積岩的水文地質特性，潛在的影響地下水的補注和流失。凍結的地面將對地下水流動產生阻礙作用，但一旦解凍，滲透性可能會增加，導致地下水流動路徑暫時或永久的變化。如果地質處置設施的工程障壁系統在永凍層條件下凍結，則表示著周圍岩石上存在力學負荷。研究指出，永凍層的深度很少超過 500 公尺，因此英國的地質處置設施不太可能在熱環境下凍結(英國的地熱梯度平均為 $26^{\circ}\text{C km}^{-1}$ ，但在某些地方可能超過 $35^{\circ}\text{C km}^{-1}$)。然而，在永凍層區域內的地質處置設施特徵，例如回填的隧道、井和凍結區域內的水泥等相關材料，可能會受到影響，後續將針對此一部分進行研究。

冰川作用引起的侵蝕和相關的沉積對地形有著重大影響。例如，在英國北部的單次冰期事件中，通常會造成大部分現有的未固結物質被移除。然後，在冰川退卻的過程中，冰川通常會侵蝕地下母岩材料平均約 20 公尺，以形成新的沉積覆蓋層。發生在地球表面或附近的風化和侵蝕過程的最大深度，包括影響地下水或地表水運動的地下風化過程，很可能是由冰川作用所引起。例如，在非造山條件下，大多數硬岩類型的風化速率可能遠低於每百萬年 50 公尺；相比之下，冰河槽的深度可能達到約 200 公尺，這突顯了冰川在塑造地球表面和地質形態方面的顯著侵蝕潛力。

地質處置設施或回填的基礎設施，如果位於建議的深度範圍的較淺部分，即 200 至 1,000 公尺，無論在陸上還是離岸，都顯示了冰川融水侵蝕可能發生的深度。雖然侵蝕速率可能受現有山谷的位置以及冰厚度和海平面等因素的控制，然而，侵蝕速率仍需要作為地質處置設施選址過程的一部分予以考

慮，盡管避免現有山谷和冰川槽等地貌特徵的所在位置，可以避免或減輕表面侵蝕在地質處置設施封閉後，成為影響安全性的主要因素之一。

易溶解的岩石，如石灰岩、鹽石和石膏，在暴露於地下水時具有更高的侵蝕速率。水岩相互作用，包括化學風化，有可能通過增強礦物的溶解或沉積來改變地下水流通途徑。來自對裂隙填充物和地下水化學成分分析的證據顯示，從相對淺的深度開始，特別是從地表到 200 公尺以下的深度，岩體有效地緩衝了更深的地下水，使其保持還原性。總結來說，由於風化過程，對地下水流通途徑的改變可能會發生在地下水系統的淺部，但對深處的地質處置設施幾乎不會產生影響。

綜合上述，本章節確定了一些大規模自然過程，其中已經考慮並評估了與英國地質處置設相關的效應以及重大後果可能性，這些內容綜述在表 3-11 中。

表 3-11 未來大規模自然變化事件及其對英國地下深處處置設施的潛在影響

潛力	過程	對地質處置設施的直接影響(假設深度為600公尺)	未來1百萬年在英國發生的可能性	註解
外部因素：氣候潛力	冰川均衡調整	最小	極有可能	任何地震活動的增加都將沿著現有的斷層發生
	永凍土	中度到最小	極有可能	影響取決於地質處置設施的深度和地面凍結的深度
	冰川侵蝕	輕微到沒有	極有可能	只有接近最小深度200公尺的地質處置設施會受到直接影響。高地地區可能比低地受到更大的影響，並將剝蝕現有的山谷
	冰川下河流侵蝕和河流切割	輕微到沒有	極有可能	只有接近最小深度200公尺的地質處置設施會可能受到影響。高地地區可能比低地受到更大的影響
	海平面上升和下降	最小到輕微	極有可能	僅地勢較低的區域受到影響，可能會隨著基準面的變化而改變地下水流路徑。海平面下降對淺海岸地區的影響比上升大，主要是因為存在潛在的侵蝕
	侵蝕(陸塊降低)	輕微到沒有	確定	最高的速率可能與現存的冰川山谷有關；可透過地質處置設施的選址避開這些地區
內部因素：地幔對流	地震引發的破裂(斷層)	最小到輕微	很可能的事	地震將集中在已存在的斷層上，選址時應考慮其位置。地震的規模和震度可能較低，地質處置設施的結構設計應要能承受在英國較大地震(~釐米)發生時，斷層位移所造成的切割
	地震誘發振動	最小	很可能的事	地震的規模和震度可能較低，振動危險也明顯小於在地表觀察到的危險。因此，對英國地質處置設施來說，不影響其功能，因此相對不重要
	地震誘發的次生災害:水文變化	最小	很可能的事	地震引起的地下水流動不太可能，對於英國地質處置設施的相關性很低，因此不影響其功能
	下陷	最小	很可能的事	增加地質處置設施的隔離
	隆起和侵蝕	最小	很可能的事	侵蝕可能很淺(<200公尺)，僅影響淺層基礎設施
	火山作用	重要	幾乎不可能	在過去的55個百萬年中，沒有任何火山活動。根據對英國附近地體構造的瞭解，在給定的英國環境下，未來10個百萬年裡不太可能發生火山活動，在未來100個百萬年裡也不太可能發生

3.3.2.4 英國處置系統安全論證地質環境範例

英國已經開發六個具體的地質環境範例，綜合考慮了英格蘭、威爾士和北愛爾蘭大多數地區的地質和水文地質特徵，然而地質處置設施選址計劃不會被限制為尋找與這些具體地質環境相符的地點，這六個具體的地質環境考慮了地質處置設施放置在高強度岩石、低強度沉積岩和鹽岩中，並包括一系列覆蓋岩石的情況。所描述的六種通用地質環境代表了英格蘭、威爾士和北愛爾蘭可能發生的一系列地質條件，每個通用環境在岩石類型、結構、斷層和異質性、水文地質和水文化學方面具有不同的特性。說明如下：

- 高強度岩石出露至地表：在這種情況下，高強度岩石從地質處置設施建議的深度到地表都存在(圖 3-25)。由於不連續性、空間異質性和複雜的覆蓋層，包括高度風化和改變的高強度岩石和表層沉積物，可能仍存在重要的複雜性。這種環境的水文地質特性主要取決於覆蓋層的性質以及地形梯度和地下水密度變化

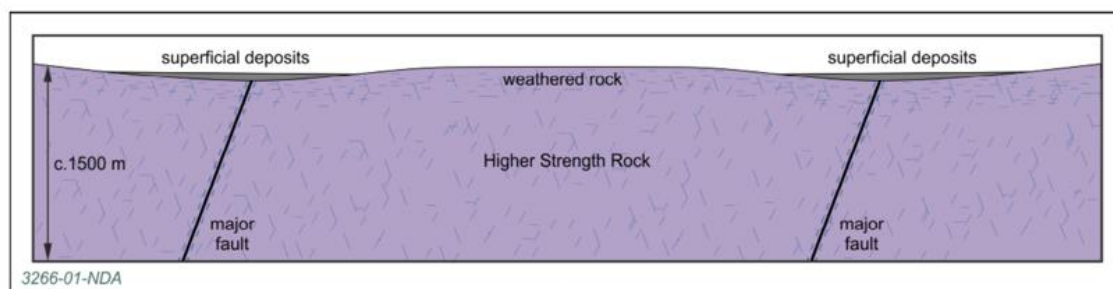


圖 3-25 高強度岩石出露至地表示意圖

高強度岩石將在某種程度上受到裂隙和斷層的影響，這些結構可能會影響或改變延伸的深度，高強度岩石可能在裂隙或斷層附近更深處受到風化，並且這些結構可能在過去已受到過改變而影響其強度。

- 高強度岩石上覆蓋高透水性沉積岩：在這種環境中，高強度的母岩被高

滲透性的沉積岩覆蓋。覆蓋岩層序列的厚度是可變的，部分受斷層控制，亦可能會向海岸增厚(圖 3-26)。儘管在這個序列中可能存在一些較低滲透性的層，但其分佈不夠廣泛或厚度不夠，無法對地下水流動提供重要的障礙。地下水位將受到地形和鹽度梯度的影響。在這個地質環境中，有一部分地區可能會直接對高強度岩石進行地下水補注；然而，在大部分區域，補注將發生在上覆的高滲透性沉積岩中。表層沉積物，如：冰川沉積物、河流礫石與土壤，將影響補注的發生。

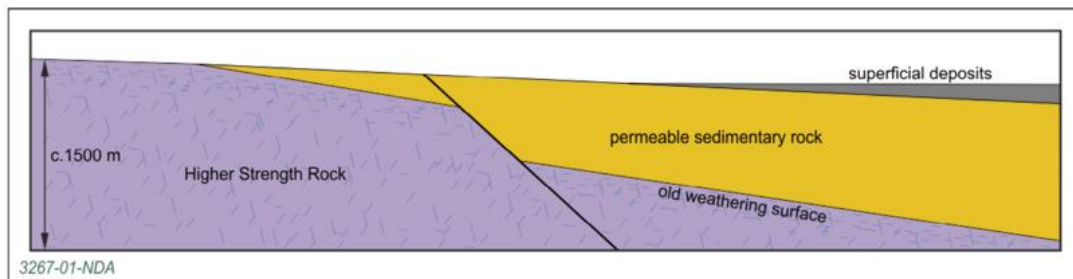


圖 3-26 高強度岩石上覆蓋高透水性沉積岩示意圖

- 高強度岩石上覆蓋低透水性沉積岩：在這種環境中，高強度的母岩上面覆蓋著一系列的沉積岩，其中至少有一個滲透性夠低的岩層，可以成為地下水流的屏障(圖 3-27)。在這個母岩環境中，驅動流體流動的梯度可能較低，儘管母岩可能具有高滲透性，但對於到達地下設施深度的補注量將非常低。低滲透性地層存在母岩和地表環境之間，可將來自地表的補注隔離開來。地下水的水力梯度受到地形梯度和地下水密度變化的控制，這反應相鄰地區的水文地質。當降雨補注地下水的時，將傾於沿地形梯度的方向流動，並反應當地小尺度地形。在深處，水力梯度將變得較緩和且水密度較大；較鹹的水將傾向於流動速度較慢。水文地質系統的最活躍部分可能由最上層的低透水層所限制。但如上所述，如果這個最上層的低透水層下方有更高透水性的層，它們可能會承載重要的流動。

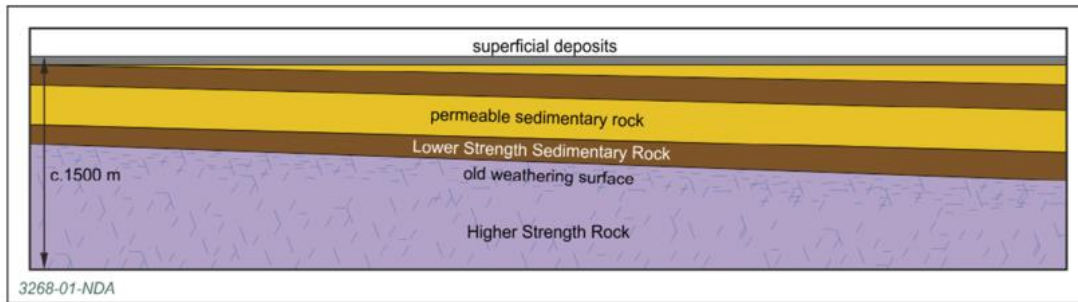


圖 3-27 高強度岩石上覆蓋低透水性沈積岩示意圖

- 低強度岩石上覆蓋高透水性沈積岩：在這種環境中，低強度的沉積岩為母岩，上面覆蓋著高透水性的沉積岩(圖 3-28)。這個環境很可能位於一個沉積盆地內，預計到達地質處置設施的補注量將非常小，因為母岩與覆蓋層的透水性將非常低。在這種環境中，由於母岩的低透水性，到達母岩的補注預計將很小。然而，如果高透水性的地層露出地表，則位於鄰近母岩的高透水性地層將是提供地下水流的潛在通道。然而，低透水性母岩和覆蓋層中至少有一個低透水性地層的存在，將使得地下水的流動主要是水平的，而非垂直。水文地質系統中最活躍的部分可能被限制在位於最上面的低透水性地層上方。

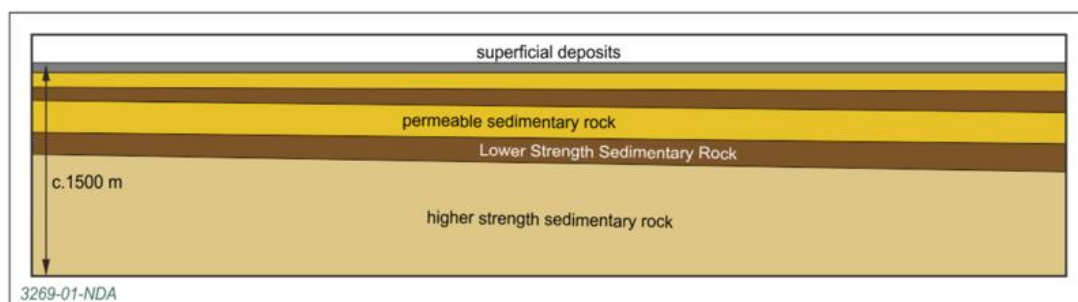


圖 3-28 低強度岩石上覆蓋高透水性沈積岩示意圖

- 低強度岩石上覆蓋低透水性沈積岩：在這種環境中，低強度的沉積岩為母岩，上面覆蓋著低透水性的沉積岩。這種環境可能位於一個沉積盆地

內，預計到達地層深度的地下水補注量將非常小，因為母岩和直接覆蓋在上的地層的透水性非常低。然而，如果較高透水性的地層出露至地表，則有可能成為大規模水的流動通道。若低透水性地層所主導的位置，意味著地下水的流動可能較有限，且主要是水平的流動。水文地質系統中最活躍的部分可能局限在位於最上面的低透水性地層及可能局限在表土的沉積物中。

- 蒸發岩上覆蓋一系列沉積岩：在這種環境中，母岩是由鹽類所組成，周圍有一個較低滲透性的沉積岩序列(圖 3-29)。這種環境通常存在於一個沉積盆地內，鄰近母岩的低滲透性地層阻止了地下水滲透進入蒸發岩，因此蒸發岩得以保留。在上覆蓋的較高滲透性地層中可能存在大量的地下水運動，但這些地下水受到鄰近的低滲透地層的阻擋，將無法進入母岩。母岩下方地層中的地下水預計將具有高度的鹽分，因此地下水的流動速率也預計很低。相對較活躍的水文地質系統可能存在於最上部的較高滲透性地層之上。

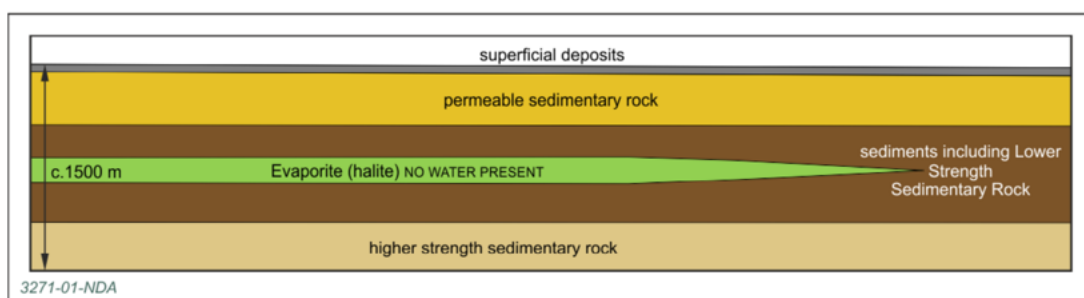


圖 3-29 蒸發岩上覆蓋一系列沉積岩示意圖

3.3.3 生物圈狀態報告

RWM 於 2016 年出版之生物圈狀態報告，總結說明 RWM 所有生物圈有關研究計畫，以及在通用處置系統安全論證案例中代表生物圈所採用的方法。並指出其生物圈評估方法和模型完全符合國際建議和當前處置環境條件，並有具體研究成果可支持。RWM 提出若需進一步進行生物圈評估，必須利用地質處置設施選址過程之場址進行詳細的調查及案例評估。其提出之內容：1.長時間尺度之生物圈評估方法(生物圈的定義、監管背景及生物圈評估方法)，2.環境變化(確立未來的生物圈系統、未來氣候、海平面變化、地景演化)，3.生物圈描述(主要關注陸地/淡水系統、生物圈系統的狀態和過渡、生物圈的概念化、水文和近地表水文地質、向生物圈釋出的氣體、潛在曝露群體)，4.生物圈的代表性(生物圈模型、主要放射性核種、非放射性物質對人類的影響、對野生動物的輻射影響)等。

RWM 說明該生物圈評估結果與其他狀態報告的關係，如：基於生物圈長期代表性的評估可明確支持地質處置封閉後安全評估；對生物圈的理解也可用於評估運轉時間尺度的安全性。RWM 提出之生物圈評估結果亦已提出特定參數值的選用，以支持處置系統完成生物圈安全評估的過程。並再提出以下與生物圈長期發展相關的作用亦具有重要性：

- 界定地質圈的邊界條件(例如，氣候、地形和/或土地使用的變化以決定地下水之補注率，和深層地下水系統的相關化學性質)
- 識別處置系統內不同障壁的潛在干擾源(例如永久凍土和冰川沖刷的影響)。
- 地質圈和生物圈之間的交互作用區(稱為「地質圈-生物圈介面」，Geosphere-biosphere interface, GBI)，影響潛在受到核種或非污染氣體和/或地下水向生物圈的釋放程度。對於處置場已受污染之地下水流出，該介面的性質會顯著影響放射性核種濃度的稀釋程度。
- 需要整合對地質圈和生物圈的理解才能完整說明 GBI 的展示。
- 在 GDF 形成的氣體可能經由工程障壁系統和地質圈進行遷移，最終可能出現在生物圈中。在向生物圈釋放放射性氣體的情況下，可能引起關注的主要放射性核種是 H-3 和 C-14，其中 C-14 是唯一與氣體傳輸路徑有關的放射性核種，由於 C-14 半化期非常長(約 5,730 年)，使得其在處置系統封閉後長時間尺度之輻射劑量需進行關注。RWM 於氣體狀態報告已對來自 GDF 的放射性氣體

的產生和遷移進行完整說明。

1. 長時間尺度之生物圈評估方法

(1) 生物圈的定義

生物圈包括大氣層、地表和近地表環境，通常有生物居住，以及近地表的含水層。從地質圈釋放的任何污染物以生物圈作為受體，且生物圈不能作為處置障壁系統組合，而是作為要確認地質處置系統是否具有圍阻有效性的關鍵終點，這些過程包括環境中潛在的濃度，以及處置系統外釋出核種或其他污染物對於人類和野生動物的潛在接觸及曝露。因此，生物圈評估係為已確定之放射性核種和其他污染物，從深層處置系統外釋出後對受體的潛在後果。NDA 提出之生物圈示意圖，如圖 3-30，並表示出主要的地下水路徑。生物圈主要組成部分的定義見表 3-12。

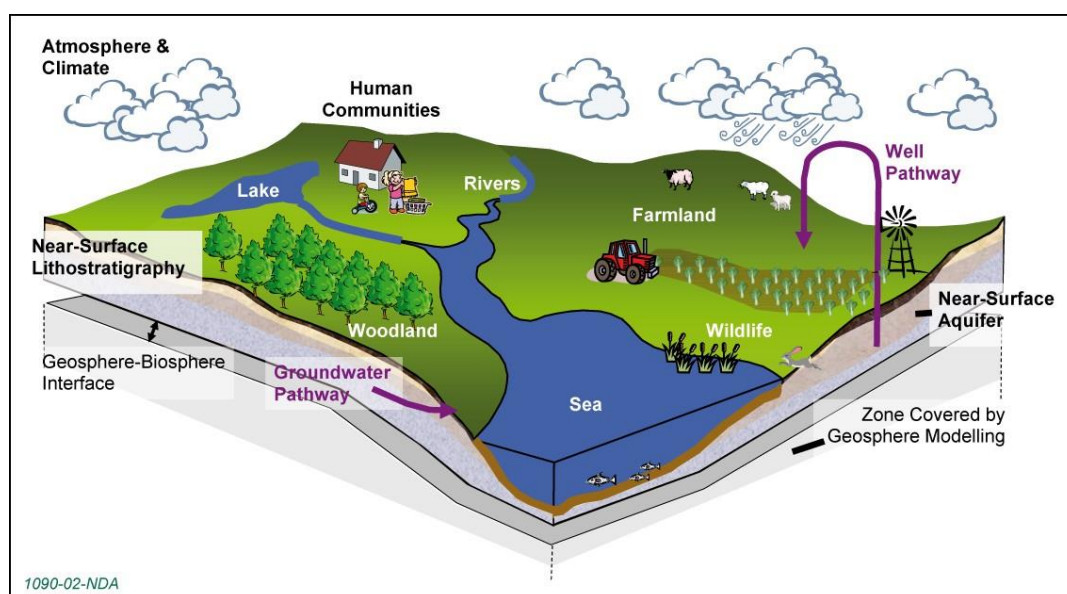


圖 3-30 生物圈的組成部分(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 3)

表 3-12 已確定的生物圈主要組成部分

主要組成	定義
氣候和大氣	以地區至少30年的地區氣象參數進行表達。這裡的大氣是指地球周圍的氣體層。
水體	水體包含地表和地下水，如近地表含水層、冰蓋、河口、沿海和海洋系統。
人類活動	人類活動描述社區的性質、習慣、技術水準和生存程度。

生物群體	生物群體是生物圈系統中的陸域和水域動植物。人類不包括在這個組成部分中，而是包括在人類活動中。
近地表岩石地層學	近地表岩石地層學描述土壤和沉積物的一般特徵，包括其組成和結構。
地形和水深測量	地形和測深分別是地球陸地表面的形態和湖泊或海底的深度，包括自然和人造特徵的地形和相對位置。
地理範圍	地理範圍界定所考慮生物圈的邊界和/或空間範圍。
位置	生物圈系統在地球表面的位置。
集水區	受污染的地下水可能流至地表水集水區。

(2) 監管背景

強調地質處置的監管背景，監管要求強調封閉後階段之生物圈評估結果視為環境安全的廣義指標，代表可能影響的可信指標。封閉後生物圈研究有關的監管指南，包括如下：

- 對人類健康保護的期望主要是根據風險數值或針對具代表性群體的最大風險值標來定義。
- 由於進行長期預測具有不確定性，對人類最高年度個人風險的評估本身不太可能足以證明環境安全。
- 一些不確定性無法在長期內精確量化，不同的氣候或地景的潛在演化是具有相關性。
- 任何計算都會涉及有些絕對的假設，並強調這些假設需應具有可信的、內部一致性，而且應該傾向於保守假設的狀態。
- 研究應該能夠透過潛在曝露群體(Potentially exposed groups, PEGs)的定義來識別代表最大風險群體。
- 相關個體的習慣、行為和變化特徵應該與在當今人群中觀察到的相似情況。
- 研究應能得出結論，即實現適當的環境保護(包括野生動物劑量評估和棲息地保護)。
- 集體劑量估算的計算時間不應超過封閉後數百年，因此與封閉後地質處置評估的相關性有限。

- 非放射性危險的防護標準至少應與批准處置非放射性危險廢棄物的標準一致。

(3) 生物圈評估方法

生物圈方法已經建立 30 多年。過程建模和生物圈評估研究模型，隨著地質處置設施計畫的推進，生物圈模型將變得更加具體。

A. 國際合作

RWM 的生物圈方案借鑒了國際指導和合作，但也認識到英國和其他國家的環境和監管背景不同，英國放射性廢棄物地質處置封閉後狀態有關生物圈之研究已經進行 30 多年，包括與國際組織(如國際原子能總署 IAEA)的合作，並分享研究成果和建立良好執行措施，使其發展符合英國地質處置的背景以及國際建議發展方向。例如，歐盟資助的 FASSET、EPIC、ERICA 和 PROTECT 專案計畫提出輻射對野生動物潛在影響的生物圈評估方法，RWM 透過 IAEA 的 MODARIA 計畫，進行「輻射影響評估之建模和資料」(MOdelling and DAta for Radiological Impact Assessments(MODARIA)計畫。以及英國與烏克蘭合作之 NERC TREE 專案計畫，該專案計畫係由英國自然環境研究委員會(NERC)、環境保護署(EA)和放射性廢棄物管理有限公司(RWM)共同資助，研究核輻射對車諾比地區野生動物的影響。

B. 生物圈評估的 RWM 方法

生物圈評估模型建立在生物圈研究和特性的基礎上，得到更詳細的過程建模的支援。重要考慮因素係為長時間尺度，這表示研究包括長期氣候變化和地貌演變的考慮。詳細的基於過程的建模以及建立在科學理解、生物圈研究和表徵的基礎上之關係圖，見圖 3-31。

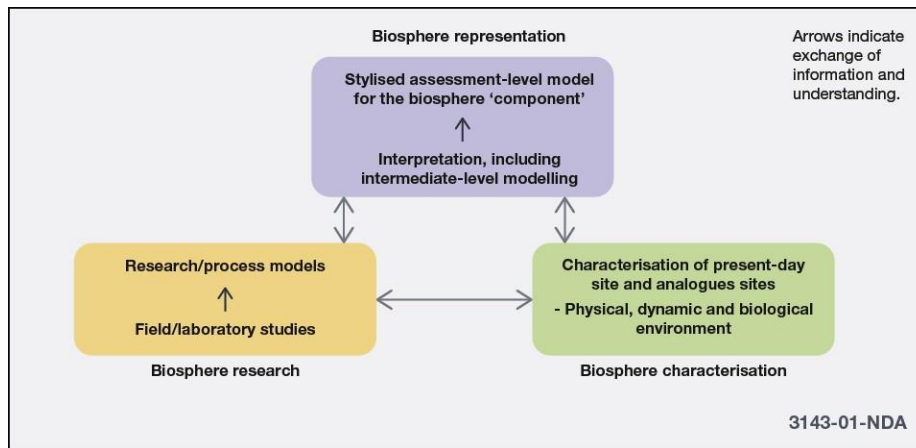


圖 3-31 生物圈研究、特徵和建模之間的關係
(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 4)

C. 生物圈方法論

國際原子能總署(IAEA)於 2003 年提出生物圈建模和評估(Biosphere modelling and assessment, BIOMASS)方法，以提供做為放射性廢棄物處置場生物圈發展之評估標準作業程序(IAEA, 2003)，NDA 採取 BIOMASS 方法，該方法定義生物圈系統，並將該系統適當地反映每一項評估的背景，以及作為定量計算的基礎。該方法之程序見圖 3-32。

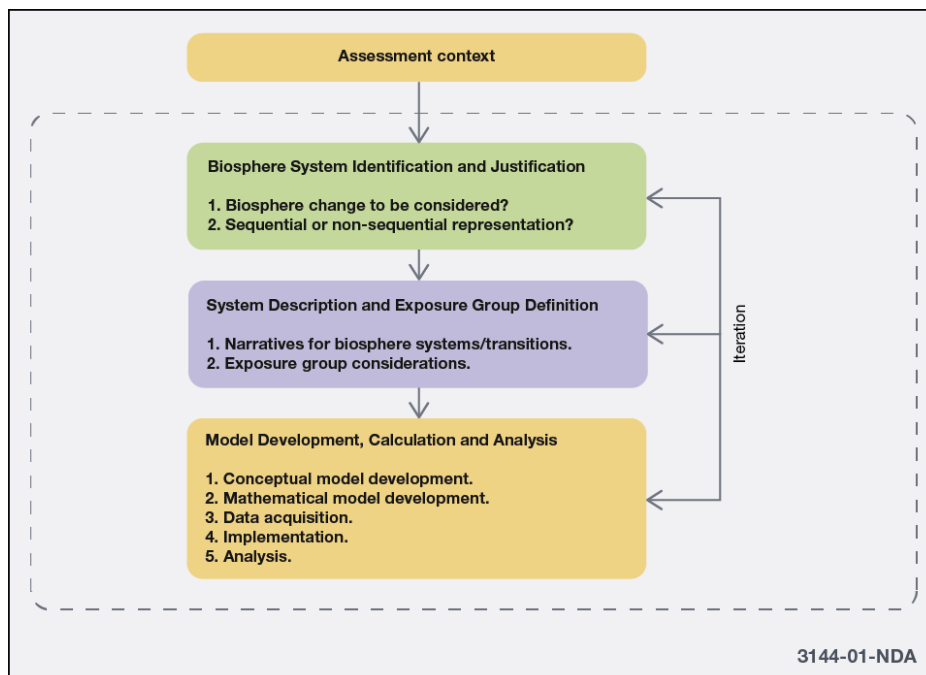


圖 3-32 生物圈方法
(摘自 NDA 報告 NDA/DSSC/454/01 圖 5)

D. 特定場址的注意事項

隨著 GDF 場址選擇過程的進展，將更加重視目前觀察到和透過候選場址調查確定的場址特徵(見圖 3-33)。生物圈特徵研究將與環境安全論證案例 (Environmental Safety Case, ESC)、運轉環境安全評估 (Operational Environmental Safety Assessment, OESA) 和環境影響評估 (Environmental Impact Assessment, EIA) 相關，例如在確定背景基準特徵方面。

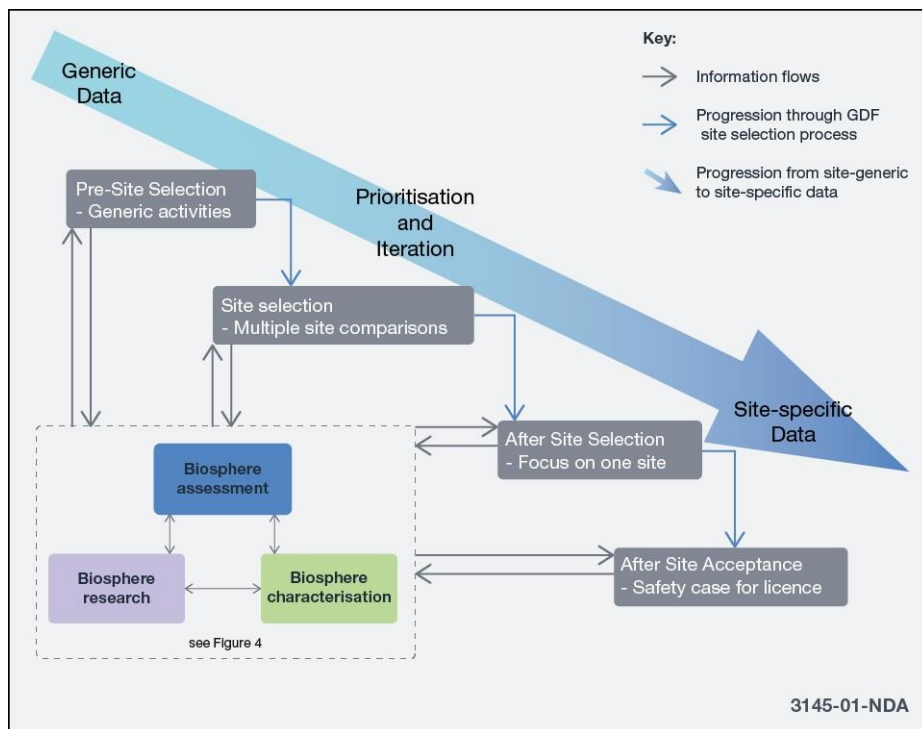


圖 3-33 GDF 選址過程中的優先順序和反覆運算

2. 環境變化

生物圈環境變化在長時間尺度上與放射性廢棄物的地質處置相關。氣候變化和未來人類的活動將導致環境變化的過程。以及封閉後安全相關的時間框架，包括氣候暖化和變冷的預計時期。環境變化主要要考量重點是氣候、海平面和地景演化。

(1) 確立未來的生物圈系統

英國相對穩定的地質背景表示氣候變化和未來人類活動是決定環境變化的主要外部因素。未來生物圈系統的方法是基於對引起環境變化的外部條

件。圖 3-34 說明外部 FEP 及其對生物圈影響的示意圖。

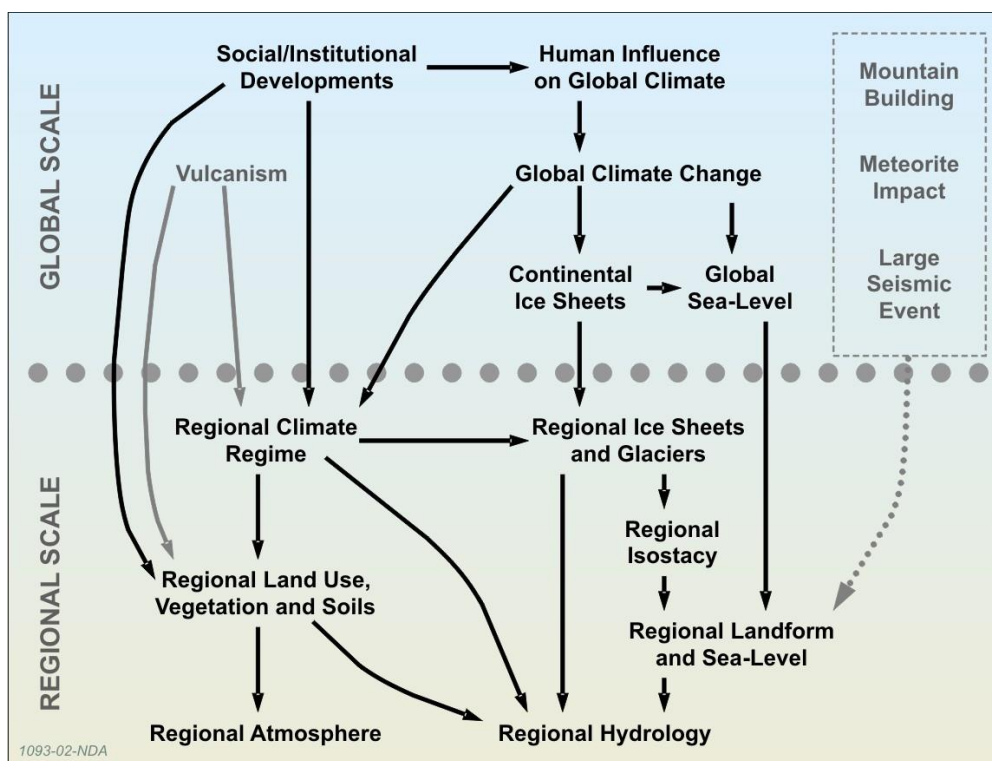


圖 3-34 描述變化對生物圈系統影響的外部特徵、事件和作用之模型示意圖

(2) 未來氣候

納入溫室氣體濃度升高的全球氣候預測顯示，地球正處於延長的間冰期。預計英格蘭中部將出現溫暖的氣候條件，隨後，北方和冰緣條件逐漸變冷，直到未來的冰川事件，預計至少在 170,000 年內不會出現。與 GDF 的選址、建造、運轉和封閉相關的時間尺度上，RWM 對氣候變化的考慮借鑒了國家層面建立的指南，特別是透過英國氣候影響計畫(UKCIP)。氣候變化關係到 RWM 方案的所有方面，而不僅僅是生物圈部分，因為它影響到，例如，整個水文地質環境。在一兩百年的時間尺度上，溫室氣體的人為排放是主要焦點。當在更長的時間尺度上評估未來氣候時，首先考慮自然變化，然後才考慮人為排放的額外潛在影響。地球氣候經歷冰川-間冰期迴圈的原因是：(A) 地球軌道的變化，導致太陽輻射輸入(日照)的自然變化，以及(B)大氣中溫室氣體濃度的自然變化(見圖 3-35)。然而，由於未來 50,000 年內地球軌道的變化造成的有限程度的日照變化，以及化石燃料的燃燒，預計將導致目前的間冰期從現在開始延長到 170,000 年，甚至更長。歐盟委員會於 2000 年至 2003

年執行 BIOCLIM 氣候變遷計畫，利用 BIOMASS 程序建立能評估氣候和環境變化執行方法，詳細探討未來的氣候變化。該計畫借鑒廣泛的國際氣候變化研究方案，特別是政府間氣候變化專門委員會(IPCC)的工作。

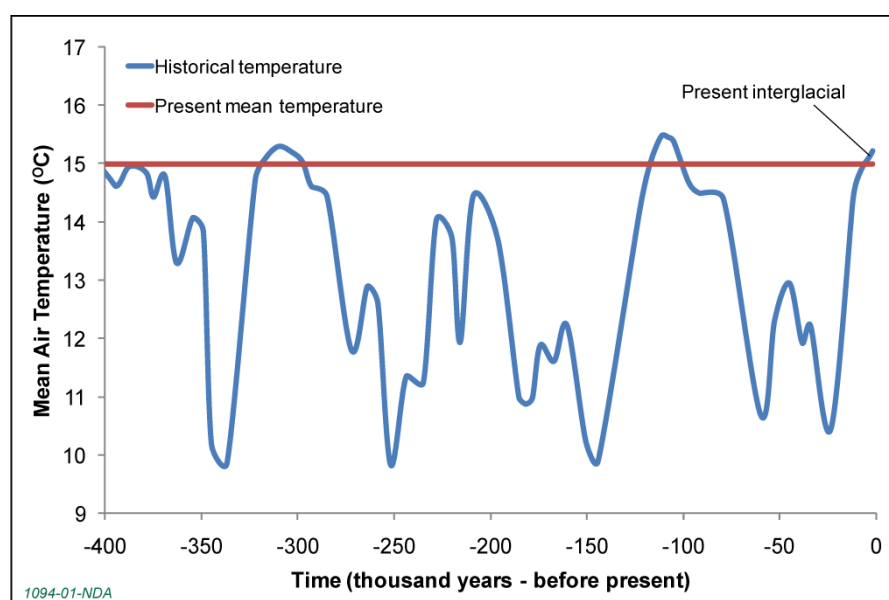


圖 3-35 說明冰川/間冰期迴圈的歷史全球溫度變化

(3) 海平面變化

由於全球氣候變化，不列顛群島周圍的海平面預計將在未來幾千年內上升約 11 至 21 公尺。在遙遠的未來，海平面預計會再次下降，因為冰蓋在未來的冰川作用下會變大，下降到目前水準以下幾十公尺。英國不列顛群島海平面上升的估計值如表 3-13。

表 3-13 不列顛群島海平面上升的估計值

時期	較低的估計	上限估計
短期 - 百年	0.26公尺	0.98公尺
中期 - 數百年	4公尺	12公尺
長期 - 數千年	11公尺	21公尺

(4) 地景演化

地景演化的理解與氣候預測是一致的，側重於內陸低地環境。在預計的暖期和溫帶期間，廣泛的農業用途仍然是可行的。英國 NDA 已針對氣候變

化對於地景演化進行分析，根據地球氣候冰期循環預測，於下次冰期循環變冷時期，將於北方形成冰緣地景。英國 NDA 已經發展低地地景變化之各種地景演化方案，地景演化過程說明如表 3-14。

表 3-14 地景演化過程

過程	描述
侵蝕	在重力、風和水的影響下，陸地表面的風化和隨後固體的移動。侵蝕導致地表下降(剝蝕)，包括特定類型的侵蝕，如由河流和小溪引起的侵蝕(河流侵蝕)導致的下切地形。冰川條件下，在冰蓋推進過程中，大量未固結的表層沉積物被搬運，隨後對下伏基岩的侵蝕產生了新的冰川沉積物。在某些地方，冰川侵蝕會導致原有山谷的大範圍改造和加深(“冰川沖刷”)。
沉澱/沉積	被侵蝕物質的沉積，物質被添加到地形中。
構造運動，包括地殼均衡(Isostasy)	板塊的運動會導致海拔的變化。不列顛群島相對地質穩定，表示地震事件的影響有限。然而，其他的構造運動也是相關的，特別是地殼均衡，透過這種均衡，陸地的高度受到冰川載荷和隨後的反彈/隆起的影響。

3. 生物圈描述

NDA 對於生物圈描述主要關注包括：生物圈陸域/水域系統、描述生物圈系統的狀態和這些狀態之間的轉變、描述生物圈潛在污染物遷移和曝露的概念化方式、近地表水文地質，以及氣體釋出至生物圈和潛在曝露群體。

(1) 生物圈陸域/水域系統

NDA 針對生物圈長期評估的主要重點是分析污染物排放對陸域和水域系統的影響。其結果顯示排放物對陸域和淡水環境的放射性影響大於對海洋環境的影響，主要係由於海洋環境的污染物稀釋程度較高，這足以抵消海洋生物體內某些放射性核種的高生物累積係數。RWM 進一步分析封閉後生物圈評估，包括對英國周圍的河口、海岸和海洋系統的潛在釋放，結果亦顯示向陸域和淡水環境排放比向河口、沿海和海洋環境排放的潛在輻射影響較高。未來將進一步分析參數敏感度，以及氣候變化對河口、海岸和海洋系統模型

的潛在影響，並確定控制的特徵和作用。

(2) 生物圈系統的狀態和轉變

評估生物圈系統於進行描述之前，有必要考慮環境變化描述為漸進的發展過程(序列方法)或一系列獨立的生物圈狀態(非序列方法)。雖然已知封閉後的長時間尺度會出現重大的環境變化。然而，生物圈應為獨立的狀態或是循序漸進的序列系統，取決於這種變化是否發生在潛在放射性核種釋出的時候。

(3) 生物圈的概念化

對生物圈系統進行描述以及考慮環境變化的描述方式，使得污染物遷移和潛在影響的概念模型可以進行發展。當確定了潛在場址，生物圈系統描述模型將利用場址目前的生物圈特徵；基於氣候和地景變化評估，也可能利用與合理預期的未來條件類似的場址特徵。此外，在選址之前，針對候選場址以外位置的場址特定資料有助於開發和測試生物圈概念化模型建立。交互作用矩陣可定義核種遷移、曝露途徑以及建立 FEPs 之說明，支援相關數學模型的開發，並可應用於描述生物圈系統狀態的特徵，包括考慮氣候和地景變化情況的特徵及狀態，並對這些狀態進行描述。

(4) 近地表水文地質

進入生物圈的放射性核種主要在地表水和近地表含水層之地下水中進行遷移。因此，需掌握地下水文和水文地質以利對生物圈中放射性核種遷移進行建模與評估。具體而言，地下水流至生物圈系統中之連通的地下水流徑係為重要區域，該區域可定義為地質圈-生物圈交界面。該區域中，從較深層以及可能被污染的地下水，經由此連通的地下水流徑擴散到近地表含水層地的地下水中。

(5) 氣體釋放至生物圈

在向生物圈釋放放射性氣體的情況下，可能引起關注的主要放射性核種是 H-3(氚)和 C-14(碳-14)。在英國 NDA 於運轉之環境安全評估中考慮氚的變化，但氚的半化期非常短，一般來說，與封閉後造成的輻射影響估算沒有多大的關係。因此，其關注之氣體主要為 C-14，C-14 主要存在於地質處置設施所釋出之二氧化碳或甲烷中之碳元素，並且在某種程度上亦可能形成其他氣體如一氧化碳、乙烯、乙烷和乙炔。最初存在於二氧化碳中的 C-14 很

可能經由與水泥質材料的碳酸化反應被工程障壁系統大量吸收，因此生物圈環境中的焦點是甲烷。甲烷在土壤中可以轉化為二氧化碳，這是重要的過程，因為二氧化碳被植物吸收，並進入有機物和食物鏈。

(6) 潛在曝露群體

為進行人類曝露劑量計算，需假設生物圈受污染地區的人為習慣和行為來補充生物圈系統的描述。利用關鍵群體代表成員的概念，表示可能接受最高曝露劑量的成員組合，其特徵屬於居住和消費的習慣資料。在封閉後生物圈評估研究，關鍵群體的概念則以潛在曝露群體(PEG)的概念取代，由於預測未來行為的不確定性，其特徵屬於一般性的習慣資料。

英國 NDA 考慮的 PEG 成員假設都居住在最高放射性核種濃度的地區，考慮的曝露途徑之計算重點是人類的潛在曝露量。其 PEG 特徵主要是基於一般習慣資料所定義，包括以下考慮因素：

- 植物產品的消費率，包括水果、蔬菜、穀物和從沿海地區採集的植物；
- 動物產品的消費率，包括肉、肝、腎、奶和乳製品(例如乳酪)，包括在沿海鹽沼地所放牧的動物；
- 對淡水魚和鹹水魚、甲殼類動物、軟體動物和紫菜(加工海藻)的消費量；
- 無意中攝食土壤；
- 水攝取量；
- 室內和戶外居住因子。

4. 生物圈的表示方式

(1) 生物圈模型

英國 NDA 已經發展地下水向陸域以水域(包括：淡水、河口、沿海和海洋)系統的潛在釋放模型，評估模型中地質圈放射性核種釋放率以及利用生物圈劑量轉換係數計算曝露劑量。

A. 陸域和淡水水域系統的表示

英國 NDA 對於生物圈模型係假設污染物均勻分佈在潛在曝露群體所處的陸域環境系統，該區域係透過考慮潛在曝露群體的資源需求和釋放到地下水中的放射性核種的預期遷移外釋路徑所決定。生物圈模型的陸域和淡水水

域部分係根據以下原則：

- 根據 IAEA 之生物圈建模和評估(Biosphere Modelling and Assessment, BIOMASS)專案提供方法及原則進行生物圈模型建立和論證。
- 考慮歐盟之 BIOCLIM 計畫所建立氣候長期預測，提出現況、更溫暖、北方和冰緣氣候等不同的獨立氣候狀態。

陸域環境之土壤水流係假設表層土壤層和底土層(如圖 3-36)，土壤是根據其水文特性進行定義，降水和灌溉流入到表層土壤層，蒸散損失也來自該層，地下水流出則發生在較低的下層土。並由下列方程式進行描述。

$$S_{in} + I_1 + E_2 - I_2 - E_1 - S_{out} = 0 \quad (3-3-1)$$

$$B_{in} + G + I_2 - E_2 - B_{out} = 0 \quad (3-3-2)$$

其中：

B_{in}	: subsoil 區塊之地下水流入量	I_1	: 降水和灌溉
B_{out}	: subsoil 區塊內之地下水流出量	I_2	: 入滲率
E_1	: 蒸發散率	S_{in}	: surface soil 區塊土壤水流入量
E_2	: 毛细水上升補充土壤水分不足	S_{out}	: surface soil 區塊土壤水流出量
G	: 垂向地下水流入		

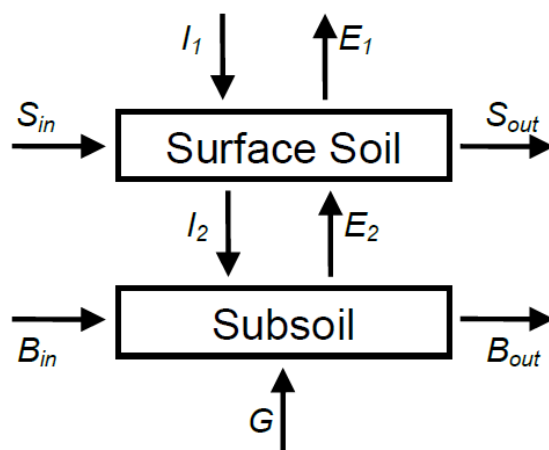


圖 3-36 生物圈模型中土壤系統的表示(取自 NDA(2016))

污染物在陸域和淡水環境中遷移的概念模型見圖 3-37，該模型需要放射性核種和其他生物圈環境特定資料。放射性核種資料，包括：放射性衰變特性、經由攝食和吸入的放射性核種、有效劑量和劑量轉換因子。生物圈環境

特定資料，包括：土壤吸附、植物相對於土壤的濃度比、動物產品相對於其攝入量的轉移係數、淡水魚相對於其周圍水體的濃度係數，以及灌溉水和作物之間的各種轉移係數等。

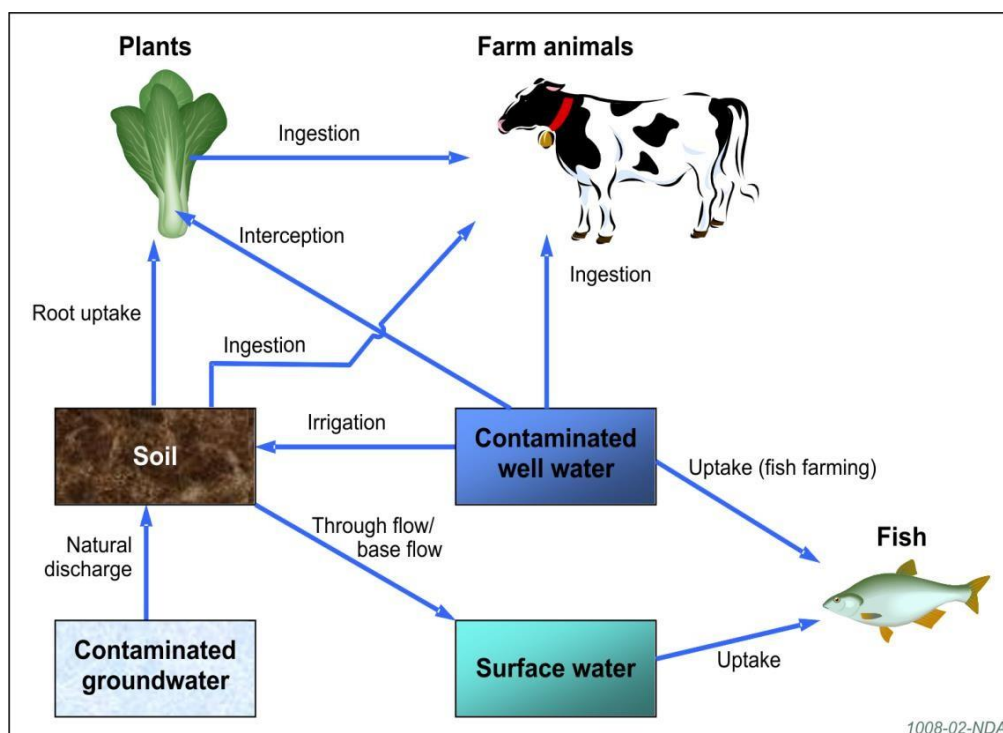


圖 3-37 經由地下水流動路徑釋出到溫帶陸域生物圈的污染物遷移過程(取自 NDA(2016))

B. 河口、海岸和海洋水域系統的表示

生物圈模型的河口和海洋部分的概念基礎，係指放射性核種可以直接經由地下水或地表水排放進入河口、沿海和海洋系統。雖然較大的川河通常由河口入海，但對於較小的河流和溪流，或者與海洋環境的邊界已經由人類活動(例如建造港口)改變的地方，其情況並非如此。此外，來自陸域環境的地表和地下徑流可能直接進入沿海環境(例如地表水滲漏成地下水流形成地下徑流入海)，而不是經由河道水流入海。

C. 生物圈劑量轉換係數

生物圈劑量轉換係數係假定放射性核種向生物圈系統釋放，和從生物圈系統損失量之間取得平衡。劑量轉換係數的使用是對吸收性更高的放射性核

種的保守簡化，實際上可能需要數千年時間，核種劑量才能達到平衡釋放到生物圈中。對於生物圈評估的程序以及於最後步驟使用生物圈劑量轉換係數進行曝露量計算的流程方法，英國 NDA 提出如圖 3-38 之流程示意圖。

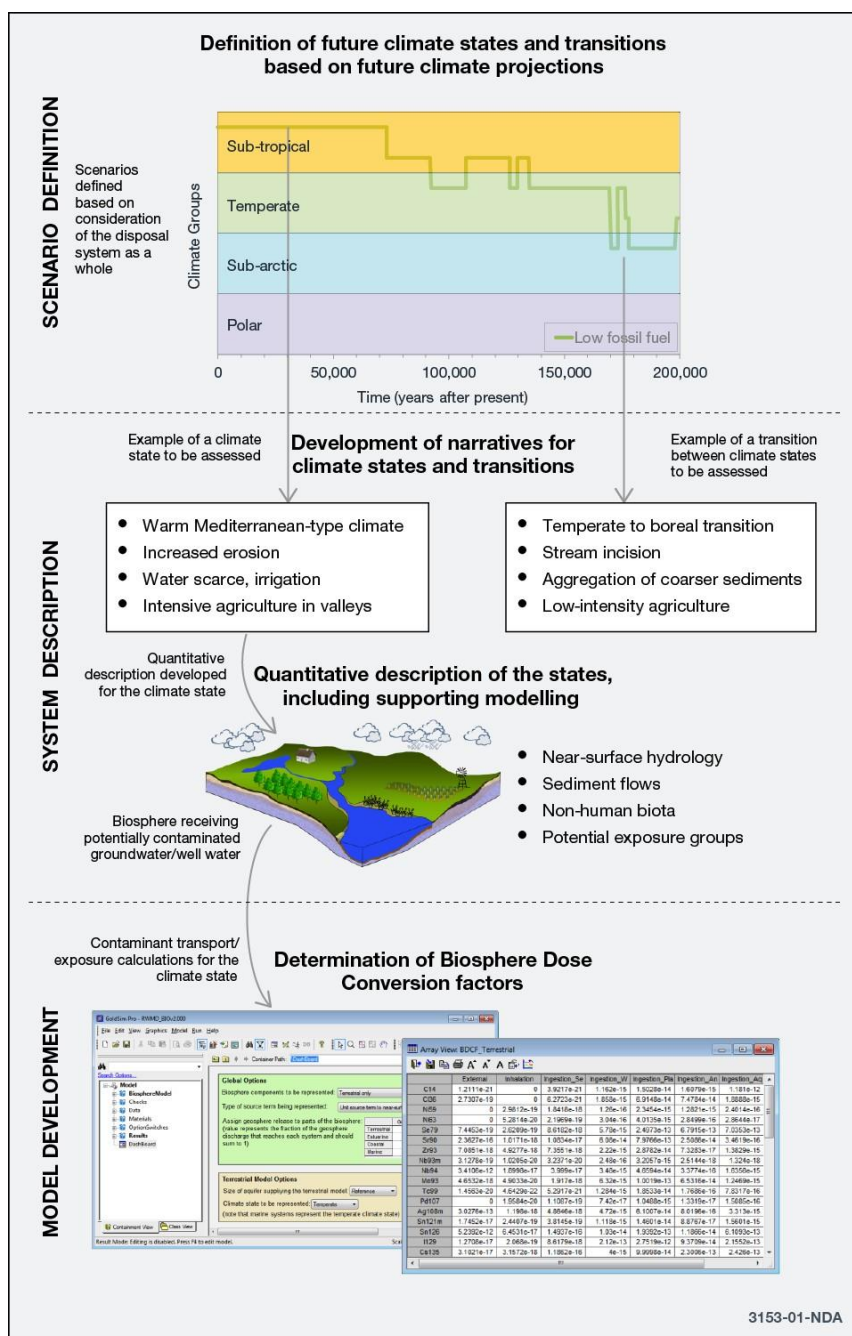


圖 3-38 發展生物圈模型的方法及程序示意圖

就陸域和淡水水域環境而言，生物圈劑量轉換係數通常用於放射性核種向下層土底部的排放和/或抽取的井水中的恒定濃度。進入模型的放射性核

種可能是放射性核種衰變鏈的母核種，如果是這種情況，模型應需自動計算放射性核種活度和遷移過程。

英國 NDA 於五種不同氣候狀態(溫帶、暖濕、半乾旱、北方和苔原)下放射性核種向陸域和淡水水域環境釋放，針對水井抽水和天然地下水排放進行計算。簡化的做法是將這兩組結果相加，並提供每種放射性核種通量為 1 Bq y^{-1} 的總組合劑量，考慮近地表含水層的流速和地下水區域的面積來進行計算。由此產生的生物圈劑量轉換係數與計算出來自地質圈的地下水流量，進一步計算劑量和相關風險。需強調此計算結果並不是對實際影響的預測，而是提供一系列可能影響的可信指標，並與其他安全指標一起比較及使用。

D. 生物圈劑量轉換係數的敏感性

英國 NDA 針對生物圈劑量轉換係數的敏感性計算係利用 GoldSim 模式於所建立的生物圈模型進行反覆運算，摘述說明如下：

- 溫暖濕潤和半乾旱氣候的劑量係數通常分別比溫帶氣候的劑量因子高約 1.5 和 3.5，這主要是由於灌溉需求的增加以及水井抽水途徑重要影響。北方氣候的結果與溫帶氣候的結果相似，而苔原氣候的結果只有溫帶氣候的十分之一左右，因為曝露途徑範圍縮小(例如缺乏灌溉)。
- 劑量係數接近平衡的時間尺度，對於更具流動性的放射性核種約在 100 年或更短的時間尺度內達到平衡，而對於最不具流動性的放射性核種之時間尺度約為 10,000 年。
- 若傳輸途徑多了飲用水攝入和噴灑灌溉的葉片攔截，則水井抽水的劑量傳輸的劑量貢獻率則較小，主要是增加其他的傳輸途徑。
- 是否考慮地下水釋放和/或水井抽水途徑，以及相關的排放面積和流量多寡，影響著生物圈劑量轉換係數，有些可能相差高達 10 倍。
- 由於體積較小和稀釋程度降低，放射性核種向較小海洋系統的釋放比向較大海洋系統的釋放導致更高的劑量轉換係數。
- 參數敏感性研究可作為選取及審查關鍵放射性核種；例如，關於 Cl-36 、 Tc-99 和 I-129 。

(2) 關鍵放射性核種

英國 NDA 提出需確定關鍵的放射性核種，並對這些放射性核種進行審查。英國 NDA 已經為 C-14 和 Cl-36 開發放射性核種遷移的特定模型，這對於進入生物圈的任何潛在氣體途徑都很重要。將來，可能會開發其他模型，例如，放射性核種(如 Se-79 和 Tc-99)在土壤中表現出複雜的氧化還原敏感行為。並已研究關鍵放射性核種行為，包括 I-129、Se-79、Tc-99 和 U-235 在土壤-植物系統中的生物地球化學行為，以及 C-14、鈾和鐳放射性同位素在英國自然模擬環境中的行為。

A. 關鍵放射性核種的鑒定和審查

陸域和淡水水域環境之長半化期同位素的行為存在不確定性，很少或沒有來自事故或排放的經驗之現場實際證據。因此，與關鍵污染物和曝露途徑相關的模型和資料將不斷接受審查，並考慮新的資訊納入，以確定進一步研究領域。在實施篩選程式以確定應納入封閉後安全評估的所有放射性核種後，確定與英國廢棄物的 ILW、HLW 和 SF 核種盤存量清單相關的關鍵放射性核種和曝露途徑。這些關鍵的放射性核種列於表 3-15。

表 3-15 關鍵放射性核種說明

中放廢棄物、高放廢棄物和用過核子燃料的關鍵放射性核種(半衰期為年)
C-14 (5700)
Cl-36 (3.01×10^5)
Se-79 (2.95×10^5)
Zr-93 (1.53×10^6) → Nb-93m (16.1)
Nb-94 (2.03×10^4)
Tc-99 (2.11×10^5)
Sn-126 (2.3×10^5)
I-129 (1.57×10^7)
Cs-135 (2.3×10^6)
Pu-239 (2.41×10^4) → U-235 (7.04×10^8) → Pa-231 (3.28×10^4) → Ac-227 (21.8)
Pu-240 (6560) → U-236 (2.34×10^7) → Th-232 (1.41×10^{10}) → Ra-228 (5.75) → Th-228 (1.91)
Np-237 (2.14×10^6) → U-233 (1.59×10^5) → 229-Th(7340)
Pu-242 (3.57×10^5) → U-238 (4.47×10^9) → U-234 (2.46×10^5) → Th-230 (7.54×10^4) → Ra-226 (1600) → Pb-210(22.2) → Po-210(0.379)

註：根據核種盤存量、放射性衰變、母核種衰變子核種量，和生物圈劑量轉換因素所確定。其中一些放射性核種的半化期相對較短，係因為一些生物圈過程的時間尺度可能較短，且考慮在地質圈和生物圈中已有半化期較長之母核種產生的情況，所以納入半化期較短的子核種。半衰期小於約 30 天的放射性核種被視為與其母核種處於長期平衡狀態。

B. 碳-14

英國 NDA 提出已蒐集分析氣態形式釋放到陸域生物圈的 C-14 行為，考慮土壤中之甲烷到二氧化碳的微生物代謝過程，以及植物光合作用吸收從土壤中釋放的二氧化碳之相關文獻資料及數據。然而，BIOPROTA 生物圈評估國際合作計畫研究發現，評估方法可以兩種方式得到顯著改善：(i)建模分析及更新、(ii)進行現場和實驗室研究，以提高對作用過程的理解，並為新一代模型提供參數值。因此，英國 NDA 底下之 RWM 進行現地和室內試驗，研究甲烷在土壤中遷移、土壤中氧化作用以及植物對甲烷的吸收。這些試驗過程大部分都利用富含穩定同位素的 C-13，並於實驗室證明利用 C-13 的資料可進行 C-14 行為建模的適用性。

C. 氯-36

Cl-36 在土壤和植物中的行為，特別是其氯化物形式具有高遷移率以及與土壤中有機物具有強關聯性。目前已經開發土壤和植物中 Cl-36 行為的模型，該模型提出穩定的氯通量對確定 Cl-36 的行為非常重要，並應用於驗證評估模型中所使用的參數值。Cl-36 的盤存量、長半化期和高遷移性，在地質處置方面需要進行注意，需在生物圈評估中針對 Cl-36 的行為模型考慮其高流動性，以及穩定的氯通量和有機氯化化合物的重要性。

(3) 非放射性物質對人類的影響

除了放射性危害，地質處置設施也有可能釋放非放射性物質。化學毒素也可能是基因毒劑。然而，其作用方式可能比游離輻射更多樣、更具體。儘管被吸收到體內的放射性物質可能與特定的器官相關聯組織，例如甲狀腺的 I-131 和骨表面的 Pu-239，發出的輻射引起非特異性損傷。相比之下，化學物質可以透過結合特定的配體和改變特定的生化途徑來誘導作用。這些配體和途徑因化學品而異，因此，儘管每一種化學品都有特定的作用方式，但人類接觸的化學品範圍很廣，其有害影響的範圍比游離輻射更為多樣。例如，鎘和鎳都可以誘導基因組發生不穩定性。

針對非放射性物種的健康風險，評估非放射性物質的方法必須比評估游離輻射的方法更進一步，討論曝露與健康風險之間的關係。包括檢查各種物質之間的潛在聯合效應，以及接觸游離輻射、放射性污染物和化學污染物之間的潛在協同效應，將作為未來前瞻性研究計畫進行探討。

目前對人類有影響的非放射性物質，如：鈹、鎘、鉻、鉛和鈾，該非放射性物質係依據在英國放射性廢棄物清單中的存在性、毒物學特性所列出。雖然，鈹、鎘、鉻、鉛和鈾已被確定為相關非放射性物質，然而研究顯示，非放射性物質不會對安全性產生重大不利影響。

(4) 放射性對野生動物的影響

野生動物劑量計算的要求尚未在國際和英國國家之層面進行完全確立。目前用於人體劑量評估的生物圈模型已提供一系列環境介質中的放射性核種濃度，並在加以利用國際公認的分析工具評估輻射對野生動物的影響。野生動物相關評估的監管框架反映了該領域國際建議的發展狀況而且還沒有很好的定義。然而，歐盟資助的 ERICA 專案計畫已產生一種評估工具，可以計算參考生物體的劑量率，並根據適當的劑量率篩選標準進行評估。歐盟資助的專案計畫已提出選擇合適的篩選標準。此外，評估研究中使用的相關資料正在通過 IAEA 協調計畫進行彙編，這些資料可作為放射性對野生動物影響之生物圈模型提供推薦的參數值。

儘管與野生動物相關的方法和建議有所發展，使用 ERICA 工具對 GDF 其放射性對野生動物的潛在影響進行初步評估，這些結果遠低於目前使用的所有基準和篩選值，這表示 GDF 放射性核種釋放對野生動物的風險可能很低。

3.3.4 小結

本計畫針對地質處置-地質圈狀態報告及地質處置-生物圈狀態報告，對於通用處置系統相關安全評估技術及相關要求進行研析，初步完成地質圈狀態報告有關之地質障壁(包括：地質環境的定義、基本要求及目的)、地質屬性(包括：屬性主題分類、母岩種類)、地質環境的具體組成(包括：概念描述框架、成分和結構特徵描述)、英國主要岩性概述、當前與未來大規模自然過程對英國地質處置設

施的潛在影響(包括：板塊構造與地震活動和火山活動的影響、抬升、沉降和侵蝕、氣候演變、冰川作用、永凍土與海平面變化)及英國處置系統安全論證地質環境範例(六個具體範例)等重點說明。上述所節錄的地質圈相關研究項目或議題，後續可納入地質處置設施規劃之參考依據。以及生物圈狀態報告有關之長時間尺度生物圈評估方法(生物圈的定義、監管背景以及生物圈評估方法，包括：國際合作、生物圈評估的 RWM 方法、生物圈方法論、特定場址的注意事項)、環境變化(確立未來的生物圈系統、未來氣候、海平面變化、地景演化)、生物圈描述(包括：生物圈陸域/水域系統、描述生物圈系統的狀態和這些狀態之間的轉變、描述生物圈潛在污染物遷移和曝露的概念化方式、近地表水文地質，以及氣體釋出至生物圈和潛在曝露群體)、生物圈的表示方式(包括：生物圈模型有關之陸域和淡水水域系統，河口、海岸和海洋系統，生物圈劑量轉換細數及其敏感性；關鍵放射性核種的鑒定和審查，並特別提出碳-14 及氯-36 之核種特性說明，非放射性物質對人類的影響及健康風險；以及放射性對野生動物的影響)等重點說明，這些通用處置系統安全評估重要概念及方法，將可納入我國用過核子燃料最終處置場規劃設計及審查之重要參考。

3.4 日本 NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案報告

3.4.1 安全概念

NUMO(日本原子力發電環境整備機構，Nuclear Waste Management Organization of Japan)對於發展安全證案，目前的策略為說明確保安全的基本做法，並證明要達成執行方案所定義每一階段的安全地質處置。在本章節中，首先建立地質處置計畫目前階段所必須考慮的問題，場址特性調查所需考量的技術，接著說明處置場設計。

3.4.1.1 日本規劃地質處置所必須考慮的問題

在特定場址地質處置放射性廢棄物所必要的安全特性，取決於廢棄物的特性與法令規定，如同本節所述。

➤ 需地質處置的放射性廢棄物

在日本需地質處置的放射性廢棄物包括玻璃固化的 HLW 與 TRU 廢棄物(對於這些指定廢棄物詳細的定義，請見支援報告 3.4-1)。在 HLW 產生後，活度與熱輸出均很顯著，因此廢棄物首先被安全貯存大約 30 至 50 年，然後才可被處置。此外，TRU 廢棄物在處置前被固化密封貯存於容器內。為執行處置場的設計與安全評估，需要所產生廢棄物的數量與特性之進一步資訊，如下所述：

(1) 玻璃固化 HLW 的基本資訊

HLW 共有四種來源：由國外再處理後送回日本的玻璃固化廢棄物(由法國 Orano 前身為 AREVANC 與英國 Sellafield Ltd.前身為 BNFL)以及在日本由 JAEA 與 JNFL 所產生的玻璃固化廢棄物。表 3-16 顯示這些 HLW 的標準規格，有關 HLW 進一步詳細的性質，請見支援報告 3.4-2。

表 3-16 HLW 與包裝鋼桶的標準規格及目前貯存的數量

產生者	JNFL	IAEA	Orano(代表)	Sellafield(代表)
總活度 (Bq - 在產生時)	$\beta, \gamma \leq 2.17 \times 10^{16}$ $\alpha \leq 1.29 \times 10^{14}$	$\beta, \gamma \leq 1.5 \times 10^{16}$ $\alpha \leq 2.6 \times 10^{14}$	$\beta, \gamma \leq 2.8 \times 10^{16}$ $\alpha \leq 1.4 \times 10^{14}$	$\beta, \gamma \leq 4.5 \times 10^{16}$ $\alpha \leq 3.5 \times 10^{14}$
熱功率(kW)	≤ 2.3 (在產生時)	≤ 1.4 (在產生時)	< 2.0 (在運送時)	< 2.5 (在運送時)
包裝鋼桶的尺寸 (毫米)	高度：1340 外徑：430 鋼桶厚：6	高度：1040 外徑：430 鋼桶厚：6	高度：1340 外徑：430 鋼桶厚：5	高度：1340 外徑：430 鋼桶厚：5
裝填 HLW 後鋼桶的重量(公斤)	500	380	492	550
貯存中 HLW 鋼桶的數量	346	316	1310	520

對於處置場設計與安全評估，必須要知道在接收時廢棄物演變中熱產生率與活度的存量等資訊。在本報告中，這些性質乃是基於下列假設所建立，詳細請見支援報告 3.4-3。

- 當 JNFL 再處理廠啟動運轉後，由既存用過燃料或未來核能電廠所產生的用過燃料，所產生的 HLW 將占總存量的大部分。因此，在本報告中，如同 H12 報告，將採用 JNFL 典型玻璃固化 HLW 的規格，作為處置場設計與安全評估的參考。此可用於定義在處置時廢棄物的熱輸出與放射核種的存量。
- 用過燃料的標準規格為用以設計 JNFL 再處理廠的用過燃料(燃料類型為 PWR，燃耗為 45,000 百萬瓦日，初始濃化度為 4.5%，比功率為 38 百萬瓦，初始冷卻期為 4 年直至再處理)，此用以計算熱輸出與放射核種存量。
- HLW 製作完成後至其被處置場接收的貯存期間，預期是 30 年至 50 年的範圍，但是在目前的階段，難以具體敘明。因此，考慮兩個貯存期，即 30 年與 50 年。

(2) TRU 廢棄物的基本資訊

TRU 廢棄物為用過燃料再處理設施與 IAEA 和 JNFL MOX 燃料廠運轉期間

與除役，以及委託其他國家再處理用過燃料，所產生的低放射性廢棄物。

這些廢棄物包括各種不同的材料，例如金屬、砂漿、瀝青等，其形態與放射核種含量皆不同。因此，基於其特性，廢棄物可分成四類，如表 3-17，詳細請參考 TRU-2 報告。

表 3-17 TRU 廢棄物的分類與特性

分類	1	2	3	4	
				低熱	高熱
說明	碘吸收劑	外殼與端點切段並壓縮	濃縮溶液等	有機廢棄物 不可燃廢棄物	
廢棄物的形態	200 公升桶	鋼筒	200 公升桶	箱形容器	200 公升桶
特性	- 放射核種 (I-129) - 水泥固化廢棄物形態	- 相對高熱量 - 放射性碳 (C-14)	- 含硝酸鹽 - 固體廢棄物 - 例如砂漿或瀝青	- 焚化灰燼 - 不可燃 - 以砂漿固化等	
預期產生的體積 (m ³)	319	5792	5288	5436	1309
在產生時的熱功率	<1(瓦/桶)	<90(瓦/鋼筒)	1(瓦/桶)	16 (瓦/桶)	210 (瓦/桶)

處置場設計與相關的安全評估，應考慮下列每一類型的特性：

- 第 1 類包括銀吸收劑用以捕捉碘排氣，再用砂漿固化具有極低熱輸出。其含有大量的放射性碘(I-129)，此為長半化期核種具有高溶解度與低吸附性。
- 第 2 類包括由用過燃料(外殼與端點)剝下的壓縮金屬套管，密封於不銹鋼筒內。其熱輸出相當高，並包含大量放射性碳(C-14)，此為中等半化期核種，並假設具有高溶解度與低吸附性。
- 第 3 類為固化再處理期間所產生的液態廢棄物。其以瀝青或砂漿調理固化，具有相對較低熱輸出。其含有硝酸鹽，可能會影響工程障壁與母岩的圍阻。

- 第 4 類包括再處理與 MOX 燃料製作期間所產生的其他廢棄物，此以砂漿固化包封。此種廢棄物有兩型：一型具有相對低的熱輸出而另外一型則具有相對高的熱輸出。

TRU 廢棄物更詳細的特性，請參見支援報告 3.4-4。在廢棄物產生時的熱輸出與放射核種含量，記載於 NUMO 2011。然而，處置前 TRU 的貯存期間並沒有定義。參照 TRU-2 報告的做法，以產生後 25 年來計算熱輸出與放射核種存量。此時間為假設處置的時間(更多背景資料請參見支援報告 3.4-3)。

上述 HLW 與 TRU 廢棄物的熱輸出與放射核種含量，將基於核能利用的演變與再處理設施的運轉狀態，定期評估以反映生產、貯存體積以及貯存時間。

(3) 廢棄物的接收標準

建造安全的處置場，NUMO 基於選址與處置場設計的進展且在申請計畫執照前有足夠的時間，將對 HLW 與 TRU 廢棄物建立接收標準。在建立這些接收標準時必須考量相關法規及類似參考計畫 HLW 的接收標準，記載於支援報告 3.4-5。必須了解的是部分 HLW 已經玻璃固化了，而大多數的 TRU 廢棄物則仍未進行調理(conditioning)。到目前為止，仍未決定如何去調理這些廢棄物。是否需要額外調理(例如瀝青固化廢棄物)或再包裝廢棄物，此種潛在需求，強烈依存於最後所選定的處置場概念。

(4) 所需要的處置場容量

如同表 3-16 所示，直至 2020 年 12 月總共有 2,492 個 HLW 鋼筒安全貯存於 JNFL 在青森縣六個所村與 JAEA 在茨城縣東海村的再處理設施。然而必須注意的是，相當於大約 25,000 個 HLW 鋼筒的用過燃料已經產生。依照發表於 2008 年，「指定放射性廢棄物的最終處置計畫」(此後稱最終處置計畫)，直至 2007 年止，大約有 3,231 m³ 的 TRU 廢棄物貯存於 JAEA 與在日本的其他設施。最終處置計畫要求處置場址必須能容納下列體積的廢棄物：

- HLW：40,000 鋼筒或更多(將以每年 1,000 鋼筒的速率處置)；
- TRU 廢棄物： $\geq 19,000 \text{ m}^3$ 。

目前難以估計需要處置放射性廢棄物的總產量，因為此數量取決於將來日本要建立的核能政策。在本報告中，基於前述，假設 40,000 HLW 鋼筒用以處置場

設計與安全評估。對於 TRU 廢棄物，如表 3-17 所示，總估計產量為 18,084 m³，所以修訂此數字以獲得處置體積為 19,000 m³ 或更多，如同最終處置計畫所規定。

(5) HLW 與 TRU 廢棄物同址處置

將 HLW 與 TRU 廢棄物同址設置處置場有明確的實務優點，例如可以減少場址特性調查所需的努力以及共用某些基礎建設，但是也要考量這些廢棄物間的潛在交互作用。聚焦於安全，假設計算結果亦適用於個別的處置設施，在本報告中假設 HLW 與 TRU 廢棄物同址處置。

➤ 處置場必要的安全功能

(1) 地質處置的安全特徵

深地質環境具有實際將廢棄物由生物圈隔離的功能，同時也抑制地下水中所含放射核種的外釋與遷移。在適當地質環境的處置場包括工程與天然障壁，其整體功能可以將放射性廢棄物由人類環境中安全隔離，同時在處置場封閉後長時間封閉放射核種，此時大部分放射核種會衰變且任何殘留的放射性風險將是可接受的低。此種安全概念乃是基於多重功能/多重障壁系統且為所有先進國家方案普遍採行(亦為國際標準)，且明確規定於最終處置的基本政策。

欲確保地質處置封閉後安全的基本概念，可以用「隔離」(由人類/生物圈移除)與「圍阻」的主要功能來闡述。這些功能可以關聯至處置場系統中確保安全的各種不同組件的角色。近來，此項概念對直接展示如同前述概念說明處置場與實際作為，例如處置場設計與安全評估在安全證案架構下的連結，經證明極為重要。

為確保封閉前的建造與運轉安全，所需要的安全特徵一般類似其他核能設施或地下設施所必要的。封閉後，在此所述多重障壁安全特徵，基本上與其他國家方案對 HLW 與 TRU 廢棄物所建立的其他處置場概念相同。

(2) 必要的運轉安全功能

在運轉階段，安全功能確保當地居民與處置場工作人員不受輻射與非輻射的風險與傷害。在運轉階段，與輻射防護有關的安全功能摘錄列於表 3-18。運轉圍阻乃是指在運轉期間操作廢棄物直至封閉，於管制區內包封放射性物質，以防止

其釋放到設施外面。

表 3-18 必要的運轉放射性安全功能(基於 NUMO，2011)

基本概念	安全功能	說明
運轉期間的圍阻	防止放射核種自廢棄物滲漏	在運轉期間完全圍阻廢棄物
	防止放射核種由處置場外釋	在運轉期間操作廢棄物防止由於任何干擾而導致排放放射性物質
輻射屏蔽	降低輻射劑量	有效完全屏蔽來自廢棄物的體外輻射

圍阻放射活度於廢棄物內，主要是藉由廢棄物的調理與包裝，並輔以將廢棄物運送至處置場或在處置場內運送廢棄物所使用的強固系統。雖然運送、貯存、以及操作系統均設計成干擾最小風險，但是不可能完全排除干擾，因此進一步的安全功能為在任何事故導致廢棄物包件破損時，能在處置場地下或地面設施內圍阻放射核種。對於此種情況，在完成評估導致放射活度滲漏干擾的機率與此事件的後果後，將對所有的設施建立圍阻措施。

即使當放射核種包含於廢棄物包件內，總是存在特定輻射(加馬射線與高能中子)穿透的本質，而有潛在風險。任何此種對工作人員的健康傷害，均藉由使用足夠厚的屏蔽以降低體外輻射劑量率至可接受的水平，並輔以適當使用監測、輻射管制區以及監測工作人員的劑量。處置場的設計與布置，須確保此射源的周圍人口不會有輻射劑量。

非輻射事故又稱工業事故，涵蓋影響設施周圍的公眾以及影響從事處置場建造、運轉及封閉的工作人員。前者可能包括由於火災或其他事故(煙霧等)之二次影響周遭設施，以及在設施建造與運轉期間的交通事故，包括場址外的交通工具。

關於工作人員的工業安全，從地質調查、建造、運轉直至處置場最終封閉，處置場需設計成能防止事故發展並確保維持健康的工作環境。處置場封閉前有關工業安全的安全功能列於表 3-19。

表 3-19 必要的運轉職業安全功能(基於 NUMO，2011)

基本概念	安全功能	說明
預防工業事故	預防事故的發生與傳播	建立對策以防止可能導致工作相關事故的事件之發生
	建立事故時的疏散通道	對於所有相關事故情節建立避難所與疏散通道
維持健康的工作環境	維持工作人員適當的健康與安全條件	確保舒適與健康的工作條件

預防工業事故涵蓋降低由地震、海嘯、火山碎屑流、滑坡等所引起天然干擾的衝擊，以及可能的運轉事故例如落石、火災及爆炸等的安全措施。在此也包括對於意外的反應措施(以防止其進展成事故)，以及在事故確實發生時的防護行動，例如安全的地下疏散通道。維持健康工作環境相關的具體活動，特別是與管制地面或地下設施有關，在此設定溫度、濕度、微粒濃度、噪音水平以建立舒適的工作環境。必要的處置場封閉前安全功能，可以藉由處置場組件設計的安全特徵來加以劃分。

(3) 必要的封閉後安全功能

在封閉後，處置場將具有隔離與圍阻的角色，如摘錄於表 3-20 的安全功能。就隔離而言，確保預防來自地質干擾對日本特別重要，由於其位於活動板塊，而導致在某些地方有火山活動、斷層移動以及抬升/侵蝕的顯著可能。因此需要小心選址並在足夠深度處置，以確保所選定的地質環境，在所評估的時間尺度內，不會受到嚴重干擾。

此外，地質環境應能降低人為干擾的風險-主要是排除富含礦產資源的地區，以避免當處置場的紀載已經被遺忘後，未來可能被探勘。在此，處置深度也是重要因素。要確保其足夠深，以避免處置場址不再有監管期後，傳統土木工程活動的潛在衝擊。此種隔離相關的安全功能為地質環境的一個角色，必須在場址特性調查階段，藉由調查與評估來加以確認。

表 3-20 必要的封閉後安全功能(基於 IAEA，2011)

基本概念	安全功能	說明
隔離	預防來自天然干擾現象的重大效應	當廢棄物毒性高時，確保有足夠的深度，以避免地表面干擾的風險。
	降低人類入侵的可能性	置放於適當深度的地質環境，以降低人類無意入侵的風險。
圍阻	限制放射核種的浸出	在最高毒性的期間，保留在廢棄物包件內，此後再緩慢外釋，藉由深部地下環境的水文地質與地球化學來確保。
	限制放射核種的遷移	由於地質圈遷移期的遲滯，延遲與降低排放至生物圈。

圍阻可藉由包括：第一在工程障壁內與附近圍阻大多數的放射核種一段長時間，第二限制放射核種外釋率之安全功能來達成。就放射核種的圍阻而言，在深部低水流速率與適當的地球化學條件(例如處於化學還原狀態下的地下水)，維持完全包容放射核種容器的長壽。此確保降低毒性與熱輸出，由於短半化期同位素的放射衰變，且與其後與緩衝、回填、以及封塞一起對於預期的天然障壁性質，限制放射核種由工程障壁的外釋率。在由工程障壁外釋後，場址地質藉由低地下水流速率、長遷移途徑、在遷移過程中的遲滯與彌散、以及在地質圈-生物圈介面的稀釋，對於遲滯與降低放射核種外釋濃度，扮演重要角色。

(4) 安全功能適用的空間尺度

欲處置 40,000 HLW 鋼筒所需要處置場的面積(占地)以往估計的結果大約為 3 公里×2 公里，而欲處置 19,000 m³TRU 廢棄物則大約為 0.5 公里×0.5 公里，且地面設施需要大約 1 公里×1.6 公里，假設同址處置。雖然實際占地將取決於場址地質與環境條件，但是基於以往的研究案例，其將落在幾個平方公里的數量級，即使假設同址處置。

取決於地質環境，地面設施可能直接位於處置場區的上方或稍微偏離處置場區，而後者本身可能位於預定深度(深於 300 公尺至大約 1 公里)或者在此範圍分布多層。考量周圍母岩的障壁功能，欲確認隔離與圍阻功能的調查範圍將涵蓋數公里×數公里的面積以及深度大約 1 公里或更深。

(5) 安全功能的時間尺度

考量在極長時間後，廢棄物的放射性仍然很顯著，有必要考慮處置場安全功能應正常運作的時間尺度。在建造與運轉階段，處置系統即開始運作，再慢慢演變至封閉後，回復到原先飽和的水文地質與還原化學環境，工程障壁的長期劣化與由於板塊移動所造成的逐漸改變。因此有必要考量此種時序變化，來設定處置場的安全功能，如下所述：

處置計畫所需要的時間將取決於場址環境，但是可以大約估算如下：場址調查 20 年，處置場建造 10 年，運轉 50 年，處置場封閉 10 年。處置場由建造至封閉的期間，將藉由適當選址、設計、建造與運轉處置場，來確保預期的放射性安全與一般職業健康與安全功能，如表 3-18 與表 3-19 所示，並藉由運轉安全評估來確認。

處置場再回填封閉後，任何開孔空間將逐步回填，而陷入其中的氧將被消耗，以使回復到原始的還原條件。在天然與工程障壁系統間的瞬態變化大小，取決於所產生的熱量與特定工程障壁的規格。以往的研究顯示其大約為數十年至數百年。當考量潛在的氣體產生時，這些時間可能更長。

對高熱輸出廢棄物在初始瞬態期間，進行多重障壁系統的功能驗證是極為複雜的，因此為減少不確定度，最好在此期間工程障壁系統具有防止廢棄物與地下水接觸的功能，而不必評估放射核種的外釋與遷移。然而，對於第 4 類高熱廢棄物並非如此-在熱瞬態結束前外釋可能發生。

只有在圍阻功能完全喪失後，廢棄物才會與地下水接觸，而使放射核種開始溶解。實際上，假若有適當地質環境存在時，工程障壁系統的圍阻功能將逐漸演變，而其功能亦緩慢改變，使工程障壁系統的遲滯功能存在一段很長的時間。在選定適當的地質環境，具有適意的特性(例如低地下水流)，一般認為工程障壁的抑制遷移功能可以確保一段非常長的時間，特別是多重障壁系統即使某些個別組件劣化，其仍具有強固的功能。在此期間，大多數的放射核種將留存在工程障壁內或其附近。而且，任何外釋的放射核種將在地質環境中遲滯。因此，在選址期間有必要證明(隔離功能之外)能確保地質環境的長期留滯功能。然而，仍然有必要評估放射核種由工程障壁至地面的遷移行為，並評估外釋至生物圈放射核種的衝擊(劑量)，以確認處置場的安全功能可以確保。

持續的板塊移動，導致像火山活動、斷層、抬升與侵蝕等現象，預期在某一方向以均勻的速率進行，且天然現象的發生與其對地質環境效應的持續時間可能長達 10 萬年。因此，一般認為在適當選址的深地質環境可以維持其合適特性，只要避免干擾現象的嚴重效應，則可以確保預期地質環境的長期隔離與圍阻功能。

在大約 10 萬年至 100 萬年間，基於以往數百萬年板塊移動所主導的長期持續事件與過程的事證，藉由模式或外推古生物地質觀察來評估地質環境特性的演變。目前的板塊顯示在 10 萬年至 100 萬年期間有大約一致的現象，雖然也可能發現地區的差異。未來處置場的安全可以基於知識基礎來加以評估，但須謹記在如此長的時間區間的地質演變有關的固有不確定度。

可以利用外推、類比與機率模式，來評估天然干擾現象的發生與其對場址地質環境的效應以及其不確定度。在未曾受破壞性天然現象顯著影響的地區，已經發現適合地質處置的水文地質與化學條件，可以持續超過 100 萬年，即使難以避免有斷層活動、抬升、侵蝕以及海平面改變。此種古生物水文地質證據，顯示極不可能突然或劇烈改變深地層環境的特性，因為干擾受限於地質環境固有的緩衝功能。綜合這些發現與前述評估的結果，可以論證地質環境預期的隔離與圍阻功能極可能持續數十萬年或更久，而此可藉由嚴謹的場址調查來加以確認。此外，有必要評估放射核種在地質圈的遷移行為，同時考量相關的不確定度，並評估輻射對生物圈的效應(劑量)，以確認可以確保處置場所必要的安全功能。

對於更長的時間尺度，超過數十萬年至一百萬年，評估處置場必要安全功能相關的不確定度甚至更大。天然干擾與持續驅動板塊移動發生與效應的科學證據極為有限，在此種長的時間尺度，藉由計算劑量來評估未來人類的安全是較沒有用的，而是要藉由其他指標來討論安全，例如在處置場殘留放射性活度與在母岩天然發生的相對毒性來比較。

➤ 符合法令規定

在日本欲進行放射性廢棄物的地質處置必須遵守最終處置法案、最終處置的基本政策以及經濟產業省(MITI)所訂的最終處置計畫，安全法規則由管制機構原子力規制委員會(NRA)另外決定。NUMO 遵照這些法規，負責規劃與執行計畫。

(1) 分階段執行

最終處置法案所規定的逐步選址過程，包括自願者的文獻調查(LS)，選定初步調查區(PIAs)，由此再進入詳細調查區(DIAs)，最後再申請處置場建造執照(此亦涵蓋運轉階段)。當選定一個地區以進行下一階段的調查時，必須確定符合最終處置法案的選址規定(法令規定)(表 3-21)。此外，不僅要滿足此項法令規定，同時也要遵守未來管制機構所制定為確保安全的任何規定。

表 3-21 最終處置法案所規定的選址要求

選址階段	選址要求
PIA 的選址 (在文獻調查期間)	- 由於地震或斷層活動、火山活動、抬升、侵蝕以及其他天然現象，對地質結構沒有顯著移動的紀錄 - 由於地震或斷層活動、火山活動、抬升、侵蝕以及其他天然現象，在將來造成地質結構顯著移動的機率很低 - 在合適的深度並沒有未合併的第四紀沖積層紀錄 - 應沒有具經濟價值礦產資源的紀錄
DIA 的選址 (在初步調查期間)	- 母岩地質構造長時間沒有受到像地震的天然現象而造成顯著地質變化 - 母岩地質構造適於開挖 - 假若在目標地層有活動斷層、斷裂帶、或地下水流等，則這些需不會嚴重影響隧道與其他地下設施 - 符合經濟產業省條例所規定的其他事項
選擇處置場場址 (在詳細調查期間)	- 在目標結構中的地下設施，不可能受到不正常的壓力，且其物理性質預期適合於處置場執行 - 在目標結構中的地下設施，不可能受到不正常的腐蝕效應，且其化學性質預期適合於處置場執行 - 沒有地下水流干擾地下設施功能的風險 - 符合經濟產業省條例所規定的其他事項

由某一調查階段進行至下一調查階段需要與利害關係者進行交流溝通，尤其是獲得當地的認同。在執行時，經濟產業省將考量對場址有管轄權的縣知事或直轄市市長的意見，以決定所選定的場址是否進行調查。同時，NUMO 必須以報告提供每一調查階段的結果，送相關縣市審查，假若有疑慮被提出來，則應考慮這些問題來選擇場址。因此，假若直轄市市長或縣知事反對，NUMO 將不進行下一階段的選址，而不論調查的結果如何。

為增進選址過程的透明度，並強化安全有關的考量，NUMO 將基於法令規定對初步調查(PIs)與詳細調查(DIs)兩階段建立選擇標準，以判定是否合格。於每

一調查階段開始前，將公告所建立的選擇標準。

對於文獻調查階段，NUMO 於 2002 年發表選址因素以供選擇初步調查區域 (PIAs)，此後，發表全國地圖，以及由地質處置技術與放射性廢棄物工作小組(WGs)所發表的相關報告，確定如何進行文獻調查階段與此後的選址。假若有直轄市申請文獻調查，將基於 WG 對地質處置技術的報告與已建立的程序啟動。

在選定處置場址後，NUMO 將進行申照過程，由計畫許可開始，經由後續對建造、運轉、封閉、封閉後管理的安全審查，以及最後遵照核源物料、核子燃料物料與核反應器的管制法案(此後稱核反應器管制法案)停止任何管理措施。在終止 NUMO 的責任後，日本政府將全部負責場址出入的管制、紀錄保存等。目前，整個計畫執行預估將超過 100 年。因此，NUMO 基於整體計畫的概述，制定中期目標與執行項目，以達成每一階段的目標。由此可以使必要的技術發展有系統地逐步進行。在 2010 年的技術報告，為確保安全與必要技術的發展，以路徑圖的形式提出計畫的執行規劃。

(2) 確保可逆性與可再取出

OECD/NEA 已經彙整處置概念的國際評估和可逆性與可再取出的目前狀態。可逆性是指留給未來世代有選擇的餘地，同時提供廢棄物管理的彈性，因此留有必要時可逆向決定的餘地。此外，此種選項亦被認為增進執行過程的信心。可再取出為對廢棄物處置提供可逆性的技術措施，尤其是必要時可以容易且安全的進行可逆。然而，由於技術修正以便廢棄物易於再取出，而導致增進地質處置的社會接受度，均必須與運轉或封閉後功能的潛在劣化及財務負擔進行平衡比較。因此，增進可逆性與可再取出的努力，必須與其他基本計畫要求進行取捨，此將依不同國家方案的邊界條件而不同。

而且，基於此種國際辯論，在日本已經有討論地質處置計畫可逆性與可再取出的適當程度，例如，由原子力安全委員會(2000)與資源與能源諮詢委員會(2008)，有一個共識，即在處置場封閉前可以回復廢棄物，但要安全且有效率地執行，則必須明確包括此項功能來進行設計，此點極為重要。因此，NUMO 將建立設計以維持實際的可再取出直至封閉計畫被批准。如同前述放射性廢棄物工作小組，將有關最終處置的審查提供選項，並將未來世代包括在決策過程。甚且，在 2015 年的最終處置基本政策修訂版規定必須確保可逆性與可再取出直至處置場封閉，

以便使未來世代有能力執行改良的處置概念，假若有此種概念產生。因此，政府與各種不同的研究機構對所有指定的放射性廢棄物，執行研究維持此種可再取出直至最終封閉的效應。

NUMO 也認知到對此種長計畫期間評估可逆性與可再取出，必須考量社會條件、政策以及利害關係者要求的可能改變。NUMO 作為執行單位，如何確保組織系統的強固與彈性，包括考量必要的人員與經濟資源，極為重要。

(3) 安全法規

原子力規制委員會頒布對放射性廢棄物地質處置的安全標準與指引，同時指出分階段制定必要的詳細安全標準與指引，以反應選址的進展、場址特定狀況以及科技的進展。在核反應器管制法案增修條文(2007)，依照計畫的進展，建立管制架構，包括取得許可以執行計畫、核准設計與建造的方法以及封閉計畫、以及定期審查執行中的處置場(安全審查)。於 2011 年發生在東京電力公司(TEPCO)福島第一核能發電廠的事故，導致核能工業整個安全管制規範的重新審視；於 2012 年執行核反應器管制法案的主要修訂，同時對於核子設施預防嚴重事故相關措施的法規也已經建立。於 2017 年核反應器管制法案的修訂版，建立一套系統以限制在處置場上面與附近土地的地下干擾。目前，原子力規制委員會已經建立新的管制標準，預期在 PIAs 選擇的時候可以使用，且將延伸以涵蓋後續的計畫目標。NUMO 將關注此項發展與相關的國際趨勢，以確保有必要的技術可用，並能妥善應對。

關於地質處置計畫的環境影響，依照目前的法規，基於最終處置法案的處置場是不受環境影響評估法案管轄。然而，在調查的每一階段，將評估環境影響，且 NUMO 將採取所有必要的行動以保護處置場附近的環境。

3.4.1.2 場址選擇策略

場址選擇的目的為確保地質環境提供隔離放射性廢棄物與人類環境的主要安全功能，確保工程與天然障壁形成有效的多重障壁系統，以保證放射核種圍阻並避免或預防天然干擾對處置場建造與運轉的安全效應。地質環境的長期穩定為主要因素，藉由以往至今場址特定的地質演變，而建立了解其將在未來如何發展。

3.4.1.2.1 確保運轉安全的選址方面

必須維持處置場的完整性以確保運轉的安全功能。影響地下與地面設施完整性的因素包括地震、海嘯、火山碎屑流、以及滑坡等天然災害。此外，像落石等因素可能衝擊地下設施。將以相關的法規要求評估這些因素，並排除下列地區：

- 在深度 300 公尺或更深有未合併的第四紀沖積層，被認為對建造、維修、及運轉地下設施會造成問題；
- 干擾事件的可能性，例如石爆、顯著的洪水、氣體流入等，其將影響生命長達大約一世紀的處置場建造與運轉的可行性與安全；
- 主要天然干擾，例如海嘯或火山碎屑流以不可能接受的機率可能發生。

在了解對擬議場址可能影響的程度與範圍後，將基於相關核子設施、地下土木工程結構等已經建立的措施，來考慮採行工程措施。對於可能發生顯著干擾的情況，且這些因素無法以工程對策來管理，則此地區將被排除作進一步的調查。

3.4.1.2.2 確保封閉後安全的選址方面

(1) 確保隔離功能

確保將處置場內的廢棄物與人類環境隔離的特徵為地面下的深度，確保選址在穩定的母岩結構，同時沒有天然資源會導致人類無意入侵。可能破壞隔離的因素包括抬升/侵蝕與岩漿侵入，此種干擾的範圍與機率非常為場址特定。

為獲取有關此種干擾現象足夠的資訊，對於任何調查的場址，調查其周圍廣大的面積(大約數十公里 x 數十公里)，可能破壞隔離功能的天然事件與過程。排除在未來 10 萬年具有顯著干擾風險的地區。基於文獻審查與場址調查，從這廣大地區，最後選定具有此種災害最小機率的潛在場址作為處置場(數公里 x 數公里)。同時亦需證明由於缺乏潛在可探勘的天然資源，人類入侵的風險很低。假若無法確定足夠大的處置場建造場址沒有此種風險，甚至考量修改處置場概念以減少所必要合適母岩的面積(例如袖珍的或多層處置場)，則此地區將被排除作進一步考量。

(2) 確保圍阻功能

地質環境乃是作為有效拘束放射核種，亦即將放射核種在相關的時間尺度，於處置場工程障壁系統內在其附近留存或衰變。少部分放射核種遷移至生物圈，以非常低的濃度排放，由於其遠低於許可濃度，因此不會對人類或環境造成顯著的放射衝擊。此種圍阻功能，乃是由於地質環境所提供的天然障壁與處置場的特定工程障壁互補的作為。處置場設計的策略列於下一節，但是就圍阻的觀點而言，所選擇場址的地質環境，必須能設計工程障壁系統(EBS)以達成必要的安全功能，同時具有限制放射核種遷移的合適特徵(聚焦於地下水排放情節)。

熱、水、力、及化(THMC)條件，包括其隨時間的潛在演變，在地質環境調查期間將加以特性化。適於工程障壁功能與/或限制放射核種遷移的地質環境條件包括：

- 在處置場深度具有低溫度(例如：確保緩衝材料的長效性)；
- 低地下水流(降低溶質遷移率)；
- 足夠的力學強度(降低隧道的變形)；
- 合適的地下水化學(降低腐蝕或廢棄物劣化速率)。

處置場要設計成充分達成多重障壁的安全功能。即使考量各種不同的設計規定與限制，假若此種設計可行，則必須對處置場概念的規格加以評估，以確保其可提供長期安全。

對於任何處置場設計，均必須藉由安全評估，證明多重障壁系統的安全功能。此外，假若有必要，將安全評估的結果回饋至處置場的設計，以迭代改善特定的安全功能。假若可以確定處置場的安全，此場址可選定作為潛在處置場母岩，同時建立配合它的處置系統。假若找到一個以上的合適場址，則多個場址可以進入詳細調查階段。在本報告中，並沒有進一步討論後續場址選擇的程序；安全評估的發現是執行此種選擇的關鍵資料，但並非唯一。

3.4.1.2.3 在分階段場址選擇期間的空間尺度

全國地圖指明具有優勢地質特性的區域與由廢棄物運送觀點的合適區域，此為 NUMO 場址調查的一個良好起始點，但這必須有系統的建立，從全國尺度至地區的比較。地區資料庫亦包括並非廣泛可得的資料，例如深地層的化學性質並不能由地圖獲得。在文獻調查(Literature Survey, LS)、初步調查(Preliminary

Investigation, PI)以及詳細調查(Detailed Investigation, DI)階段，逐步評估所有相關的地質條件，顯示其如何就處置場建造與安全進行分析，以決定場址的科學合適性。

在文獻調查階段，利用可取得全國尺度的資訊，來評估排除因素，例如：第四紀火山的分布與活動斷層、可能抬升與侵蝕的範圍、以及天然資源的存在與否。此外，對於不排除地區，將地質環境特性合成三維場址描述模型(3D SDM)，此亦代表其所預期的長期演變。

在初步調查階段，將有系統地執行一系列地質調查，目標為初步調查地區與其周圍。具體而言，地球物理與鑽孔調查將決定第四紀火山、活動斷層、以及抬升和侵蝕的影響範圍，以確定 LS 評估的合適性。此外，將決定深部環境的地質構造與特性，以增進了解場址並評估其長期演變。此可更新 3D SDM，同時建立地質環境長期演變的概念模型(4D SDM)。

在詳細調查階段的前半段，藉由以地面為基礎的調查獲取候選母岩更多詳細資訊，以進一步更新 4D SDM。在 DI 的後半段，藉由建造地下調查設施(Underground Investigation Facility, UIF)，擴大地質特性調查，以確認候選母岩符合法令規定，同時獲得對處置場設計與安全評估重要的資訊，例如：有關於放射核種遷移與遲滯。基於這些調查的結果，更新處置場設計與安全評估，來支援選定處置場的建造場址。

三階段的場址特性調查，當由 LS 至 PI 再至 DI 時，逐步縮小範圍至偏好的處置場位置，同時也增加詳細程度。在所有的階段中，地面環境與其他「非地質」因素，對於場址選擇重要的，亦將進行特性調查。

3.4.1.2.4 場址描述模型(Site, Descriptive and Models, SDMs)的發展

NUMO 必須將地質環境的關鍵性質整合成代表性的模型，包括延伸大面積與深度的場址屬性，此亦涵蓋在所有尺度固有的不均質。特性調查必須考量所有的空間尺度，雖然其必要的詳細程度不同，但是在包含處置場母岩體積時要最詳細，尤其從安全評估的觀點，地質障壁最關鍵部分要很詳細。地質圈的關鍵特徵與其空間範圍和場址與設計有關，且由相關安全評估的結果來決定。這些均描繪於場址描述模型，以不同的尺度與詳細程度用一系列巢狀描述來呈現。

由處置場設計的觀點而言，則需要下列尺度的 SDM 描述：

- 潛在場址周圍數十公里 x 數十公里(區域尺度)，目標為決定對天然災害與地下水流場，潛在處置場位置的適當隔離功能；
- 數公里 x 數公里(處置場尺度)，包含整個處置場範圍與所有的地下設施，以評估置放區布置的限制；
- 數百公尺 x 數百公尺(控制板尺度)，定義近場環境，此為設計與配置工程障壁以及相關置放區所必要的。

同時，從安全評估的觀點，必須考慮下列尺度：

- 數十公里 x 數十公里(區域尺度)涵蓋潛在場址以確認從處置場至放射核種排放至生物圈的遷移途徑；
- 數公里 x 數公里(處置場尺度)，依照置放區的布局與處置場所引起的特徵的衝擊，例如開挖損傷區(EDZ)，評估核種在處置場的遷移；
- 數百公尺 x 數百公尺(控制板尺度)，取決於工程障壁系統(EBS)的規格與近接周圍母岩的特性，來評估核種外釋與遷移。

因此，以三種空間尺度來發展 SDM：區域尺度(數十公里 x 數十公里)、處置場尺度(數公里 x 數公里)、以及控制板與近場尺度(數百公尺 x 數百公尺)。為了完整性，在此說明，對於安全評估也需要水流途徑的「微尺度」模型，以便定量放射核種遷移的過程。發展這些巢狀模型，以確保 THMC 條件間有充分的一致性，藉由地質資訊的詳細程度與相關的過程與其耦合，此適用於所考量的調查階段，並考量技術可用性、分析模型的特徵、以及計算機程式的能力等。如同前述，LS、PI、以及 DI 階段的場址特性調查與評估乃是基於此種等級制度模型來規劃執行。

3.4.1.2.5 場址評估與 SDM 建構所採用的方法

在有候選場址以前，建立展示能力的基礎以模式化相關地質環境，提供場址選擇的合適程度，乃是基於：

- 系統性評估目前最先進的必要科技，以供場址合適性評估，以便建立所採用方法的基礎；
- 展示場址逐步特性調查的概念，合併展示技術以解釋綜合預期的輸出，作

為設計與安全評估的基礎；

- 「代表性母岩類型」的例證，做為準備文獻研究，考量科學上偏好與不喜歡地區的規定與標準。同時利用蒐集全國性尺度的地質資訊，聚焦於日本多重地質環境中，選定潛在適合的地區；
- 對每一代表性母岩類型，建構說明性的 SDM 已包括所有的關鍵特徵(例如主要的斷層區)，這些是真正評估時所需要的，並就處置場設計與安全評估分析其優缺點。

建構代表性 SDM 乃是基於下列考量：

1. 為建構區域尺度的 SDM，對足夠大的面積呈現地形與其下的地質結構，以捕捉所有影響處置場的關鍵因素－通常涵蓋整個河川集水盆地。
2. SDM 應考量地形與地質結構，由於抬升與侵蝕以及在深部環境特性的相關變化，所造成的長期改變。此種過程強烈依存於特定場址的條件。如同本報告中前述，妥善的選擇場址，應可確保所考慮的處置場母岩足夠深，以致不受抬升與侵蝕的影響，且所偏好的地質特性將維持一段很長的時間。對此種深母岩建構 SDM，假設其變化緩慢且對處置場的設計與安全評估沒有影響。對於封閉後的安全評估，相對於設計所考慮的深度，將考量抬升與侵蝕對母岩長期安全功能的可能效應。
3. 在實際選擇場址時，對沒有明顯符合排除標準的地區執行調查。如同本報告中前述，建構 SDM 乃是基於全國性尺度所蒐集到的地質環境資訊。儘管實際上某些資訊得自須排除的地區，例如在活動斷層的附近，將發生顯著的抬升/侵蝕且存在有礦產資源。雖然這些地區是不能接受的，但是將其包括以呈現廣泛分布於日本深部岩石的特性。然而所建構的 SDM，排除地質資訊來自第四紀火山半徑 15 公里內的地區與具有廣泛深度的第四紀沖積層和火山岩－此種對地質處置明顯具有不良的特性。在控制板尺度(數百公尺 x 數百公尺)，評估工程障壁規格與隧道形狀/布局需要在母岩周圍三維裂隙分布的詳細模型。對所採用的計算模式提供輸入，需要說明一個 100 公尺 x 100 公尺 x 100 公尺的代表性 SDM。在本報告中，此稱為「近場尺度」，以與控制板的呈現有所區別。

3.4.1.3 處置場設計策略

針對具體地質環境進行處置場設計，應確保在建造、運轉以及封閉後一段長時間的安全(包括放射性與一般職業)，同時使對周圍環境的衝擊最小化。

3.4.1.3.1 逐步的處置場設計方法

在處置場設計時，需決定處置場規格(工程障壁、地面設施、地下布局等)，以對所定義的 SDM 確保處置場的安全功能，特殊重點是放射核種的圍阻與限制其遷移。

處置場的設計，除了確保安全(放射性安全與一般職業安全)外，也應考量對設施周圍地區的環境保護。在封閉後確保安全佔重要角色的工程障壁，應藉由指定系統中的每一組件重要的安全功能，同時對這些功能提供足夠的餘裕，以容許固有的不確定度，來設計使其強固。為確保處置場的強固，即使某一障壁元件的預期安全功能劣化，其他障壁的補充安全功能也能確保足夠的安全。

處置場的設計需考量各種不同的因素，例如安全與工程可行性，基於場址調查期間所獲得逐漸增加地質知識資料庫，以及相關科學知識與可用技術的一般發展。設計亦須遵守對處置場的管制規定，此將隨計畫的進展逐步修訂。除了科技進步外，處置計畫周圍的社會－政治邊界條件也可能改變。於設計處置場時，設計應配合這些變化中的條件並逐步最佳化，由示意圖概念至概念設計，再至詳細設計，同時配合階段性調查。將採取下列的方法，考量這些變化，使處置場的設計足夠彈性：

- 合併多重規定作為「設計因素」，使得處置場可以用一致的方式來設計與最佳化；
- 處置場的設計選項將強調彈性，因為其能配合預期的各種地質環境與長執行期間科技的進步。
- 處置場設計的詳細程度應配合對地質環境的了解程度，後者將隨逐步縮減調查面積而增加。

設計因素一詞為處置設計所必須具有的特徵與能力，例如封閉後的長期安全、運轉安全、工程可行性、可再取出、以及經濟效率。

設計選項包括地下設施與置放區的布局、廢棄物置放方式(例如垂直或水平)、

以及 EBS 組件的材料，例如：外包件與緩衝材料。包括這些設計組件範例的 HLW 處置場概念設計目錄已經建立。此種範圍的設計選項有助於配合地質條件，而比傳統的參考處置場設計好。即使目前沒有證明工程可行性的技術也可以考慮，因為在處置場核照前未來仍有一段長時間的科技進展。此種設計概念與以基於最佳可用技術(Best Available Technique, BAT)來改善地質處置可靠度的目標一致。

3.4.1.3.2 工程技術的可用性

為了確保基於現行可用或發展中技術的執行可行性，有必要評估基於特殊設計規格的建造、運轉、以及封閉的實用性。

對於地面設施，相關的技術已經成熟，且在既存核子設施的建造、運轉以及廢棄物運送已經有經驗，例如：在日本或國外的 HLW 暫時貯存設施。對於地下設施，知識的資料庫包括建造其他大型地下結構的經驗與在日本國內和國際地下實驗室所做的測試。此將以在詳細調查階段後半段，在候選場址建造、運轉以及封閉地下調查設施(UIF)相關技術的驗證測試來補充。除了技術發展外，在運轉前與運轉期間的品質管制檢查(例如：運轉前視察、定期設施視察)以及在 UIF 所做的驗證，可以對建造與運轉安全提供必要的安全證明。

3.4.1.3.3 工程技術的可用性

如同前述，處置設施在建造與運轉期間應容許再取出與可能的廢棄物恢復原狀，而確保環境保護乃是藉由監測來確認，如下所述：

(1) 確保可逆性與可再取出

3.4.1.1 節所述，最終處置基本政策規定處置設施經營者必須確保計的可逆性，以使未來世代可以決定執行的方法並回應科技的進展。NUMO 將確保在封閉前的期間廢棄物再取出的實用性，而且不會減損其他安全規定。同時如同最終處置基本政策所規定，研究機構將發展安全且技術可行的方法，以恢復所指定的放射性廢棄物(當有此項必要時)。

(2) 環境保護

研究潛在處置場對大氣、水、土壤、以及生物多樣性等影響的目標，採行適當的方法以降低環境的負擔(例如：降低溫室氣體的排放)。在此將特別考慮

於詳細調查階段後半段 UIF 的建造以及後續處置場建造、運轉以及封閉，而且也將參照其他大型建造計畫所獲的經驗。此外，最近有關於執行環境保護的法規，將完全反應在地質處置執行計畫。更詳細的說明，請見支援報告 3.4-6。

(3) 監測

地質處置計畫，從開始進行場址調查直至最後封閉，均須執行各種不同類型的監測，以確保安全與環境保護。監測是確認正確執行計畫的重要方法，而且對於強化信心也很重要。處置場的封閉，由安全管理的觀點而言，被動式安全為先決條件，亦即達成不需要積極管理，例如監測。然而，基於社會與其他利害關係人的需求，在封閉與後續機構控制期間，必要時也可以持續監測。

監測的目的分成下列四類，確保：

- 運轉期間的放射性安全；
- 建造與運轉期間合適的工作環境；
- 周圍環境的保護；
- 封閉後的長期安全，藉由確認工程障壁與母岩預期的行為(例如，在回填後緩衝材料的飽和，以及地下水位的恢復)。

監測開始於現場工作階段啟動時，配合場址性質(地面環境、地區的社會條件、地質環境)與相關的處置場設計及建造/運轉計畫。監測方案也必須考量安全評估的需求，以確認或特性化具體的現象，假若有必要，則提供回饋以改善設計與運轉方法。監測的重點為定量參數的時間變化，因此必須在場址開始侵入性活動前，完全特性化初始未受干擾的狀態(基線)以及其固有的變化性。

對於環境保護的監測技術，在類似重大建設計畫已經很成熟，而對於放射安全的監測技術，則可得自歷史悠久的核能工業。欲確認封閉後的安全則頗具挑戰性，可能需要改良既有的技術或發展新的方法－進一步詳細資料，請見支援報告 3.4-7。

3.4.1.3.4 發展處置場設計的方法

由於在候選場址出現前，不能夠詳細說明地質環境的條件，因此處置場設計的發展為迭代的過程，包括下列各項：

- 證明可用最先進的設計技術以建立安全的處置場，且具有回應各種不同場

址條件與社會環境的彈性(有系統的設計必要方法、參考設計以及設計選項)；

- 從 H12 與 TRU-2 報告開始，著重於 SDMs 的技術發展，說明處置場設計規格符合封閉前與後的安全規定，同時也證明建造、運轉以及封閉的工程可行性；
- 對於 SDM 中的具體特徵(例如主要斷層區)，以不同的處置概念採用方法具體評估以決定其衝擊－正面的與反面的兩者都要；
- 基於既存或合理預期可在將來發展的工程技術，說明評估處置場設計的規格，以決定是否可實際執行(包括任何規定的可逆性/可再取出)；

基於文獻調查階段所累積場址地面環境與社會條件的有關資訊，開始發展環境保護與監測計畫。由於此項工作非常場址特定，因此在本報告中不再具體討論。

3.4.1.4 安全評估策略

將基於所選定場址與相關的處置場設計以及可用的科技知識，並遵照相關的管制標準與利害關係人的要求，來評估運轉與封閉後的安全。

3.4.1.4.1 運轉安全評估

運轉安全評估的目的為基於未來所建立的法規，確認在處置場(地面與地下設施)建造期間與運轉作業，例如運送、接收/檢查/封裝、置放廢棄物以及封閉，工作人員與在設施周圍居民的安全。要注意的是對處置場整個建造、運轉、以及封閉期間的沒有放射性衝擊干擾的災害防護與工業安全措施，將以傳統的風險管理說明。

處置設施的安全，如同其他操作放射性廢棄物的設施，通常基於「核反應器管制法」的條文來評估。然而應該注意的是，在處置場建造與運轉期間所進行的開挖作業，可能包括核設施不常考慮的災害。自從福島第一核能發電廠事故後，已經針對審查反應器與其他核設施的設計建立新的法規。此導致對 HLW 管理設施有新法規，稱為「廢棄物管理設施的位置、結構以及系統的標準法規」(此後稱為「方案核照法規」)。方案核照法規規定，在定義處置場位置與設計適當對策時，不僅要確保正常的安全要求，例如屏蔽與圍阻，也要證明處置場的設計已經考量主要的干擾，例如地震、海嘯以及其他外部衝擊(其他自然災害、人為災害例

如墜機)。同時也規定要建立措施，以防止非法持有或導入有害物質(例如爆裂物)進入處置場。在評估最大設計基準事故時，不論已經建立各種不同的安全對策，規定要評估處置場場址周圍居民因事故而曝露於輻射的可能性，例如廢棄物包件墜落。

國際原子能總署(IAEA)對於放射性廢棄物的調理與貯存設施與其運轉，已經發展建立安全證案與安全評估的指引。在此指引中，安全評估的方法乃是基於分析設施的設計與運轉，在運轉期間對可能導致人類輻射曝露與污染環境，建立一系列的條件與事件情節，同時基於這些情節建立安全證案。基於此組情節，將解析評估對人類與周圍環境的放射效應，這些分析結果將與輻射防護標準比較，以確認處置場與運轉方法的設計足以確保安全。

NUMO 將考量這些國際指引與相關的未來法規，建立技術以指明在處置場封閉前可能影響放射性安全的事件，以建立安全評估情節，同時建立模式與數據集以進行分析與評估。基於此，NUMO 將指明緩解這些風險的適當措施，並將其併入處置場的設計。

3.4.1.4.2 運轉安全評估的方法

目前，在方案核照法規中，並未建立地質處置設施的標準。甚且，沒有具體的處置場場址，使得相關的地面環境條件能夠定義的非常有限。此導致要有意義評估場址特定的外部干擾，例如地震或海嘯，極為有限。此外，有關於防止非法進入處置場，由於此僅在將來才會發生，因此重點是強調對地質處置設施建立監測標準，並參考其他核設施相關措施的執行。然而，對最大設計基準事故的安全評估是可能的。

因此本報告將：

- 參考其他相關核設施的安全法規，在運轉過程對工作人員與居民，展現放射性安全評估的概念與方法；
- 呈現對具體處置概念說明性運轉安全評估的結果，同時評估降低相關風險潛在對策的實用性。

3.4.1.4.3 封閉後安全評估

NUMO 評估封閉後長期安全所採用的方法與國際上所採用的一致。對於所選定場址配合地質環境的處置場設計，此項評估將定義代表性情節，以評估對周圍人口的衝擊，同時考量其所包含的不確定性。此種分析應該可以確認處置場達成在整個評估期間符合安全標準，且不會對生物圈造成顯著的衝擊。

安全評估的目的不在於預測處置場的演變或相關的人類曝露於放射性，而是在於詳細評估是否能達成規定的放射性廢棄物隔離與圍阻。本質上，此種安全功能將隨時間逐漸衰減終至消失，但是可以定義代表性可信的未來演變(情節)，並捕捉目前科學知識以及相關的不確定性。

此種情節容許潛在的未來排放與放射核種的遷移可以被定量，雖然由於未來地面環境與人類生活方式具有巨大的不確定性，必須採用理想化的生物圈代表，將放射性排放轉化成可能的放射性衝擊。引用所計算的劑量數值必須極為小心，但是其可做為處置場預期功能的指標，此可藉由其他補充指標與論述來補足。

依照安全評估的目標，考量所有可能發生於處置場的條件極為重要，但是要僅專注於決定處置場安全重要的可能條件。基於此目的，採用「FEP」目錄，說明處置場每一元件的特性，且其可能與安全功能相關(特徵，Feature)，影響這些特徵的事件(Event)，以及處置場隨時間演變的作用(Process)。為估計結果劑量，採用數學模式與數據集來描述放射核種穿過工程障壁系統(EBS)與母岩，並進入生物圈的排放與遷移，此取決於地面條件(地形、土地利用等)，以及曝露模式，此為人類生活方式的結果(飲用水源、農作物與家畜的消費程度等)。

NUMO 已經著手進行安全評估基本組件的技術發展：建立情節、模式化與準備必要的數據集。此外，對於初步調查階段的場址特性、初步的安全評估手冊、有系統地說明必要的步驟與方法，均已經完成。至於後續的場址選擇，有必要擴展與改進此安全評估的方法，以確認特定場址的可用性。

準備合適的安全評估分析工具箱，對客觀評估比較不同處置概念的功能極為重要，在此所採用的方法必須也能夠處理不同場址條件與處置場規格的不確定性。

3.4.1.4.4 封閉後安全評估所採用的方法

日本安全評估的管制架構將於未來建立，因此在本報告中採用國際組織(例

如 IAEA 安全標準系列與國際放射防護委員會(ICRP)的建議)所展示的安全標準與在其他國家類似計畫的安全法規，以對未來人類曝露提供參考功能目標。

近年來，需要對環境與非人類生物提供輻射防護正受到熱烈討論(例如 ICRP 建議)。此外，在處置場封閉後，廢棄物中所含非放射性有害物質可能對人類與環境造成衝擊。本報告並未考慮此問題，但會在未來加以說明。

對於情節架構，自 2000 年以來，結合分別發生可能性與情節結果嚴重性的風險告知方法，正在國際組織與管制機構逐漸流行。然而，經由地下水流導致輻射曝露情節為評估的主要焦點，也建立包括導致損失隔離功能或顯著降低圍阻功能的事件情節，但是這些可能需要考慮具體的場址。

藉由考慮下列數點，參見 IAEA、OECD/NEA 以及相關國家的安全法規，可以決定安全評估的期間：

- 對一般大眾最大估計劑量的時間；
- 放射性廢棄物潛在傷害已經衰減至可忽略程度的時間；
- 模式評估的不確定度太大以致無意義的時間；
- 規定評估緩慢過程與極稀有事件發生的時間；

在某些國家，考量上述要點，定量評估的期間具體規定於法規中，而在許多情況，採用一百萬年的時間架構。日本對地質處置安全評估的期間，正在進行討論，將於未來管制標準中規定。因此，在本報告中，並不是以科學基礎來選定安全評估期間，而是以足夠長的時間以涵蓋來自可信地下水排放情節最大的衝擊。

基於上述，封閉後安全評估包括下列各點：

- 採用風險告知的方法，以應對各種不同類型的不確定度。重點是基於國際指引與其他考量，採用合適的概念與方法，用以定量評估安全；
- 建立安全評估分析方法，以客觀評估比較不同地質環境與相關處置場設計的功能；
- 對 SDMs 與相關的處置場設計進行封閉後長期安全評估，同時考量說明其未來演變相關情節的可能性。依照預期功能目標討論結果，同時接受目前可用知識的限制以及所採用模式與數據庫的限制；
- 藉由適當選址，假設母岩不受抬升與侵蝕的影響，而且有利的地質特性將維持一段足夠長的時間。然而，為確保如此，考量長期抬升與侵蝕對母岩

安全功能的潛在效應；

- 依存於場址特定地質環境的事項與建造和運轉方法，例如在處置場建造與運轉期間，干擾條件的程度與其恢復過程均列為問題予以呈現，而在場址確定後再加以考量，除非其能在安全評估中保守的被忽略。

3.4.2 安全證案的整合

NUMO-TR-21-01 報告所提供的安全論證，並未針對特定地點。而是使用最新的科學知識與技術發展，在具有代表性之日本地質環境中，進行地質處置的可行性與安全性評估。因此，敘述一個在未來可以應用於任何已確定場址的安全論證框架及其相關的技術基礎。另一個目的是對於未閱讀技術細節的讀者，第 3.4.2 節內容可做為安全論證的獨立描述。基此，第 3.4.2 節總結一些重要發現，並增加安全論證所需的其它部分。

在本節中，以發展多條證據為基礎，建構適合現今處置計畫選址前階段的安全證案。對於所設定的目標與邊界條件，考量以下幾點：

- (1) 在日本地質環境中，使用與當前最先進科學技術水平一致的既定方法(安全論證的基本組成部分，如 NUMO 報告圖 1.4-2)來建立具有必要安全特性的處置場。提供志願社區文獻調查(LS)開始後選址所需的知識庫。
- (2) 使用既定的安全評估方法、工具與資料，針對適當的地質環境所量身訂做地質處置概念之安全評估，奠定了良好的基礎。
- (3) 為增加對安全證案的信心，在支持論證方面所做的努力，包括：
 - 自 SDM 的建立，至處置場的設計及其相關安全評估既定程序，顯示經過適當結構化、合乎邏輯的方法，達到品質保證。
 - 考量及釐清處理需不確定性範圍所需的適當程序，以及未來的管理措施。
 - 分析自 H12 與 TRU-2 報告以來技術知識庫的發展。
- (4) 建立一個安全證案樣板，納入各階段現場調查結果及不斷更新的技術發展結果，以確保處置計畫可得到不同階段所學習的經驗，進而提升信心。

以下各節將進一步考量這些要點。

3.4.2.1 安全證案的論證整合

深層地質處置場施所需安全功能的基本理念包括：

- (1) 選擇長期保持有利特徵的地質環境，避免可能對處置場造成顯著影響的自然干擾現象。
- (2) 對於此類地質環境，在建造、運轉與封閉後各個階段，確保輻射安全、一般職工安全及對周圍環境影響最小。處置場的設計包括運轉與封閉後階段，多重障壁系統工程措施的安全功能，能夠持續足夠長的時間。
- (3) 對於所有可能的未來發展情節，經評估的潛在輻射影響可確保低於已發生可能性相對穩定的目標值，即使考量固有不確定性，對處置場所需安全功能的穩固性，提供了信心。

構成提供安全保證所需評估基礎的三項基本技術，總結如下：

- 支持所選場址為合適地質環境所需的場址特性調查技術。
- 在相關地質環境中設置具有必要安全功能的處置場，所需的設計與實現技術。
- 此類處置場的安全評估技術。

➤ 安全評估基礎的總結

(1) 合適地質環境的選擇基礎

與採用選出合適場址的選址方法之國家相比，日本採用徵求志願場址的方法，先從科學角度於地圖上提出適合位置，選址在程序上將啟動志願場址申請區域各種可能母岩的初步文獻調查(LS)。為廣泛納入可能的地質環境，根據不同調查階段的需求，提出為選址現場量身定做所需的評估技術。這需要：

- 在階段式的選址程序中，說明判斷為合適場址的一般要求與標準。
- 為判斷是否符合場址特定要求及標準所需的地質資訊，系統性的開發特性調查技術，並將這些資訊整合到場址描述模型(SDM)中。
- 在逐步了解特定場址的基礎上，檢查這些技術的適用性。

成果總結如下：

(i) 選址的要求/標準及其在各階段調查中的應用

地質處置技術工作小組根據 H12 報告以來累積的科學知識，重新檢視選擇合適地質處置場址的要求與標準。除處置場封閉後的安全與建

造、運轉與運輸的可行性與安全性外，在此基礎上，還考量在全國地圖中呈現具有地質處置相關科學特徵的區域。

在 NUMO 報告中，第 2.1.3(1)節總結與法定術語要求與各階段選址程序所需技術及標準有關的技術考量。此外，第 3.1 節討論確定合格場址的要求與標準，重點是處置場建造、運轉與封閉期間的安全，及確保特定地質環境隔離與圍阻的安全功能。特別是現在或將來具有受到自然現象干擾風險的地區，將依據各階段的場址調查予以排除。對於任何可能的合適場址，選址過程將考量場址地質環境預期的長期演變。在此演變過程中，選擇可以提供足夠安全功能的適當 EBS。

根據「最終處置基本政策」的規定，核能管制機關在志願場址的文獻調查(LS)後，提出初步調查區域(PIA)之選址所需考量因素，並於訂定選址要求/標準時納入考量。將在階段式選擇細部調查區域(DIA)時考量這些因素，並在最後決定處置場址的處置計畫里程碑中反映出來。

(ii) 所需調查/評估技術的發展

NUMO-TR-21-01 報告第 3.2 節總結在階段式場址調查期間特性調查地質環境與自然干擾現象的潛在影響所需的評估技術，重點是自 H12 報告以來的技術發展。在初步調查(PI)階段，非侵入性地表繪圖與地球物理調查後提出鑽孔特性調查計畫，使用自然資源探勘與地下建造等領域所建立的方法與技術(在技術支援報告 3-11 提出總結)。這些單獨技術的組合可以提供必要的地質知識基礎，證明可避免干擾自然現象並為處置場的設計與安全評估提供服務。該知識依據 JAEA 地下研究實驗室(URL)開發與展示的方法，並納入 LS 與 PI 階段指定的工作流程中。此外，亦備妥與品質管理相關的計畫手冊與文件(詳技術支援報告 3-12)，促進這些調查。在 PI 階段，處置概念與技術的適用性也已獲得認可，特別在 NUMO/CRIEPI 共同合作的鑽孔調查技術研究中，獲得現場實際經驗。

NUMO 特別重視地質環境的演變與自然干擾現象的潛在影響，正在系統性的檢視最先進技術，以確保在特定場址的 LS 與 PI 階段使用最佳可用技術(BAT)。此外，JAEA URLs 正在進行細部調查(DI)技術的

研究發展，為該階段選擇最佳技術提供進一步的輸入。

儘管選址可避免可能對處置場造成顯著影響的自然干擾風險(例如火山活動)，但對於超過 10 萬年的時間尺度，擴展到 1 百萬年。因為現今知識的有限，任何保證都不可避免更大的不確定性。因此，NUMO 研究一種定量評估風險的機率方法(ITM-TOPAZ 技術)，對於安全評估的增加信心，建立了基礎。

(iii) 資訊整合到 SDM

隨著場址調查的進行，JAEA URL 的研究不斷重複評估資訊的類型、品質與數量與對地質環境了解程度之間的關係，且將這種理解回饋到下一個調查階段的規劃中。這種方法在理解地質環境空間異質特徵方面，可逐漸減少不確定性。通過整合此類調查結果而發展的 SDM，可用於有效支持地下設施的設計與建造。

NUMO 報告第 3.3 節以全國規模所蒐集的地質資訊為基礎，結合了 URLs 對不同母岩在相關深度的分佈進行評估。通過處置場址所需關鍵特性(例如安全建造的可實施性、圍阻 RN 的適當障壁特性)的重視，選擇三種具有不同特徵的代表性母岩：深成岩(plutonic rocks)、新第三紀沉積物(Neogene sediments)與前新第三紀沉積物(Pre-Neogene sediments)。為此三種母岩發展 SDM，除具有代表性的地質環境外，斷層與破碎帶的長度、密度、方向與其他結構特徵及其相關的水文地質特徵，都是根據日本各地的觀察而建置的。開發區域尺度(數十公里×數十公里)、處置場尺度(5 公里×5 公里)與盤面板尺度(800 公尺×800 公尺)的 SDM，隨著尺度的減少，細節程度增加了(見 NUMO 報告圖 7.2-1)。對於每個母岩，建立適當的熱力學與力學特性、地下水化學模式與地下水流動路徑的小尺度描述。

由於強調深部環境，地形與地表/淺層地質特徵的描述僅為定性說明，沒有具體量化資訊。在任何情況下，這些特徵與場址非常相關，不同的特定母岩之間也可能有很大差異。因此，NUMO 報告沒有明確討論地表環境的特徵與演變情節，也沒有明確討論母岩地質環境的演變。因為假設它長期穩定，其演變可能取決於地表環境的演變。這些方面在

未來的評估中將得到更多的重視。然而，表面特徵被認為是場址的關鍵特性，通過應用上述(ii)中描述的調查技術，提供定量資訊。

如 NUMO 報告第 2.2.5 節所述，假設地下設施將位於穩定地質環境內足夠深度的位置(可能比法律規定處置場最小深度 300 公尺深得多)，以便在相關時間尺度上不會發生抬升與侵蝕的顯著影響。然而，如 NUMO 報告第 3.2.2 節所述，在 LS 階段獲得資訊有限，SDM 的時間演變僅在概念層次中表示。儘管 NUMO 已在評估發展此類模型所需的資訊與技術，但只會在 PI 階段開發量化的 SDM，捕捉隨時間演變的 SDM(4D 的 SDM)。

(iv) 現況與未來需求

如前述的(i)至(iii)所述，NUMO 將利用最佳可用技術(BAT)來確保任何選定場址均符合合格場址的要求與標準。所需技術的可用性已經建立或目前正在發展中，此類技術對 NUMO 特定需求的適用性已由研究場址與 URL 中的展示測試得到確認。可以說 LS 後的調查技術基礎已經建立。

如 NUMO 報告第 3.5.2 節所述，為更能確保特定的地質環境適合作為處置場，NUMO 將繼續進行以下重點研發計畫：

- 精進可能影響處置場安全功能的自然干擾(火山/火成岩活動、火山熱液/深層流體活動、地震/斷層活動、抬升/侵蝕)的理解。這將包括更準確的決定發生機率以及相關影響，這將更完整獲得干擾情節的較佳表示與所含的不確定性，降低輻射影響，並對安全餘裕作符合現實的評估，作為設計策略的基礎。
- 改進調查技術，尤其在 SDM 發展及要求的改進，涵蓋 PI 與 DI 階段的場址演變(4D SDM)，選擇處置場場址。這將包括場址特性調查，決定放射性核種(RN)從工程障壁系統(EBS)的釋出及在已明確定義的地質圈－生物圈界面(GBI)之 RN 傳輸。同樣的，成果將集中在於不斷改進處置場的設計與相關安全評估的要求。

將依據特定場址的條件(地質、地理/地形、社會政治限制等)，量身定作所使用的場址調查方案與技術。如前所述，確定抬升與侵蝕的潛在

意義(例如 NUMO 報告的技術支援報告 6-10)，並同時考量在安全評估的時間尺度內，開發模型來評估處置場各種不同設計的後果。

(2) 處置場的設計及實現基礎

建造符合封閉前與封閉後所需安全功能的處置場，關鍵考量因素包括：

- 處置廢棄物的特性與數量，訂定設計要求以確保處置場每個組件(component)的預期安全功能，包括工程障壁及相關的地表、地下設施。該方法允許量身訂定處置場每個組件的規範，以便彈性的符合受場址環境限制的設計需求(詳 NUMO 報告第 2.1.2(4)節)。
- 利用工程技術，建造、運轉與封閉此類經證明可適用或根據未來技術發展可以合理預期的處置場。

對於 HLW 處置場，如 H12 報告中所述，NUMO 將引進一個多工程障壁系統，其穩固的功能設計，適用於穩定的地質環境。因此，已經確定工程障壁與支持地下基礎設施的玻璃固化廢棄物、外包裝與緩衝材料的設計需求。這是 H12 報告中定義的每個代表性地質構造所指定的。此外，通過外包裝的生產展示與使用緩衝材料的構造測試，證明可依據 H12 報告在現今或不久的將來實現此技術。

對於 TRU 廢棄物，如 TRU-2 報告中所述，工程障壁與地下設施的設計考量四組廢棄物的特徵。這些設計需在每個地質環境訂定特別規範。同樣工程測試支持所需技術是可用的，或者可以合理地預期在不久的將來可用。考量到科學與工程知識庫的更新，擴展 H12 與 TRU-2 報告中所建立的基礎，NUMO 報告第 4 章開發處置場設計並評估所需的工程技術，總結如下。

(i) 處置場設計方法

H12 報告中考量的處置場設計需求，主要重點在於封閉後安全性與工程可行性。自 H12 以來，NUMO 為處置場各個組件引入一套完整的設計需求，以滿足各種設計因子。包括：封閉後安全、運轉安全、工程可行性、可再取出性、環境影響與社會經濟方面。通過將這些要求應用於相應的組件，可以得出詳細的規範(材料、形狀、尺寸等)。然而，在 NUMO 研究中，設計過程中並未考量環境影響與社會經濟方面等被認為與場址有關的因素，但會隨著選址方案的進行將會予以考量。

作為開發處置場概念的起點，H12 與 TRU-2 報告中所提出的處置

概念將根據最新的技術發展重新評估。根據為 HLW 與 TRU 廢棄物處置場的每個組件的設計因子所確定的設計需求，制定符合設計需求的基本規範。為引入更多的彈性，實現 EBS 所需的各種不同處置概念與相關技術，將為未來最佳化設計與根據選址環境而量身訂定的處置概念奠定基礎。

(ii) 參考處置場設計

HLW 與 TRU 廢棄物處置場的設計，是假設這些設施在單一處置場中共同設置，而發展三個參考 SDMs。

(a) 處置深度

地下設施設計的一個關鍵參數是處置深度。在特定地點的基礎上設置處置設施的深度，由合適母岩的分佈及法律的深度限制規定(300 公尺或更深)來決定。必須在岩石穩定性、建造期間排水與通風可行性(通常在較大深度更具挑戰性)與封閉後安全之間找到平衡，這可能會隨著深度加深而獲得改善(特別是關於未來的抬升與侵蝕)。如前所述(並在 NUMO 報告第 2.2.5 節中討論)，在進行特定場址分析前，不會評估因處置場的抬升與侵蝕受到限制。因此可務實地參考深度設置為最大深度，該深度的設計可確保在建造與運轉期間地下洞口(坑道、處置窖)的合理穩定性，同時現有設備可以提供所需的通風與排水等服務。

對於強度較大的深成岩與前新第三紀沉積物，對深度的實際限制是建造的安全要求，通過實際的通風設備將坑道內的溫度保持在 37°C 以下，將導致設置深度為 1,000 公尺。對於較弱的第三紀沉積物，坑道的穩定性要求將導致設置深度為 500 公尺。然而應該指出的是，這些深度只是指示性的，且是根據初步的簡化假設。由於這裡的設計是在可接受深度範圍的開發較深一側，這表示將可彈性地適應實際場址環境的合適深度。

(b) EBS 設計

對於 HLW 處置場，H12 報告中導出的外包裝與緩衝材料的規格來取代，因為它們符合三個 SDM 的所有設計需求。然而，在這個過程中，目前知識顯示外包裝生命期超過 1 萬年，遠遠超出防止地下水接觸 HLW 的 1 千年設計需求(見 NUMO 報告第 4.4.1 節)。為評估放射性廢棄物置放實用性的限制，將 H12 孔內選項(H12V)與預製 EBS 模組(PEM)的水平坑道內選項作比較。對於 TRU 廢棄物，重新評估 TRU-2 廢棄物包件(在 NUMO 報告中稱為廢棄物包件 A)以及一個不同的廢棄物包件，其中包括一個蓋板並改進抗墜落的穩固性(稱為廢棄物包件 B)，提升起重機以促進吊卸作業。評估結果顯示兩個選項都符合每一廢棄物小組的設計需求(見 NUMO 報告第 4.4.2 節)。EBS 的設計在每個 SDM 指定配置圖內(在(c)中進一步討論)顯示，例如，如 NUMO 報告圖 4.4-18 與圖 4.4-25 中深成岩中的 PEM 與 TRU 廢棄物，被整合在 NUMO 報告圖 7.2-2 中。

儘管存在固有不確定性，但 EBS 設計規範符合現今的設計需求，三種代表性岩石都有足夠的安全餘裕。這些為評估運轉與封閉後安全提供良好的基礎。然而，從封閉後角度來看，並非所有方面都得到充分評估。同樣重要的是，需對這些設計可能過於保守及未進行最佳化(參見 NUMO 報告第 7.2.1(3)節)有所認知，在依據特定場址的地質環境及其他邊界條件而開發 EBS 時，這是一個需考量的重要議題。

(c) 地下設施設計

對於地下設施，符合其設計需求(NUMO 報告第 4.5.4 節)，考量地質構造與水文地質條件，確定坑道與處置區的形狀與佈置。特別是，對建造及/或運轉期間潛在進水的考量及釋出 RN 的優先傳輸路徑，導致配置確定特徵(Layout Determining Features, LDF)的界定。例如設計過程中應避免較大的斷層帶。水力梯度方向與 LDF 同樣是成岩中處置區盤面配置的主要限制。另考量特定位置的固有不確定性，取大斷層長度約 1%，超過 1 公里(詳 NUMO 報告 第 3.1.3(1)節)。沉積岩存在不同的岩性，褶皺結構及滲透率的變化應在配置開發過程中另加考量。此外，對於較弱的新第三紀沉積物，應考量與環境應力場有關

的坑道方向。

在較小尺度範圍內，應考量置放確定特徵 (Empacement Determining Features, EDF)，EDF 導致局部水流入，影響坑道與處置孔的挖掘能力，並確保 EBS 能以所需的品質水平置放。對於每個 SDM 中的特徵分布，可使用處置孔或坑道的百分比來量化，必要時，應增加處置盤面區的面積。

通過 LDF 與 EDF 的考量，進行設計評估，以確保可建造性與處置場的圍阻功能。例如發生平流的斷層、裂縫與其他特徵之規模及其分佈是否能確保處置場圍阻功能的一個特別重要特徵。訂定設計需求使設計可適應其特點(features)與特徵(characteristics)。在未來的配置最佳化過程中，還可以進一步發展這種適應性。

定義處置面板配置時要考量涉及施工及操作的實用性的問題，導致規格和通道位置/連接坑道及豎井、通風豎井、將廢棄物及材料運往、運出施工區的有效工作動線，以及坑道中的通風、排水路線。評估此類議題的程序的焦點在於作業安全(例如提供多條逃生路線、事故對策等)及工作效率(特別是考量 HLW 的參考置放率相對較高)。例如，在 NUMO 報告圖 7.2-2 中顯示深成岩中 HLW 的 PEM 和 TRU 廢棄物配置。

如 NUMO 報告第 6 章所述，在評估三個不同 SDM 封閉後安全的配置，將與 EBS 設計一起考量。展示了階段式現場調查期間為配合不斷發展的 SDMs 設計，對這種需求導向設計提供了基礎。然而，在未來處置場封閉後 RN 傳輸評估的回饋，將在最佳化過程中直接考量需求導向設計、操作安全及工作效率。基此，重要的是對封閉後的安全進行更符合現實的評估，如 NUMO 報告的第 7.2.1(3)節中進一步考量。

(d) 地表設施的設計

對於處理放射性廢棄物的地表設施，可用高放射性廢棄物與 TRU 廢棄物相關核子設施所建立的處理、檢查與包裝的概念及要求，以確保運轉期間的輻射防護。處置設計應確保公眾與工作人員的輻射

防護(詳 NUMO 報告第 4.6.2 節)。不處理放射性廢棄物的地表設施(詳 NUMO 報告第 4.2.3(4)節)則可以採用傳統的設計方法。廢棄物從其他地方中期貯存設施運輸到地表設施，可擷取日本與其他國家用過核子燃料與 HLW 在陸上與海上運輸方面的豐富經驗。特別是國外再處理後回運 HLW 的運輸、裝箱與船舶規範，被認為可適用於地質處置作業(詳 NUMO 報告第 4.6.1(1)節)。

本報告中的說明符合廢棄物接收、檢查與封裝過程所需的安全功能的地表設施的設計，這從輻射安全的角度來看這些過程是最重要的。確定處置地點後，NUMO 將根據當地環境條件對地表設施與交通基礎設施進行更詳細的設計。在處置範圍正上方建造地表設施，可縮短連通隧道，這在安全、環保、工作效率、經濟等方面具有優勢。但是根據現場的特定限制，可能需要空間隔離的最佳化，以及在階段式特性調查過程中適應特定需求的處置概念，以確保利害關係者的接受度、地下設施建造的便利性以及封閉前後的安全性。

(iii) 處置場建造、運轉與封閉的所需技術

自 H12 報告以來，基礎研究發展促進與 EBS 組件製造、地下安裝的技術可行性及品質保證的改進(詳 NUMO 報告第 4.4.3 節)。例如使用厚度 19cm 的焊接外包裝與經非破壞檢測證明小至 2~3mm 的焊接缺陷。現今的外包裝規格，在廣泛考量各種條件及成熟的製造技術基礎上，EBS 的安全功能可抑制地下水與 HLW 的接觸遠遠超過 1 千年。

此外，已經展示可以製造 H12V 概念所需密度的全尺寸緩衝材料塊體及真空抽吸技術，通過遙控可抓取及放入緩衝材料塊體(依據國內外驗證試驗)。正在開發 PEM 的製造與運送技術，全尺寸技術展示亦在進行中。由於 PEM 概念類似於瑞典 KBS-3H 的水平選項，因此在 Äspö URL 上進行此方法的展示測試而且是直接相關。對於 TRU 廢棄物，包括建造周圍緩衝區與廢棄物包件間隙填充的全面驗證測試。這些技術發展在現實深地下條件下的實際應用上，為作為範例的 EBS 建造技術，提供信心(詳 NUMO 報告第 4.4.3 節)。

在地下設施的一般建造方面，可應用現有設施所得到驗證的技術，

例如地下發電廠的建造。此外，處置場封閉所需的坑道回填與封塞(plug)建造技術，在日本與海外進行 URLs 的全尺寸設備開發與展示測試(詳 NUMO 報告第 4.5.7 節)。對於處理放射性廢棄物地表設施的建造與運轉，可採用現有核子設施中所得到的驗證技術。

在考量再取出的便利性時，有必要防止再取出功能對運轉或封閉後安全產生不利影響，例如由於延遲處置場封閉或貯放廢棄物的部分設施。例如，為確保空氣通風不影響外包裝的耐腐蝕性以及降低緩衝層的侵蝕，廢棄物置放後應盡快封閉處置坑道。即使在回填與置放機械封塞後，再取出被證明在技術上是可行的(詳 NUMO 報告第 4.7.1 節)。特別是正在發展一種用鹽水去除 H12V 外包裝周圍緩衝材料的方法。因更具再取出便利性，這種技術可應用於 PEM 回填。至少在封閉前，再取出性被認為是證明可行的(詳 NUMO 報告第 4.7.2 節)。

一旦確定處置地點後，依據階段式特性調查及處置場設計與相關建造、運轉與封閉計畫演變所取得資訊，可用於改進 EBS 的設計及建造技術。這種結合所需工程技術的展示，在實務方面確保可靠度及符合品質水平，可確保在全尺寸實施期間的設計安全功能。

(iv) 現況與未來需求

如上所示，基於三個 SDM 所提供的資訊，使用實現預期安全功能的現有技術，進行符合要求的處置場設計。儘管如此，根據其他土木工程相關領域的進展，將對建造、運轉與封閉處置場址所需技術不斷的進行再評估，以確保應用地質處置科技是最先進的。處置設計亦可依據對場址需求了解的進展而作調整。

根據處置計畫管制或社會政治要求的影響，NUMO 將進行更具體的設計，包括同時考量到運轉與封閉後安全的最佳化。例如評估替代材料與 EBS 設計，提高工程可行性、運轉效率、適應現場條件靈活度、社會經濟方面等。這將需要改進設計與建造/運轉計畫的評估技術，例如更準確的量化工程障壁的長期行為、評估坑道開挖過程中進水的影響以及安全評估回饋進行的反應。

具體來說，NUMO 將進一步推動廢棄物再取出技術的驗證試驗，

以確認其可行性。NUMO 將繼續利用 JAEA URL 的研究成果，並加強參與國際 URL 的技術研發與展示，其研發範圍包括處置場建造、EBS 置放、監測與封閉等方面，達到所需的品質水平。

(3) 安全評估的基礎

具有代表性 SDM 所開發的處置概念，連同建造、運轉及封閉的明確過程，構成安全評估的基礎，當前重點是封閉前後的輻射影響。具體的國家地質處置法規的情況下，以最新科學知識為基礎的國際組織所發布的導則及其他國家的安全法規，為安全評估提供了技術基礎。處置場封閉前，應依據「工業安全與健康法」，在適用類似工業的安全措施及安全管理的基礎上，以確保工人的職業安全。但是本報告未考量此類安全性。

本報告採用國際認可的輻射影響評估方法，安全評估包括以下項目：

- 對影響安全功能的處置場特徵、事件與作用(FEP)進行系統性的評估，以建立一套完整的情節。
- 對此類情節進行定量分析，以確定處置場封閉前與封閉後可能產生的輻射影響。
- 評估輻射影響是否符合法規的安全標準與目標值。

該報告的安全評估是以 H12 與 TRU-2 報告所使用的評估方法為基礎，並反應後來研發的進展而進行更新。包括運轉安全評估及封閉後安全評估。

(i) 運轉安全

處置場運轉的安全評估，可參考其他核子設施的管制標準與安全評估方法。通過設計處理放射性物質的設備與程序、結合足夠的屏蔽與全面的輻射監測系統，來確保職工與周圍公眾的輻射防護。安全評估計算正常運轉時，所有與廢棄物處理、運轉相關符合深度防禦原則的干擾運轉情節的輻射暴露。此類評估應根據管制標準所需的安全水平或確定處置場設計需要審查的部分。為實施適當的輻射管制與監測措施，提供指導。

如 NUMO 報告第 5 章所述，參考 IAEA 安全導則與日本核子設施的新管制標準(福島第一核能電廠事故後發布)，處置場的計畫運轉(正常

運轉)與本報告評估干擾事件(異常運轉)。在正常運轉條件下，放射性廢棄物貯存與處理設備可防止放射性洩漏，維持負壓可防止可能存在的任何表面污染的向外擴散損失。這種嚴格的圍阻措施可以防止職工或周圍公眾接觸放射性物質，可經過持續監測得到證實。通過廢棄物處理設施部分(通常位於地下室)的遙控作業與牆壁的外加屏蔽相結合，可有效確保直接輻射劑量符合管制標準，而且合理抑低(ALARA)。正常狀態的評估包括所有涉及廢棄物接收、檢查、封裝、處理、中期貯存、運輸與處置的運轉(詳 NUMO 報告第 5.3 節)。

使用事件樹(event trees)為評估自然現象與人類事件，這些事件可能導致多層防護的連續損失，並防止此類事件。在可能的情況下，引入安全失效對策防止此類干擾，並在失效事件時減輕其後果(詳 NUMO 報告第 5.4.1 節)。對於異常運轉情節(例如火災或廢棄物包件墜落)，使用保守的數值分析來確定是否可靠地導致放射性洩漏(詳 NUMO 報告第 5.4.2 節)。目前為止審查情節得到的結論是「在所有分析的情況下，都極不可能發生圍阻失效。」。在 NUMO 報告第 7.2.2 節中關於安全評估結果作進一步說明。

當有場址可用時，運轉安全評估將為特定場址量身訂作，並考量共同模式失效(common mode failures)，目前為止幾乎沒有檢視過這些失效。此外，安全評估結果將回饋設計指導與相關安全措施的改進，以確保符合輻射安全與一般職業安全的法規要求。

(ii) 封閉後安全

與封閉前的情況不同，處置場封閉後安全依賴於多個被動的工程與地質障壁系統。甚至可以通過封閉後監測來實施，但這不是確保安全所必需的。確保安全的關鍵是場址選在穩定的地質環境中，可有足夠長時間確保所需安全功能。在此場址中，處置場設計一個具有安全功能的 EBS，以補強地質的安全功能。此外，即使可能發生會導致未來障壁功能降低的特定干擾事件與作用，其機率與輻射後果也足夠低，可符合管制標準。如果評估顯示安全性無法得到保證，須檢視及修改處置場設計。如處置場設計不夠充分，則該設計將被拒絕。由於目前尚未訂定管制標

準，本報告中使用的方法與技術基礎在此類標準發布時可進行調整。

如 NUMO 報告的第 6 章所述，基於對 SDM 與相關處置場設計的系統理解，發展反映未來可能演變的情節。描述預期演變的基本情節，以變異情節補充。這些情節捕捉處置場在其地質環境中演變的內在時間與空間變異性，並解釋對系統的理解與相關模式與資料庫的不確定性。與基本情節比較，變異情節被認為可能性更小，但目前尚未量化其發生機率。然而，對於主要干擾所涉及機率雖然非常低，仍盡可能評估其後果。當這些主要干擾情節機率可以量化時，此情節所計算的劑量與風險同時可與極低機率情節的風險目標進行比較(詳 NUMO 報告第 6.1.5 節)。

RN 釋出與傳輸模式考量 EBS 的組成與幾何形狀、處置區的配置以及地質環境在水文地質與溶質傳輸特徵方面的空間異質性。使用三維地下水/溶質傳輸模式，可對近場功能進行更好地評估。為更接近現實的評估對封閉後安全功能的影響，選定場址地質環境的差異導致處置場設計的差異，這種現實的評估可為設計最佳化提供重要的回饋。由於提高真實性的詳細分析可能涉及大量計算負載，因此 3D 模式目前僅包含近場的有限區域，但隨著平行計算能力的增加，模式所包含區域正在擴大，期望在場址尺度上對 RN 釋出與傳輸進行更佳評估。根據分析目標、作用考量、邊界條件、配置等，使用不需要強大計算機能力的程式是很重要的。

現今的模式/資料庫引入保守的簡化，特別是在處理不確定性方面，以確保安全評估的穩固性。尤其是用於推導 EBS 中的孔隙水化學、元素溶解度限制與化學物種形成(支持選擇 RN 遷移參數，例如吸附與擴散係數)的化學-熱力學模式本質上是不切實際的，因為所假設的平衡在自然界很少發現。然而，可以開發與其他安全評估一致並與相關類比系統中的觀察結果一致的 RN 釋出與傳輸描述。

RN 釋出與傳輸模式可用於基本情節、變異情節與不太可能干擾情節的後果分析，量化用於劑量評估的 RN 釋出(詳 NUMO 報告第 6.4 節)。根據國際組織及其他國家處置計畫的建議，發展程式化的人類無意闖入情節，並使用範圍界定 RN 釋出與傳輸模式，來評估可能的輻射劑量(詳 NUMO 報告第 6.5 節)。

(iii) 現況與未來需求

如上所述，H12 安全評估方法已依據地質處置法規以及其他核子設施法規的國際討論的演變而得到進一步發展。此外，現今對具代表性 SDM 訂定的處置場封閉前與封閉後的納入設計考量。這將在 LS 階段啟動後對特定地點建立評估的基礎。更現實的、針對特定地點的安全評估將對處置場設計方案的比較提供基礎，並可能為特定地點的潛在母岩或評估地點的利弊分析提供基礎。

針對運轉安全評估，根據日本與海外的經驗更新危害資料庫，將當前潛在干擾知識擴展到正常運轉，並在異常運轉情節中表示。特別是將擴大共同模式失效的情節的評估，擴大異常事件(如廢棄物墜落與火災)的情節範圍，改進後果分析，並對所使用的模式進行相關的驗證與驗證。

除了更大尺度 RN 釋出及傳輸的 3D 模式更接近現實之外，如上所述，未來的目標是捕捉處置場系統隨時間封閉後演變(4D 模式)。需要一個模式詳細模擬熱、水文地質、力學與化學(THMC)條件的演變分布，以及這些條件對 EBS 演變及從 EBS 到 GBI 的水流路徑 RN 傳輸特徵的影響。自處置場的建造、運轉與封閉到封閉後時期進行一致的評估，以便安全評估的結果可以適當地回饋到不斷更新設計，同時考量在此期間的技術進步。定義 RN 傳輸的參數，必須能反映地表與深部環境隨時間的長期變化，本報告未考量這些變化，這些變化取決於特定場址特性調查的輸入。將使用考量氣候與海平面變化且在發展中的 4D SDM 做為起點，如 NUMO 報告第 7.2.1(1)(iv)節所述。特定地點的 4D SDM 將更明確地反映 GBI 的變化，這對大多數釋出情節的劑量評估有很大影響。從 EBS 到地表環境的水流路徑需要更好地定義，連同 RN 傳輸特性，需由實驗室研究與 URL 進行場內測試。此外，將對特定場址發展針對當地人口現今與未來可能的物理環境與生活方式的生物圈模式。

所有此類工作的一個特別重點，是將 NUMO 報告中所涵蓋的工作進行擴展，隱含地假設陸地下的處置足跡，並考慮可能沿海處置場的海上處置場控制板可能遇到非常不同水文地質及地球化學條件的環境。

最後，為了促進未來的評估，利用先進技術管理與情節建立、模式

開發及數據設置相關的知識、信息及數據，以及在故事板和動畫中可看見這些內容。這將需要地質特徵、處置場設計及安全評估等領域作出密切協調，提高可追溯性並促進不確定性/敏感性的分析及品質保證，有助於提高未來安全證案的可靠性。

➤ 地質處置的安全評估

如 NUMO 報告第 7.1 節所述，本報告中發展的評估基準，在現今邊界條件下，並未針對特定場址提出安全證案，而是說明針對具有代表性的一般場址環境，在為其量身定作設計而展示其安全性時，更說明其基本可行性。因此，安全評估應提出需要考量的重要議題，以確認志願場址是否合適。並且可能導致特定的安全證案須符合所規定的管制標準，通過未來的研究發展，以確定待釐清的公開議題。在此討論安全評估的結果時，確定此類議題。

(1) 安全評估結果

(i) 運轉安全

(a) 正常運轉

NUMO 報告的第 5 章評估第 4 章規定的處置場內的運轉，重點是公眾的輻射防護。在正常運轉條件下，場址邊界處的輻射劑量遠低於「運轉執照管制標準」(見 NUMO 報告第 5.3 節)一般民眾的劑量目標值(50 $\mu\text{Sv/y}$)。如果難以確保場址邊界與民眾有足夠的距離，可增加工程障壁厚度及(或)重新安排地表設施的配置等方法，這可以輕易達成。參考核能產業的廣泛經驗，考量正常運轉期間的干擾情節，以確保所有的操作及設備在任何情況下，均可避免失去圍阻特性的風險，尤其需要考量廢棄物包件的穩固性。

到目前為止，尚未考量處置場地地形與地表環境對地表設施的影響，參考案例的配置是在處置面積上方的大面積平坦區域。對於特定場址，地面設施的可用面積可能很小、不平坦，且可能因距離最佳處置區域較遠，而受到社經方面的限制。許多議題在其他核能設施的設計時是常見的，可結合對系統的理解與國內外的累積經驗，而作彈性的處理。

(b) 異常運轉

為評估地表與地下設施中操作廢棄物異常條件下的輻射影響，考量其對策所限制的措施，儘可能降低異常的可能性或可能影響。例如，聯鎖裝置可降低廢棄物掉落的風險，而提升高度限制則定義了在最壞情況下掉落的相關干擾(參見 NUMO 報告第 4.6.2 (6)節)。在假設預防事故的安全措施失效時，發展了 HLW 及 TRU 處置區例證性情節並評估其後果。在檢視所有的案例後，證實並無預期的輻射外釋(參見 NUMO 報告第 5.4.2 和 5.4.3 節)。對所有設計及操作程序共同適用於三個 SDMs 進行評估。對於特定場址，將依據其處置場特性及相關操作程序，而作進一步評估。同時考量發展更接近現實的情節，考量可能的共模失效(common mode failures)。

(ii) 封閉後安全

NUMO 報告中採用風險告知的策略，按機率大小區分為基本、變異與低機率干擾情節，並輔以程式化的人類闖入情節，並為每個情節訂定劑量目標值(見 NUMO 報告第 6.1.5 節)。

(a) 基本情節與變異情節的評估

基本情節代表經適當的選址與設計處置場的預期演變，假設所有安全功能均依要求而實現，變異情節則涵蓋與假設、模型與資料相關的科學上合理的不確定性範圍(見 NUMO 報告第 6.3.3 節(2))。

對於與所有 SDMs 相應的處置場設計，此類情節的定量分析結果顯示，最大總劑量的時間發生在 10 萬年內，評估劑量遠低於基本情節所訂定的劑量目標值($10\mu\text{Sv/y}$)(見 NUMO 報告見第 6.4.1 節)。此外，變異情節的評估結果，遠低於所訂定的劑量目標值($300\mu\text{Sv/y}$)，劑量目標值是採用為國際所推荐的處置場安全指標(見 NUMO 報告第 6.4.2 節)。計算結果顯示對於所有三個 SDM 與兩個地下水模型，HLW 中 H12V 選項與預製工程障壁系統模組(Prefabricated Engineered Barrier Module, PEM)系統有效地產生相同的最大劑量。對於 TRU 廢棄物，包件 A 中的最大劑量略高於包件 B。由 NUMO 報告中圖 7.2-

3 可知，計算結果顯示，H12V 與 TRU 廢棄物包件 A 的共同處置，造成最大輻射劑量。

NUMO 報告圖 7.2-3 對於不同基本情節最大劑量的差異進行了比較，主要是假設在緩衝材料與母岩中，I-129 與 U-233 以陰離子存在時，具有高溶解度與極小的吸附，導致計算的最大劑量受其他參數的影響很小。

(b) 人類闖入與低機率干擾情節評估

經過適當的選址與處置場的設計後，發生重大干擾事件的可能性非常低。但日本在考量很長的時間，仍無法排其可能性。因此需評估重大干擾事件可能的輻射影響，在考量相關的不確定性後，評估處置場的穩固性。特別是針對火山與地震活動，發展非常保守的情節。假設在處置場正下方形成了新火山，主斷層不斷的增長，且主斷層在未來某個時間點與處置場某些地點相交。與劑量目標值(第一年： $<20 - 100 \text{ mSv}$ ，之後各年： $<1 - 20 \text{ mSv/y}$)比較，這些情節的計算最大劑量如 NUMO 報告中圖 7.2-4 所示。此外，將劑量轉換為致死性癌症或嚴重遺傳效應的發生機率，估計此類事件的發生機率並計算總風險，並將結果與 $<10^{-5}/\text{y}$ 的風險目標值比較。ICRP 所建議的劑量限制為 $300 \mu\text{Sv/y}$ (0.3 mSv/y)。評估結果顯示，任何情節均未達到劑量或風險限值(見 NUMO 報告第 6.4.3 節)。

由於處置深度大於 300 公尺，且選址排除了具經濟價值的礦產資源地區，因此未來人類行為影響處置場安全功能的機率非常低。加上監管措施可進一步降低人類闖入及干擾情節的機率，例如記錄保存與場址上方禁止某些活動(如至少監管至處置場完成除役或免於監管釋出時)。為評估可能的輻射影響，根據日本的鑽孔現況，對程式化的人類闖入監管情節進行評估。計算的最大劑量(NUMO 報告圖 7.2-4)與評估的總風險都遠低於低機率干擾情節的目標值(見 NUMO 報告第 6.5 節)。

未來將考量預期的地質演變與數種干擾同時發生的可能性，考量場址條件，精進輻射影響分析。

(c) 安全評估的結論

三個 SDMs 及為特定場址量身訂作的處置場設計，將代表日本選址過程中所產生的合適場址。以上所發展的穩固論證，用保守方法考量其不確定性，建立了正常及干擾情節確保運轉安全的良好基礎。封閉後，通常不確定性會隨著時間而增加，但 NUMO 有合理的信心認為，在廢棄物毒性最受關切的時期內(約 10 萬年)，不確定性不會妨礙作為合適場址的安全展示。然而，已確認封閉後的評估有其限制，仍需加以解決。於 LS 選址階段完成後，安全評估結果支持所選場址符合安全證案的要求。

其中一個重要的限制，是對包含處置場上升及侵蝕在內情節的安全評估。通過適當的選址過程，應排除在前 10 萬年內有影響深地質處置場的上升及侵蝕。然而在日本，更長時間尺度內這種情況是無法排除的。對這種情節的輻射影響與場址高度相關的，不僅取決於上升/侵蝕率，亦取決於地質結構、地形/水深、冰川循環的影響以及覆蓋層深度逐漸減少或增加而導致的處置場系統的緩慢演變(例如可能發生在海底)。以 LS 後各階段選址過程中所獲得的資訊為基礎，發展適當的情節及量化所需的工具及數據庫。

在基本情節及變異情節中，導致 RN 釋出及傳輸的過程描述，考量不同的空間尺度資訊，而欠缺充分詳細地質數據及目前模型、程式碼及計算機功能的而受到限制。使用與場址相關資訊及新一代模型，可以獲得顯著改進以接近現實。例如，與繞過地質生物圈介面(Geosphere-Biosphere Interface, GBI)較不接近現實的地景劑量轉換因子(Landscape Dose Conversion Factor, LDF)相比較，評估處置場尺度(數公里x數公里)的 RN 遷移將是一個很大的進步(詳 NUMO 報告第 6.4.1(5)節)。當 RN 傳輸與控制板尺度、處置場尺度更詳細的 3D(或 4D)溶質傳輸模型相結合時，通過擴展近場尺度現今模型的開發，可顯著減少其保守程度，將在工程障壁及天然障壁反映較佳的功能。模型的改進程度亦與計算技術的總體進步有關，將受到持續的監督。

志願場址可能位於沿海地區，因此需作進一步的重要改進，包括

處置場區域並非陸地處置場，而有部分或完全位於海平面下，開發適當情節及其評估工具，並結合明確代表海平面改變影響的 4D SDMs。一般來說，海底處置場忽略水力梯度，預期功能將得到極大的改進，但在陸地或海洋之間處置區水文地質及地球化學的變異，可能會使分析複雜化(但仍允許開發嚴謹的安全證案，如瑞典及芬蘭，目前場址未來可能位於海平面下)。

最後，在低機率干擾及未來人類行為相關的情節中，考量場址現場條件的程式化是非常重要的，為了在未來安全法規所訂定導則中反映出來，將來亦需持續精進。

(2) 封閉後安全的支持論證

正式的安全評估以及計算劑量(或風險)與目標值進行比較，是確保特定場址安全之必要但非充分的論證。正如 H12 報告中所敘述，定量評估不可避免涉及現實系統的大量簡化，因此安全證案尚須包括支持結論的其它論證。NUMO 報告提出的支持論證是為了 NUMO 評估基礎及安全評估而提出的。

(i) 以補充指標為依據的安全論證

在 NUMO 報告第 6 章描述的安全性評估中，輻射劑量被用作安全評估的主要指標，通過輻射劑量來評估對人們的輻射影響，劑量是根據 RNs 在高度程式化的 GBI/生物圈釋出率所計算而得的。由於與未來人類生活方式及地表環境特徵相關的不確定性非常大，因此不依賴這些因素，使用其他指標來展示地質處置系統的功能是非常重要的。此種輻射劑量的替代方法稱為補充指標(詳 NUMO 報告的支持報告 7-1)，這已在日本及其他國家用來支持安全證案。這裡案例是為了 NUMO 報告第 4 章提出支持處置場安全的論證。

(a) 支持處置場圍阻功能的論證

針對 SDMs 而訂定處置場內 RN 圍阻的基本安全特徵，可由 NUMO 報告第 6.4.1 節中所描述基本案例的 RN 遷移分析而得到很好的說明，重點是處置場系統內的總活度分布(在 NUMO 報告的支持報告 7-2 中詳細描述)。NUMO 報告中圖 7.2-5 展示各區分活度分布

的一個例子：

- 在控制板尺度區域之內(EBS 及其緊鄰周圍岩石)；
- 在控制板尺度之外，但在處置場尺度地質圈之內；
- 在處置場尺度區域之外。

該評估針對共同處置 HLW(H12V-與 PEM 略有不同：NUMO 報告第 6.4.1(7)節)及更保守(功能較低)的 TRU 廢棄物包 A 的基本情節，區分了地下水變異的二種模型。NUMO 報告圖 7.2-5 顯示封閉後 1 千萬年的評估結果，儘管模型在超過 1 百萬年時有極大的不確定性(或此時模型不適用)，且此時總放射性已因放射性衰變而大大減少。以火成岩為例，無論模型的水化學如何，約 99%的總活度即使在 1 百萬年後仍保留在控制板尺度區域內。較低鹽度的地下水中新第三紀和先第三紀沉積物的功能相似。高鹽度地下水中兩種沉積物自控制板尺度區所釋出的活度，十萬年後僅損失約 1%。1 百萬年後新第三紀沉積物損失約 30%，前新近紀沉積物損失 25%。即便如此，新第三紀和先第三紀沉積物在 1 百萬年後的處置場尺度中的釋出也僅 20%左右。

這清楚地表明，處置場在前十萬年的受關注期間，活度維持高保留率。然而未來使用更接近現實的模型來確認這種功是很重要的，這些模型考量處置場系統的演變。

(b) 支持放射毒性隨時間遞減的論證

如前所述，對於所有基本情節案例的計算，在 10 萬年內幾乎所有放射活度都留在處置場尺度區內。就此而言，潛在放射毒性被計算為放射性危害的替代指標。這是通過將每一 RN 活度乘以經口攝入劑量轉算因數而得的。雖然此種材料不可能由口攝入是很清楚的，但常用來作為潛在輻射危害的衡量標準。

對於 NUMO 報告圖 7.2-5 中所示的每一案例，NUMO 報告表 7.2-1 中顯示殘留在控制板尺度區域中 RN 的計算潛在放射毒性。這涉及計算 HLW 與 TRU 廢棄物在整個控制板尺度區(Sv)的潛在放射毒性，RN 含量來自遷移分析與 ICRP 的經口攝入劑量轉換因子。

雖然 NUMO 報告第 3.3 節所定義的控制板尺度區向下游延伸 100

m，在該區域上下垂直延伸 50 m，但忽略下游延伸而保守地假設計算潛在放射毒性的體積。假設整個體積都是岩石，計算每公斤平均潛在放射毒性(Sv/kg)。它在 EBS 體積中占主導地位並使用適當的密度(深成岩：2.69 Mg/m³，新第三紀沉積物：2.28 Mg/m³，前新第三紀沉積物：2.64 Mg/m³)，如 NUMO 報告的技術支援報告 7-3 中所述。NUMO 報告表 7.2-1，與鈾含量分別約為 8%與 0.05%的加拿大雪茄湖與日本 Ningyo-toge 沉積物的礦石潛在放射毒性作比較。

從表中可看出，這種方式所計算的潛在放射毒性對處置場配置非常敏感，導致較小的 TRU 設施之放射毒性大於延伸更廣的 HLW 控制板區，新第三紀沉積物中的放射毒性則小於其他岩石。在任何情況下，處置場的潛在放射毒性遠低於雪茄湖鈾礦，而與 Ningyo-toge 鈾礦類似。

將(a)與(b)放在一起，在處置場封閉後約 10 萬年後，大部分放射性仍留在 EBS 內部及其周圍，屆時其潛在的放射毒性與低級鈾礦石相似。

(c) 有關釋出到生物圈的潛在放射毒性論證

為了補充有關圍阻安全功能的有效論點，可通過指標來了解 RN 釋出至地表的重要性。這並非依賴於生物圈劑量計算所需有關食物鏈及生活方式非常不確定的假設。例如，可以評估直接排入河流的案例，來評估釋出的影響。

具體來說，所計算的自處置場尺度區域內(NUMO 報告第 6.4.1 及 6.4.2 節)的最大基本情節及變異情節釋放量(以 Bq/y 表示)，假設直接進入日本典型的 A 級河流，具有相同的體積流量如 NUMO 報告第 6 章所假設的生物圈模型(1×10⁹ m³/y，見 NUMO 報告的支持報告 6-1)。所產生的平均 RN 濃度[Bq/m³]使用 ICRP 體內暴露的攝入劑量換算因子進行評估，加總得到潛在放射毒性(Sv/m³)。計算過程詳 NUMO 報告中支持報告 7-4。

結果如 NUMO 報告圖 7.2-6 所示，將 HLW 與 TRU 廢棄物共同處置，並將其與世界衛生組織「飲用水品質導則」進行比較，採用 U-

238 濃度限值(<10 Bq/l)，並將其轉換為潛在放射毒性。從該圖中可清楚地看出，在所有案例與飲用水中天然 RN 的限值相比，處置場釋出的潛在放射毒性非常小。

(ii) 天然類比的支撐論證

通過子系統的短時間尺度實驗室研究或 URL 現場實驗，來驗證處置場的安全功能，在本質上是受限制的。此類實驗儘可能用於測試評估安全性的假設、模型及資料庫。然而，這需要使用天然類比測試案例進行延伸式的支撐，並涵蓋適當的時間尺度及自然環境的複雜性，以下內容及 NUMO 報告中支撐報告 7-5 中有進一步的討論。

(a) 支撐長期地質穩定性的天然類比論證

在一些國家的處置計畫中，天然類比是依據鈾礦體在特定環境(例如 Oklo、Cigar Lake)及超長期間(10 億年)的穩定性，用以證明地質處置的基本可行性。雖在日本並未發現任何類似此時代的岩石，但深地層、化學還原環境中之地球化學異常的穩定，基本上是適用的。因此，當選址排除易受火山及/或構造干擾及上升與侵蝕影響的區域時，其地質穩定性足以支撐百萬年時間尺度的安全論證，如 NUMO 報告第 3 章所述。這種天然類比論證主要依據古水文與地球化學研究。

與母岩從處置場深度延伸到地表情況的國家(例如加拿大或 Fennoscandia)不同，在日本，如 SDMs 中所描述，低滲透性母岩通常被範圍廣泛且更具滲透性的沉積物所覆蓋。即使在顯著地形起伏的地區，這種情況使在處置深度地層中，往往會使非常緩慢的地下水流與上覆含水層中較快水流分離。例如，幌延(Horonobe)地區的研究顯示，新第三紀深層沉積物包含非常古老的、停滯的鹹水，計算其年齡約為數百萬年，其質量傳輸以擴散為主。儘管在較低深度可以清楚地觀察到化學條件的改變，與該地區長期氣候/海平面變化相關的鹹水-淡水邊界移動的影響較小，顯示沿海場址處置場母岩在形成過程中，此類改變的影響可能是次要的。

此結論與 Tono 鈾礦的觀察結果一致，Tono 鈾礦石已在新第三紀

沉積物中保存大約一千萬年。這可用穩定的水文地質環境來解釋，其中 pH 值與還原條件通過水、礦物質與微生物之間的相互作用而得到緩衝。天然干擾(例如陸地上升與侵蝕)或海平面變化，並無鈾流動的同位素證據。事實上，儘管有證據顯示斷層活動穿透了礦體，但並無跡象顯示，鈾或其具流動性的子核種有流失現象。

可以注意到的是，類似的論點意味著為確認未來的斷層活動影響，甚至對人類闖入的影響進行情節檢視，是過於悲觀的。在形成短路的流動路徑情況下，即使存在短期的地球化學干擾，日本的典型地質環境並不會導致通過處置場向上或向下通的顯著流動，這也將緩衝回到地球化學反應的原始條件。進一步證據支持此一結論，例如地表導水裂縫方解石結晶的分析研究。研究結果顯示，儘管存在主斷層帶，但 Tono 320 公尺至 610 公尺深度花崗岩母岩中，在百萬年間尺度內，地下水的化學條件幾乎不變。

因此，在安全評估的時間尺度範圍內，有充分論證支持處置場設置於合適母岩內，預期將提供 EBS 的充分保護。然而需要注意的是，自流水狀態可能出現在較高滲透層之下的沉積母岩中。這通常在場址調查期間可確認，但即使在此情況下，也未必排除低滲透性沉積層具有充分的母岩功能－例如，瑞士 Opalinus 粘土層，即使有極高的垂直水力梯度且存在裂縫，但溶質遷移仍是擴散。

除了保護 EBS 的主要角色外，還有類似證據顯示，天然障壁對 RN 移動限制的功能可能比目前所假設的更好。在 Horonobe 及 Mizunami 以舊地下水中 U 及 Th 極限濃度的嚴謹研究為基礎。雖然根據化學熱力學模型並無法清楚解釋，但在真實溶液中(用過濾去除膠體)測得的 U 濃度約為 10^{-12} mol/l、Th 約為 10^{-13} mol/l，遠低於 NUMO 報告中第 6.4.1 節所假設的溶解度限值($U \approx 10^{-6}$ mol/l, $Th \approx 10^{-8}$ mol/l)。儘管目前尚不清楚所觀察到的濃度是否代表未定義礦物相設定的平衡溶解度或代表岩石－水緩慢作用的穩態，但安全評估中所使用的某些參數可能過度保守。然而若將此類資訊延伸至特定場址，必須非常謹慎。因地下水中的元素濃度，特別是 Th，主要是以懸浮微粒或膠體的形式存在，仍需考量懸浮微粒或膠體這些相的可能傳輸。

即使地質環境可能是穩定的，也須證明處置場的設置不會降低地質的有利特性。對於泥質沉積母岩而言，一個值得關切的議題是來自混凝土的高 pH 值滲漏液導致水流路徑的礦物發生了改變－特別是 TRU 處置區域。幾種天然類比所允許評估超鹼性捲流與沈積岩長期交互作用所呈現出一致的情景。儘管細部的次級礦物組合不同，但仍支持緩慢的改變反應且其產物通常與模型所預測為一致的論述。例如，在約旦的 Maqarin 場址，超鹼性水(pH 值為 12，與波特蘭水泥孔隙水相似)已與天然粘土接觸至少 8 萬年至 10 萬年，但其改變仍受到限制。特別是觀察到因次級礦物的沉澱，而使導水裂縫而密封，母岩的改變仍限制在 3 至 4 毫米範圍內。只有在密封裂縫恢復活動的機制存在時，才會發生較長距離的捲流遷移，因此此機制在處置場深度及穩定構造環境中仍受到限制。

(b) 支持 EBS 障壁角色的天然類比論證

正如 H12 報告所指出，為了 HLW 所開發的 EBS 是非常穩固的，在任何合理穩定的地質環境下可確保 RN 的高度圍阻性。這種高功能是經過力學理解、極具經驗的實驗室數據及天然類比的論證來確認的。

實驗室的研究顯示，受到溶解二氧化矽濃度的動力學影響，HLW 玻璃與水接觸的溶解速度很慢。此外，隨著保護性蝕變層的建立[涉及礦物，如橙玄玻璃(palagonite)]，溶解隨著時間而減少-這對較大的玻璃塊尤其重要。此過程可以在類似物中看到，針對日本泥質岩與壓實膨潤土類似的特別相關的玻璃案例進行研究，一百萬年舊玻璃與含鹽分地下水接觸的碎片(pH~8，Eh~-50 mV)。本證案儘管玻璃的變化層並不顯著，但玻璃的持久性可能與極低的水流速度與所產生高濃度二氧化矽(相當於無定形 SiO₂ 的飽和)有關。

儘管天然類比與 HLW 的玻璃塊存在化學差異，結論必須謹慎，而且天然類比並無顯著的 RN 濃度。但以經驗為基礎的大型資料庫顯示，實驗室的實驗結果(~7 萬年，見 NUMO 報告第 6.4.1(2)(v)(b))節)是非常保守的。事實上，對於保護性 Fe 腐蝕產物與膨潤土擴散障壁內的斷裂整體塊，在現實上其壽命至少比此值大一個數量級。

外包裝的碳鋼在熱力學上也不穩定，在沒有任何更強氧化劑的情況下，可以還原水。然而，在相關的地球化學環境中，鐵腐蝕在動力學上很慢，並且隨著保護性氧化層的形成，可能會降低到可忽略的低值。大量以考古文物為基礎的天然類比支持了這一點。事實上，即使在腐蝕性更強的環境中，保護塗層也可確保大型鋼製物體的使用壽命。在蘇格蘭 Inchtuthil 所發現的一批低碳鋼羅馬釘子，說明了此點，那裡釘子具有非常低的腐蝕率，在囤積物品的中心部位觀察到了腐蝕率，甚至在無腐蝕的情況下存在了近二千年。儘管弱酸、氧化水的環境中，但外釘的腐蝕所產生了蝕變層，在化學還原/低流速條件仍可保護內部釘子。

這種定性觀察結果與對埋藏在地表附近幾百年到大約一千年的日本考古鐵製品腐蝕定量分析結果是一致的。腐蝕深度在 0.2 mm 至 5 mm 之間，可用保護性腐蝕蝕變層的形成來解釋。在處置場的條件下，建造及運轉期間引入任何氧氣都將迅速消耗，因此大型外包裝所預期的長期腐蝕率非常低，圍阻體壽命比 NUMO 報告第 4 章所計算之超過一萬年的時間長得多。

膨潤土中的粘土礦物是緩衝及回填的主要成分，在日本母岩的條件下通常是穩定的。實際上，它們通常是沉積母岩的成分，或者被發現作為深成岩裂縫中的蝕變填充物。儘管這些物質可能因溫度較高而劣化，但廣泛的天然類比數據庫支持這樣的論點，即是這種改變僅在有水的情況下發生，並且通常受到鉀(K)供應的限制。即使 K 含量豐富，在低於約 120 – 150°C 的溫度下仍非常緩慢。因此，只要地下水成分無顯著改變及確保置放品質的條件下(特別是 PEM 可強力支持這一點)，可在超過 10 萬年的時間尺度上確保 HLW 緩衝區的關鍵角色。

在存在大量膠結材料(例如用於 TRU 廢棄物周圍的緩衝)的情況下，膨潤土的壽命並不確定，因為粘土礦物成分在高 pH 值下熱力學不穩定，正如前面針對沉積主岩所述。幾種允許評估超鹼性捲流與天然膨潤土的長期交互作用的天然類比呈現一致的情況，進一步支持了「蝕變反應緩慢，產物通常與模型所預期的一樣」的論點。例如，菲

律賓 Mangatarem 地區的膨潤土礦，pH 值在 9.3 至 11.6 之間的高鹼性及高鈣含量水的長期交互作用(類似於低 pH 值的水泥交互作用所產生的結果)的研究結果，膨潤土的蝕變帶非常有限(通常在 5 mm 以內)，主要是形成了保護性低滲透性富鐵層(3 mm)。儘管熱力學蝕變模型的細節尚未得到證實，但這些天然類比為膨潤土在遠超過十萬年的時間尺度內維持障壁作用的假設提供了良好的支持。

用作 TRU 廢棄物固定灌漿、置放室填充、回填及形成結構組成的混凝土和其他水泥材料，在熱力學上也不穩定，且會與地下水及其他材料交互作用而改變。例如膨潤土(如上所述)、鋼、有機材料等。同樣，廣泛考古的類比數據庫支持此論點，即此種蝕變是緩慢的，且其關鍵特性(如高 pH 值、低滲透性)將持續數千年的至數十萬年，這取決於當地的水文地質環境。

儘管對假設的 HLW EBS 的高功能有廣泛的類比支持，但 TRU 廢棄物的情況並不完整。這反映在非常保守 RN 釋出及傳輸的模型中。例如，儘管考古及天然礦物類比的相似證據顯示，在數千年時間尺度內的劣化非常緩慢，但瀝青廢棄物(Gr.3)的釋出被認為是瞬間的。在此必須承認超鹼性條件的案例是有限的，但有肯定證據支持這種材料的溶質釋出率非常低，使得大家所關切之高硝酸鹽捲流的影響受到了抑制。

(c) 整合

總體而言，天然類比支持了「在日本合適的深地層地質環境中，工程障壁的穩固系統具有潛在的高度隔離性。」的主要結論。然而，這些類比點出了所使用模型的限制性，特別是過於簡化的水文地質與熱力學平衡的假設方面。雖然往往模型傾向保守，但因缺少了現實接近性，用來比較不同場址與其相關的處置概念時將受到限制，隨著 NUMO 處置計畫的進展，這種比較仍是必要的。因此，開發更好的模型，並以適當的類比測試模型為未來的目標，特別是針對沿海/海底下的場址，其類比知識庫特別受到限制。

(iii) 與其他安全證案比較的支持論證

封閉後安全評估所涉及的工作特別複雜，很難確保所有模型均可正確的發展、實施及其所計算劑量是可靠的。在不同安全評估之間進行比較，是對評估結果的可信度的檢視。此方法提供了整體論述，當比較各種安全評估結果的任何差異，可以通過假設的方法、設計及地質環境，結合評估情節及使用模型/資料庫的改變來解釋，從而建立信心。然而，由於不同安全證案的目標及其他條件有其顯著的差異，進行嚴格比較並非瑣碎小事，此為近期開始的工作。

NUMO 報告的安全評估結果，通過與其他國家相關安全證案的比較而進行審查。三個代表性母岩的詳細評估結果(詳 NUMO 報告中的支持報告 6-24、6-25、6-26)也與早期 H12 及 TRU-2 的研究結果進行比較。例如，深成岩 H12 的 EBS 規格與本報告中 H12V 類似，但對於 H12 的參考案例(相當於 NUMO 報告的基本情節)，貢獻最大劑量為 Cs-135，而 NUMO 報告所計算的貢獻劑量以 Se-79 為主(詳 NUMO 報告中圖 6.4-23)。其差異是因為 NUMO 報告中 Se-79 的溶解度較高，而 Cs-135 在緩衝材料及母岩的吸附量較大，在假設的較大尺度傳輸路徑上產生顯著的延遲及延散(dispersion)(參見 NUMO 報告之支持報告 6-24)。此外，NUMO 報告中的生物圈評估，假設河流流量比 H12 報告大 10 倍(依據最新的統計數據，詳 NUMO 報告第 6.4.1(6)(ii)節)，儘管與之前所提到的因素相比，對最大輻射劑量的影響有限，因此降低了所有的輻射劑量。

(iv) 支持安全證案的其它論證整合

除了安全評估結果外，某些其它的支持論證能夠或終將支持日本地質處置的安全性。迄今為止所提出的論證方法中，NUMO 報告中安全證案考量了補充安全/功能指標、天然類比及與其他安全證案的比較。以下簡要總結多方面論證的目的、條件及適用性。

以基本情節及相關模型與數據為基礎，採用了不同的補充安全/功能指標，為了三種 SDMs 案例，這些指標總體上證明了工程障壁及近場母岩，可提供很大的圍阻安全功能。評估處置區域內總放射活度在處置場系統內的時間分布，說明了這些模型及數據非常保守。因此，須使用

更接近現實的模型及數據庫，來進一步評估圍阻功能的穩固性。此外，評估放射毒性的分佈及 RN 釋出至生物圈中的潛在放射性，被認為是有用的。惟考量生物圈特徵及與演變有關具有更大不確定性，引用仍須謹慎。為特定場址發展更接近現實的生物圈模型，可提高應用此類指標的可靠度。

雖然天然類比的應用，在很大程度上取決於處置場的地質環境及其設計，在一般場址階段的安全證案來說，天然類比也是有用的。然而，為釐清所傳達的訊息，仔細討論其適用性及確認其限制是必要的。例如，NUMO 報告中對日本地質穩定性及有利條件的天然類比僅支持所選場址是適當的，但並不保證所選場址是有利的。工程系統的天然類比有助於促進對系統行為及相關過程的理解，並顯示目前評估模型及數據可能過度保守，對於優先考量開發更接近現實模型及資料庫是有幫助的。

不同安全證案之間的相互比較，也是一個非常有用的工具。可對評估基礎之每一要素的可靠度，增加信心。並在分析這些要素間異同原因的基礎上，將這些要素整合到安全證案中。NUMO 報告中安全證案方法的應用主要受限於 H12 及 TRU-2 研究，但敘述了檢視所有安全評估要素及其關係的品質保證流程。未來將在此方面作進一步的努力，如 NUMO 報告第 7.3.3 (4) 節所述。

多方面論證對於支持安全評估的結果及強化安全展示是非常有用的，但仍需謹慎認知其適用性及局限性。NUMO 報告中論證了支持了一般場址的安全，但對於如何使用論證來支持特定場址處置系統的安全性，仍未進行嚴謹的分析。然而在特定場址階段，因已考量所選場址環境及為其量身訂作處置設計，支持性論證亦將得到了精進。

(v) NUMO 報告提出安全論證的限制及其範圍

在 NUMO 的現階段處置計畫內發展了安全證案，因缺少特定場址的環境資訊、邊界條件的不確定及定量評估之簡化假設、模型與資料庫，在本質上是受限制的。本節介紹目前的安全評估，使 NUMO 集中並優先考量發展處置計畫里程碑所需精進的安全證案。

(3) 確保日本地質處置的安全及實用性

NUMO 為了選擇有利的地質環境，並為各種範圍的潛在母岩所開發了 SDMs，業已建立了一套方法。這是一種具有 SDMs 所需安全特徵的處置場設計方法，該方法符合現今最先進技術、方法、工具和數據。為評估處置場設計的安全性，建立針對處置場設計安全評估的堅實基礎。這些均已被整合進入當前的安全證案中，本證案提供 LS 開始後志願社區後續選址所需的知識庫。

NUMO 報告中所開發的安全證案並不適用於特定場址，但說明了展示所選具代表性的場址環境及為其量身訂作之處置場設計安全特徵的基本可行性。為了進一步的進展，優先考量的具體發展如下：

- 開發一個更接近現實的廢棄物存量資料庫，以一定範圍的廢棄物所產生情節為基礎，涵蓋所有重要的廢棄物特徵。這需要與負責廢棄物產生、調理、包裝、貯存及運輸的人員進行互動。
- 對於 TRU 廢物，安全證案說明了可主導綜合性處置場的總釋出量。這對重新評估 EBS 賦予了正當性，並發展了更多接近現實的模型/數據庫以量化其功能，以提高安全裕度。對有關此類廢棄物已確認識題進一步的累積知識是必要的，例如硝酸鹽、有機物質、氣體產生及高鹼性溶液對工程與天然障壁安全功能的影響。
- 為了更好地評估沿海/海底下的處置方案，擴大評估基礎，確定地質穩定性的調查技術為優先事項之一，例如量化陸地上升/侵蝕及確定岩漿庫與深部熱液流體的存在。這將通過支持發展處置場基本情節與變異情節之量化長期影響，改進知識庫而得到補充，包括 EBS 的演變及在鹽水或混合/變化淡水/鹽水環境中 RN 的釋出與傳輸。
- 由於目前對於前新第三紀沉積物所代表地質環境的研究不足，這將成為系統改進知識庫的重點，尤其會影響安全證案的特性。例如高碳酸鹽水所造成的後果，這也可能與其他沉積母岩相關。
- 更了使安全證案的方法及方法論更趨於一致及具連貫性，將封閉前及封閉後的階段結合起來，同時考量處置場建造及運轉活動對當初地質環境的干擾，運轉期間 EBS 及近場母岩 熱-水-力學-化學(THMC)耦合的演變。這將為安全評估所需的處置場系統封閉後的演變提供更現實的起始條件。此外為了在處置場干擾發生前，先建立基線情況，開發相關的監

測系統/策略變得非常重要。

(4) 作為安全證案範本的適用性

由於受到前述的限制，所開發的三個 SDMs 可合理的代表志願場址。因此，所開發的大部分結構及技術內容，可能在 LS 之後由下一個安全證案直接取代，以支援 PI 階段的選址規劃。儘管如此，為促進特定場址的資料更新及重建，安全證案的產生過程中所遭遇到的問題，可提供實質改進的指導。正如 JAEA H17 處置計畫所指出的，使用傳統方法(例如 H12 和 TRU-2 報告中使用的方法)來綜合及整合支持安全證案的大型多學科知識庫是具有挑戰性的，現在變得更加困難。因此使用更先進的知識管理工具以確認為關鍵要求，可能更像 JAEA 的 H22 及 H26 計畫中所敘述的那樣(在 NUMO 報告第 7.3.3 節進一步討論)，使用更先進的知識管理工具，以確認關鍵要求。

一個相關的挑戰是不同團隊在不同章節及其相關 SR 上的併行工作，使得技術品質保證(QA)變得複雜。儘管推動了內部與外部的技術審查，但仍產生許多不同版本的文件，而難以整合。尤其所使用的文件軟體在支援管理變更方面的容量非常有限。這又是一個安全證案範本可以改進的領域(詳 NUMO 報告第 7.3.2 節)。

繼 NUMO 報告第 7.3 節有關安全證案信心建立之討論後，NUMO 報告第 7.4 節介紹了使用安全證案作為範本的未來展望。

3.5 國際高放處置報告審查要項研析及建議

3.5.1 法國 ANDRA 安全選項報告研析要項建議

本節就 3.1 節研析並彙整之 ANDRA 安全選項報告重點進行要項建議，期中報告研析之範圍包含「Safety Options Report - Post-Closure Part」的第四冊和「Safety Options Report - Operating Part」中第二冊的第四章兩個部分，內容重點包含 3.1.1 基礎工程設計階段對處置場封閉後穩定性重要的組成、3.1.2 處置場設計至封閉的重要業務以及 3.1.3 Cigéo 處置場的運轉，研析要項建議如下：

1. ANDRA 報告指出，Cigéo 處置場封閉後穩定性之重要組成，最主要之穩定性因素為 Callovo-Oxfordian 處置地層，透過該地層的幾何和物理化學特性(深度、厚度、低滲透性、高滯留能力、低擴散係數等)，以及其地層的穩定性，將放射性廢棄物與人類環境阻隔；另外，透過工程設計(例如：將處置設施分組、密封結構)、根據主要水平應力規劃設計處置場，以及分類處置不同類型之廢棄物，提高廢棄物包件的耐久性。我國未來考量高放處置場封閉後之穩定性因素時，可參考 ANDRA 安全選項報告中，對於基礎工程設計階段，處置場封閉後穩定性組成之考量。
2. 處置場設計至封閉的重要業務部分分為三個階段，包含施工期間和工程試驗階段開始前、工程試驗階段和正常運轉期間以及封閉後的檢查和監測任務。施工期間和工程試驗階段開始前，主要在檢查和監測處置地層以及處置場的密封結構，確保封閉後的安全功能；工程試驗階段和正常運轉期間，主要在確認處置場擴展計畫需要實際作業環境的設計(例如執行運作驗證組)；最後封閉階段則是選擇以無干擾式的對處置場及地層進行監測。上述 Cigéo 處置場設計至封閉階段之重要業務，值得我國參考。
3. Cigéo 處置場的設施主要分為地面設施及地下設施兩個部分。地面設施主要工作是將運送至處置場之放射性廢棄物進行分類、調配及封裝至處置場可處置之規格，透過地表與地下連接通道，將已完成封裝之放射性廢棄物運送至地下處置場；地下處置場將分階段式進行擴建，並於地下設置施工後勤支援區、處置後勤支援區，以及處置區等，並依據已規劃之計畫擴建處置區。

4. Cigéo 處置場的運轉一般原則包含基本核裝置及其運轉、人員和貨物的安全、組織和人為因素相關的風險和當地政府的配合，透過「運轉功能」、「客戶窗口功能」、「工程/建築功能」、「品保、健康、保安、安全和環境功能」，以及「支援功能」等五個功能，以支持上述處置場運轉之一般原則。其考量可供我國高放廢棄物處置相關法規導則研擬時之重要參考依據。
5. Cigéo 處置場封閉後之整體架構主要重點為針對放射性核種和有毒化學品進行圍堵，因此，整體地下建築需滿足「阻止水循環」和「延緩和減弱放射性核種和有毒化學物質的傳輸」兩個重要的功能，執行方法例如將地下處置場分組、將豎井和斜坡等與地面連通的結構設計在低水力梯度的位置，以及將處置設施設計於處置岩體最大厚度的位置等。
6. 處置場及其周圍由於化學引起之擾動也有可能對於處置場周圍產生影響，例如鐵的鏽蝕和輻射分解產生的氣體擾動、運轉中由於氧氣引起的氧化作用，以及處置場設施之混凝土劣化引至之鹼性環境擾動等，進一步影響處置場之安全功能，因此，未來我國於高放處置之發展時，或許可針對化學擾動對於處置安全功能進行研究。

3.5.2 加拿大 NWMO 報告研析要項建議

用過核子燃料包裝廠是將用過核子燃料棒自運輸護箱取出並換裝至廢料罐的重要運轉設施，作業內容涉及用過核子燃料的遠端操作、乾式或濕式暫貯、用過核子燃料包件於設施內傳送等，與人員輻射安全防護及核子保安與保防有直接且重要之關聯性。於審查處置安全分析報告時，需注意其作業規劃是否符合輻射防護與核子保安保防要求。

多重障壁系統長期演變涉及地質圈、廢料罐與緩衝材料之多項物理與化學長期作用影響，雖然有不少項目對於長期處置安全並無明顯影響，但仍須提出足夠證明以支持論點的合理與合適性。於審查處置安全分析報告時，需注意其討論項目是否涵蓋其 FEP 篩選結果，以及證據是否充足與合適。

處置設施安全論證的考量內容與完整性，為確認封閉後長期安全可靠與處置障壁系統韌性之基礎。除了需依據各項外部 FEPs 與內部 FEPs 推演出正常與

替代情節之內容，更重要的是清楚的依時間說明多重障壁系統各單元之演化過程，並提出充分佐證用以確認其合理性。同時也需要考量低發生機率的事件，或是產生極端的破壞行為，用以評估與確認多重障壁系統的韌性。

可參考加拿大核安全委員會指南 G-320，將地質環境可提供隔離和圍阻功能、處置場址地質具有長期穩定性、處置場址特徵可支持穩健的建設和運轉、用過核子燃料之廢棄物特性有助於圍阻放射性核種、廢料罐和密封系統構成之多重障壁系統有助於隔離和圍阻核種、處置設施的建設與運轉和封閉可實現長期的處置設施功能目標、處置設施對事故和意外事件具有穩健性等 7 項關鍵安全考量，作為審查高放處置安全分析報告時，評量封閉後長期處置安全是否可接受之判斷考量之一。

3.5.3 英國 NDA 報告研析要項建議

英國 NDA 轄下之放射性廢棄物管理公司 RWM 於 2016 年出版之通用處置系統安全評估技術報告，該安全評估技術係建立在缺乏潛在處置場址的情況下，發展通用處置系統之安全論證案例，以建立未來地質處置設施安全信心。該安全證案建立在地質環境中，利用地質處置方式安全處置放射性廢棄物。通用處置系統安全證案報告之文件架構，包括許多有關放射性廢棄物處置安全評估研究之狀態報告(或稱為「知識庫」)。該狀態報告針對已發表的放射性廢棄物處置安全評估之相關科學文獻，進行系統化審查和總結，並討論其在英國環境的相關性，以及描述與支持英國高放射性廢棄物地質處置的科學和技術發展。英國 NDA 提出之通用處置系統安全評估的主要目的是讓外界相信地質處置設施可以在英國安全實施。本計畫針對「地質處置-地質圈狀態報告」(報告編號：NDA/DSSC/453/01)及「地質處置-生物圈狀態報告」(報告編號：NDA/DSSC/454/01)，對於通用處置系統相關安全評估技術及相關要求進行研析。該地質圈狀態報告之目的係為彙整地質圈是如何隔離和容納放射性廢棄物以確保長期安全之相關支持證據，研析地質圈的特性及其在相關時間段內的預期演變，以建立對地質處置安全性的信心。本計畫將針對地質圈狀態報告有關之地質障壁(包括：地質環境的定義、基本要求及目的)、地質屬性(包括：屬性主題分類、母岩種類)、地質環境的具體組成(包括：概念描述框架、成分和結構特徵描述)及英國主要岩性概述等進行重點說明。

對於生物圈狀態報告，總結說明 RWM 所有生物圈有關研究計畫，以及在通用處置系統安全論證案例中代表生物圈所採用的方法。並指出其生物圈評估方法和模型完全符合國際建議和當前處置環境條件，並有具體研究成果可支持。RWM 提出若需進一步進行生物圈評估，必須利用地質處置設施選址過程之場址進行詳細的調查及案例評估。本計畫將針對生物圈狀態報告有關之長時間尺度生物圈評估方法(生物圈的定義、監管背景以及生物圈評估方法，包括：國際合作、生物圈評估的 RWM 方法、生物圈方法論、特定場址的注意事項)、環境變化(確立未來的生物圈系統、未來氣候、海平面變化、地景演化)等進行重點說明，後續將持續整理通用處置系統安全評估重要概念及方法，以納入我國用過核子燃料最終處置場規劃設計及審查之重要參考。

3.5.4 日本 NUMO-TR-21-01 報告研析要項建議

3.5.4.1 安全概念

規劃地質處置所必須考慮的問題

- 需地質處置的放射性廢棄物

- (1) HLW 的基本資訊

- 說明欲處置高放射性廢棄物的類型、數量及體積。

- (2) 廢棄物的接收標準

- 基於選址與處置場設計的進展且在申請計畫執照足夠早的時間前，需對 HLW 廢棄物建立接收標準。

- (3) 所需要的處置場容量

- 說明處置場址能容納所有體積的高放射性廢棄物。

- 處置場必要的安全功能

- (1) 地質處置的安全特徵

- 基於多重功能/多重障壁系統且為所有先進國家方案普遍採行(亦為國際標準)。

- 欲確保地質處置封閉後安全的基本概念，可以用「隔離」(由人類/生物圈移除)與「圍阻」的主要功能來闡述。

- (2) 必要的運轉安全功能

在運轉階段，安全功能確保當地居民與處置場工作人員不受輻射與非輻射的風險與傷害。

(3) 必要的封閉後安全功能

在封閉後，處置場需具有隔離與圍阻的角色。

(4) 安全功能適用的空間尺度

考量周圍母岩的障壁功能，欲確認隔離與圍阻功能的調查範圍將涵蓋數公里×數公里的面積以及深度大約 1 公里或更深。

(5) 安全功能的時間尺度

地質環境預期的隔離與圍阻功能極可能持續數十萬年或更久，而此可藉由嚴謹的場址調查來加以確認。此外，有必要評估放射核種在地質圈的遷移行為，同時考量相關的不確定度，並評估輻射對生物圈的效應(劑量)，以確認可以確保處置場所必要的安全功能。

• 符合法令規定

(1) 確保可逆性與可再取出

可逆性是指留給未來世代有選擇的餘地，同時提供廢棄物管理的彈性，因此留有必要時可逆向決定的餘地。

(2) 安全法規

分階段制定必要的詳細安全標準與指引，以反應選址的進展、場址特定狀況以及科技的進展。

場址選擇策略

(1) 確保運轉安全的選址方面

(2) 確保封閉後安全的選址方面

(3) 確保隔離功能與確保圍阻功能

(4) 在分階段場址選擇期間的空間尺度

(5) 場址描述模型(SDMs)的發展

(6) 場址評估與 SDM 建構所採用的方法

處置場設計策略

(1) 逐步的處置場設計方法

(2) 工程技術的可用性

- (3) 可再取出、環境保護以及監測考量
- (4) 發展處置場設計的方法

安全評估策略

- (1) 運轉安全評估
- (2) 運轉安全評估的方法
- (3) 封閉後安全評估
- (4) 封閉後安全評估所採用的方法

3.5.4.2 安全證案的整合

安全證案的論證整合

- 安全評估基礎的總結

- (1) 合適地質環境的選擇基礎

- (i) 選址的要求/標準及其在各階段調查中的應用

- 提出初步調查區域、細部調查區域的選址考量因素，在處置選址里程碑中反映出來。

- (ii) 所需調查/評估技術的發展

- a. 系統性的檢視最先進技術，以確保選址各階段使用最佳可用技術(BAT)。

- b. 研究定量評估風險機率方法(如 ITM-TOPAZ 技術)，建立對安全評估增加信心的基礎。

- (iii) 資訊整合到 SDM

- 以全國規模地質資訊為基礎，結合了 URLs 的母岩評估資訊，為代表性母岩發展 SDMs。

- (iv) 現況與未來需求

- a. 精進對可能影響處置場安全功能自然干擾情節的理解，作為設計的基礎。

- b. 精進場址調查技術，改進處置場設計與相關安全評估的要求。

- (2) 處置場的設計及實現基礎

(i) 處置場設計方法

- a. 重點考量封閉後安全性與工程可行性，未來將考量環境影響與社會經濟等因素。
- b. 更彈性的實現 EBS 所需處置概念與相關技術，為最佳化設計與處置概念奠定基礎。

(ii) 參考處置場設計

重點包括處置深度(考量岩石穩定性、建造期間排水與通風可行性與封閉後安全性的平衡)、EBS 設計(符合設計需求，有足夠的安全餘裕)、地下設施設計(使用需求導向設計，考量地質構造與水文地質條件，確定坑道與處置區形狀與佈置)及地表設施設計(採用高放射性廢棄物與 TRU 廢棄物相關核設施的處理、檢查、包裝與運送概念及要求)。

(iii) 處置場建造、運轉與封閉的所需技術

依據場址特性調查、處置場設計及建造、運轉與封閉計畫進展所取得資訊，改進 EBS 設計及建造技術。結合所需工程技術的展示，確保可靠度、品質水平及設計安全功能。

(iv) 現況與未來需求

- a. 持續推動廢棄物再取出技術的驗證試驗，確認其可行性。
- b. 加強參與國際 URL 的技術研發與展示，使處置場建造、EBS 置放、監測與封閉等方面，達到所需的品質水平。

(3) 安全評估的基礎

(i) 運轉安全

運轉安全評估可參考其他核子設施的管制標準與安全評估方法，有場址可用時，將考量共同模式失效(common mode failures)。

(ii) 封閉後安全

處置場封閉後安全依賴於多個被動的工程與地質障壁系統，安全評估描述預期演變的基本情節，以變異情節與不太可能干擾情節補充。並發展程式化的人類無意闖入情節。

(iii) 現況與未來需求

利用先進技術管理、情節建立、模式開發及處置場設置相關知識、信息及數據，提高可追溯性並促進不確定性、敏感度的分析及品質保證，有助於提高安全證案的可靠性。

- **地質處置安全評估**

- (1) 安全評估結果**

- (i) 運轉安全：考量正常運轉、異常運轉。
 - (ii) 封閉後安全：包括基本情節與變異情節的評估、人類闖入與低機率干擾情節的評估及安全評估的結論。

- (2) 封閉後安全的支持論證**

- (i) 以補充指標為依據的安全論證：包括支持處置場圍阻功能的論證、支持放射毒性隨時間而遞減的論證及有關釋出到生物圈的潛在放射毒性論證。
 - (ii) 天然類比的支持論證：包括支持長期地質穩定性的天然類比論證、支持 EBS 障壁角色的天然類比論證及整合。
 - (iii) 與其它安全證案比較的支持論證
 - (iv) 支持安全證案的其它論證整合

- **NUMO 報告提出安全論證的限制及其範圍**

- (1) 確保日本地質處置的安全及實用性**
 - (2) 作為安全證案範本的適用性**

第四章、年度專章內容草案研擬

本(112)年度研擬之專章多屬支援性章節，於國際文獻中較無完整對應的文件報告，相關內容多散見於各類技術報告中。其中，加拿大的 NWMO 於 2021 年 9 月發表的「深層地質處置庫概念設計報告結晶/沉積岩」(Deep Geological Repository Conceptual Design Report - Crystalline/Sedimentary Rock)(NWMO, 2021)，該報告與本年度專章相關內容包括：容器再取出(第 7 章)、場址保安與保防(第 8 章)、運轉安全與監測(第 9 章)、除役與封閉(第 10 章)等有所著墨；而美國核能管制委員會(NRC)於 2003 年所發布的雅卡山放射性廢棄物地質處置場審查計畫(NRC, 2003)，內容包括一般資訊審查、永久封閉前處置場安全、永久封閉後處置場安全、解決安全問題的研發計畫、功能確認計畫、行政與程序要求等，可供本年度研擬安全分析報告導則專章內容參考之用。

此外，國內相關研究報告如物管局 104FCMA001-3 計畫「安全分析技術規範之研究」，以及我國放射性廢棄物管理相關法規或導則，包括：「核子保防作業辦法」、「游離輻射防護法」、「游離輻射防護法施行細則」、「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」、「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」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」、「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」等，均為相關專章條文研擬的重要參考依據。

4.1 專章相關國內外法規與技術報告研析

4.1.1 「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章

高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)第六章「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」，主體架構主要參考(1)物管局 104FCMA001-3 計畫「安全分析技術規範之研究」第四章「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」，另外亦參考(2)「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」(原能會 105 年 9 月 2 日會物字第 10500127031 號公布)、(3)「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」(原能會 108 年 1 月 18 日會物字第 10800005641 號公布)、(4)美國雅卡山審查計畫(2.5.3.1 節、2.5.3.2 節與 2.5.3.3 節)

以及(5)法國 Andra 之技術報告中，與設施有關之設備及運轉相關的描述，以及其處置流程等。我國所訂定之安全分析報告導則及安全分析技術規範(上述之前 4 篇)中，有關「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」之章節，主要包含如下幾個重點：(1)處置設施的組織規劃，需要說明整個設施的編組、功能、權責等；(2)處置設施之人員編制、以及其權責和資格等；(3)處置設施內各項作業之審查與稽核，包含相關的審查與稽核程序和相關文件之管制等；(4)維持處置設施內正常運轉之工作人員所需之人員訓練，訂定各項訓練規劃、課程內容以及相關檢定辦法等；以及(5)處置設施之管理程序，為安全運轉相關之作業的管制與管理程序，包含設備管制、維護管理、工安、品保、及人員與車輛出入之污染管制等。

除上述之內容外，本研究亦參考法國 Andra 技術報告(ANDRA, 2016a)第二冊，主要描述 Cigéo 處置場之設施及運轉相關之內容，其中有關 Cigéo 處置場的運轉，需符合對於設施和運轉、設施內人員和貨物、人為因素等一般原則，並透過「運轉功能」、「客戶窗口功能」、「工程/建築功能」、「品保、健康、安保、安全和環境功能」以及「支援功能」等五項功能，以維持處置場正常運轉。

綜合上述之國內法規及國外技術報告，進行「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」章節編撰，整體架構包含「一、組織規劃」、「二、行政管理」及「三、人員訓練計畫」。條文中，部分內容補充及修正則參考其他法規和技術報告，本節就研擬之整體架構逐條進行修正說明。

1. 「一、組織規劃」中，「(一)組織架構」和「(二)人員編制」，以及「二、行政管理」中的「(一)管理程序」條文，補充「……處置設施各階段……於正常或緊急情況下……」之內容，參考來源包含「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(原能會 109 年 11 月 2 日會物字第 10900121554 號公布)」對應章節「六、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」，以及本團隊於 106 年度所提出之研究報告「106 年用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究」4.5 節「美國能源部有關地質處置場運轉區建造及運轉的組織結構」中所提及內容及考量，補充加強主要參考條文中(104FCMA001-3 計畫)不足處。
2. 「一、組織規劃」中之「(二)人員編制」，補充「……以及職業安全衛生組織、環保及消防人員……」，參考「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(原能會 109 年 11 月 2 日會物字第 10900121554 號公

布)」對應章節「六、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」中「(二)人員編制」第4點；另外，參考「美國雅卡山審查計畫」，於內文中補充「……主承包商、分包商、顧問和其他受影響組織之權責與資格」，加強內文說明。

3. 「三、人員訓練計畫」中，參考「美國雅卡山審查計畫」，並與「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則(原能會 109 年 11 月 2 日會物字第 10900121554 號公布)」之「(三)人員訓練」提及人員再訓練計畫相關內容進行整合，將該項細分為「(一)訓練計畫標準：……」、「(二)人員培訓、能力測試和認證計畫：……」和「(三)評估人員訓練計畫程序：……」。

4.1.2 「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章

「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章主要參考「物管局 104FCMA001-3 計畫安全分析技術規範之研究」及依據我國已訂之「游離輻射防護法」及「游離輻射防護法施行細則」法規，與「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等規定之輻射防護計畫要求事項，以及參考「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」有關輻射防護作業及環境輻射監測計畫所提事項進行研擬。同時參照下列相關參考文獻，以確認上述兩參考文獻之內容是否考慮周全，有將必要之條件納入專章中。

在國內相關法規規定及有關作業準則中，針對「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章，國內有關法規係為「游離輻射防護法」及「游離輻射防護法施行細則」，設施經營者應依據「游離輻射防護法」第 10 條及主管機關規定，依其輻射工作場所之設施、輻射作業特性及輻射曝露程度，劃分輻射工作場所為管制區及監測區。管制區內應採取管制措施；監測區內應為必要之輻射監測，輻射工作場所外應實施環境輻射監測。行政院原子能委員會(以下簡稱「原能會」)依據游離輻射防護法第十條第四項規定，於 105 年 06 月 27 日修正並公告之「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」，並要求設施經營者應依本準則於其輻射防護計畫內擬訂輻射工作場所之劃分、管制及輻射監測，報請主管機關核准後實施。本計畫已將前開國內法規之規定要求事項列入專章內容內。

在國外的相關報告中，**美國雅卡山審查計畫(NRC, Washington, DC, 2003)**之「2.5.5 節-啟動作為及測試計畫」及「2.5.6 節-維護、監測和定期檢測的一般性計畫」與輻射防護作業及環境輻射監測計畫專章內容有關，其中「2.5.5 節-啟動作為及測試計畫」報告內容之重點，包括：運轉程序是否會危及工作人員和公眾的健康和安全，並要求地質處置場運轉區對安全重要的結構、系統與組件之初始運轉的指導程序，以及與此相關的前提條件程序，都是可接受的；對於合理抑低的達成性考量，在輻射曝露的來源出現以前，運轉測試已盡可能地進行最多次的運轉啟動作為。「2.5.6 節-維護、監測和定期檢測的一般性計畫」提出，需審查執行一般性計畫，包含維護、監測和定期檢測。審查者依據 10 CFR 63.21(c)(22)(v)「進行正常活動的計畫，包括地質處置場作業區的結構、系統和元件的維護、監測和定期檢測。」的要求進行評估之相關資訊。針對**英國通用處置系統之通用操作安全案例-主報告(NDA/RWMD/202/01)**，提出 NDA 訂定之核能運轉安全手冊，該手冊已規定操作員、其他現場工人和公眾於正常運轉下的劑量標準，設施運轉者和公眾的設計基準事故標準和目標，設施運轉者和公眾的概率安全評估標準和目標，以及社會風險的嚴重事故分析標準，制定安全評估案例，向監管機關提交可進行審查作業的程序計畫。提出以輻射防護的最佳標準來進行設計、建造和運轉，並符合英國、歐洲和國際標準的要求。另在**加拿大 NWMO 高放處置場概念設計報告(NWMO, 2021)**中之 9.1.1 節提出，輻射防護計畫須符合加拿大核安全委員會(CNSC)的要求和規定。該計畫需提出一套標準、程序和報告，以確保監測、控制個人可接受的放射性濃度和輻射劑量，並執行合理抑低措施，同時考慮社會和經濟因素。並根據其曝露於放射性來源、空氣傳播危險和表土放射污染的可能性進行設施分區管制。該報告之 9.2.1 節提出，針對核設施，應根據需求在現場周圍建立環境輻射監測，以支持其可符合要求條件。其規定要求事項，包括加拿大標準協會(CSA)標準(編號 N288.4)、一級核設施和鈾礦及尾礦場的環境監測計畫。

根據國外相關報告之輻射防護作業及環境輻射監測計畫要求事項與我國法規，要求設施經營者應依據「游離輻射防護法」規定擬訂輻射防護計畫，報請主管機關核准後實施，以及輻射防護計畫內應具有之項目如輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性物質廢棄、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等，已具有同樣的要求事項。

4.1.3 「消防防護計畫」專章

「消防防護計畫」專章主要依照「**低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則**」及「**物管局 104FCMA001-3 計畫安全分析技術規範之研究**」進行研擬。同時參照下列相關參考文獻，確認上述兩參考文獻之內容是否考慮周全，有將必要之條件納入專章中。

在國內的相關辦法中，原能會 109 年 08 月 07 日修正發布之「**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**」，僅敘明安全分析報告中，需包含消防防護計畫(第四條第八款)；原能會 102 年 01 月 18 日修正發布之「**高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則**」中，高放處置設施之重要結構、系統及組件設計，應符合「具有火災或氣爆之防護功能」(第 12 條第三款)。「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」中，第八章的消防防護計畫內容則與「**物管局 104FCMA001-3 計畫安全分析技術規範之研究**」的第八章內容相同。

在國外的相關報告中，**美國雅卡山審查計畫(NRC, Washington, DC, 2003)**之 2.5.7 節，緊急應變計畫內容應包括：審查區域(area of review)、審查方法(review methods)、可接受標準(acceptance criteria)、評估後的發現(evaluation findings)。審查方法中，需辨識各種放射性物質可能引起的意外。雖然並未針對火災或消防特別進行論述，但若以消防防護計畫為考量，則各種放射性物質可能引起任何與消防相關之意外均須納入考慮。緊急應變計畫需確定滿足可接受標準(acceptance criteria)。地質處置設施的設計、建造和運營，應以能最大程度減少火災的可能性為目的之一。所提供的防火和消防設施應適用於地質處置設施內。**英國通用處置系統技術規範報告(NDA/RWMD/044)**中，地質處置設施的火災防護設施應以最佳標準來進行設計、建造和運營，並符合英國法規要求，以及歐洲和 IAEA 國際標準的要求。在**加拿大 NWMO 概念設計報告(NWMO, 2021)**中，最佳的火災壓制概念是在工作人員與核安全之間建立平衡。總體而言，透過多種消防防護系統的執行，對設備和地下環境的火災進行滅火。

4.1.4 「封閉及監管規劃」專章

「封閉及監管規劃」專章分析課題除包含封閉作業與封閉後監管規劃之外，亦涵蓋再取出作業研析。研析之主要文獻為加拿大 NWMO 於 2021 年 9 月發表的「深層地質處置庫概念設計報告結晶/沉積岩」(Deep Geological Repository Conceptual Design Report - Crystalline/Sedimentary Rock)(NWMO, 2021)第 7 章廢料罐再取出與第 10 章除役與封閉，以及美國雅卡山審查計畫之第 2.1.2 節放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫，與第 2.1.3 節永久封閉及除污或除污及地表設施拆除計畫。

4.1.4.1 封閉及監管課題研析

1. 封閉及監管作業考量

依加拿大 NWMO 規劃，當完成所有廢料罐處置作業後，將會進行 70 年的監測，而後將進入 10 年的除役作業與 15 年的封閉作業，之後進入封閉後階段。封閉及監管作業會隨著時間進行規劃修正，包括：

- 在選址後之設計開始時，初步準備封閉及監管計畫，並在整個設計和用過核子燃料處置期間進行更新，並基於當時法規要求進行執照更新。該計畫將根據設施的實際建設狀態和操作經驗不斷演變。
- 在 70 年的監測期開始時，會對封閉及監管計畫進行修訂，並進行詳細審查以確定監測期的要求。此審查將提供封閉及監管計畫所需的設施的設計方向和建議。
- 在 10 年除役期開始前，使用監測階段的資訊對計畫進行修訂。相關監測資訊將作為封閉與監管計畫的審查佐證。
- 在 15 年封閉期開始時，根據到當時的資訊和除役作業結果，對計畫進行最後修訂。
- 定期維護封閉與監管計畫，將可藉由審查作業確保處置安全可符合安全法規要求。

加拿大 NWMO 之封閉與監管規劃首先將移除於除役(除污與拆除)作業中不會使用之地下與地面設施，地下設施的除役作業包含移除運轉設備、修

復與密封裸露坑道岩石壁面等。以下就各作業項目重點考量進行說明：

- 地下水平開口的密封作業：
 - 密封連通隧道和附屬設施。
 - 從鑽孔中移除監測儀器，然後回填和密封。
 - 使用膨潤土材料進行地下開口的密封。
 - 通道隧道的密封後，須使用便攜式排氣風扇和管道的通風系統，確保提供通風到工作區域。
- 豎井封閉作業：
 - 豎井封閉作業為封閉地下設施之最後一個步驟。
 - 相關作業包含移除豎井內之各類供水、供電與通訊等管線。
 - 從鑽孔中移除監測儀器，然後回填和密封。
 - 若豎井襯砌或壁面有需要維修，需於維修後才可進行回填封閉。
 - 豎井封閉須確保其具備低滲透性，若於發現與具滲透性的岩石相交時，須利用工程填料進行封堵，例如膨潤土材料或瀝青材料。
 - 豎井底部將以混凝土進行封閉，提供上層密封材料所需之力學支撐。
 - 最上層採用混凝土覆蓋，用以降低發生人類侵入事件之機率。
- 鑽孔封閉作業
 - 為避免地下水與核種沿著鑽孔(如監測鑽孔)進行傳輸，需進行鑽孔密封作業。
 - 回填材料主要為混凝土與黏土，視其鑽孔內地質材料之透水性與力學特性進行選用。
- 地面設施除役作業
 - 於營運期間須採用合適的做法，有效的去除潛在污染，避免於除役階段仍需進行除污作業。
 - 須對地下與地面設施進行調查，確定是否需要進行除污作業，並合理的減少所產生之放射性廢棄物數量。
 - 依除役作業需求規劃地面設施除役順序，先拆除於除役作業期間無服務功能之設施。

- 完成除役作業後，地面設施所在區域若為裸露地貌，基於水土保持考量應進行植生保護，若屬道路系統或廣場等不透水鋪面，可視後續使用需求考量是否保留，不一定需要移除鋪面並進行植生。
- 封閉與封閉後考量
 - 在封閉期間，將維護一個最小化的管理區域設置封閉後的監測系統。
 - 設施的環境監測將繼續進行，並將至少包含地下水和地表水樣監測。
 - 將在處置設施上方和周圍岩石進行監測/監視(監測震動)，以避免發生人類無意入侵事件，直到完成封閉作業。
 - 隨著關閉期接近結束，將再確認是否有封閉後長期監測需求。

2. 封閉及監管作業之審查考量

依美國雅卡山審查計畫之第 2.1.3 節內容，審查者在決定這些計畫的可接受性時，應考慮在執照申請初始階段所提交的計畫基本上屬遠期的觀點，且難以反映在設施運轉過程中所獲得的資訊(例如污染的類型、程度和確切位置的詳細資訊)。因此，預期執照申請之初所提交的計畫和最終計畫具備相同的詳細程度是不合理的，特別像是所計畫的除污行動和最終放射性測量等要素。審查的重點包含：描述永久封閉及除污或除污及地表設施拆除的設計考量、永久封閉及除污或除污及拆除計畫。具體而言其評估項目如下：

- 設施歷史：描述有關設施運轉歷史紀錄以及除役所需的資訊。包括紀錄設施接收與處理放射性核種以及位置的紀錄。申照者也應說明如何記錄設施內部區域的例行及非常規汙染，以利之後的除役行為。審查者應參考除役標準審查計畫，說明與設施運轉歷史紀錄的相關資訊。申照者應說明如何確保於永久封閉和除役時能夠提出所需的可靠資訊。
- 設施描述：申照者應描述與設施及其環境相關的資訊，以便永久封閉及除役期間以及完成封閉及除役後，評估現場與非現場人員的劑量估計。申照者於永久封閉及除役時，需提供有關設施及其環境相關的資訊，可參考任何除役標準審查計畫。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。

- 設施的放射性狀態：申照者應描述在永久封閉及除役時，有關於設施放射性狀態方面，有助於除役所需的資訊。此處所指的資訊包括設施媒介物中放射性核種污染的類型和程度，設施媒介物包含建築物、系統和設備、地表及地下土壤、以及地表和地下水。申照者應提供關於除役行為的預期規模初步說明。參考任何除役標準審查計畫，申照者執行永久封閉及除役的要求，設施的放射性狀態資訊。申照者於永久封閉及除役時，需提供有關設施的放射性狀態的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 劑量模式評估：申照者應描述在永久封閉及除役時有關於劑量模式方面，有助於除役所需的一般資訊。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 除役的替代方案：申照者應描述在永久封閉及除役時，有關於評估替代除役策略所需的一般資訊，以利於除役。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 合理抑低分析：申照者應描述有關合理抑低分析所需的資訊，以利於除役。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 計畫除役行為：申照者應描述有關計畫封閉及除役行為方面，有利於除役所需的資訊。申照者應提供初步資訊，以便審查者了解除役行為的一般途徑。申照者也應提供完成除役行為的初步安排。申照者於永久封閉及除役時，需提供有關計畫除役行為的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 專案管理與組織：申照者應描述在專案管理與組織方面，有利於除役所需的資訊。申照者應提供初步資訊，以便審查者了解管理封閉及除役行為的一般作法。申照者於永久封閉及除役時，需提供有關封閉管理與除役作法的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。
- 除役期間的健康和安全計畫：申照者應描述有關於健康和 safety 計畫方面，有助於除役所需的資訊。申照者應指出該計畫如何發展，並與封

閉前健康和安​​全計畫相結合。

- 環境監測與控制計畫：申照者應描述在環境監測和控制方面，有助於除役所需的資訊。申照者應指出該計畫如何發展，並與封閉前周邊環境和控制計畫相結合。
- 放射性廢棄物管理計畫：申照者應描述透過封閉及除役行為所產生的放射性廢棄物管理方面，有助於除役所需的資訊。申照者應提供關於封閉及除役行為產生的放射性廢棄物的類型與數量之初步估計。申照者應提供減少放射性廢棄物數量的初步計畫，並討論處置放射性廢棄物的初步計畫。申照者於永久封閉及除役時，需提供有關放射性廢棄物管理的資訊種類，可參考任何除役標準審查計畫。申照者應說明如何確保在永久封閉及除役時，所提供的資訊已完備且可靠。
- 品質保證計畫：申照者應描述有關品質保證方面有助於除役所需的資訊。申照者應說明如何發展此計畫，並與封閉前品質保證計畫相結合。申照者品質保證計畫，是根據雅卡山審查計畫的第 2.5.1 節進行審查的。
- 設施放射性調查：申照者應描述為了封閉及除役行為所做的放射性調查方面，有助於除役所需的一般資訊。

4.1.4.2 再取出作業課題研析

1. 再取出作業考量

依加拿大 NWMO「深層地質處置庫概念設計報告結晶/沉積岩」之報告成果，容器再取出指的是從處置場中可以安全地自膨潤土緩衝箱取出廢料罐。因此，容器自取出的行動包含 2 個步驟，首先是提供取出目標膨潤土緩衝箱的方法，其次為自膨潤土緩衝箱取出廢料罐的方法。

- 取出目標膨潤土緩衝箱的方法：取出目標膨潤土緩衝箱的方法將會受到受到處置位置與再取出的時間而影響。若仍處於運轉階段且尚未封閉處置坑道段，將沒有挖除回填處置坑道膨潤土的需求。但若是處置坑道已被封閉，隨著該處置坑道封閉後經過的時間長短，回填材料可能會從不飽和狀態演變為飽和狀態。或者，廢料罐產生的熱量也可能

導致其中一些填充物變乾。假如膨潤土已經呈飽狀況且產生膨脹壓，為了避免再取出作業對膨潤土緩衝箱產生損傷，無法採用一般的機械設備從處置坑道中將膨潤土緩衝箱拖出來。

- 於混凝土艙壁鑽孔並填入膨脹劑，這種方式可以透過膨脹壓破壞混凝土，而不會像鑽炸或鑽掘作業產生震動。然後再用傳統的採礦材料去除技術，去除此作業產生的混凝土碎片。
- 處置坑道內是由各類膨潤土材料進行密封，包含緻密回填土與輕質回填土等。為了執行移除填充材料的作業，移除過程中必須能維持平坦且結構穩定之作業面，且可負荷乘載作業機具所需載重。隨著填充材料移除過程，對於膨潤土緩衝箱之輻射屏蔽能力將逐漸下降，可能需要考量採用遠端操作，或提供必要之作業人員輻射屏蔽。
- 為了在移除間隙填充作業期間，不會對於膨潤土緩衝箱產生損傷，規劃採用鹽水溶液進行沖洗。雖然比較耗時，但可確保不會影響膨潤土緩衝箱功能，且不需複雜的作業設備與程序。圖 4-1 為用於膨潤土漿料的典型臥螺離心機。膨潤土臥螺離心機系統可以位於放置室外部的通道中，並通過軟管連接到回收車輛上，如此可以實現遠端控制，藉以降低作業人員輻射曝露機會。雖然極不可能，但從放置室移除的漿料可能被歸類為極低放廢棄物(VLLW)或可能低放廢棄物(LLW)，並且必須進行相應的管理。

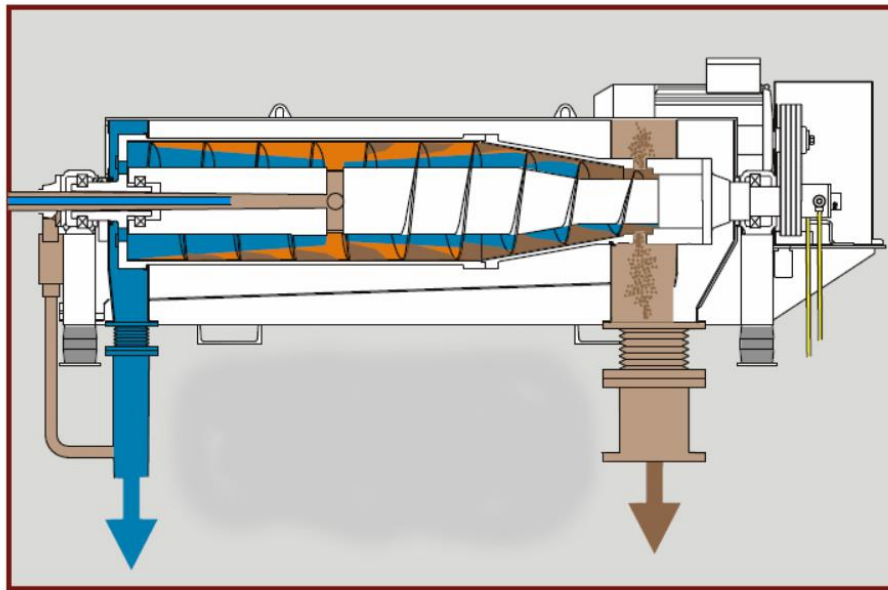


圖 4-1 用於膨潤土漿料的典型臥螺離心機

- 自膨潤土緩衝箱取出廢料罐的方法：完成回填移除作業後，就可以開始進行自膨潤土緩衝箱中取出廢料罐的過程。作業規劃主要考量有二，其一為確保藉由充足的輻射屏蔽功能進行回收作業，讓工作人員可以在作業空間內安全的執行所需作業。其二為確保再取出作業設備可重複進行使用，例如：膨潤土緩衝箱的傳送護箱、輻射屏蔽罩與載具設備等，再取出的作業方式需儘可能的類似逆轉堆疊作業程序。

2. 再取出作業之審查考量

依美國雅卡山審查計畫之第 2.1.2 節放射性廢棄物的再取出及替代貯存計畫所述，審查時需確認放射性廢棄物的再取出作業規劃可滿足以下目標：符合法規功能目標、對再取出廢棄物的適當替代貯存、合理的再取出期程。為此，審查重點可分為：再取出作業操作程序、再取出作業使用設備，以及廢棄物再取出時符合 10 CFR 63.111(a)防止放射性物質外釋與輻射曝露,與(b)項所列輻射劑量限値之封閉前功能目標。同時須滿足 10 CFR 63.111(e)對於廢棄物再取出之主要要求。地質處置設施作業區的設計需保留再取出的作業選擇，直到完成績效確認計畫，以及審查委員會從該計畫獲得相關信息並完成審查為止。為了實現這一目標，地質處置設施作業區的設計，必須確保任何

或所有已安置的廢料罐都可以在安置作業開始後 50 年內的任何時間按合理的時間表回收。

審查重點在於確認對於不同再取出操作情境建立了適當的方法，以辨識及分析可能的問題，評估對這些問題所提出的解決方案為可行，並建構在可靠的工程原則下。確認已於再取出計畫內充分考慮再取出操作時處置坑道的劣化程度。確認再取出計畫內包含可接受的維護計畫直到完成再取出，且考慮到健康與安全的保護及曝露劑量已被合理抑低。其次為再取出後的替代貯存方案是否足以存放在取出之廢料罐與作業安全性，以及再取出作業時程是否合理。

4.1.5 「保安計畫及料帳管理計畫」、「保防計畫」專章

本年度研析英國、加拿大及美國用過核子燃料處置設施的保安與核子保防規定。英國及加拿大對保安及核子保防的安排章節並不相同，英國將保安與實體防護及核子保防列於不同的章節(NDA, 2010)。而加拿大則將保安及核子保防列於同一章(NWMD, 2021)。美國核管會則將實體防護規劃與物料管制及料帳方案列於不同的章節，但沒有核子保防章節(NRC, 2003)。

英國 NDA 通用處置系統技術規格報告(NDA, 2010)於第二章的「管制要求」內容中，分別列出 2.8 節「保安與實體防護」及 2.9 節「核子保防」。其中，保安與實體防護項下要求地質處置系統的設計需提出實體防護與保安措施，以防止可分裂或放射性物料的不當使用，並符合權責機關基於「核工業保安規定」(Nuclear Industries Security Regulations)的要求。而在核子保防項下則要求處置系統、程序及記錄的設計與執行，應能對國際原子能總署及歐洲共同體的檢查員給予保證，確保民用核程序產出的可分裂物料不會轉移到軍事或目的不明的使用；發展核子保安策略的重要考量包括證明核物料內容的能力及維護廢棄物資訊的連續性直到廢棄物置放於處置庫為止的能力。

加拿大 NWMO 深層地質處置場概念設計報告(NWMO, 2021)於第八章「場址保安及核子保防」內容中，8.1 節列為場址保安，8.2 節為核子保防。其中，場址保安包括保安監測室、實體障壁系統及保安查核點與警衛室等內容。而核子保防方面，則簡要說明保防措施的目的是針對國際原子能總署規定的不轉移及無不

明保安相關活動等提供可靠的保證，就地質處置設施而言，這將透過核物料帳技術及圍阻與監視系統來達成，而保安措施是保防體系的重要面向，將提供核物料與核設施實體防護，以防止未授權的核物料轉移或破壞。

➤ 加拿大場址保安與核子保防

將對深地質處置場採用保安措施，以實體防護核子物料與核子設施，來防止非法移除與破壞在設施內使用與貯存的核子物料。亦將對深地質處置場採用核子保防措施，此將可信的確保不會有非法流用，且不會有未申報的核子保防相關活動。

(1) 場址保安

依照目前的核子保安法規，地面設施的內部區域以及通風豎坑周圍地區，均被認為是防護地區。在防護地區的邊界將建有實體防護系統，並將建有人員與車輛管制站。而且整個地面設施周圍將建有圍籬，以管制車輛與人員的進出以及預防野生動物的侵入。

防護地區的實體防護系統將建有周圍障礙來阻隔，在障礙的兩邊至少各五公尺則設有不設防的區域。此外，將安裝一套防護元件，以提供多層延遲、偵測與評估，並藉由中央管制站或保安監測室來加以控制。評估組件可讓保安人員評估偵測到的威脅並提供適當的反應。所有的這些組件將連接至位於防護區內的備援不斷電系統。

核子保安法規規定偵測與評估組件必須個具有兩個獨立系統。延遲組件必須具有防止使用大型交通工具強行入侵並拒阻入侵者的功能。符合這些規定，用以防護區保安所建立的系統包括：

- 用以延遲入侵者足夠長的時間之實體障礙，以使反應人員能有效的阻截，並且在設施周圍各點能提供足夠長的延遲時間；
- 用以立即確認入侵者並警示保安與反應人員的偵測系統；以及
- 具有專用的照明網路，以使保安人員能明確確認與定量任何可能入侵的評估系統。

(2) 核子保防

核子保防措施的目的是在於提供可信的確保核子物料不會流作他用與 IAEA 所規定的未申報核子保防相關活動。在深地質處置設施中，此

將藉由核子物料料帳技術來達成(每一包件的內容資料)，以及圍阻與監測系統(以證明用過燃料包件的持續完整性與移動，以證明其資料的持續性)。核子保防系統的重要項目之一為保安措施。保安措施可提供核子物料與核子設施的實體防護，以防止非法移除與破壞貯存中的核子物料。保安措施將包括技術方法與出入管制的程序、偵測非法入侵、以及對非法入侵的反應。

➤ **美國雅卡山審查計畫(1.3節、1.4節與2.5.2節)**

美國核管會針對雅卡山審查計畫提出的料帳方案包括：(1)對所貯存高放射性廢棄物的物料平衡、存量、紀錄及程序；(2)防備意外臨界或特殊核物料報告(special nuclear material reports)遺失報告的程序；(3)準備物料現狀報告(material status reports)的程序；(4)準備核物料轉帳報告(nuclear material transfer reports)的程序。

傳統式核子保防分為三個方面：(1)書面料帳工作，(2)圍阻與監視，(3)視察與查證，旨在防範將申報的核物料或是核設施移轉到非和平的使用途徑。因此「核子保防計畫」的範圍可涵蓋「料帳管理」，兩者不會同時出現在一份報告內。

在我國，因為高放射性廢棄物處置場為核子設施，核子設施的保安與核子保防必須遵照原子能委員會所頒布的法規確實執行。原子能委員會的保安與核子保防法規則是依據：

- IAEA 有關核物料及核設施實物保護之核子保安建議。(INFCIRC/225/Rev.5)。
- 駐美國台北經濟文化代表處與美國在台協會核能和平利用合作協定第八條第二款(簡稱台美核能合作協定)。

規定核子設施及核物料實體防護相關保安與保防違規注意改進案件限制公開。同時，原子能委員會為落實我國核子保防管制作業，依防止核武器蕃衍條約，並參照國際原子能總署規約，制定核子保防作業辦法。

因為加拿大 NWMO 報告指出，核子保防的目的在於提供可信的確保核子物料不會流作他用與 IAEA 所規定的未申報核子保防相關活動。我國核子設施的保安與核子保防作業，除了依據 IAEA 有關核物料及核設施實物保護之核子保安建

議(INFCIRC/225/Rev.5)外，核子保防作業辦法亦參照 IAEA 規約而制定。因此，在綜合考量加拿大、美國核管會及我國核子保安及核子保防的作法後，建議比照加拿大之遵循 IAEA 規定的作法，不增加美國核管會導則所規定的相關內容。

因此，高放射性廢棄物處置場的保安與核子保防，必須根據前述法規審慎擬定。為免於遺漏，參照「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」（簡稱乾式貯存導則），擬定保安計畫與核子保防計畫的導則如 4.2.6 節所示。

4.2 章節架構及審查要項建議

前三年(109 - 111)計畫執行期間，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」，以及物管局 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之研究」計畫報告(紀立民，2015)，進行安全分析報告草案研擬。本(112)年度延續前期相關資料，同時參考原能會 108 年 1 月 18 日發布之「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，經研究團隊分組提出專章內容初稿，再經計畫年度內四次工作會議討論及修訂，先後提送兩次專家諮詢會議研議及修訂，最後提出本年度專章之章節條文內容。

4.2.1 「綜合概述」專章

本專章參考核安會現有放射性廢棄物貯存與處置相關導則，包括「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」及「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」，研擬本專章章節架構及審查要項；此外，考量高放射性廢棄物處置特性及需求，於本章第二節「設施綜合概述」中，列入「處置作業時程規劃」項目，以因應高放處置場由施工、施工與運轉同步、運轉等作業所涉較長時程之需求；另增列「處置安全策略」項目，以宣示高放射性廢棄物最終處置場之安全策略，作為本專章之審查要項，如表 4-1 所示。

表 4-1 安全分析報告導則「綜合概述」專章審查要項

第一章、綜合概述	
一、概論	• 緣由及目的。 • 專有名詞。 • 引用之法規、工業標準及技術規範 • 參考文獻
二、設施綜合概述	• 位置 • 處置方式 • 處置容量 • 處置場區之規劃與配置 • 處置作業時程規劃 • 處置安全策略 • 廢棄物來源與特性

4.2.2 「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章

此專章主要涉及組織、行政及人員管理的部分，以確保在正常營運或是緊急情況下，處置場之運轉能依照規定程序執行放射性廢棄物處置。此章節主要分為三個部分，首先，管理組織之規劃，主要是架構一套處置流程，確保在正常或緊急情況下，可依照訂定之管理架構及人員編制進行適當的處置。再者，透過行政管理確保這些處置活動將依各階段之程序進行作業。最後，這些活動需要專業的人員進行操作，因此，透過人員訓練達到符合處置標準之作業人員，在組織上、管理上及人員專業度等三方面進行把關，以確保處置活動之安全。

因此本計畫依照上述之精神，並參考物管局 104FCMA001-3 計畫「安全分析技術規範之研究」第四章「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」(原能會 105 年 9 月 2 日會物字第 10500127031 號公布)、「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」(原能會 108 年 1 月 18 日會物字第 10800005641 號公布)、美國雅卡山審查計畫以及法國 Andra 之技術報告中，與設施有關之設備及運轉相關的描述，以及其處置流程等相關法規及技術報告，提出「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章之審查要項，此審查要項亦為場址之安全評估專章內容之主體架構，如表 4-2 所示。

表 4-2 安全分析報告導則「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」專章
審查要項

第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	
一、管理組織規劃	• 管理組織架構 • 人員編制
二、行政管理	• 管理程序 • 審查與稽核
三、人員訓練計畫	• 訓練計畫標準 • 人員培訓、能力測試和認證計畫 • 評估人員訓練計畫程序

4.2.3 「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章

本計畫根據國際有關放射性廢棄物處置之輻射防護作業及環境輻射監測計

畫，以及國內放射性廢棄物相關之安全分析技術報告與導則，包含「游離輻射防護法」及「游離輻射防護法施行細則」法規，與「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」等規定之輻射防護計畫要求事項，參考「物管局 104FCMA001-3 計畫安全分析技術規範之研究」及「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」等。提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告第八章輻射防護作業及環境輻射監測計畫的審查要項，除根據美國雅卡山審查計畫、英國通用處置系統之通用操作安全案例與加拿大 NWMO 高放處置場概念設計報告等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有關輻射防護作業及環境輻射監測計畫進行整體檢視，提出之審查要項如表 4-3 所示。

表 4-3 安全分析報告導則「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」專章審查要項

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫	
一、輻射防護計畫	
二、環境輻射監測計畫	

4.2.4 「消防防護計畫」專章

「消防防護計畫」專章主要依照「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則」及「物管局 104FCMA001-3 計畫安全分析技術規範之研究」進行研擬。同時參照國際上相關參考文獻，包括：美國雅卡山審查計畫(NRC, Washington, DC, 2003) 的緊急應變計畫內容、英國通用處置系統技術規範報告(NDA/RWMD/044)及加拿大 NWMO 概念設計報告(NWMO, 2021)，將必要之條件納入專章中，確認審查要項之內容考慮周全。此審查要項如表 4-4 所示。

表 4-4 安全分析報告導則「消防防護計畫」專章審查要項

第十章、消防防護計畫	
一、消防工作之組織及行政管理	
二、火災災害分析及影響評估	
三、防火設計及措施	
四、火警偵測及消防能力評估	

五、相關單位之消防及救護支援
六、防火及消防有關設備之維護及管理
七、防火及消防有關之人員訓練

4.2.5 「封閉及監管規劃」專章

經研析後，封閉及監管作業規劃重點於封閉作業包含：污染調查、除污規劃、拆除規劃與回填規劃。其中，拆除作業是需合理安排順序，維持作業期間之勞安衛與輻射防護需求，而回填規劃亦是關注於作業安排。回填設計中，屬於障壁功能設計的部分，應在障壁系統設計章節中說明，例如回填的設計止水能力或是抗壓強度等屬於功能性質之設計目標。至於監管作業，主要是以環境監測及保安管理為主，較特別的是 NWMO 於處置區上方岩覆安裝振動監測器，用於監測是否有無意闖入人類進行鑽掘或鑽探行為。由於研析之作業規劃考量內容與「封閉及監管規劃」專章之現行審查考量內容，同樣是以封閉作業規劃之除污作業、拆除規劃、作業人員輻防設計等，確保人員輻防安全與避免封閉作業產生安全危害之考量。而在監管作業規劃亦是著重於避免監管期發生無意闖入者事件與確認環境未受輻射污染之監測內容為主。故研擬審查要項內容如下：

第十一章、封閉及監管規劃

- 一、封閉規劃：說明處置設施之封閉規劃，包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃與二次廢棄物之處理方式。確認封閉作業規劃可維持處置安全功能，並確保封閉作業人員輻射防護與作業安全。
- 二、監管規劃：說明處置場區封閉後之監管規劃，包括監管期程與避免發生無意闖入者事件之監測與管理規劃，以及監管階段持續執行之環境監測措施。

4.2.6 「保安計畫及料帳管理計畫」、「保防計畫」專章

為符合本研究計畫申請書的所規畫內容，期中報告提出「保安計畫及料帳管理計畫」與「保防計畫」兩專章，惟因「核子保防計畫」的範圍涵蓋「料帳管理」，而目前乾式貯存安全分析報告導則「核子保防計畫」所規定的項目內容就是「料帳管理」，建議比照「申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則」

第九章做法，將以上兩專章內容合併，「保防計畫」修正為「核子保防計畫」，合併後專章名稱改為「保安計畫及核子保防計畫」。

(1) 章節架構

第十二章、保安計畫及核子保防計畫

一、保安計畫內容至少需包括下列各項：

- (一) 保安工作之組織、管理及訓練。
- (二) 保安區域之劃定及管制。
- (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
- (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
- (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
- (六) 對各項危及保安事件之應變規劃。
- (七) 其他經主管機關公告之事項。

申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施，包括人員酒精及毒品防治篩檢方案，以及警衛之部署與運用、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。

二、核子保防計畫含料帳管理至少需包括下列內容：

- (一) 保管專責單位及人員。
- (二) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (三) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。
- (四) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (五) 變動紀錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄，如 KMP(Key Measurement Point)傳送表、特種核物料移動表。
- (六) 其他經主管機關指定者。

(2) 審查要項建議

將對深地質處置場採用保安措施，以實體防護核子物料與核子設施，來防止非法移除與破壞在設施內使用與貯存的核子物料。亦將對深地質處置場採用核子保防措施，此將可信的確保不會有非法流用，且不會有未申報的核子保防相關活動。

(a) 場址保安

依照目前的核子保安法規，地面設施的內部區域以及通風豎坑周圍地區，均被認為是防護地區。在防護地區的邊界將建有實體防護系統，並將建有人員與車輛管制站。而且整個地面設施周圍將建有圍籬，以管制車輛與人員的進出以及預防野生動物的侵入。

(b) 核子保防

核子保防措施的目的是在於提供可信的確保核子物料不會流作他用與 IAEA 所規定的未申報核子保防相關活動。在深地質處置設施中，此將藉由核子物料料帳技術來達成(每一包件的內容資料)，以及圍阻與監測系統(以證明用過燃料包件的持續完整性與移動，以證明其資料的持續性)。核子保防系統的重要項目之一為保安措施。保安措施可提供核子物料與核子設施的實體防護，以防止非法移除與破壞貯存中的核子物料。保安措施將包括技術方法與出入管制的程序、偵測非法入侵、以及對非法入侵的反應。

4.2.7 再取出相關條文研析

由於處置場封閉與廢棄物再取出作業相互關連，因此於研擬導則第十一章「封閉與監管規劃」內容時，亦同時針對導則第三章「設施之設計基準」的第九節「再取出設計」之條文一併檢視，確認其內容之完整性。

參考美國雅卡山審查計畫之第 2.1.2 節要求與加拿大 NWMO 採用水動力移除膨潤土之作業時間需求考量，建議可再增加說明再取出作業時間需求規劃，說明再取出各項作業程序所需之時間，用以評估作業人員輻射曝露風險，以及研判作業過程是否可以合理確保不會造成處置安全功能損害。提出第三章第九節「再取出設計」之條文修訂建議如下：

第三章、設施之設計基準

九、再取出設計：處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後於規定年限內可安全取出。至少包括：

- (一) 說明再取出之時機、作業流程、使用設備與所需時間，以及將高放射性廢棄物從處置孔再取出之作業可行性。

- (二) 說明高放射性廢棄物再取出之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之運轉安全及長期安全。
- (四) 說明再取出作業之人員作業安全及輻射安全規劃，以及再取出後之運搬與暫貯作業規劃。

4.3 年度專章條文內容擬訂

本年度專章草案內容於第二次工作會議時即已完成，並於 6 月 15 日期中報告中提出，先後經 6 月 26 日舉辦之專家諮詢線上會議及 10 月 19 日舉辦之專家諮詢實體會議討論、修訂，再於本計畫第四次工作會議(11 月 8 日)確認，提出本年度研擬之專章調為內容草案。

本計畫申請書所規畫第十二章「保安計畫及料帳管理計畫」與十三章「保防計畫」，經團隊討論後將以上兩專章內容合併，同時將「保防計畫」修正為「核子保防計畫」，故第十二章專章名稱經修改後稱為「保安計畫及核子保防計畫」，所提出之年度專章條文草案如表 4-5 所示。

表 4-5 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則年度專章條文草案

第一章、綜合概述

一、概論

- (一) 緣由及目的：說明設置高放射性廢棄物處置設施之必要性及目的，以及高放射性廢棄物之來源及特性、設施位置、處置方式、處置容量及處置場區配置等。
- (二) 專有名詞：安全分析報告所使用之專有名詞必須在章節中定義，專有名詞定義優先使用政府機關所頒定者，政府機關未頒訂者可自行編譯；自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文，以利對照。
- (三) 引用之法規、工業標準及技術規範：
 - 1. 撰寫報告時所採用之各種資料，其調查、分析及評估之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。
 - 2. 詳列所引用之國內外法規、工業標準及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。
- (四) 參考文獻：引用法規、工業標準及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理，並詳列其出處。

二、設施綜合概述

- (一) 位置：描述設施所在之場址地點、面積及場界，並以適當比例尺之地圖說明。
 - (二) 處置方式：說明廢棄物之處置方式及採用之緣由。
 - (三) 處置容量：說明處置設施可處置之廢棄物總量及每年之處置量。
 - (四) 處置場區之規劃與配置：說明處置場區內各設施及作業之規劃，並以適當之比例尺繪製設施配置圖，圖上標示比例尺、方位、區域名稱及設施名稱，標明輻射管制區域之劃分情形，並附必要之剖面圖或透視
-

圖。

- (五) 處置作業時程規劃：說明廢棄物處置作業之時程規劃。
- (六) 處置安全策略：說明處置安全策略，確保工作人員、一般大眾以及其他物種不受非輻射及輻射傷害。
- (七) 廢棄物來源與特性：
 - 1. 說明所接收廢棄物之來源、種類、型態及數量。
 - 2. 說明所接收廢棄物有效中子增殖因數之最大限值。
 - 3. 說明所接收廢棄物包件表面最大劑量率限值。
 - 4. 說明所接收廢棄物之各項物理、化學特性之限制。
 - 5. 說明處置容器之材質與規格。
 - 6. 說明廢棄物處置容器衰變熱特性。

第六章、設施之管理組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、管理組織規劃

- (一) 管理組織架構：說明管理組織架構，包含處置設施各階段於正常或緊急情況下之編組、功能、責任與權限，並說明各項運轉作業之人力運用。
- (二) 人員編制：說明處置設施各階段於正常或緊急情況下之人員編制、權責及資格，包含編制員額、職稱及每一運轉班次人數，各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員，以及職業安全衛生組織及環保與消防人員之權責與資格等。主承包商、分包商、顧問和其他受影響組織之權責與資格。

二、行政管理

- (一) 管理程序：說明處置設施各階段之相關作業活動，以及於正常或緊急情況下之管制與管理程序，包含設備管制、維護管理、工安、品保及人員與環境(如車輛出入)之污染管制等。
- (二) 審查與稽核：說明處置設施各階段作業之審查與稽核程序，包含運轉作業之內部審查與安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等。

三、人員訓練計畫

- (一) 訓練計畫標準：說明人員選擇、培訓和認證之各種標準。
- (二) 人員培訓、能力測試和認證計畫：說明各項作業人員培訓、能力測試和認證計畫，包含各項作業之訓練規劃、訓練課程內容、訓練週期及授課人員資格、訓練成效評估及資格檢定辦法。
- (三) 評估人員訓練計畫程序：說明藉由既定目標和標準與實際培訓成果之比較，以確定訓練計畫之有效性。

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

一、輻射防護計畫：

依設施之作業特性及高放射性廢棄物之活度與特性，參考「游離輻射防護法」相關規定撰寫輻射防護計畫。內容應包含輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性廢棄物處理、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。

二、境輻射監測計畫：

依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」相關規定，撰寫環境輻射監測計畫。

第十章、消防防護計畫

消防防護計畫應包含下列項目：

- 一、消防工作之組織及行政管理。
 - 二、火災災害分析及影響評估。
 - 三、防火設計及措施。
 - 四、火警偵測及消防能力評估。
 - 五、相關單位之消防及救護支援。
 - 六、防火及消防有關設備之維護及管理。
 - 七、防火及消防有關之人員訓練。
-

第十一章、封閉及監管規劃

- 一、封閉規劃：說明處置設施之封閉規劃，包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃與二次廢棄物之處理方式。確認封閉作業規劃可維持處置安全功能，並確保封閉作業人員輻射防護與作業安全。
 - 二、監管規劃：說明處置場區封閉後之監管規劃，包括監管期程與避免發生無意闖入者事件之監測與管理規劃，以及監管階段持續執行之環境監測措施。
-

第十二章、保安計畫及核子保防計畫

- 一、保安計畫內容至少需包括下列各項：
 - (一) 保安工作之組織、管理及訓練。
 - (二) 保安區域之劃定及管制。
 - (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
 - (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
 - (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
 - (六) 對各項危及保安事件之應變規劃。
 - (七) 其他經主管機關公告之事項。

申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施，包括人員酒精及毒品防治篩檢方案，以及警衛之部署與運用、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。

二、核子保防計畫含料帳管理至少需包括下列內容：

- (一) 保管專責單位及人員。
 - (二) 國際原子能總署之料帳管理要求。
 - (三) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。
 - (四) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
 - (五) 變動紀錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄，如 KMP(Key Measurement Point)傳送表、特種核物料移動表。
 - (六) 其他經主管機關指定者。
-

第五章、導則全部條文內容討論與修訂

本研究團隊累積 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，109 年「用過核子燃料最終處置設施設計之審驗與管制技術」研究計畫針對設施設計及建造專章研擬、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」研究計畫針對場址之特性描述與設施之運轉專章研擬、及 111 年「用過核子燃料最終處置設施安全評估之審驗與管制技術」中針對安全評估及品質保證計畫專章研擬之經驗，加上本年度(112 年)研析國際組織相關導則與各國最終處置計畫相關法規、案例報告等工作，完成支援性章節條文內容草案。

為確認高放最終處置設施安全分析報告導則草案全文之完整性及一致性，於本年度專章內容初步完成，即專注於過去三年(109 - 111)所陸續完成之六個專章條文內容之重新檢視，詳細審視其技術內容的邏輯性與合理性、用詞的正確性與一致性、條文內容文字之精簡度與順暢度等，力求導則內容條文之完美。

透過研究團隊四次工作會議反覆討論、修訂，以及兩次專家諮詢會議中專家之建議，逐步完成全部專章內容草案。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，3 月 16 日舉行第一次工作會議，展開年度專章章節架構概要之討論、初擬。
- 第二次線上工作會議於 6 月 8 日舉行，完成導則年度專章架構及條文內容的初稿。
- 針對本年度專章部分，6 月 26 日舉辦專家諮詢線上會議，邀請黃慶村先生、魏聰揚先生、柯建仲先生、曾漢湘先生等專家，及台電公司核能後端營運處 魏昌錫組長、林正中先生等參加會議，與研究團隊成員共同齊聚討論交換意見，提出多項修訂建議，同時專家們與台電公司亦提供書面意見，第一次專家會議會議紀錄列於本報告附錄 1。
- 第三季由團隊成員參考專家座談會議中專家之發言與書面建議，進行年度專章條文內容調整與修訂，完成安全分析報告導則全部條文內容修訂初稿，於第三次線上工作會議(9 月 20 日)中討論，並經分組交叉審閱後完成導則全部條文專家會議版。
- 10 月 11 日彙整團隊成員精修完成之全部專章內容，送交團隊邀請之各

界專家進行會前審閱。

- 針對導則全部條文內容，10 月 19 日舉辦第二次專家諮詢會議(實體進行)，邀請黃慶村先生、魏聰揚先生、柯建仲先生、曾漢湘先生等專家，及台電公司核能後端營運處 魏昌錫組長出席會議，與核安會同仁及團隊成員齊聚共同討論修訂意見，提出多項建議及修正，同時專家們、台電公司與核安會亦提供書面意見，會議紀錄列於本報告附錄 2。
- 針對專家會議之建議修訂內容，於 11 月 8 日之第四次線上工作會議中詳細討論與修訂。
- 11 月 9 日提供團隊成員導則全部條文修訂內容確認，並完成導則全部條文內容草案。

經上述程序，表 5-1 列出 109 - 111 年先後提出之六個專章條文，即安全分析報告導則第二、三、四、五、七、九等專章內容，經研究團隊於本年度期間回顧檢視及修訂，並參酌兩次專家會議提出之建議後，最後修訂完成之條文內容。而本計畫研議完成之高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)全部條文內容，列於本報告附錄 3。

表 5-1 109 - 111 年所提出章節內容回顧修訂及說明

章節條文	說明
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：說明場址特性調查之基本原則、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之取得與使用原則，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，<u>且</u>調查週期與<u>精度一般及當下可獲得符合</u>最佳之專業技術規範<u>要求之符合性</u>，<u>並</u>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之界定原則。	文字修訂 文字修訂

(三) 調查計畫：說明已實施或規劃實施之調查計畫，包含重要調查技術與方法，調查計畫之分階段、分精度及跨領域相互查核<u>三項重點</u>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。	文字精簡
(四) 場址適宜性準則：說明評定場址適宜性之準則。	
二、一般場址特性：說明場址及附近地區可能影響<u>高放</u>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<u>與</u>一可信度之評估結果。	文字修訂
(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之當地設施(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<u>等</u>，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<u>等等</u>)、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<u>可能</u>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。	新增文字
(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、<u>能源</u>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，包含土壤與母岩之幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩之熱力學、滲透性、傳輸特性、力學、核種遲滯性質等。 (十二) 處置母岩特性：說明場址處置母岩之功能，包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能之地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈之移動時間、長期穩定性等。具體特性例如低滲透性與低延散性<u>地層</u>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，<u>並可提供且適用</u>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<u>一</u>及可信度<u>之</u>相關<u>之</u>評估。 (一) 地質學：說明處置場址地質模型建置<u>之</u>方法和結果。 (二) 水文地質：說明處置場址水文地質模型建置<u>之</u>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<u>之</u>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模型建置<u>之</u>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<u>之</u>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，<u>包括(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)，所使用</u>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<u>之</u>環境特性<u>之</u>，<u>以及</u>評估方法及結果。<u>若經</u>評估<u>後</u>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。	文字修訂 文字修訂 文字修訂
---	-------------------------------------

(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	文字修訂
一、設計目標與功能需求：說明處置設施之設計<u>準則、安全功能級影響設計之因素基準、設計要項與設計規格</u>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。	專家建議及文字修訂
(二) 安全功能：<u>以採深層地質處置方式，以與多重障壁之被動安全功能整合設計，達到隔離廢棄物、並遲滯核種釋出、一並能抵抗天然事件作用，以及防止人類未來活動無意闖入處置設施。</u>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。	文字修訂
(三) 影響設計之因素與設計基準：說明高放處置設施對於設計基準因應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：包括廢棄物之輻射與衰變熱特性<u>一，以及處置設施之廢棄物接收與處置作業能力等。</u>	文字修訂
2. 場址特性因素：包括場址之地形、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<u>可能</u>對運轉期間與封閉後長期安全<u>可能</u>導致之危害。	文字修訂
4. 作業影響因素：施工及運轉作業之安全性，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之干擾。	
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：說明重要設施之名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統<u>一</u>與組件之設計。	文字修訂
(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<u>高放</u>處置設施之地面設施之因素與設計考量。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之危害，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。	文字修訂
三、連通設施設計：說明重要<u>連通</u>設施之名稱、功能、規格、數量、<u>與配置</u>，<u>以及其</u>相關重要結構、系統、與組件之設計。連通設施設計<u>須符合包括</u>以下各項<u>要求</u>： (一) 應有至少二處以上斜坡道/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、附設之通風系統、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、附設之通風系統、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<u>一</u>，<u>以及</u>防止車輛失速滑移之設計等。	文字修訂 文字修訂
四、地下設施：說明重要<u>地下</u>設施之名稱、功能、規格、數量、<u>與配置</u>，<u>以及其</u>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，並應考慮適當之備援系統。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。	文字修訂

3. 運轉隧道：包含隧道斷面大小、<u>跟與</u>處置坑道之連結一，<u>以</u>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；以及完成處置後之坑道，如何持續進行維護或分區封閉之設計考量。 5. 其他<u>地下</u>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之構造進行佈置。 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之損害為最小。若這些設施不再需要時，則應進行封塞或密封。 <u>4. 處置坑道與運轉隧道之排水需求。</u> 五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用之工業規範與標準、所使用尺寸、數量、材料性質一與設計方法等，<u>以確保處置設施之被動安全性</u>。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，以減少發生失效之可能性及對操作人員之劑量影響。 (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<u>捷</u>路徑。 (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<u>安全功能與障壁功能</u><u>力與被動安全性</u>。	文字修訂 專家建議新增項目 專家建議新增文字 文字修訂 專家建議文字修訂
---	---

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：<u>高放</u>處置設施之設計，<u>需應</u>確保高放射性廢棄物放置後<u>五十年於規定年限</u>內可安全取出。至少包括： (一) 說明再取出之時機、作業流程、<u>使用設備與所需時間</u>，以及高放處置設施備有將高放射性廢棄物從處置孔再取出之作業可行性。 (二) 說明高放射性廢棄物再取出之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。	專家建議文字修訂 新增文字
--	-----------------------------

(三) 說明再取出設計不會降低最終處置場之運轉安全及長期安全。 (四) 說明再取出之作業之人員作業安全及輻射安全規劃一，<u>以及</u>再取出後之 <u>運搬與暫貯或處理設施之作業</u>規劃。	文字修訂
十、封閉設計 (一) <u>逐步</u>回填<u>與密封</u>：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等之<u>逐步回填與密封與回填</u>規劃。 (二) 回填材料種類：說明回填材料選擇之根據，以盡可能合理地恢復母岩之自然條件。 (三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時<u>高放</u>處置設施存在之環境初始狀態，以<u>提</u>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<u>高放</u>處置設施封閉後之監測計畫，包括監測設施、監測期間、監測作業方式一，<u>以及</u>監測記錄資料管理等。	文字修訂 文字修訂 文字修訂 文字修訂
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<u>得</u>列為報告附冊備查。	
第四章、設施之建造 <u>高放處置設施之建造應配合設計與安全評估，持續進行場址調查特性資料與設計參數之更新</u>，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、概念模型式、評估模式與參數值、與評估之適當性，並反映於申請運轉執照之<u>最新版安全分析</u>報告中。<u>說明高放處置設施之建造考量，至少須包括下列各項：</u> 一、施工計畫：處置設施之建造為長期且大規模之施工計畫，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之地點產生干擾。 三、地下工程： (一) 施工技術與機具：說明採用之隧道施工方式，並評估對周圍岩體之擾動程度。	文字精簡及修訂

(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) 地質處置設施之地下結構，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之詳細水文地質特徵。 (二) 根據鑽孔探測詳細資料，說明各局部地下水管理之規劃與措施。	專家建議新增項目
<u>五、監測作業規劃：說明用於確認與安全功能相關評估所需之場址特性與工程設計參數於建造階段之監測規劃。</u>	
第五章、設施之運轉	
<u>設施之運轉應配合設計與安全評估，持續進行場址特性資料與設計參數之更新，以確認與安全功能相關設計、概念模型、評估模式與參數之適當性，並反映於最新版安全分析報告中。處置設施之運轉考量，至少須包括下列各項：</u>	新增文字段落，以與第四章一致
<u>一、運轉管理：本節說明設施運轉管理。</u>	文字修訂
(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之長期安全。 (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。	文字一致性修訂
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：<u>一</u>說明於廢棄物接收區自運送包件中取出廢棄物送至暫<u>貯存</u>區所需之運轉作業設施與流程。 (二) 廢棄物暫<u>貯存</u>：<u>說明</u>暫<u>貯存</u>區之使用規劃及暫<u>貯存</u>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<u>運傳</u>送至地下處置之作業程序<u>一</u>，含機具與包件檢查、裝載、除污、吊卸操作等，以及執行作業時之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之環境監測<u>新</u>資料與實務作業經驗之回饋，應用於驗證<u>前期</u>設計<u>階段</u>與評估結果之適當性，並反映於<u>最</u>新版<u>安全分析</u>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。 <u>五、 監測作業規劃：說明用於確認與安全功能相關評估所需之場址特性與工程設計參數於運轉階段之監測規劃。</u> 第七章、設施之安全評估 安全評估為評估處置場系統功能及其潛在影響之迭代程序，構成安全證案(safety case)之核心。依循國際原子能總署之安全證案框架(safety case context)，配合處置設施之設計與安全評估，從選址、施工、運轉至封閉皆應持續進行場址特性與工程設計參數之驗證，並以迭代方式進行數據參數之優化及評估模式之精進，以確保安全評估結果具高可信度。場址特性、設計參數、評估模式及結果之迭代更新過程，皆應反映於最新版安全分析報告中，並製成文件紀錄，成為安全證案之內容。 一、安全評估之目標與範疇<u>一</u> (一) 安全評估之目標：說明安全評估之目的。 1. 說明設施運轉期間，廢棄物可以安全地進行處置作業。	文字一致性修訂 文字一致性修訂 文字修訂 文字修訂 專家建議新增項目 專家建議建立安全分析報告準則與安全證案之連結，而新增此段
--	---

2. 說明設施運轉期間，處置設施能提供工作人員安全施工之環境，並避免公眾接受超過法規標準之游離輻射。 3. 說明設施封閉後，處置系統能提供安全功能以限制放射性核種釋出到生物圈，並有效保護公眾與降低人員無意闖入廢棄物之可能性。 (二) 安全評估之範疇：說明廢棄物特性、安全評估方法與模擬計算(含風險評估)、安全功能指標、評估對象、評估之時間與空間尺度、評估結果之法規符合性等。	文字修訂
1. 廢棄物特性描述：說明廢棄物種類、數量、活度及物理化學特性資料。 2. <u>應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期之安全評估。運轉時期之評估須考慮開始運轉到最終封閉時期間可能存在之危險項目，並說明此合理抑低各項目之風險之方法可合理抑低。</u>；封閉後時期之評估之時間尺度應達劑量峰值出現之時間或至少達一百萬年。 3. 安全評估應之反覆精進與經驗回饋：<u>安全評估之結論與發現應持續精進，並回饋於相關設計變更與實務作業之改進措施。</u> 4. 安全評估之範疇內容：應說明所有安全相關方面之場址設施設計、各種障壁提供之安全功能、場址管理措施、評估策略，以及法規符合性。 5. 評估對象：應說明關鍵群體之定義與相對於設施之位置與距離，以及其假定之生活習性。	文字修訂 文字修訂 文字修訂 文字修訂
二、處置系統描述：說明與安全評估相關之處置系統資訊，<u>且此資訊應隨處置計畫進展而迭代更新並</u>逐步精進。 (一) 處置系統空間特性： 1. 近場：廢棄物特性(例如數量與核種存量等)；工程障壁系統特性(例如處置容器、緩衝與回填材料、其他功能性結構與系統等)；開挖擾動帶範圍與特性。 2. 遠場：天然障壁系統特性(例如地質、場址地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震等)。 3. 生物圈：環境(例如氣候與大氣、水體、土壤、生態、處置設施所處地形與地理位置等)與人類活動特性(例如當地人口、人類活動等)。 (二) 處置系統演化特性： 1. 處置系統各組成之規格及其間之介面關係與可能之交互作用。 2. 處置系統整體安全概念與安全功能。 3. 處置系統在預期演化或可能事件影響下如何維持其安全功能。 4. 放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統之可能影響與機制。	文字修訂 文字修訂

5. 處置系統隨時間演化可能產生之劣化或失效情況，及其不確定性。 6. 處置場址描述模型與演化，以及長期環境變遷對處置系統之影響。 7. 放射性核種可能之傳輸特性與遷移路徑，含系統預期之演化或是<u>及</u>可能性較低之事件。 (三) 安全評估所需資訊： 1. 說明安全評估之數據來源。 2. 說明安全評估分析參數數據之不確定性與數據資料管理措施。 3. 說明場址特性資料取樣規劃(例如場址特性調查項目、取樣數量與位置等)，及場址特性調查資料之不確定性。 4. 未來處置設施區域內可能人類行為之資訊(例如該地區當前人類活動，礦產開採紀錄等)。 三、運轉期間(封閉前)安全評估：	文字修訂
(一) 非輻射安全評估： 1. 常規危險至少分為<u>以下</u> 14 個危險組合，需要<u>須</u>提出危險管理策略和穩健工程設計。<u>至少</u>包括： (1) 工作場所交通 (2) 作業和載重 (3) 結構坍塌與岩土崩落 (4) 設備/機械(儀器、設備失效) (5) 火災和爆炸 (6) 爆裂拋射和爆炸後超壓 (7) 空氣傳播之有害物質和空氣品質 (8) 湧水 (9) 斷電、電氣危害 (10) 噪音和震動 (11) 施工作業與運轉並行相衝突 (12) 職業性災害 (13) 監測系統失效 (14) 設備老化	文字修訂

2. 針對常規危險至少 14 個危險組合，處置設計和運轉操作需<u>提出考慮</u>符合消除、減少、隔離、控制、保護<u>等</u>原則，<u>提出所有之</u>合理可行之步驟。	文字修訂
<u>3. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程序，評估運轉期設備操作之安全性。</u>	條文位置移動
(二) 輻射安全評估：<u>1. 作業輻射劑量評估</u>：評估運轉期間正常作業程<u>序式</u>可能對工作人員及公眾造成之輻射劑量影響<u>一</u>，<u>並</u>說明運轉作業方式、<u>傳輸機制</u>、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。	條文位置調整後配合修改
<u>2. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程<u>序式</u>，評估運轉期設備操作之安全性。</u>	
(三) 臨界狀態安全評估：分析設施在封閉前，廢棄物之接收、暫存、封裝、運搬與處置等作業，以及意外事故時，均能維持次臨界狀態。至少應說明：(1)臨界設計規範；(2)廢棄物性質；(3)臨界計算；(4)臨界基準驗證。	
(四) 意外事故安全評估：應依據設計基準事件說明嚴重天然事件與人為誘發事件，<u>而所</u>可能導致在建造與運轉同步時、或運轉期間發生之事故。	文字修訂
1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物<u>若</u>發生作業失誤及功能失效之意外事件<u>時</u>，導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量曝露之分析。	文字修訂
2. 嚴重天然事件之推估，應根據相關參數之歷史資料、實際資料、或相關自然作用上限值(或保守條件)之分析進行考量。	
3. 超越設計基準事故分析，應就場址、設施及作業特性，合理<u>地</u>進行<u>超越設計基準事故</u>分析並提出說明。	文字修訂
4. 嚴重內部人為作業疏失誘發事件之推估。	
5. 嚴重外部人為誘發事件推估。	
(五) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用之方法、程式工具與重要參數。	
(六) 評估案例建構與分析：說明呈現於報告中之案例內容，及其考量因素。運轉期間安全評估應依廢棄物接收之最大能力與速率進行估算。	
(七) 評估結果：說明評估結果之涵義，<u>並</u>比較不同案例之結果差異，<u>並以及</u>說明法規符合性。評估結果應包含敏感度及不確定性分析。	文字修訂
四、封閉後安全評估<u>一</u>	
(一) 概念模型建構<u>一</u>	
1. 應根據場址特性與處置系統設計功能，經過合理分析，建立場址封閉後之<u>處置系統</u>概念模型，並發展數值模式。	文字修訂

2. 說明此概念模型中各種障壁及重要組成之空間分佈與尺寸，以及數值模式之基本假設、邊界條件與使用參數等。 (二) 情節分析： 1. 特徵、事件與作用：應判定可能影響高放處置設施長期安全之特徵、事件與作用，說明其理由與篩選結果，並將之組合成可能之合理情節。 2. 正常情節：應界定處置系統隨時間正常或預期演化之情節。 3. 異常情節：應界定因發生破壞性事件或作用而導致處置系統一項或多項障壁或安全功能全部或部分失效之情節。 4. 人類無意闖入情節：應界定因人類無意闖入處置系統而影響長期安全之情節。 (三) 臨界狀態安全分析：說明處置設施封閉後能維持次臨界狀態(包括意外事故時)。 (四) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用之方法、程式工具、重要參數與資料庫。 1. 應採取<u>實務</u>可行之最佳技術做為安全評估之方法。 2. 評估方法應考量不確定性與參數變異性。 3. 所使用程式工具應有適當之確認，例如<u>與</u>跟其他程式之<u>詳細</u>輸出結果比對，及/或<u>與</u>跟經驗觀察結果(例如實驗室測試、現地調查與天然類比)進行比較。 4. 安全評估所使用之重要參數應建立數位化資料庫並進行版次管理。 (五) 評估案例建構與分析： 1. 說明呈現於報告中之案例內容，及其考量因素。 2. 案例分析應包含各種障壁劣化造成安全功能減損與失效之分析。 3. 案例分析之時間尺度應達劑量峰值出現之時間或至少達一百萬年。 4. 案例分析應包含所有重要核種傳輸途徑與潛在之環境曝露途徑。 (六) 評估結果： 1. 說明處置場整體安全分析及評估結果之涵義，<u>並</u>比較不同案例之結果之差異，<u>並以及</u>說明法規符合性。 2. 評估結果應包含敏感度及不確定性分析。	文字修訂 文字修訂 文字修訂 文字修訂
第九章、品質保證計畫 對安全重要及影響<u>安全及</u>品質之相關作業，應建立管制程序以管制品質，並訂定有效之稽查與改正作業程序，<u>且依循分級品質保證制度執行</u>。品質管制	專家建議及文字修訂

程序應述明各權責單位與負責人員之責任劃分，須將分包商與製造商等納入品質管制範圍。品質保證計畫內容<u>至少</u>應包含下列各項： (一)組織。 (二)品質保證計畫。 (三)設計管制。 (四)採購文件管制。 (五)工作說明書、作業程式書及圖面。 (六)文件管制。 (七)採購材料、設備和服務之管制。 (八)材料、零件和組件之標識與管制。 (九)特殊製程管制。 (十)檢驗。 (十一)試驗管制。 (十二)量測及試驗設備管制。 (十三)裝卸、儲存及運輸。 (十四)檢驗、試驗和運轉狀況之管制。 (十五)不符合材料、零件或組件管制。 (十六)改正行動。 (十七)品質保證紀錄。 (十八)稽查。	
--	--

第六章、成果與結論

本(112)年度計畫工作範圍主要分為兩部分。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，並針對國際最終處置計畫之發展提出審查要項；二為研提我國高放最終處置設施安全分析報告導則「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七專章章節架構，以及專章條文內容(草案)研擬，最後並提出審查要項建議。此外，由於本年度計畫為系列四年計畫之最後一年，故於完成本年度專章內容後，針對前三年完成之六個主要專章條文草案，再度進行詳細審視，以提昇導則全部內容的完整度與一致性。以下分別說明各項工作成果。

一、國際高放最終處置資訊蒐集與研析，成果可分以下三方面說明：

1. 重要國際核能組織所發表的安全證案相關報告研析：經濟合作暨發展組織(OECD)所屬核能總署(NEA)於 2013 年所發表的「地質處置場封閉後安全證案之本質與目的」報告，進行研析與中文化。
2. 四個核能先進國家的高放最終處置階段性安全證案報告案例研析：包括(i)法國國家放射性廢棄物管理局(ANDRA)於 2016 年發表的《Safety Options Report》報告；(ii)加拿大核能廢棄物管理組織(NWMO)於 2017 年發表的「結晶岩層中用過燃料處置場封閉後長期安全評估」(NWMO-TR-2017-02)技術報告；(iii)英國核能除役管制局(NDA)於 2016 年發表的地質處置-通用處置系統安全證案概述系列報告；(iv)日本原子力發電環境整備機構(NUMO)於 2021 年發表的「NUMO 選址前基於 SDM 之安全證案」報告。這些國家的階段性安全證案報告，對於我國最終處置設施安全分析報告導則研擬極具參考價值，尤其在導則架構及完整性方面，提供了直接的幫助。
3. 年度專章相關內容國際資訊研析：本年度研擬七個專章內容相關的國際技術報告或法規資訊，包括：(i)加拿大 NWMO 於 2021 年發表的「深層地質處置庫概念設計報告 結晶/沉積岩」報告(第 6-10 章)；(ii)美國核能管制委員會(NRC)於 2003 年所發布的雅卡山放射性廢棄物地質處

置場審查計畫報告；(iii)英國 NDA 於 2010 年發表的地質處置通用系統技術規範。這些報告提供了本年度七專章內容研擬的重要參考。

二、我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則本年度七個專章的研擬及對前三年度六個專章內容的審視修改，具體成果包括：

1. 針對我國高放射性廢棄最終處置設施安全分析報告「綜合概述」、「設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫」、「輻射防護作業及環境輻射監測計畫」、「消防防護計畫」、「封閉及監管規劃」、「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」等七專章發展章節架構，並提出審查要項建議。其中，「保安計畫及料帳管理計畫」及「保防計畫」經研議合併為「保安計畫及核子保防計畫」。
2. 回顧 109 - 111 年度先後完成之六個主要專章，並與本年度研擬之專章內容合併檢視、審閱，改善全篇之完整性及一致性，完成高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)全部內容之修訂。
3. 針對研究團隊提出之安全分析報告導則初稿，兩度邀請相關專家及台電公司高放計畫執行團隊(含協力機構)共同諮詢討論，加上委託機關核安會政策指導，兼顧專家座談會之具體意見，對高放最終處置設施安全分析報告導則全部內容進行精進修訂，如期完成導則(草案)全部條文內容研擬之工作。

透過對國際組織高放最終處置相關指引、導則及各核能先進國家最終處置計畫階段性安全證案案例等重要資訊之研析，配合我國放射性廢棄物貯存與處置現有相關法規，構成我國高放最終處置安全分析報告導則發展的依據。歷經前後四年(109 - 112)的努力，提出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)全部內容，將有助於我國放射性廢棄物相關管制法規更趨完備。

參考文獻

申請設置用過核子燃料乾式貯存設施安全分析報告導則，中華民國108年01月18日，行政院原子能委員會會物字第10800005641號令訂定發布。

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。

低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告審查導則，中華民國109年11月02日，行政院原子能委員會會物字第10900121554號令訂定發布。

核子保防作業辦法，中華民國108年7月25日，行政院原子能委員會綜字第10800084831號令修正發布。

核子保防簡介，原子能委員會網站資訊。

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之研究，原能會物管局委託研究計畫成果報告，104FCMA001-3。

黃偉慶等，2017，106年用過核子燃料處置長期安全評估審驗技術之研究，原能會物管局委託研究計畫成果報告，計畫編號：105FCMA010。

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。

張瑞宏等，2021，110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，原能會物管局委託研究計畫成果報告，計畫編號：110FCMA001。

張瑞宏等，2022，111年用過核子燃料最終處置設施安全評估及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：111FCMA003。

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2006), Report of the Radioactive Waste Subcommittee, Radioactive Waste Subcommittee, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2008), Safety regulations in high-level radioactive waste geological disposal, Waste Material Safety Subcommittee, Nuclear and Industrial Safety Subcommittee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

AESJ (Atomic Energy Society of Japan), (2010), *Quality management report on radioactive waste for geological disposal: Characteristics of vitrified high-level*

radioactive waste necessary for final disposal, Special Technical Committee for the Quality Management of Radioactive Waste Subject to Geological Disposal (in Japanese).

Amano, K., Niizato, T., Yokota, H., Ota, K., Lanyon, B. and Alexander, W.R., (2011), *Development of comprehensive techniques for coastal site characterisation: Integrated palaeohydrogeological approach for development of site evolution models*, Proceedings of the ASME 2011 14th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, Reims, France, 25-29 September 2011, ASME, pp. 1477-1481, doi: 10.1115/icem2011-59259.

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2014), The interim report of the Radioactive Wastes WG, Radioactive Wastes WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2014), *Reassessment of geological disposal technology based on the latest scientific knowledge: Geological environment characteristics and long-term stability of the geological environment*, Geological Disposal Technology WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

ANDRA, (2016a), *Safety Options Report – Post-Closure Part*, ANDRA CG-TE-D-NTE-AMOA-SR2-0000-15-0062, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, France.

ANDRA, (2016b), *Safety Options Report – Operating Part*, ANDRA CG-TE-D-NTE-AMOA-SR1-0000-15-0060, Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs, France.

Advisory Committee for Natural Resources and Energy, (2017), *Results of the examination of the requirements and criteria for the presentation of regional scientific characteristics of geological disposal (summarised by the Geological Disposal Technology WG)*, Geological Disposal Technology WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry Committee, Advisory Committee for Natural Resources and Energy (in Japanese).

FEPC(The Federation of Electric Power Companies of Japan) • JNC(Japan Nuclear Cycle Development Institute), (2005), *Second progress report on research and development for TRU waste disposal in Japan; Repository design, safety*

- assessment and means of implementation in the generic phase*, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02 (in Japanese).
- FEPC(Federation of Electric Power Companies of Japan), (2009), *Overview of vitrified waste returned from the UK (in Japanese)*.
- Iwatsuki, T., Ishii, E. and Niizato, T., (2009), *Scenario development of long-term evolution for deep hydrochemical conditions in Horonobe area, Hokkaido, Japan*, Journal of Geography, Vol. 118, pp. 700-716, doi: 10.5026/jgeography.118.700 (in Japanese).
- IAEA, (2011), *Geological disposal facilities for radioactive waste, Specific Safety Guide*, IAEA Safety Standards Series, No. SSG-14.
- IAEA, (2011), *Disposal of radioactive waste, Specific Safety Requirements*, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5.
- IAEA, (2012), *The safety case and safety assessment for radioactive waste*, Specific Safety Guide, IAEA Safety Standards Series, No. SSG-23.
- JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited), (1992), *Rokkasho Reprocessing and Waste Disposal Plant application form for designation as a reprocessing business*, March 1989 (Partly corrected in November 1992) (in Japanese).
- JAEC(Japan Atomic Energy Commission), (2000), *Assessment of the technical reliability of research and development of the geological disposal of high-level radioactive waste in Japan*, Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Backend Policy (in Japanese).
- JNC(Japan Nuclear Cycle Development Institute), (2000), *H12: Project to establish the scientific and technical basis for HLW disposal in Japan; Project overview report*, JNCTN1410 2000-001.
- JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited), (2018), *Partial correction of the text and the attachment of the application form for permission to change the reprocessing business at the reprocessing plant* (in Japanese).
- JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited), (2020), *Periodical reports on the Rokkasho Reprocessing Plant*, (Reports from December 2020 and 3rd quarter FY2020) (in Japanese).
- JNFL(Japan Nuclear Fuel Limited), website: *Outline of the reprocessing business*, <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/cycle/summary/> (accessed 2021-01-12) (in Japanese).

- JAEA (Japan Atomic Energy Agency) website: Reprocessing and Decommissioning Technological Development Centre (weekly report),
<https://www.jaea.go.jp/04/ztokai/repro/week/s210108/weekly.html> (accessed 2021-01-12) (in Japanese).
- Miller, M.S., Kennett, B.L.N. and Toy, V.G., (2006), *Spatial and temporal evolution of the subducting Pacific plate structure along the western Pacific margin*, Journal of Geophysical Research, Vol. 111, B02401, doi:10.1029/2005JB003705.
- Ministry of the Environment, (2014), Report of the Technological Examination Committee Concerning Basic Matters Based on the Environmental Impact Assessment Act, Technological Examination Committee Concerning Basic Matters Based on the Environmental Impact Assessment Act (in Japanese).
- NSC (Nuclear Safety Commission of Japan), (2000), Basic concepts for safety regulations in high-level radioactive waste disposal (First report) (in Japanese).
- NUMO, (2004), *Evaluating site suitability for a HLW repository: Scientific background and practical application of NUMO's siting factors*, NUMO-TR-04-04.
- Niizato, T. and Yasue, K., (2005), *A study on the long-term stability of the geological environments in and around the Horonobe area: Consideration of site specific features in assessing of the long-term stability of the geological environments*, Journal of Nuclear Fuel Cycle and Environment, Vol. 11, No. 2, pp. 125-138 (in Japanese).
- NDA, (2010), *Geological Disposal : Generic Disposal System Technical Specification*, NDA/RWMD/044, December 2010, Radioactive Waste Management, UK.
- NUMO, (2011), *Technology and safety for geological disposal of low-level radioactive waste*, Explanatory document for the “Overview of repositories”, NUMO-TR-10-03 (in Japanese).
- NUMO, (2011), *Technology and safety for geological disposal of low-level radioactive waste (Annex): Explanatory document for the “Overview of repositories”*, NUMO-TR-10-04 (in Japanese).
- NUMO, (2013), *Safety of the geological disposal project 2010*, NUMO-TR-13-05.
- NUMO, (2013), *Study of the views on long-term stability and the characteristics of the geological environment indicated in the ‘H12 Report’*, Geological Disposal Technology WG, Nuclear Energy Subcommittee, Electricity and Gas Industry

Committee, The 1st Advisory Committee for Natural Resources and Energy,
Document 2,
http://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/chiso_shobun/pdf/001_s02_00.pdf (accessed 2021-01-12) (in Japanese).

NUMO, (2014), *A study on improving the safety of TRU waste disposal in Japan*,
NUMO-TR-14-03 (in Japanese).

NDA, (2016), *Geological Disposal : Overview of the generic Disposal System Safety Case*, NDA Report no. DSSC/101/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Case - Main Report*,
NDA Report no. DSSC/202/01, December 2016, Radioactive Waste Management,
UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Environmental Safety Case - Main Report*, NDA Report no. DSSC/203/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 1 - Non Radiological & Construction Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/311/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 2 - Normal operations Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/312/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 3 - Accident Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/313/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Safety Assessment Volume 4 - Criticality Assessment*, NDA Report no. DSSC/314/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Operational Environmental - Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/315/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Generic Post-closure Safety Assessment*, NDA Report no. DSSC/321/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.

NDA, (2016), *Geological Disposal : Geosphere Status Report*, NDA Report no.

- DSSC/453/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.
- NDA, (2016), *Geological Disposal : Biosphere Status Report*, NDA Report no. DSSC/454/01, December 2016, Radioactive Waste Management, UK.
- NWMO, (2016), *Deep Geological Repository Conceptual Design Report Crystalline / Sedimentary Rock Environment*, APM-REP-00440-0015 R001, Nuclear Waste Management Organization, Toronto, Canada.
- NWMO, (2017), *Postclosure Safety Assessment of a Used Fuel Repository in Crystalline Rock*, NWMO-TR-2017-02, Toronto, Canada.
- NUMO, (2020), *Literature survey on geological disposal*,
https://www.numo.or.jp/government/oubo/pdf/literature_survey_20200117.pdf
 (accessed 2021-01-12) (in Japanese).
- NUMO, (2021), *The NUMO Pre-siting SDM-based Safety Case*, Nuclear Waste Management Organization of Japan (NUMO), NUMO-TR-21-01, November 2021, Japan.
- NWMO, (2021), *Deep Geological Repository Conceptual Design Report - Crystalline/Sedimentary Rock*, APM-REP-00440-0211-R000, Nuclear Waste Management Organization, Canada.
- OECD/NEA, (2009), *Considering timescales in the post-closure safety of geological disposal of radioactive waste*, NEA No. 6424.
- OECD/NEA, (2009), *International experiences in safety cases for geological repositories (INTESC)*, Outcomes of INTESC Project, Radioactive Waste Management.
- OECD/NEA, (2011), *Reversibility and Retrievability (R&R) for the deep disposal of high-level radioactive waste and spent fuel*, Final Report of the NEA R&R Project (2007-2011).
- OECD/NEA, (2013), *The Nature and Purpose of the Post-closure Safety Cases for Geological Repositories*, NEA/RWM/R(2013)1
- Review and Study Meeting on Safety in the Acceptance of Waste Returned from Overseas, (2010), *Safety in the acceptance of waste returned from overseas* (Report by the Review and Study Meeting on Safety) (in Japanese).
- RWM, (2017), *Geological Disposal Overview of International Siting Processes 2017*, NDA/RWM/157, Radioactive Waste Management, UK.

- SSM, (2008), *The Swedish Radiation Safety Authority's regulations concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste*, SSMFS 2008:21.
- SSM, (2015), *Safe and responsible management of spent nuclear fuel and radioactive waste in Sweden*, SSMFS 2015:32.
- Tanaka, K., (2004), *Prediction of geological environments: Strategy and present status*, The earth monthly, Vol. 26, pp. 344-348 (in Japanese).
- U.S.NRC, (2003), *Yucca Mountain review plan – Final report*, NUREG-1804, Revision2, Washionton, DC.
- Umeda, K., Tanikawa, S. and Yasue, K., (2013), *Geological predictions for the long-term isolation of radioactive waste based on extrapolating uniform mode and rate of crustal movements*, *Journal of Geography*, Vol. 122, pp. 385-397, doi: 10.5026/jgeography.122.385 (in Japanese).
- U.S.NRC, (2016), *Disposal of High-Level Radioactive Wastes in a Geologic Repository at YUCCA Mountain, NEVADA*, 10CFR 63.
- Wessel, P. and Kroenke, L.W., (2007), *Reconciling late Neogene Pacific absolute and relative plate motion changes*, *Geochemistry, Geophysics, Geosystems*, Vol. 8, No. 8, Q08001, doi:10.1029/2007GC001636.

支援報告

- SR 3.4-1 Definition of specified waste for geological disposal
- SR 3.4-2 Characteristics and quantity of waste (HLW)
- SR 3.4-3 Waste inventory for design and safety assessment
- SR 3.4-4 Characteristics and quantity of waste (TRU)
- SR 3.4-5 The concept of waste acceptance criteria
- SR 3.4-6 The approach to environmental conservation
- SR 3.4-7 The concept for monitoring
- SR 3.4-8 Managing uncertainty
- SR 3.4-9 Assessment of the reliability of numerical analyses
- SR 7-1 The concept of complementary performance indicators
- SR 7-2 Evolution of radioactivity in components of the geological disposal system
- SR 7-3 Evolution of radiotoxicity in components of the geological disposal system
- SR 7-4 Alternative indicator of release: potential radiotoxicity in river water
- SR 7-5 Natural analogues
- SR 7-6 History of external review

附錄 1

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術 研究－專家座談會(1)會議記錄



時間：112 年 6 月 26 日 星期五 14:00

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、魏昌錫、柯建仲、曾漢湘、李在平、林正中、王士榮、周冬寶、林文勝、林善文、楊長義、林伯聰、鍾沛宇、鄭敬瀚、梁興樑

紀錄：羅欣蕙

頁數：2

一、主持人簡報(14:00 起)。

二、高放最終處置設施安全分析報告導則第 1、6、8、10、11、12、13 章草案討論(14:16 起)：

安全分析報告導則(草案)，文字內容精簡化且保持彈性，依照本年度專章各專家學者的建議修訂意見，修訂對照表如附件 1 所示。修訂後年度專章條文如附件 2 所示

三、安全分析報告導則整體初步討論(15:14 起)：

黃慶村先生：

1. 建議建立安全分析報告與安全證案(safety case)的連結
2. 建議增列被動安全性(passive safety)要求
3. 建議將深孔處置明確納入深層地質處置範疇
4. 建議改進草案內容行文的流暢

魏昌錫先生：

針對高放射性廢棄物安全分析報告導則，因為高放與低放的輻射強度差異大，建議可參考乾式貯存設施安全分析報告導則。目前報告導則比較像是乾貯報告導則的附錄摘要，建議有一個行政法的依據，使導則較周延。

魏聰揚先生：

通用性安全分析報告(適用各階段)，每個階段皆有要求的報告，業者於選址階段就要提供安全分析報告與相關資料，以確認處置是安全的。導則是通用性的，很多章節在各個階段適用性不同，管制者與業者的認知可能有所差異，這個部分可能在擬定導則時

要留意，以避免發生爭議。

柯建仲先生：

針對場址特性的建議，在場址跟附近地區可能會影響高放處置設施運轉的情況，台灣地熱資源探勘與二氧化碳封存，屬於深地質研究，建議納入可能影響場址特性的說明。

曾漢湘先生：

SAR 導則目的在於提供申照者參考，期能順利提出合格的 SAR，也能與審查端之需求對齊。另再次提醒相關用字：“應(須)”的要求是 SAR 內容強制要完整反應出來的。“得”的要求則有助於申照者撰擬 SAR 內容更易獲審查者接受之提醒，然而並非強制，申照者也“得”以其他更妥適的內容來強化。導則並非強制性法規，請審慎使用“應(須)”；適當以“得”來提醒，則更有助於 SAR 撰擬者的技術發展與成果展現。

四、總結

針對各位專家所提出導則專章條文內容之問題與修正建議，將由研究團隊成員討論後修訂，如有其他相關意見煩請提供發言單給團隊，下半年度將會針對相關意見進行討論與修改，並於期末報告中答覆。

五、散會(15:40)。

- 專家所提書面意見列於附件 3。
- 專家座談會(1)會議錄影檔連結

https://drive.google.com/file/d/17Pf9yOTa-qMIa_jug3hrI194_Y_XmoeA/view?usp=sharing

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議(1)發言單

單位：中華核能學會

姓名：黃慶村

發言內容：

1. 建議建立安全分析報告與安全證案(safety case)的連結

安全證案(safety case)是全面總結技術論據和理由，解釋“何以說可以建造一個安全的處置場”並將其呈現給社會，已成為國際高放處置設施建造的主流(引述自日本 NUMO 建立 safety case 相關報告)。安全分析報告導則代表安全管制機關對安全論據的具體要求，理應順應此世界潮流，以帶給社會對處置設施安全的信心，但本草案並無與安全證案(safety case)的連結，如此恐有不妥，建議安全分析報告應有與安全證案緊密結合的設計，以作為安全證案不可分割的一部分，方式可包括：(一)在相關章節建立與安全證案(safety case)的連結，或(二)增立專章明訂安全證案(safety case)的建立。

2. 建議增列被動安全性(passive safety)要求

被動安全性是建造高放處置設施所追求的目標，早已被 IAEA 明訂為放廢處置的安全要求(Specific Safety Requirements No. SSR-5, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards)，但本草案並無任何被動安全性的要求，如此與國際標準與潮流脫節恐有不妥，因此，建議對工程障蔽的設計與建造在不強制規定下應盡可能追求被動安全性。

3. 建議將深孔處置明確納入深層地質處置範疇

深層地質處置是公認適合高放廢棄物最終處置的方式，但居於安全性與處置規模的效益考量，深層地質處置已發展出包含傳統所認知的“挖礦式處置庫(mined repository)”和“深孔處置庫(deep borehole repository)兩種方式，而後者已初步被認為更具備被動安全性，也較適合小規模的處置，這兩點對我國皆極具意義，因此，建議於第三章(三)6 中明確表明：應採取深層地質處置方式，包括挖掘式處置庫(mined repository)及深孔處置庫(deep borehole repository)。

4. 建議改進草案內容行文的流暢

本導則為重要的政府技術指導文書與法規，一經發布即公知於社會大眾甚至國際，建議注重行文的啟承轉合及用辭的順暢。

5. 修辭及配合建議 1-3 之內容修正(不完整)如附檔，謹供參考。

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

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

內容

第一章、	綜合概述.....	12
一、	概論.....	12
二、	設施綜合概述	12
第二章、	場址之特性描述	23
第三章、	設施之設計基準	56
第四章、	設施之建造	114
第五章、	設施之運轉	124
第六章、	設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫	14
第七章、	設施之安全評估	1415
第八章、	輻射防護作業及環境輻射監測計畫	20
第九章、	品質保證計畫	21
第十章、	消防防護計畫	22
第十一章、	封閉及監管規劃	22
第十二章、	保安計畫及料帳管理計畫	2223
第十三章、	保防計畫	23

附件 2

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

第一章、綜合概述

一、概論

- (一) 緣由及目的：說明申請設置高放射性廢棄物處置設施之必要性及目的，
以及規劃處置高放射性廢棄物之來源及特性、設施位置、處置方式、處置容量及處置場區配置等。
- (二) 專有名詞：安全分析報告所使用之專有名詞必須在章節中定義，專有名詞定義可使用政府機關所頒訂之專有名詞或自行編譯；自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文，以利對照。
- (三) 引用之法規、工業標準及技術規範：
 - 1. 撰寫報告時所採用之各種資料，其調查、分析及評估之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。
 - 2. 詳列撰寫報告時所引用的國內外法規、工業標準及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。
- (四) 參考文獻：引用法規、工業標準及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理，並詳列文獻其出處。

二、設施綜合概述

- (一) 位置：描述設施所在之場址地點、面積及場界，並以適當比例尺之地圖說明。
- (二) 處置方式：說明廢棄物之處置之方式及採用之緣由。
- (三) 處置容量：說明處置設施可處置之廢棄物之總量及每年之處置量。
- (四) 處置場區之配置與作業規劃與配置：說明處置場區內各設施之配置及作業之規劃，並以適當之比例尺繪製設施配置圖，圖上標示比例尺、方位、

已註解 [CH1]: 作業規劃部分欠缺具體要求。

區域名稱及設施名稱，標明輻射管制區域之劃分情形，並附必要之剖面圖或透視圖。

(五) 廢棄物來源與特性：

1. 說明處置設施所接收廢棄物的來源與、種類、型態與數量，以及設施所能處置的最大容量。
2. 說明所接收廢棄物之有效中子增殖因數之最大限值。
3. 說明所接收廢棄物包件表面之最大劑量率限值。
4. 說明所接收廢棄物之各項物理、化學特性之限制。
5. 說明處置容器之材質與規格。

已註解 [CH2]: 處置最大容量前面(三)中已有說明。

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之最佳之專業技術規範之符合性，並說明場址特性及滿足安全評估所需之參數。

(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。

已註解 [CH3]: 三項重點所指未明。如指分階段、分精度及跨領域則應可刪除。

(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具有良好的特性功能，例如低滲透性、低延散性地層，以及低水力梯度等，並分析說明處置母岩之特性，能提供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一，以及維持長期穩定性等功能。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。

已註解 [CH4]: 特性與功能因果關係說明之改進建議。

(十三) 交通狀況：提供具體資料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，並分析說明其不影響處置場之安全性。

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，並可提供適合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之長期安全性具有潛在不利影響的環境特性，以及之評估方法及結果。若經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，並

以達成被動安全性(passive safety)為最高目標。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：說明高放處置設施的設計基準對於因應各類影響因素之設計基準考量，至少包括下列各項：

1. 廢棄物因素：包括廢棄物的輻射與衰變熱特性，以及處置設施之廢棄物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可能導致的危害。
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，包括挖掘式處置庫(mined repository)及深孔處置庫(deep borehole repository)。
7. 多重障壁因素：應採取多重障壁系統方式進行設計，並盡可能考慮障壁系統的被動安全性。

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，並說明及其相關的重要結構、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。

已註解 [CH5]: 加入 passive safety 概念，以符合安全要求趨勢。

已註解 [CH6]: 增列深孔處置庫，在不影響現行選項下，提供更多配合國際發展方式之選項。

已註解 [CH7]: 障壁系統是 IAEA 安全要求有關 passive safety 的要求重點，建議加入 passive safety 之試求。

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~~的~~被動安全性之設計考量。

已註解 [CH8]: 被動安全考量。

三、連通設施設計：說明重要~~連通~~設施的名稱、功能、規格、數量、~~與~~配置，以及其相關~~的~~重要結構、系統~~與~~組件之設計。連通設施設計須符合包括以下各項要求：

- (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~~一~~，以及防止車輛失速滑移之設計等。

四、地下設施：說明重要~~地下~~設施的名稱、功能、規格、數量、~~與~~配置，以及其相關~~的~~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。地下設施至少包含：

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、跟與處置坑道的連結→，以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. 其他地下設施之功能說明。

(二) 地下設施設計之被動安全性考量：

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。

已註解 [CH9]: 被動安全考量。

五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計及被動安全性考量，包含適用的工業規範與標準，以及多重障壁系統→所使用的尺寸、數量、材料性質→，以及與設計方法與被動安全性考量等。多重障壁系統之設計包括下列各項：

已註解 [CH10]: 文辭星改及加入被動安全性考量。

- (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~~安全功能與障壁功能~~與安全性。

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，以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~~之~~人員作業安全及輻射安全規劃，一以及再取出後暫貯或處理設施的規劃。

十、封閉設計

- (一) ~~逐步~~回填與密封規劃：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等的逐步回填與密封與回填規劃。

- (二) 回填材料種類：說明回填材料的選擇的根據，以證明其能盡可能合理地恢復母岩的自然條件。
- (三) 封閉時的環境初始狀態：說明封閉時高放處置設施存在的環境初始狀態，以提供封閉後處置設施演變過程模擬之基本資料。
- (四) 地表環境的復原：說明地面設施拆除後對地表環境之修復和美化。
- (五) 封閉後的監測：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、監測作業方式一，以及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納為建立安全證案(safety case)的一環，依循安全證案框架(safety case context)，配合設計與安全評估，持續進行場址特性調查與材料特性實驗驗證，以額外獲取得地質、地球物理、地球化學、水文、氣象一以及與其他材料特性與設計資料據證，並以迭代方式進行評估模式的精進以及數據參數的優化，以確保安全性評估結果具高可信度，設施設計結果符合安全條件與限值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。以上評估模式、參數數據以及評估與設計結果的迭代更新過程，皆應做成紀錄成為安全證案的內容，並呈報管制機關獲得准可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，以及結果。
- (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

已註解 [CH11]: 可以容許一定程度影響？

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~~之~~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。

已註解 [CH12]: 前期設計與新版報告應清楚註明。

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**管理**組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、**管理**組織規劃

(一) 組織架構：說明管理組織架構，包含處置設施建造、運轉及封閉各階段於日常或緊急情況下之編組、功能、責任與權限，並說明各項運轉作業之人力運用。

(二) 人員編制：說明處置設施建造、運轉及封閉各階段於日常或緊急情況下之人員編制、權責及資格，包含編制員額、職稱及每一運轉班次人數，各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員，以及職業安全衛生組織及環保、消防人員之權責與資格等。

二、行政管理

(一) 管理程序：說明處置設施建造、運轉及封閉各階段之相關作業活動，以及於日常或緊急情況下~~之~~其管制與管理程序，包含設備之管制與~~與~~維護管理，以及~~一~~工安、品保、及人員與環境(如車輛出入)之污染管制等。

(二) 審查與稽核：說明處置設施建造、運轉及封閉各階段作業之審查與稽核程序，包含運轉作業之內部審查與安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等。

三、人員訓練計畫

說明人員訓練計畫，包含各項作業之訓練規劃、訓練課程內容、訓練週期及授課人員資格、訓練成效評估及資格檢定辦法。具有安全重要性的系統與組件應由受過訓練的合格人員執行運轉。

第七章、設施之安全評估

一、安全評估之目標與範疇~~：~~

(一) 安全評估之目標：說明安全評估之目的。

1. 說評估證明設施運轉期間，廢棄物可以安全的進行處置作業。
2. 評估證說明設施運轉期間，處置設施能提供工作人員安全施工環境，並避免公眾接受超過法規標準之游離輻射。
3. 說評估證明設施封閉後，處置系統能提供安全功能以限制放射性核種釋出到生物圈，並有效保護公眾與降低人員無意闖入廢棄物的可能性。

(二) 安全評估之範疇：說明廢棄物特性、安全評估方法與模擬計算(含風險評估)、安全功能指標、評估對象、評估的時間與空間尺度、評估結果的法規符合性等。

1. 廢棄物特性描述：說明廢棄物種類、數量、活度及物理化學特性資料。
2. 應分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後時期的安全評估~~一~~：運轉時期的評估須考慮開始運轉到最終封閉期間可能存在的危險項目，並說明合理抑低此各項目之風險之對策與方法可合理抑低一；封閉後時期之評估時間尺度應達劑量峰值出現之時間，或至少達一百萬年。
3. 安全評估應的反覆精進與經驗回饋~~一~~：安全評估的結論與發現應持續精進，並回饋於相關的設計變更與實務作業的改進措施。
4. 安全評估的範疇~~：~~應說明所有安全相關方面的場址設施設計、各種障壁提供的安全功能、場址管理措施、評估策略，以及法規符合性。
5. 評估對象~~：~~應說明關鍵群體的定義與相對於設施的位置與距離，以及其假定的生活習性。

二、處置系統描述：說明跟安全評估相關的處置系統資訊，此資訊應並隨處置計畫的進展而逐步精進，並迭代更新。

(一) 處置系統空間特性~~一~~

1. 近場：廢棄物特性~~，~~(例如數量與核種存量等)~~；~~工程障壁系統特性~~，~~(例如處置容器、緩衝與回填材料~~一~~，以及其他功能性結構與系統等)~~；~~開挖擾動帶範圍與特性。

2. 遠場：天然障壁系統特性~~(，~~例如地質、場址地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震等~~)~~。
3. 生物圈：環境~~(，~~例如氣候與大氣、水體、土壤、生態、處置設施所處地形與地理位置等~~)~~，以及與人類活動特性~~(，~~例如當地人口、人類活動等~~)~~。

(二) 處置系統演化特性~~：~~

1. 處置系統各組成的規格及其間的介面關係與可能的交互作用。
2. 處置系統整體安全概念與安全功能。
3. 處置系統在預期演化或可能事件影響下如何維持其安全功能。
4. 放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統的可能影響與機制。
5. 處置系統隨時間演化可能產生的劣化或失效情況，及其不確定性。
6. 處置場址描述模型與演化，以及長期環境變遷對處置系統的影響。
7. 放射性核種可能的傳輸特性與遷移路徑，含系統預期的演化及或是可能性較低的事件。

(三) 安全評估所需資訊~~：~~

1. 說明安全評估的數據來源。
2. 說明安全評估分析參數數據之不確定性與數據資料管理措施。
3. 說明場址特性資料取樣規劃~~(，~~例如場址特性調查項目、取樣數量與位置等~~)~~，以及場址特性調查資料之不確定性。
4. 未來處置設施區域內可能的人類行為的資訊~~(，~~例如該地區當前人類活動，礦產開採紀錄等~~)~~。

三、運轉期間(封閉前)安全評估~~：~~

(一) 非輻射安全評估~~：~~

1. 常規危險至少分為如下之 14 個危險組合，並需要提出說明危險管理

策略和穩健工程設計。~~至少包括：~~

- (1) 工作場所交通
- (2) 作業和載重
- (3) 結構坍塌與岩土崩落
- (4) 設備/機械(儀器、設備失效)
- (5) 火災和爆炸
- (6) 爆裂拋射和爆炸後超壓
- (7) 空氣傳播的有害物質和空氣品質
- (8) 湧水
- (9) 斷電、電氣危害
- (10) 噪音和震動
- (11) 施工作業與運轉並行相衝突
- (12) 職業性災害
- (13) 監測系統失效
- (14) 設備老化

2. 針對常規危險~~之~~至少 14 個危險組合，再處置設計和運轉操作上，需提出考慮符合消除、減少、隔離、控制、保護等原則的~~，提出~~所有合理可行~~的~~步驟。

(二) 輻射安全評估~~：~~

1. 作業輻射劑量評估：評估運轉期間正常作業程式可能對工作人員及公眾造成的輻射劑量影響~~，~~並說明運轉作業方式、傳輸機制、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。
2. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程式，評估運轉期設備操作之安全性。

(三) 臨界狀態安全評估：分析設施在封閉前，廢棄物之接收、暫存、封裝、

運搬與處置等作業，以及意外事故時~~達成~~、~~均能維持~~次臨界狀態~~之維持~~。
至少應說明：(1)臨界設計規範；(2)廢棄物性質；(3)臨界計算；(4)臨界基準驗證。

(四) 意外事故安全評估：應依據設計基準事件說明嚴重天然事件與人為誘發事件，~~而所~~可能導致在建造與運轉同步時、或運轉期間發生的事故。

1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物~~若~~發生作業失誤及功能失效的意外事件~~時~~，~~可能~~導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量暴露的分析。
2. 嚴重天然事件的推估，應根據相關參數的歷史資料、實際~~(測?)~~資料、或相關自然作用上限值(或保守條件)的分析進行考量。
3. 超越設計基準事故分析，應就場址、設施及作業特性，合理地進行~~超越設計基準事故~~分析並提出說明。
4. 嚴重內部人為作業疏失誘發事件的推估。
5. 嚴重外部人為誘發事件~~的~~推估。

(五) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具與重要參數。

(六) 評估案例建構與分析：說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。運轉期間安全評估應依廢棄物接收的最大能力與速率進行估算。

(七) 評估結果：說明評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法規符合性。評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

四、封閉後安全評估~~—~~

(一) 概念模型建構~~—~~

1. 應根據場址特性與處置系統設計功能，經過合理分析，建立場址封閉後~~的~~處置系統概念模型，並發展數值模式。
2. 說明此概念模型中各種障壁及重要組成的空間分佈與尺寸，以及數值

模式的基本假設、邊界條件與使用參數等。

(二) 情節分析：

1. 特徵、事件與作用：應判定可能影響高放處置設施長期安全的特徵、事件與作用，說明其理由與篩選結果，並將之組合成可能的合理情節。
2. 正常情節：應界定處置系統隨時間正常或預期演化之情節。
3. 異常情節：應界定因發生破壞性事件或作用而導致處置系統一項或多項障壁或安全功能全部或部分失效之情節。
4. 人類無意闖入情節：應界定因人類無意闖入處置系統而影響長期安全的情節。

(三) 臨界狀態安全分析：分析說明處置設施封閉後如何達成能維持次臨界狀態(包括意外事故發生時)之維持。

(四) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用的方法、程式工具、重要參數與資料庫。

1. 應採取實務可行的最佳技術做為安全評估的方法。
2. 評估方法應考量不確定性與參數變異性。
3. 所使用的程式工具應有適當的確認，例如跟其他程式的詳細輸出結果比對，及/或跟經驗觀察結果(，例如實驗室測試、現地調查與或天然類比等)進行比較。
4. 安全評估所使用的重要參數應建立數位化資料庫，並進行版次管理。

(五) 評估案例建構與分析~~：~~

1. 說明呈現於報告中的案例內容，及其考量因素。
2. 案例分析應包含各種障壁劣化造成安全功能減損與失效的分析。
3. 案例分析的時間尺度應達劑量峰值出現時間或至少達一百萬年。
4. 案例分析應包含所有的重要核種傳輸途徑與潛在的環境曝露途徑。

(六) 評估結果~~：~~

1. 說明處置場整體的安全分析及評估結果的涵義，比較不同案例的結果差異，並說明法規符合性。
2. 評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

一、申請者應依據「游離輻射防護法」及「游離輻射防護法施行細則」等規定進行輻射防護作業及環境輻射監測計畫，並依據「游離輻射防護法」規定擬訂輻射防護計畫，報請主管機關核准後實施。

二、設施經營者應依據「游離輻射防護法」第 10 條及主管機關規定，依其輻射工作場所之設施、輻射作業特性及輻射曝露程度，劃分輻射工作場所為管制區及監測區。管制區內應採取管制措施；監測區內應為必要之輻射監測，輻射工作場所外應實施環境輻射監測。

三、「輻射防護作業計畫」應注意事項：

(一) 應考量高放處置設施之作業特性及高放射性廢棄物之活度與特性等，依「游離輻射防護法」相關規定撰寫輻射防護計畫。內容應包含輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性物質廢棄、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。

(二) 輻射工作人員之年齡限制及其防護、劑量、教育訓練、體格健康檢查等應符合「游離輻射防護法」規定。

(三) 應詳實說明高放處置設施輻射曝露途徑及情節分析，對各項主要輻射曝露應採行合理抑低措施，並考量異常及意外事故的輻射防護作業。

四、「環境輻射偵測計畫」應注意事項~~：~~

(一) 應依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」相關規定，撰寫環境輻射監測計畫。並從高放處置設施建造開始到封閉後的監管期間，持續執行監測計畫。

(二) 應詳細說明高放處置設施核種外釋途徑與情節分析及監測考量，確認監測作業能提供異常及意外事故之即時監測資料。

第九章、品質保證計畫

對安全重要及影響品質之相關作業，應建立管制程序以管制品質，並訂定有效之稽查與改正作業程序。品質管制程序應述明各權責單位與負責人員之責任劃分，須將分包商與製造商等納入品質管制範圍。品質保證計畫內容至少應包含下列各項：

- (一)組織。
- (二)品質保證計畫。
- (三)設計管制。
- (四)採購文件管制。
- (五)工作說明書、作業程式書及圖面。
- (六)文件管制。
- (七)採購材料、設備和服務之管制。
- (八)材料、零件和組件的標識與管制。
- (九)特殊製程管制。
- (十)檢驗。
- (十一)試驗管制。
- (十二)量測及試驗設備管制。
- (十三)裝卸、儲存及運輸。
- (十四)檢驗、試驗和運轉狀況之管制。
- (十五)不符合材料、零件或組件管制。
- (十六)改正行動。
- (十七)品質保證紀錄。
- (十八)稽查。

第十章、消防防護計畫

消防防護計畫內容至第十章、消防防護計畫

一、消防防護計畫內容至少應包含下列各項：

- (一) 消防工作之組織及行政管理。
- (二) 火災災害分析及影響評估。
- (三) 防火設計及措施。
- (四) 火警偵測及消防能力評估。
- (五) 相關單位之消防及救護支援。
- (六) 防火及消防有關設備之維護及管理。
- (七) 防火及消防有關之人員訓練。

二、消防防護計畫之內容，應符合「消防法施行細則」第十三條規定及消防法規相關要求。

第十一章、封閉及監管規劃

一、封閉規劃：說明處置設施之封閉規劃，包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃與二次廢棄物之處理方式。

二、監管規劃：說明處置場區封閉後之監管規劃，包括監管期、處置場區管理及監管階段持續執行之環境監測措施。

第十二章、保安計畫及料帳管理計畫

一、保安計畫內容至少需包括下列各項：

- (一) 保安工作之組織、管理及訓練。
- (二) 保安區域之劃定及管制。
- (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
- (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
- (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
- (六) 其他經主管機關公告之事項。

申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施，包括人員之酒精及毒品防治篩檢方案，以及警衛之部署與運用、保安事件應變、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。

二、料帳管理計畫至少需包括下列內容：

- (一) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (二) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾-238 之重量及總重。
- (三) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (四) 變動記錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄。
- (五) 其他經主管機關指定者。

第十三章、保防計畫

保防計畫至少需包括下列內容：

- (一) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (二) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾-238 之重量及總重。
- (三) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (四) 變動記錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄。
- (五) 其他經主管機關指定者。

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議(1)發言單

單位：核能研究所

姓名：曾漢湘

發言內容：

建議內容僅供參考。SAR 導則目的在於提供申照者參考，期能順利提出合格的 SAR，也能與審查端之需求對齊。另再次提醒相關用字：“應(須)”的要求是 SAR 內容強制要完整反應出來的。“得”的要求則有助於申照者撰擬 SAR 內容更易獲審查者接受之提醒，然而並非強制，申照者也“得”以其他更妥適的內容來強化。導則並非強制性法規，請審慎使用“應(須)”；適當以“得”來提醒，則更有助於 SAR 撰擬者的技術發展與成果展現。

1. 第一章、綜合概述/一、概論/(一)緣由及目的的內容，在二、設施綜合概述已部分涵蓋，無須贅述，建議刪除部分文字為「第一章、綜合概述/一、概論/(一)緣由及目的：說明申請設置此處置設施之必要性及目的，規劃處置高放射性廢棄物之來源及特性、設施位置、處置方式、處置容量及處置場區配置等。」。
2. 第一章、綜合概述/二、設施綜合概述/(二)處置方式：說明廢棄物處置之型式及採用之緣由。「型式」所指為何？若是指處置方法，則在高放處置及其設施安全管理規則第三條已有規定，這裡有需要再更明確。
3. 第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫，基於安全評估報告(SAR)在各階段需定期或不定期更新，部分文字刪除建議如下：
 - (一)組織架構：說明管理組織架構，包含處置設施建造、運轉及封閉各階段於日常或緊急情況下之編組、功能、責任與權限，並說明各項運轉作業之人力運用。
 - (二)人員編制：說明處置設施建造、運轉及封閉各階段於日常或緊急情況下之人員編制、權責及資格，包含編制員額、職稱及每一運轉班次人數……。

4. 第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫/三、人員訓練計畫部分文字為運轉相關規範，並非人員訓練計畫，建議刪除如後(最後一行):.....~~具有安全重要性的系統與組件應由受過訓練的合格人員執行運轉。~~
5. 第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫，分為四項內容，其中第一、二項為撰擬依據及說明。建議合併為：
- 一、輻射防護作業及環境輻射監測計畫撰擬依據及說明：
- (一)申請者應依據「游離輻射防護法」及……
- (二)設施經營者應依據「游離輻射防護法」第 10 條及……
- 另第三、四項序號修訂為第二、三項。

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

高放最終處置設施安全分析報告導則(草案)

(第 1、6、8、10、11、12、13 章)

書面意見

項次	條目	原文內容	意見或建議
1	略	略	建議應於適當處說明並提出本安全分析報告導則之目的及法規依據。
2	第一章之二、之(五)之 1.	1. 說明處置設施接收廢棄物的來源與種類、型態、數量，以及設施所能處置的最大容量。	「設施所能處置的最大容量」文字與二、之(三)「處置設施可處置廢棄物的總量」類似，建議僅留一處。
3	第一章之二、之(五)之 5.	5. 說明處置容器之材質與規格。	與廢棄物來源與特性無關，建議另提要點條列。
4	第六章之一、之(一)	，並說明各項運轉作業之人力運用。	此為(二)人員編制下已定義，建議刪除。
5	第八章	輻射防護作業及環境輻射監測計畫	鑒於高放處置設施運轉時間至封閉長達幾十年以上，各階段之輻射危害與人力需求差異顯著，建議第八章應區分建造、運轉及封閉時期之防護與監測規劃。
6	第十章之二	符合「消防法施行細則」第十三條規定及消防法規相關要求	經查消防法施行細則第十三條僅為針對公眾使用建築物範圍之定義，而其他條文則制定消防防護計畫應包含的內容等，鑑此應不用特別強調第十三條，建議改為應符合「消防法施行細則」及消防法規相關要求。
7	第十二章、保安計畫及	二、(一)至(五)項	第十二章之二、料帳管理計畫內容與第十三章(保防

	料帳管理計畫		計畫)重複，建議刪除第十二章料帳管理計畫部分。
8	第六章、二、(一)	其管制與管理程序包含設備管制、維護管理、工安、品保、及人員與環境(如車輛出入)之污染管制等	第八章之「輻射防護計畫」應已包含人員與環境(如車輛出入)之污染管制相關規定，建議於第八章論述即可。
9	第八章、三	三、「輻射防護作業計畫」應注意事項	建議第八章、三比照第八章、四「環境輻射偵測計畫」應注意事項，說明「輻射防護作業計畫」之執行期間。(本章第四點已明確說明「環境輻射監測計畫」之執行期間為自高放處置設施建造開始到封閉後的監管期間。)
10	第八章	「輻射防護作業計畫」及「輻射防護計畫」； 「環境輻射偵測計畫」及「環境輻射監測計畫」	請確認「輻射防護作業計畫」及「輻射防護計畫」；「環境輻射偵測計畫」及「環境輻射監測計畫」是否為相同計畫？若是，建議採用法規用字「輻射防護計畫」及「環境輻射監測計畫」並全文統一。

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議(1)發言單

單位：核能研究所

姓名：紀立民

發言內容：

1. 草案第一章一(一)

- 安全分析報告於處置設施封閉前將定期/不定期更新，而不僅用於申請設置時。故建議刪除”申請設置...”等字句，以利全程通用性。
- 當申請建造執照時，安全分析報告是申請書的附件，因此，必要性及設置目的宜在申請書說明，而無須在安全分析報告中贅述。故建議刪除必要性及目的之說明。

2. 草案第一章二(一)

- 草案本項條文其主詞為設施，語意易誤解為須描述設施所在之場址地點、設施所在之面積及設施所在之場界。而實際主詞應為場址。故建議刪除並修訂”設施所在之”文字，改成”場址之”。條文與低放導則一致即可。

3. 草案第六章

- 安全分析報告在處置設施生命週期將定期/不定期更新，不同的版次應無需均說明建造、運轉及封閉各階段的情況。亦即申請建造執照時的安全分析報告應詳述建造期間的組織與管理，對於後續階段的組織與管理若申請者未主動說明，則必要時管制機關可透過管制審查，要求提出簡略說明。申請運轉執照時的安全分析報告，已無需贅述前期建造期間的組織與管理。而申請封閉與監管許可的安全分析報告，已無需贅述前期建造與運轉的組織與管理。為促進導則的全程通用性，故建議刪除草案第六章各項中”建造、運轉及封閉各階段”字句，以免徒增撰寫/審查安全分析報告時的冗贅或失焦。

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

附件 1

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

第一章、綜合概述

一、概論

(一) 緣由及目的：說明高放射性廢棄物之來源及特性、設施位置、處置方式、處置容量及處置場區配置等。

(二) 專有名詞：安全分析報告所使用之專有名詞必須在章節中定義，專有名詞定義可使用政府機關所頒訂之專有名詞或自行編譯。自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文，以利對照。

(三) 引用之法規、工業標準及技術規範：

1. 撰寫報告時所採用之各種資料，其調查、分析及評估之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。
2. 詳列撰寫報告時所引用的國內外法規、工業標準及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。

(四) 參考文獻：引用法規、工業標準及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理，並詳列文獻出處。

二、設施綜合概述

(一) 位置：描述場址之地點、面積及場界，並以適當比例尺之地圖說明。

(二) 處置方式：說明廢棄物處置之型式及採用之緣由。

(三) 處置容量：說明處置設施可處置廢棄物的總量、及每年之處置量。

(四) 處置場區之規劃與配置：說明處置場區內各設施及作業之規劃，並以適當之比例尺繪製設施配置圖，圖上標示比例尺、方位、區域名稱及設施名稱，標明輻射管制區域之劃分情形，並附必要之剖面圖或透視圖。

(五) 廢棄物來源與特性：

1. 說明處置設施接收廢棄物的來源與種類、型態、數量，以及設施所能處置的最大容量。

已刪除: 申請設置此處置設施之必要性及目的，規劃處置...

已註解 [紀立民1]: 1.安全分析報告於處置設施封閉前將定期/不定期更新，而不僅用於申請設置時。故建議刪除“申請設置...”等字句，以利全程通用性。

2.當申請建造執照時，安全分析報告是申請書的附件，因此，必要性及設置目的宜在申請書說明，而無須在安全分析報告中贅述。故建議刪除必要性及目的之說明。

已註解 [紀立民2]: 3.草案本項條文其主詞為設施，語意易誤解為須描述設施所在之場址地點、設施所在之面積及設施所在之場界”。而實際主詞應為場址。故建議刪除並修訂“設施所在之”文字，改成“場址之”。條文與低放導則一致即可。

已刪除: 設施所在之

2. 說明廢棄物有效中子增殖因數之最大限值。
3. 說明接收廢棄物包件表面最大劑量率限值。
4. 說明接收廢棄物之各項物理、化學特性之限制。
5. 說明處置容器之材質與規格。

第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、組織規劃

- (一) 組織架構：說明管理組織架構，包含處置設施於日常或緊急情況下之編組、功能、責任與權限，並說明各項運轉作業之人力運用。
- (二) 人員編制：說明處置設施於日常或緊急情況下之人員編制、權責及資格，包含編制員額、職稱及每一運轉班次人數，各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員，以及職業安全衛生組織及環保、消防人員之權責與資格等。

二、行政管理

- (一) 管理程序：說明處置設施之相關作業活動，於日常或緊急情況下，其管制與管理程序包含設備管制、維護管理、工安、品保、及人員與環境(如車輛出入)之污染管制等。
- (二) 審查與稽核：說明處置設施作業之審查與稽核程序，包含運轉作業之內部審查與安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等。

三、人員訓練計畫

說明人員訓練計畫，包含各項作業之訓練規劃、訓練課程內容、訓練週期及授課人員資格、訓練成效評估及資格檢定辦法。具有安全重要性的系統與組件應由受過訓練的合格人員執行運轉。

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

一、申請者應依據「游離輻射防護法」及「游離輻射防護法施行細則」等規定進

已刪除: 建造、運轉及封閉各階段

已註解 [紀立民3]: 4.安全分析報告在處置設施生命週期將定期/不定期更新，不同的版次應無需均說明建造、運轉及封閉各階段的情況。亦即申請建造執照時的安全分析報告應詳述建造期間的組織與管理，對於後續階段的組織與管理若申請者未主動說明，則必要時管制機關可透過管制審查，要求提出簡略說明。申請運轉執照時的安全分析報告，已無需贅述前期建造期間的組織與管理。而申請封閉與監管許可的安全分析報告，已無需贅述前期建造與運轉的組織與管理。為促進導則的全程通用性，故建議刪除草案第六章各項中“建造、運轉及封閉各階段”字句，以免徒增撰寫/審查安全分析報告時的冗贅或失焦。

已刪除: 建造、運轉及封閉各階段

已刪除: 建造、運轉及封閉各階段

已刪除: 建造、運轉及封閉各階段

行輻射防護作業及環境輻射監測計畫，並依據「游離輻射防護法」規定擬訂輻射防護計畫，報請主管機關核准後實施。

二、設施經營者應依據「游離輻射防護法」第 10 條及主管機關規定，依其輻射工作場所之設施、輻射作業特性及輻射曝露程度，劃分輻射工作場所為管制區及監測區。管制區內應採取管制措施；監測區內應為必要之輻射監測，輻射工作場所外應實施環境輻射監測。

三、「輻射防護作業計畫」應注意事項：

- (一) 應考量高放處置設施之作業特性及高放射性廢棄物之活度與特性等，依「游離輻射防護法」相關規定撰寫輻射防護計畫。內容應包含輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性物質廢棄、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。
- (二) 輻射工作人員之年齡限制及其防護、劑量、教育訓練、體格健康檢查等應符合「游離輻射防護法」規定。
- (三) 應詳實說明高放處置設施輻射曝露途徑及情節分析，對各項主要輻射曝露應採行合理抑低措施，並考量異常及意外事故的輻射防護作業。

四、「環境輻射偵測計畫」應注意事項：

- (一) 應依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」相關規定，撰寫環境輻射監測計畫。並從高放處置設施建造開始到封閉後的監管期間，持續執行監測計畫。
- (二) 應詳細說明高放處置設施核種外釋途徑與情節分析及監測考量，確認監測作業能提供異常及意外事故之即時監測資料。

第十章、消防防護計畫

一、消防防護計畫內容至少應包含下列各項：

- (一) 消防工作之組織及行政管理。

- (二) 火災災害分析及影響評估。
- (三) 防火設計及措施。
- (四) 火警偵測及消防能力評估。
- (五) 相關單位之消防及救護支援。
- (六) 防火及消防有關設備之維護及管理。
- (七) 防火及消防有關之人員訓練。

二、消防防護計畫之內容，應符合「消防法施行細則」第十三條規定及消防法規相關要求。

第十一章、封閉及監管規劃

- 一、封閉規劃：說明處置設施之封閉規劃，包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃與二次廢棄物之處理方式。
- 二、監管規劃：說明處置場區封閉後之監管規劃，包括監管期、處置場區管理及監管階段持續執行之環境監測措施。

第十二章、保安計畫及料帳管理計畫

- 一、保安計畫內容至少需包括下列各項：
 - (一) 保安工作之組織、管理及訓練。
 - (二) 保安區域之劃定及管制。
 - (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
 - (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
 - (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
 - (六) 其他經主管機關公告之事項。

申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施，包括人員酒精及毒品防治篩檢方案，以及警衛之部署與運用、保安事件應變、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。

二、料帳管理計畫至少需包括下列內容：

- (一) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (二) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。
- (三) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (四) 變動記錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄。
- (五) 其他經主管機關指定者。

第十三章、保防計畫

保防計畫至少需包括下列內容：

- (一) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (二) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。
- (三) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (四) 變動記錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄。
- (五) 其他經主管機關指定者。

附錄 2

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術研究－專家座談會議會議記錄



時間：112 年 10 月 19 日 星期四 10:00

地點：集思台大會議中心(亞里斯多德廳)

主持人：黃偉慶教授

出席人員：黃慶村、魏聰揚、柯建仲、曾漢湘、魏昌錫、王士榮、林伯聰、邱永嘉、林善文、周冬寶、鍾沛宇、郭嘉仁、鄭敬瀚、葉斌、梁興樑

紀錄：羅欣蕙

頁數：2

一、主持人簡報(10:00 起)。

二、高放最終處置設施安全分析報告導則第 1 至 13 章草案討論(10:15 起)：略。

三、修訂作法：

1. 考量場址設施部分為本導則重點之一，包封廠雖有可能另外建立，但為使導則內容完備，設施之設計基準專章維持關於包封廠房之相關敘述。
2. 國際上高放處置所重視的安全證案(safety case)概念於導則適當處建立聯結。
3. 於適當處加入「處置安全策略」陳述。
4. 安全分析報告導則對建造及運轉時期之監管規劃加以強調。
5. 提送安全分析報告之際，尚未取得建造執照，因此移除設施之運轉專章之試運轉條文有關「結果」之文字。
6. 於第一章(五)廢棄物來源與特性增列廢棄物罐衰變熱特性。
7. 再取出設計文字調整：處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後於規定年限內可安全取出。
8. 導則草案出現多次「案例」字樣，如意指「現行案件」，宜修改以正確表述。
9. 第十二章關於保安計畫及料帳管理計畫納入國際文獻回顧成果，使草案條文更臻完備。

四、結論

針對各位專家所提出導則專章條文內容之問題與修正建議，將由研究團隊成員討論後提出修訂內容，將於計畫第四季工作會議(11 月上旬)中確認，並於期末報告中答覆。

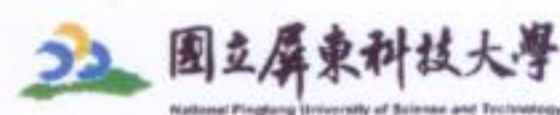
五、散會(11:59)。

- 會議簽到表如附件 1 所示。
- 專家學者所提書面意見 5 份列於附件 2。
- 專家座談會議錄音檔連結

<https://drive.google.com/file/d/1cvPQyqSJ9XY1EG052kX2nD58iayrPEQq/view?usp=sharing>



112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術研究



簽到表

一、會議名稱：「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與管制技術研究」

計畫案專家座談會議

二、時間：112 年 10 月 19 日(星期四)上午 10：00

三、地點：集思台大會議中心(亞里斯多德廳)

四、主持人：黃偉慶教授

五、出席人員：

姓名	單位職稱	簽名
黃慶村	中華核能學會/放廢學術委員會召集人	黃慶村
魏聰揚	核研所研究員(退休)	魏聰揚
柯建仲	財團法人中興工程顧問社/副理	柯建仲
曾漢湘	國家原子能科技研究院/副研究員	曾漢湘
魏昌錫	台電後端處組長	魏昌錫
黃偉慶	國立中央大學/教授	黃偉慶
王士榮	國立中央大學/副教授	王士榮
林伯聰	中興工程顧問/經理	林伯聰
邱永嘉	國立海洋大學/教授	邱永嘉
林善文	原能會(退休)	林善文

周冬寶	核能研究所/簡任副研究員(退休)	周冬寶
鍾沛宇	核能安全委員會/簡任技正	鍾沛宇
鄭敬瀚	核能安全委員會/技士	鄭敬瀚
郭嘉仁	核能安全委員會/物管組/代理科長	郭嘉仁
葉斌	核能安全委員會/助理研究員	葉斌
梁興樑	國立中央大學/專任助理	梁興樑
羅欣蕙	國立屏東科技大學/專任助理	羅欣蕙

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議發言單

單位： 中華核能學會

姓名：黃慶村

發言內容：

1. 第一章概論(二)專有名詞：安全分析報告所使用之專有名詞必須在章節中定義，專有名詞定義可使用政府機關所頒訂之專有名詞或自行編譯；自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文，以利對照。其中「專有名詞定義可使用政府機關所頒訂之專有名詞或自行編譯」，建議修改為「專有名詞定義優先使用政府機關所頒訂者，政府機關未頒訂者可自行編譯...」，以免造成混亂。
2. 草案內容中有多處出現”案例”字樣，”案例”係指已發生而具有典型代表性之事例，草案中多處意指”現行案件”者也以”案例”稱之，請修改以正確表述。
3. 建立安全證案(safety case)為國際原子能總署(IAEA)安全標準(IAEA Safety Standards)中的要求，也是確保放廢處置安全並取信公眾，範圍涵蓋選址、建造、運轉、封閉等的全過程品質保證方案。本導則應具體要求業者在第九章品質保證計畫中，依循 IAEA 安全標準(IAEA Safety Standards)系列之一的特定安全指南(Specific Safety Guide) No. SSG-23 中的說明建立安全證案，並以之作為設施安全分析報告的主要支持文件(supporting documents)。

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議發言單

單位：核研所(原服務單位)

姓名：魏聰揚

發言內容：

1. 安全分析報告缺陳述整個申請作業許可之作業時程(Time Schedule)，建議於第一章綜合概述加入”處置作業時程規劃”之小節。
2. 安全分析報告缺陳述”處置安全策略”，直接於第三章小節內陳述安全功能。建議第三章”輻射安全”小節，改為如下：處置安全：說明處置安全策略，保護工作人員、一般大眾以及其他物種，使不受工安及輻安傷害。
3. 目前安全分析報告導則草案，監管規劃只限於處置場封閉後之監管規劃。建議監管規劃擴及處置場建造及運轉階段。高放處置場安全分析之時期很長，接近百萬年，封閉後期望 passive safety 可以發揮功能，封閉後監管作業相關項目異於建造及運轉階段之監管作業要求。
4. 第七章設施安全評估，第二節為”安全評估範疇”，但此節第(4)小項又出現標題為”安全評估範疇”。建議小節標題作些更改，以便與該節標題有所區別。

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議發言單

單位：財團法人中興工程顧問社 姓名：柯建仲

發言內容：

1. (Page 2)第一章.二.(五)廢棄物來源與特性

[建議]新增所接收廢物罐設計之衰變熱特性

2. (Page 5)第二章.四、場址環境安全特性

[建議]新增熱液入侵

3. (Page 7)第三章.四.(二)地下設施設計之考量

[建議]針對處置隧道與周邊隧道之排水考量(透過低角度隧道傾斜設計，收集地下水流並進行排水)

4. (Page 10)第四章設施之建造

[建議]考慮新增”建造過程中之場址調查與模式驗證規劃”

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議發言單

單位： 台電核後端處

姓名：魏昌錫

發言內容：

第三章、二、(一)、2，請補充”施工廠房”的具體意涵。

第五章、一、(一)試運轉，於提送”安全分析報告”之際，應尚未取得建造執照，試運轉作業應尚在規畫階段，試運轉結果於時序上應在取得建造執照之後，並且已初步完成設施建造後。建議不列入。

第七章、設施之安全評估、三、(二) 輻射安全評估，第 2 項為” 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程序，評估運轉期設備操作之安全性”，因本項與”輻射安全評估”無關，建議移入” 非輻射安全評估”項目下。

第九章、品質保證計畫，因目前核能品保均採品保 18 條為原則，建議”品質保證計畫內容至少應包含下列各項：”敘述，改為” 品質保證計畫內容包含下列各項：”

(如頁面空間不足，請接頁繼續書寫)

「112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之審驗與
管制技術研究」計畫案
高放最終處置設施安全分析報告(草案)研擬
專家座談會議發言單

單位：核安會

姓名：郭嘉仁

發言內容：

安全分析報告導則(初稿)

1. 建議 第三章 一、設計目標與功能需求(第 5-6 頁)

(1)增加(一)設計準則：3.應就處置設施安全之評估期程須超過一百萬年，全程符合每年 0.25 毫西弗的輻射安全標準。

(2)增加(四)處置設施的近場、遠場及生物圈設計，都應該有專業技師的簽證以及公正第三方的驗證。

(3)增加(五)對於地質調查、處置容器、緩衝材料等多重障壁系統的技術，都應採目前最佳可行技術為之，整體設計也應評估長期氣候變遷的影響等。

2. 建議 第三章 九、再取出設計 (第 9 頁)

原內容

再取出設計：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：

建議修正為：

再取出設計：處置設施的設計於廢棄物處置後須維持 50 年以上的再取出，並做好設施的安全監測。至少包括：

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

第一章、綜合概述

一、概論

- (一) 緣由及目的：說明設置高放射性廢棄物處置設施之必要性及目的，以及高放射性廢棄物之來源及特性、設施位置、處置方式、處置容量及處置場區配置等。
- (二) 專有名詞：安全分析報告所使用之專有名詞必須在章節中定義，專有名詞定義優先使用政府機關所頒定者，政府機關未頒訂者可自行編譯；自行編譯之專有名詞，須明確定義並加註原文，以利對照。
- (三) 引用之法規、工業標準及技術規範：
 - 1. 撰寫報告時所採用之各種資料，其調查、分析及評估之方法，凡於現行法規中有規定者，需從其規定。
 - 2. 詳列所引用之國內外法規、工業標準及技術規範，並註明其名稱、公(發)布單位、日期及版次。
- (四) 參考文獻：引用法規、工業標準及技術規範以外之其他參考文獻，依內容性質歸類整理，並詳列其出處。

二、設施綜合概述

- (一) 位置：描述設施所在之場址地點、面積及場界，並以適當比例尺之地圖說明。
- (二) 處置方式：說明廢棄物之處置方式及採用之緣由。
- (三) 處置容量：說明處置設施可處置之廢棄物總量及每年之處置量。
- (四) 處置場區之規劃與配置：說明處置場區內各設施及作業之規劃，並以適當之比例尺繪製設施配置圖，圖上標示比例尺、方位、區域名稱及設施名稱，標明輻射管制區域之劃分情形，並附必要之剖面圖或透視圖。
- (五) 處置作業時程規劃：說明廢棄物處置作業之時程規劃。

(六)處置安全策略：說明處置安全策略，確保工作人員、一般大眾以及其他物種不受非輻射及輻射傷害。

(七)廢棄物來源與特性：

1. 說明所接收廢棄物之來源、種類、型態及數量。
2. 說明所接收廢棄物有效中子增殖因數之最大限值。
3. 說明所接收廢棄物包件表面最大劑量率限值。
4. 說明所接收廢棄物之各項物理、化學特性之限制。
5. 說明處置容器之材質與規格。
6. 說明廢棄物處置容器衰變熱特性。

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：說明場址特性調查之基本原則、調查範疇、調查計畫及場址之適宜性準則。

(一) 基本原則：說明場址特性資料之取得與使用原則，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，且調查週期與精度符合最佳專業技術規範要求，並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之界定原則。

(三) 調查計畫：說明已實施或規劃實施之調查計畫，包含重要調查技術與方法，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之準則。

二、一般場址特性：說明場址及附近地區可能影響處置設施運轉與封閉後長期安全之環境資訊，以及相關參數之不確定性與可信度評估結果。

(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

潛在不利影響之當地設施(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、歷史地震等調查成果，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)、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、能源與地下水資源等。

- (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，包含土壤與母岩之幾何型態(深度、厚度、延伸範圍)，以及母岩之熱力學、滲透性、傳輸特性、力學、核種遲滯性質等。
- (十二) 處置母岩特性：說明場址處置母岩之功能，包含維護工程障壁完整性、限制核種與廢棄物體溶解度、抑低可能之地下水流動、遲滯核種從處置設施傳輸到生物圈之移動時間、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，且適用於安全評估及處置設施設計。建模結果應說明各模型間之關聯性、不確定性及可信度之相關評估。

- (一) 地質學：說明處置場址地質模型建置方法和結果。
- (二) 水文地質：說明處置場址水文地質模型建置方法和結果。
- (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之模型建置方法和結果。
- (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，包括農

林漁牧業活動、土地使用型態、生態系統調查與地景等，所使用之方法和結果。

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之環境特性，以及評估方法及結果。經評估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準則、安全功能及影響設計之因素等。

- (一) 設計準則：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：採深層地質處置方式，以多重障壁之被動安全功能整合設計，達到隔離廢棄物、遲滯核種釋出、能抵抗天然事件作用，以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) 影響設計之因素：說明處置設施設計基準因應各類影響因素之考量，至少包括下列各項：

1. 廢棄物因素：包括廢棄物之輻射與衰變熱特性，以及處置設施之廢棄物接收與處置作業能力等。
2. 場址特性因素：包括場址之地形、水文與地質等環境條件。
3. 天然事件/作用因素：天然事件/作用對運轉期間與封閉後長期安全可能導致之危害。
4. 作業影響因素：施工及運轉作業之安全性，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之干擾。
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：說明重要設施之名稱、功能、規格、數量與配置，及相關重要結構、系統與組件之設計。

(一) 地面設施類型與功能：說明地面設施類型與功能，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：說明影響處置設施之地面設施之因素與設計考量。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之危害，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：說明重要連通設施之名稱、功能、規格、數量、配置，以及相關重要結構、系統與組件之設計。連通設施設計須符合以下各項要求：

- (一) 應有至少二處以上之斜坡道/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，以及防止車輛失速滑移之設計等。

四、地下設施：說明重要地下設施之名稱、功能、規格、數量、配置，以及相關重要結構、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，並應考慮適當之備援系統。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、與處置坑道之連結，以及隧道監測維

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；以及完成處置後之坑道，如何持續進行維護或分區封閉之設計考量。
5. 其他地下設施之功能說明。

(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之構造進行佈置。
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之損害為最小。若這些設施不再需要時，則應進行封塞或密封。
4. 處置坑道與運轉隧道之排水需求。

五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用之工業規範與標準、所使用尺寸、數量、材料性質與設計方法等，以確保處置設施之被動安全性。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，以減少發生失效之可能性及對操作人員之劑量影響。

(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/鑽孔成為核種傳輸路徑。

(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障壁功能與被動安全性。

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：處置設施之設計，應確保高放射性廢棄物放置後於規定年限內可安全取出。至少包括：

- (一) 說明再取出之時機、作業流程、使用設備與所需時間，以及將高放射性廢棄物從處置孔再取出之作業可行性。
- (二) 說明高放射性廢棄物再取出之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之運轉安全及長期安全。
- (四) 說明再取出作業之人員作業安全及輻射安全規劃，以及再取出後之運搬與暫貯作業規劃。

十、封閉設計

- (一) 回填與密封：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等之逐步回填與密封規劃。
- (二) 回填材料種類：說明回填材料選擇之根據，以盡可能合理地恢復母岩之自然條件。
- (三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時處置設施存在環境之初始狀態，以提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，以及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列為報告附冊備查。

第四章、設施之建造

設施之建造應配合設計與安全評估，持續進行場址特性資料與設計參數之更新，以確認與安全功能相關設計、概念模型、評估模式與參數之適當性，並反映於最新版安全分析報告中。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之施工計畫，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之地點產生干擾。

三、地下工程：

(一) 施工技術與機具：說明採用之隧道施工方式，並評估對周圍岩體之擾動程度。

(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，應根據母岩之大地工程特性及現地應力情況來決定，須於建造、運轉、封閉階段提供足夠之長期穩定性。

(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之詳細水文地質特徵。

(二) 根據鑽孔探測詳細資料，說明各局部地下水管理之規劃與措施。

五、監測作業規劃：說明用於確認與安全功能相關評估所需之場址特性與工程設計參數於建造階段之監測規劃。

第五章、設施之運轉

設施之運轉應配合設計與安全評估，持續進行場址特性資料與設計參數之更新，以確認與安全功能相關設計、概念模型、評估模式與參數之適當性，並反映於最新版安全分析報告中。處置設施之運轉考量，至少須包括下列各項：

一、運轉管理

(一) 試運轉：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之長期安全。

(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、廢棄物接收與暫貯

(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貯區所需之運轉作業設施與流程。

(二) 廢棄物暫貯：說明暫貯區之使用規劃及暫貯作業。

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/貯存地點傳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，以及執行作業時之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之環境監測資料與實務作業經驗之回饋，應用於驗證設計階段評估結果之適當性，並反映於最新版安全分析報告中。

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。

五、監測作業規劃：說明用於確認與安全功能相關評估所需之場址特性與工程設計參數於運轉階段之監測規劃。

第六章、設施之管理組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

一、管理組織規劃

(一) 管理組織架構：說明管理組織架構，包含處置設施各階段於正常或緊急情況下之編組、功能、責任與權限，並說明各項運轉作業之人力運用。

- (二) 人員編制：說明處置設施各階段於正常或緊急情況下之人員編制、權責及資格，包含編制員額、職稱及每一運轉班次人數，各級主管人員之權責與資格，管理、監督及輻射防護人員，以及職業安全衛生組織及環保與消防人員之權責與資格等。主承包商、分包商、顧問和其他受影響組織之權責與資格。

二、行政管理

- (一) 管理程序：說明處置設施各階段之相關作業活動，以及於正常或緊急情況下之管制與管理程序，包含設備管制、維護管理、工安、品保及人員與環境(如車輛出入)之污染管制等。
- (二) 審查與稽核：說明處置設施各階段作業之審查與稽核程序，包含運轉作業之內部審查與安全措施之稽核、作業程序或系統變更之審查、審查與稽核文件之管制等。

三、人員訓練計畫

- (一) 訓練計畫標準：說明人員選擇、培訓和認證之各種標準。
- (二) 人員培訓、能力測試和認證計畫：說明各項作業人員培訓、能力測試和認證計畫，包含各項作業之訓練規劃、訓練課程內容、訓練週期及授課人員資格、訓練成效評估及資格檢定辦法。
- (三) 評估人員訓練計畫程序：說明藉由既定目標和標準與實際培訓成果之比較，以確定訓練計畫之有效性。

第七章、設施之安全評估

安全評估為評估處置場系統功能及其潛在影響之迭代程序，構成安全證案(safety case)之核心。依循國際原子能總署之安全證案框架(safety case context)，配合處置設施之設計與安全評估，從選址、施工、運轉至封閉皆應持續進行場址特性與工程設計參數之驗證，並以迭代方式進行數據參數之優化及評估模式之精進，以確保安全評估結果具高可信度。場址特性、設計參數、評估模式及結果之迭代

更新過程，皆應反映於最新版安全分析報告中，並製成文件紀錄，成為安全證案之內容。

一、安全評估之目標與範疇

(一) 安全評估之目標：說明安全評估之目的。

1. 說明設施運轉期間，廢棄物可以安全地進行處置作業。
2. 說明設施運轉期間，處置設施能提供工作人員安全施工之環境，並避免公眾接受超過法規標準之游離輻射。
3. 說明設施封閉後，處置系統能提供安全功能以限制放射性核種釋出到生物圈，並有效保護公眾與降低人員無意闖入廢棄物之可能性。

(二) 安全評估之範疇：說明廢棄物特性、安全評估方法與模擬計算(含風險評估)、安全功能指標、評估對象、評估之時間與空間尺度、評估結果之法規符合性等。

1. 廢棄物特性描述：說明廢棄物種類、數量、活度及物理化學特性資料。
2. 分別進行運轉時期(封閉前)及封閉後之安全評估：運轉時期之評估須考慮開始運轉到封閉時可能存在之危險項目，並說明合理抑低各項風險之方法；封閉後評估之時間尺度應達劑量峰值出現之時間，或至少達一百萬年。
3. 安全評估之反覆精進與經驗回饋：安全評估之結論與發現應持續精進，並回饋於相關設計變更與實務作業之改進。
4. 安全評估之內容：應說明所有安全相關方面之場址設施設計、各種障壁提供之安全功能、場址管理措施、評估策略，以及法規符合性。
5. 評估對象：應說明關鍵群體之定義與相對於設施之位置與距離，以及假定之生活習性。

二、處置系統描述：說明與安全評估相關之處置系統資訊，且應隨處置計畫之進展而迭代更新並逐步精進。

(一) 處置系統空間特性

1. 近場：廢棄物特性(例如數量與核種存量等)；工程障壁系統特性(例如處置容器、緩衝與回填材料、其他功能性結構與系統等)；開挖擾動帶範圍與特性。
2. 遠場：天然障壁系統特性(例如地質、場址地表水文、地下水及水文地質、地球化學、地質構造、地震等)。
3. 生物圈：環境(例如氣候與大氣、水體、土壤、生態、處置設施所處地形與地理位置等)與人類活動特性(例如當地人口、人類活動等)。

(二) 處置系統演化特性

1. 處置系統各組成之規格及其間介面關係與可能之交互作用。
2. 處置系統整體安全概念與安全功能。
3. 處置系統在預期演化或可能事件影響下如何維持其安全功能。
4. 放射性、熱能、水力、應力、化學與生物對處置系統之可能影響與機制。
5. 處置系統隨時間演化可能產生之劣化或失效情況，及其不確定性。
6. 處置場址描述模型與演化，以及長期環境變遷對處置系統之影響。
7. 放射性核種可能之傳輸特性與遷移路徑，含系統預期之演化及可能性較低之事件。

(三) 安全評估所需資訊

1. 說明安全評估之數據來源。
2. 說明安全評估分析參數之不確定性與數據資料管理措施。
3. 說明場址特性資料取樣規劃(例如場址特性調查項目、取樣數量與位置等)，及場址特性調查資料之不確定性。
4. 未來處置設施區域內可能人類行為之資訊(例如該地區當前人類活動，礦產開採紀錄等)。

三、運轉期間(封閉前)安全評估

(一) 非輻射安全評估

1. 常規危險至少分為以下 14 個危險組合，須提出危險管理策略和穩健工程設計。包括：
 - (1) 工作場所交通
 - (2) 作業和載重
 - (3) 結構坍塌與岩土崩落
 - (4) 設備/機械(儀器、設備失效)
 - (5) 火災和爆炸
 - (6) 爆裂拋射和爆炸後超壓
 - (7) 空氣傳播之有害物質和空氣品質
 - (8) 湧水
 - (9) 斷電、電氣危害
 - (10) 噪音和震動
 - (11) 施工作業與運轉並行相衝突
 - (12) 職業性災害
 - (13) 監測系統失效
 - (14) 設備老化
2. 針對常規危險至少 14 個危險組合，處置設計和運轉操作需提出符合消除、減少、隔離、控制、保護等原則之合理可行步驟。
3. 作業安全評估：依據設施之設備特性及操作程序，評估運轉期設備操作之安全性。

- #### (二) 輻射安全評估：評估運轉期間正常作業程序可能對工作人員及公眾造成之輻射劑量影響，並說明運轉作業方式、情節分析、人員曝露途徑及輻射劑量評估等。

- (三) 臨界狀態安全評估：分析設施在封閉前，廢棄物之接收、暫存、封裝、運搬與處置等作業，以及意外事故時，均能維持次臨界狀態。至少應說明：(1)臨界設計規範；(2)廢棄物性質；(3)臨界計算；(4)臨界基準驗證。
- (四) 意外事故安全評估：應依據設計基準事件說明嚴重天然事件與人為誘發事件，所可能導致在建造與運轉同步時、或運轉期間發生之事故。
1. 處置設施於接收、暫存、封裝、運搬與處置廢棄物發生作業失誤及功能失效意外事件時，導致工作人員和公眾造成潛在輻射劑量曝露之分析。
 2. 嚴重天然事件之推估，應根據相關參數之歷史資料、實際資料、或相關自然作用上限值(或保守條件)之分析進行考量。
 3. 超越設計基準事故分析，應就場址、設施及作業特性，合理進行分析並提出說明。
 4. 嚴重內部人為作業疏失誘發事件之推估。
 5. 嚴重外部人為誘發事件之推估。
- (五) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用之方法、程式工具與重要參數。
- (六) 評估案例建構與分析：說明呈現於報告中之案例內容及其考量因素。運轉期間安全評估應依廢棄物接收之最大能力與速率進行估算。
- (七) 評估結果：說明評估結果並比較不同案例之結果差異，以及說明法規符合性。評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

四、封閉後安全評估

(一) 概念模型建構

1. 應根據場址特性與處置系統設計功能，經過合理分析，建立場址封閉後之處置系統概念模型，並發展數值模式。
2. 說明此概念模型中各種障壁及重要組成之空間分佈與尺寸，以及數值

模式之基本假設、邊界條件與使用參數等。

(二) 情節分析：

1. 特徵、事件與作用：應判定可能影響處置設施長期安全之特徵、事件與作用，說明其理由與篩選結果，並將之組合成可能之合理情節。
2. 正常情節：應界定處置系統隨時間正常或預期演化之情節。
3. 異常情節：應界定因發生破壞性事件或作用而導致處置系統一項或多項障壁或安全功能全部或部分失效之情節。
4. 人類無意闖入情節：應界定因人類無意闖入處置系統而影響長期安全之情節。

(三) 臨界狀態安全分析：說明處置設施封閉後能維持次臨界狀態(包括意外事故時)。

(四) 評估方法、工具與重要參數：說明評估所使用之方法、程式工具、重要參數與資料庫。

1. 應採取可行之最佳技術做為安全評估之方法。
2. 評估方法應考量不確定性與參數變異性。
3. 所使用程式工具應有適當之確認，例如與其他程式之輸出結果比對，及/或與經驗觀察結果(例如實驗室測試、現地調查與天然類比)進行比較。
4. 安全評估所使用重要參數應建立數位化資料庫，並進行版次管理。

(五) 評估案例建構與分析

1. 說明呈現於報告中之案例內容，及其考量因素。
2. 案例分析應包含各種障壁劣化造成安全功能減損與失效之分析。
3. 案例分析之時間尺度應達劑量峰值出現之時間，或至少達一百萬年。
4. 案例分析應包含所有重要核種傳輸途徑與潛在之環境曝露途徑。

(六) 評估結果

1. 說明處置場整體安全分析及評估結果，並比較不同案例結果之差異，以及說明法規符合性。
2. 評估結果應包含敏感度及不確定性分析。

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

一、輻射防護計畫：

依設施之作業特性及高放射性廢棄物之活度與特性，參考「游離輻射防護法」相關規定撰寫輻射防護計畫。內容應包含輻射防護管理組織與權責、人員防護、醫務監護、地區管制、輻射源管制、放射性廢棄物處理、意外事故處理、合理抑低措施、紀錄保存及其他主管機關指定事項等。

二、環境輻射監測計畫：

依「輻射工作場所管理與場所外環境輻射監測作業準則」相關規定，撰寫環境輻射監測計畫。

第九章、品質保證計畫

對影響安全及品質之相關作業，應建立管制程序以管制品質，並訂定有效之稽查與改正作業程序，且依循分級品質保證制度執行。品質管制程序應述明各權責單位與負責人員之責任劃分，須將分包商與製造商等納入品質管制範圍。品質保證計畫內容應包含下列各項：

- (一)組織。
- (二)品質保證計畫。
- (三)設計管制。
- (四)採購文件管制。
- (五)工作說明書、作業程式書及圖面。
- (六)文件管制。
- (七)採購材料、設備和服務之管制。
- (八)材料、零件和組件之標識與管制。

- (九)特殊製程管制。
- (十)檢驗。
- (十一)試驗管制。
- (十二)量測及試驗設備管制。
- (十三)裝卸、儲存及運輸。
- (十四)檢驗、試驗和運轉狀況之管制。
- (十五)不符合材料、零件或組件管制。
- (十六)改正行動。
- (十七)品質保證紀錄。
- (十八)稽查。

第十章、消防防護計畫

消防防護計畫應包含下列項目：

- 一、消防工作之組織及行政管理。
- 二、火災災害分析及影響評估。
- 三、防火設計及措施。
- 四、火警偵測及消防能力評估。
- 五、相關單位之消防及救護支援。
- 六、防火及消防有關設備之維護及管理。
- 七、防火及消防有關之人員訓練。

第十一章、封閉及監管規劃

- 一、封閉規劃：說明處置設施之封閉規劃，包括除污規劃、輻防設計、檢查及監測規劃、輔助設施拆除規劃與二次廢棄物之處理方式。確認封閉作業規劃可維持處置安全功能，並確保封閉作業人員輻射防護與作業安全。
- 二、監管規劃：說明處置場區封閉後之監管規劃，包括監管期程與避免發生無意闖入者事件之監測與管理規劃，以及監管階段持續執行之環境監測措施。

第十二章、保安計畫及核子保防計畫

一、保安計畫內容至少需包括下列各項：

- (一) 保安工作之組織、管理及訓練。
- (二) 保安區域之劃定及管制。
- (三) 周界實體阻隔物、入侵偵測及警報監視系統。
- (四) 保安通訊設施及與警察機關協調支援事項。
- (五) 保安系統測試、維護及各項紀錄保存。
- (六) 對各項危及保安事件之應變規劃。
- (七) 其他經主管機關公告之事項。

申請運轉執照時，需說明有關門禁管制及進出人員查核措施，包括人員酒精及毒品防治篩檢方案，以及警衛之部署與運用、防範內部破壞措施及保安系統整體效能評估等事項。

二、核子保防計畫含料帳管理至少需包括下列內容：

- (一) 保管專責單位及人員。
- (二) 國際原子能總署之料帳管理要求。
- (三) 貯存量及其明細：說明用過核子燃料中鈾、鈾-235 及鈾之重量及總重。
- (四) 識別與貯放位置：說明每一用過核子燃料元件之識別，包括燃料元件型式、序號、批次、流水號及置放位置等相關紀錄。
- (五) 變動紀錄：用過核子燃料之異動原因及其紀錄，如 KMP(Key Measurement Point)傳送表、特種核物料移動表。
- (六) 其他經主管機關指定者。

核能安全委員會

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之 審驗與管制技術研究

子計畫二：傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施 緩衝材料流失量之影響評估 期末報告

受委託單位：國立屏東科技大學

計畫主持人：楊樹榮

子計畫主持人：楊樹榮

業務委託單位：核能安全委員會

計畫編號：112FCMA003

中 華 民 國 一 一 二 年 十 二 月

核能安全委員會

112 年用過核子燃料最終處置設施安全分析之 審驗與管制技術研究

子計畫二：傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕對高放處置設施 緩衝材料流失量之影響評估

受委託單位：國立屏東科技大學

研究主持人：楊樹榮

研究期程：中華民國 112 年 2 月至 112 年 12 月

研究經費：新台幣肆拾捌萬元整

核能安全委員會

中華民國 112 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

摘要

國際間對於高放射性廢棄物的最終處置方式是以採用「多重障壁」概念設計的深層地質處置方式，將高放射性廢棄物放入廢料罐(Canister)中，並放入處置坑內，外層進行緩衝材料(Buffer)的填入，再進行回填材料(Backfill)的回填。深層地質處置係將最終處置場設於 400~1,000 公尺深的穩定地層中，藉由多重障壁系統延緩放射性核種向外擴散，在到達生物圈前使其衰退至無害狀態。於深層地層處置孔中作為緩衝材料的膨潤土，當其接觸到地下水流後因膨脹擠入岩石裂隙中，並在重力的影響下發生沉積與沖蝕作用進而引起緩衝材料的質量損失，導致緩衝材料的密度的下降，進而對安全性造成危害。

本年度計畫係基於 110 年度子計畫三「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」所開發之實驗裝置與技術，將深地層中的傾斜裂隙納入研究考慮，設計出可考慮流量、裂隙傾斜角度及水化學環境條件下的實驗裝置，在上述不同試驗因子組合下，進行一系列沉積及傾角沖蝕實驗。

本計畫採用懷俄明州膨潤土(MX-80)及日本山形縣膨潤土(K-V1)來進行沉積及傾角沖蝕實驗，透過每日圖像記錄與濁度量測來瞭解 MX-80 及 K-V1 膨潤土，於不同實驗因子下的質量損失及徑向擴張量的變化。沉積實驗為透過調整不同角度，來比較不同角度下質量損失及徑向擴張量的變化；傾角沖蝕實驗則透過水流的流動，加上不同水化學條件來比較不同質量損失及徑向擴張量的變化。沉積實驗研究結果顯示 MX-80 及 K-V1 膨潤土皆隨著裂隙傾斜角度的增加，因重力沉積所造成的質量損失會有所增加，且 K-V1 膨潤土在相同傾斜角度下，質量損失會大於 MX-80 膨潤土，而根據實驗數據觀察到當傾斜角度由 60°增加至 90°時，兩種膨潤土質量損失的增加幅度有減緩的趨勢，而 K-V1 膨潤土由於嚴重的質量損失，造成徑向擴張量隨著裂隙角度的增加，相較於 MX-80 有更明顯的下降趨勢。傾角沖蝕實驗結果表明，MX-80 和 K-V1 膨潤土在相同陽離子種類下皆隨著陽離子強度的上升，沖蝕明顯受到抑制，因而有較大的徑向擴張量。另外，在相同陽離子強度但不同陽離子種類下，含 CaCl_2 的水溶液相較於含 NaCl 水溶液造成的沖蝕質量總損失率較低，主要由於溶液中鈣離子相比於鈉離子其親和力較高，因此膨潤土中的鈉離子將被取代，使鈉型膨潤土逐漸轉為鈣型膨潤土，而鈣型膨潤土結構較為絮凝，因而不易受沖蝕影響。傾角對沖蝕影響上，以相同溶液不同傾角互相比較，可以觀察到隨著角度的上升，沖蝕質量總損失率也會隨之增加。

目錄

摘要	i
目錄	ii
圖目錄	v
表目錄	viii
第一章 緒論	1
1.1 研究動機	1
1.2 研究目的	1
1.3 研究方法	2
第二章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕實驗國際資訊蒐集及研析	3
2.1 緩衝材料所需具備之安全功能	4
2.2 膨潤土之擴散雙層理論	6
2.3 回脹壓力發展機制 (Ruan et al., 2023)	7
2.4 沉積及傾角沖蝕實驗報告研析	10
2.4.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司(SKB).....	10
2.4.2 芬蘭核子燃料及廢棄物管理公司 (POSIVA).....	12
第三章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積流失量評估研析	18
3.1 沉積實驗材料與研究方法	18
3.1.1 沉積實驗材料	19
3.1.1.1 膨潤土分樣處理	23
3.1.1.2 膨潤土含水量設計與調配	23
3.1.2 沉積實驗及傾角沖蝕實驗方法	24
3.1.2.1 沉積實驗設備	24
3.1.2.2 試體製作流程	31

3.1.2.3 沉積實驗流程	32
3.1.2.4 傾角沖蝕實驗流程	33
3.1.3 MX-80 膨潤土律定蒙脫石含量與濁度之關係	34
3.1.4 K-V1 膨潤土律定蒙脫石含量與濁度之關係	34
3.1.5 沉積實驗徑向擴張量測	39
3.2 沉積實驗研究結果	39
3.2.1 MX-80 膨潤土不同傾斜角度下之沉積實驗	41
3.2.2 K-V1 膨潤土不同傾斜角度下之沉積實驗	46
3.2.3 K-V1 及 MX-80 膨潤土不同傾斜角度下之質量損失比較	51
3.2.4 沉積實驗之徑向擴張量	52
第四章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沖蝕流失量評估研析	55
4.1 傾角沖蝕實驗材料與研究方法	55
4.1.1 傾角沖蝕實驗材料	55
4.1.2 傾角沖蝕實驗方法	55
4.1.3 傾角沖蝕徑向擴張量測	55
4.2 傾角沖蝕實驗研究結果	55
4.2.1 傾角沖蝕實驗質量損失	56
4.2.2 MX-80 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失	57
4.2.3 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失	60
4.2.4 MX-80 及 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失比較	62
4.2.5 MX-80 膨潤土不同陽離子種類下之質量損失	63
4.2.6 MX-80 膨潤土不同傾角下之質量損失	66
4.2.7 K-V1 膨潤土沉積及傾角沖蝕實驗之質量損失	70
4.2.8 傾角沖蝕實驗徑向擴張量	71
4.2.8.1 MX-80 膨潤土不同陽離子強度下之徑向擴張量	71
4.2.8.2 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之徑向擴張量	72

4.2.8.3 MX-80 膨潤土不同陽離子種類下之徑向擴張量	73
4.2.8.4 MX-80 膨潤土不同傾角下之徑向擴張量	74
4.2.8.5 K-V1 膨潤土沉積及傾角沖蝕實驗之徑向擴張量	75
第五章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下評估沉積及沖蝕流失量之相關審查重點及注意事項	77
第六章 結論與建議	78
6.1 結論	78
6.2 建議	79
參考文獻	80
附錄 A	82
附錄 B	90

圖目錄

圖 2.1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB,TR11-01, 2011)	3
圖 2.2 擴散雙層概念示意圖	6
圖 2.3 膨潤土在微觀結構下飽和過程中的膨脹機制 (Ruan et al., 2023)	7
圖 2.4 蒙脫石顆粒示意圖 (Ruan et al., 2023)	9
圖 2.5 飽和發展階段顆粒間的距離 (Ruan et al., 2023)	9
圖 2.6 人工裂隙 (SKB, 2019).....	10
圖 2.7 徑向擴張示意圖 (SKB, 2019).....	10
圖 2.8 沉積實驗示意圖 (SKB, 2019).....	11
圖 2.9 沉積實驗照片 (左) 90° (右) 45° (SKB, 2019).....	11
圖 2.10 MX-80 在不同角度下之徑向擴張量 (SKB, 2019).....	12
圖 2.11 沉積實驗概念圖 (POSIVA, 2016).....	13
圖 2.12 沖蝕實驗概念圖 (POSIVA, 2016).....	13
圖 2.13 沉降實驗演變圖 (POSIVA, 2016).....	14
圖 2.14 沉降實驗之徑向擴張量結果 (POSIVA, 2016).....	15
圖 2.15 不同角度平均質量損失率 (POSIVA, 2016).....	15
圖 2.16 懷俄明膨潤土(左)及米洛斯(右)膨潤土 (POSIVA, 2016)	16
圖 2.17 懷俄明膨潤土(上)及米洛斯(下)膨潤土徑向擴張量 (POSIVA, 2016)	17
圖 3.1 研究流程圖	18
圖 3.2 MX-80 膨潤土	19
圖 3.3 K-V1 膨潤土	21
圖 3.4 分樣器	23
圖 3.5 含水量調配流程	23
圖 3.6 試體壓製模具	24
圖 3.7 模擬裂隙透明壓克力模具	25

圖 3.8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲	25
圖 3.9 水準氣泡儀	25
圖 3.10 厚薄規	26
圖 3.11 蠕動幫浦	26
圖 3.12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀	27
圖 3.13 磁石攪拌器	28
圖 3.14 精密電子秤	28
圖 3.15 懸浮溶液	29
圖 3.16 TN-100 濁度計	29
圖 3.17 可調節角鋼底座	30
圖 3.18 角度尺	30
圖 3.19 試體壓製流程	31
圖 3.20 沉積實驗配置圖	32
圖 3.21 傾角沖蝕實驗配置圖	33
圖 3.22 MX-80 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係	35
圖 3.23 KV-1 不同蒙脫石濃度對應之濁度關係	37
圖 3.24 徑向擴張量測示意圖	39
圖 3.25 MX-80 0°沉積實驗	41
圖 3.26 MX-80 45°沉積實驗	42
圖 3.27 MX-80 60°沉積實驗	43
圖 3.28 MX-80 90°沉積實驗	44
圖 3.29 MX-80 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較	45
圖 3.30 K-V1 0°沉積實驗	46
圖 3.31 K-V1 45°沉積實驗	47
圖 3.32 K-V1 60°沉積實驗	48
圖 3.33 K-V1 90°沉積實驗	49

圖 3.34 K-V1 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較	50
圖 3.35 K-V1 及 MX-80 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較	51
圖 3.36 MX-80 傾角 45°沉積實驗歷程圖沉積實驗歷程圖	52
圖 3.37 K-V1 傾角 45°沉積實驗歷程圖	52
圖 3.38 MX-80 不同角度下徑向擴張量	53
圖 3.39 K-V1 不同角度下徑向擴張量	54
圖 4.1 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)每日水中流失量	59
圖 4.2 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)累積水中流失量	59
圖 4.3 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)每日水中流失量	61
圖 4.4 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)累積水中流失量	61
圖 4.5 MX-80 及 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度下之沉積沖蝕總損失率	62
圖 4.6 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之傾角(45°)每日水中流失量	64
圖 4.7 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之傾角(45°)累積水中流失量	64
圖 4.8 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之沖蝕質量總損失率	65
圖 4.9 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 不同傾角之每日水中流失量	66
圖 4.10 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 不同傾角之累積水中流失量	67
圖 4.11 MX-80 膨潤土於 3mM NaCl 不同傾角之每日水中流失量	68
圖 4.12 MX-80 膨潤土於 3mM NaCl 不同傾角之累積水中流失量	69
圖 4.13 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 及 3mM NaCl 不同傾角之沉積沖蝕總損失率	69
圖 4.14 K-V1 膨潤土於 45°傾角下沉積及傾角沖蝕實驗之質量總損失率	70
圖 4.15 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之徑向擴張發展歷程	71
圖 4.16 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之徑向擴張發展歷程	72
圖 4.17 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之徑向擴張發展歷程	73
圖 4.18 MX-80 膨潤土於 1 mM NaCl 不同傾角之徑向擴張發展歷程	74
圖 4.19 MX-80 膨潤土於 3 mM NaCl 不同傾角之徑向擴張發展歷程	75
圖 4.20 K-V1 膨潤土於傾角 45°下沉積及傾角沖蝕實驗之徑向擴張發展歷程	76

表目錄

表 2.1 沉降實驗取樣質量結果 (SKB, 2019).....	12
表 2.2 沉降實驗取樣質量結果 (POSIVA, 2016).....	14
表 3.1 MX-80 膨潤土化學成分	20
表 3.2 MX-80 膨潤土基本物理性質	20
表 3.3 K-V1 膨潤土化學成分	22
表 3.4 K-V1 膨潤土基本物理性質	22
表 3.5 Canon EOS800D 數位單眼相機規格	27
表 3.6 變焦鏡頭規格	27
表 3.7 MX-80 膨潤土非線性段之蒙脫石濃度對應濁度	35
表 3.8 MX-80 膨潤土線性段之蒙脫石濃度對應濁度	35
表 3.9 K-V1 膨潤土非線性段之蒙脫石濃度對應濁度	35
表 3.10 K-V1 膨潤土線性段之蒙脫石濃度對應濁度	38
表 3.11 沉積實驗項次及條件	40
表 4.1 傾角沖蝕實驗項次及條件	56

第一章 緒論

1.1 研究動機

高放最終處置場於國際間目前普遍採用「深地層處置」方式，藉由工程及天然障壁組成的多重障壁概念，以阻滯埋放於地表下的用過核子燃料，及其放射性核種洩漏及遷移，而用以包覆廢料罐的緩衝材料在與地下水接觸後，其遇水膨脹之特性使其擠入母岩裂隙中，並在受重力及地下水流之沖蝕行為下產生質量流失，造成緩衝材料密度降低，進而影響處置場的安全性能。另一方面，高放最終處置場一般建構於 500 至 1,000 公尺以下深層地質，圍繞在緩衝材料外層的母岩，其岩石裂隙的寬度、角度以及地下水流等因素對於緩衝材料的質量損失皆會帶來不同程度的影響。

1.2 研究目的

1. 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積及沖蝕實驗國際資訊蒐集及研析

本研究針對有關緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積與沖蝕實驗之設備與技術相關文獻進行蒐集及研析，並進行沉積實驗所需設備開發，並研擬沉積與沖蝕實驗程序與技術。

2. 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積流失量評估研析

本年度計畫針對緩衝材料於傾斜裂隙環境下沉積流失量評估。在深地層下，當緩衝材料接觸到地下水流後因膨脹擠入岩石裂隙中，並在重力的影響下發生沉積與沖蝕作用進而引起緩衝材料的質量損失。相對於在平行裂隙下，具有傾斜角度的裂隙在質量損失的影響上是較為嚴重的。因此，子計畫二將傾斜角度納入本年度計畫中，並評估上述因子影響下對緩衝材料質量損失的影響。

3. 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下沖蝕流失量評估研析

緩衝材料會因重力發生沉積作用引起質量損失，但須更進一步瞭解於深地層中在沉積作用影響下，地下水流對緩衝材料沖蝕行為的影響，藉以評估在重力與沖蝕耦合作用下對於緩衝材料所造成的質量損失。因此，通過以給定水流的方式模擬地下水流的流動來進行研究，並將不同裂隙傾斜角度實驗因子納入，以瞭解於傾斜裂隙環境在沉積與沖蝕影響下對緩衝材料質量損失的影響。

4. 提出高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下評估沉積及沖蝕流失量之相關審查重點及注意事項

為了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，因此結合本年度計畫所獲得的實驗成果來制定相關審查重點或注意事項之建議。

1.3 研究方法

本年度子計畫二依據 110 年度子計畫三「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」已建置的高放最終處置緩衝材料沖蝕實驗模型與技術，並配合本年度計畫實驗因子所需條件，設計可調整角度之底座，藉以模擬緩衝材料於不同裂隙傾斜角度下受重力影響引發的質量損失，且為了更符合現地所發生之環境，將進一步模擬水流於岩石傾斜裂隙中緩衝材料受重力及地下水流的影響下，探討緩衝材料在傾斜裂隙環境下受沉積與沖蝕作用對流失量之影響。

子計畫二以日本 K-V1 及美國 MX-80 膨潤土作為緩衝材料，並透過實驗模擬緩衝材料於深地層處置中的岩石裂隙，在重力影響下的沉積及沖蝕行為對緩衝材料造成的流失量影響。本計畫採用兩塊透明壓克力板模擬岩石中的裂隙寬度，並藉由角鋼設計可調整角度之底座，探討在不同的裂隙傾斜角度下緩衝材料受重力作用下的沉積行為。此外，在設備的進水口供應調配不同濃度之水溶液，透過蠕動幫浦從出水口抽出，用以模擬於傾斜裂隙下緩衝材料之沖蝕情況，並於實驗過程中進行每日圖像的拍攝，以利於進行觀察緩衝材料於透明壓克力板所形成的人工裂隙中徑向膨脹的發展及質量流失之情形。

第二章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境 下沉積及沖蝕實驗國際資訊蒐集及研析

國際間對於高放射性廢棄物的最終處置方式是以採用「多重障壁」概念設計的深層地質處置(SKB, 1983)，如圖 2.1 為瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB)設計之最終處置場設計概念(KBS-3)，其方式為高放射性廢棄物放入廢料罐(Canister)中，並放入處置坑內，外層進行緩衝材料(Buffer)的填入後，再進行回填材料(Backfill)的回填構成工程障壁，再將最終處置場設於數百公尺深的穩定地層中構成天然障壁，藉由工程障壁及天然障壁組合成多重障壁系統，用以延緩放射性核種向外擴散，在到達生物圈前使其衰退至無害狀態。

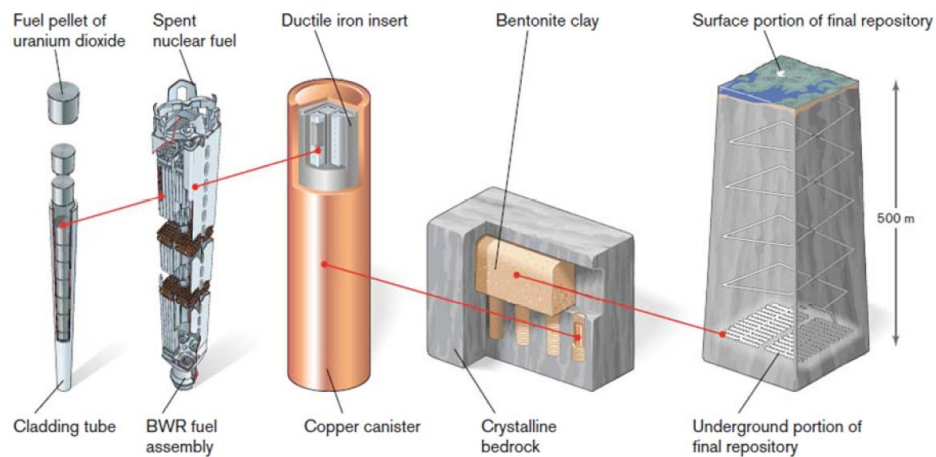


圖 2.1 瑞典 KBS-3 處置概念 (SKB,TR11-01, 2011)

2.1 緩衝材料所需具備之安全功能

緩衝材料在處置場中需具備以下主要安全功能 (SKB,TR11-01, 2011)：

1. 限制對流傳輸

地下水的流動將會運輸廢料罐中釋放的核種，為此緩衝材料須具備低水力傳導係數 (k^{Buffer}) 延遲地下水流對核種在處置環境的傳輸：

$$k^{Buffer} < 10^{-12} \text{ m/s} \quad (\text{式 2-1})$$

緩衝材料在水飽和過程會發生回脹，因此對緩衝材料制定回脹壓力 (P_{Swell}^{Buffer}) 的安全指標，回脹的緩衝材料達到此指標時將與處置孔壁將緊密接觸，增加緩衝材料/岩石界面中的傳輸阻力。

$$P_{Swell}^{Buffer} > 1 \text{ MPa} \quad (\text{式 2-2})$$

2. 抑制微生物的活性

SKB 在地下實驗室 ÄspöHard Rock 中進行研究膨潤土的壓實研究，結果顯示當緩衝材料的飽和密度為 $1,800 \text{ kg/m}^3$ 時，於一千年內微生物產生的硫化物會使廢料罐腐蝕深度小於 $2 \text{ }\mu\text{m}$ 。

3. 保護廢料罐避免受岩石運動

於深地層中岩石的剪切行為容易使廢料罐損壞，而緩衝材料應保護廢料罐不在岩石行為發生時受到影響。因此透過實驗得出廢料罐不受岩石剪切行為時的緩衝材料飽和密度 (ρ_{Bulk}^{Buffer}) 為：

$$\rho_{Bulk}^{Buffer} < 2,050 \text{ kg/m}^3 \quad (\text{式 2-3})$$

且乾燥緩衝材料中的蒙脫石含量應為 75-90% (重量)。

4. 不發生質變(溫度條件)

緩衝材料於高溫(100°C)環境下時，將會產生質變，因此應限制其最高溫度 (T^{buffer})：

$$T^{buffer} < 100 \text{ }^\circ\text{C} \quad (\text{式 2-4})$$

5. 防止廢料罐下沉

深地層中被緩衝材料包覆的廢料罐會因潛變而造成下沉，因此緩衝材料需具備一定的回脹壓力，若回脹壓力(P_{swell}^{Buffer})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. 回脹壓力避免廢料罐發生擠壓破壞

緩衝材料的回脹壓力除了避免廢料罐的下沉外也需考量到過大的回脹壓力是否會對廢料罐造成壓迫導致其破損變形。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

在低溫下緩衝材料凍結，由於水的膨脹而造成的破壞壓力。而廢料罐中釋放的熱能可能對緩衝材料的結凍起到減緩的作用。

若緩衝材料所處的周圍岩石中的地下水凍結，將會造成每 $^{\circ}\text{C}$ 回脹壓力下降約 1.2 MPa。因此對於密度 1,950 到 2,050 kg/m^3 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：

$$T^{buffer} > -4^{\circ}\text{C} \quad (\text{式 2-7})$$

2.2 膨潤土之擴散雙層理論

電解質溶液中的黏土顆粒表面帶負電，此時將會吸引陽離子緊密附著，當黏土表面的陽離子濃度甚高，陽離子將逐漸向外擴散以達到濃度平衡，將會導致粘土附近的陰陽離子與陽離子形成分布不均的現象。

此時的陽離子濃度將會隨著與粘土表面的距離增加而濃度逐漸降低，而陰離子濃度則是隨著與粘土表面的距離增加而逐漸上升，這時粘土鄰近的電荷分布構成所謂的擴散雙層(diffuse double layer)。

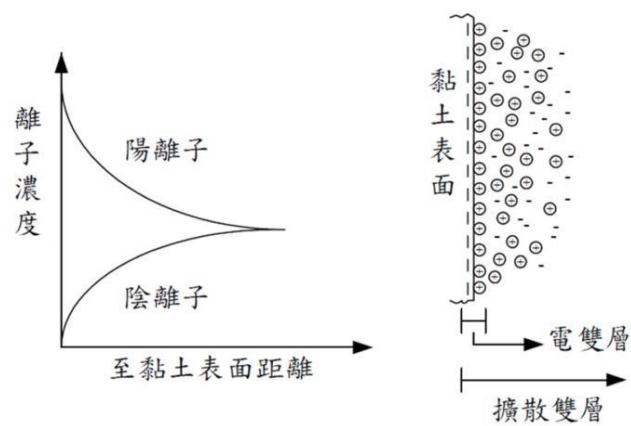


圖 2.2 擴散雙層概念示意圖

2.3 回脹壓力發展機制 (Ruan et al., 2023)

圖 2.3 為膨潤土在微觀結構下飽和過程中的膨脹機制示意圖，膨潤土在初始階段時為由多個顆粒組成較大的聚集體，在與水接觸後將進入第一階段(stage 1)，此時在晶格回脹及電雙層的影響下，使聚集體中的顆粒第一次產生回脹，而晶格回脹其主要由乾燥膨潤土與水接觸後，開始水合作用下引發 TOT 夾層的層間擴張，進而產生回脹(Ruan et al., 2023)。當到達第二階段(stage 2)時將產生滲透回脹，此時為因顆粒間的距離擴張所產生的第二次回脹，而滲透回脹其原理為黏土礦物表面吸附陽離子的濃度高於系統的陽離子濃度時，整個系統產生濃度梯度，進而形成滲透壓，致使水向黏土礦物層間擴散，使黏土進一步產生回脹(陳文泉，2004)。

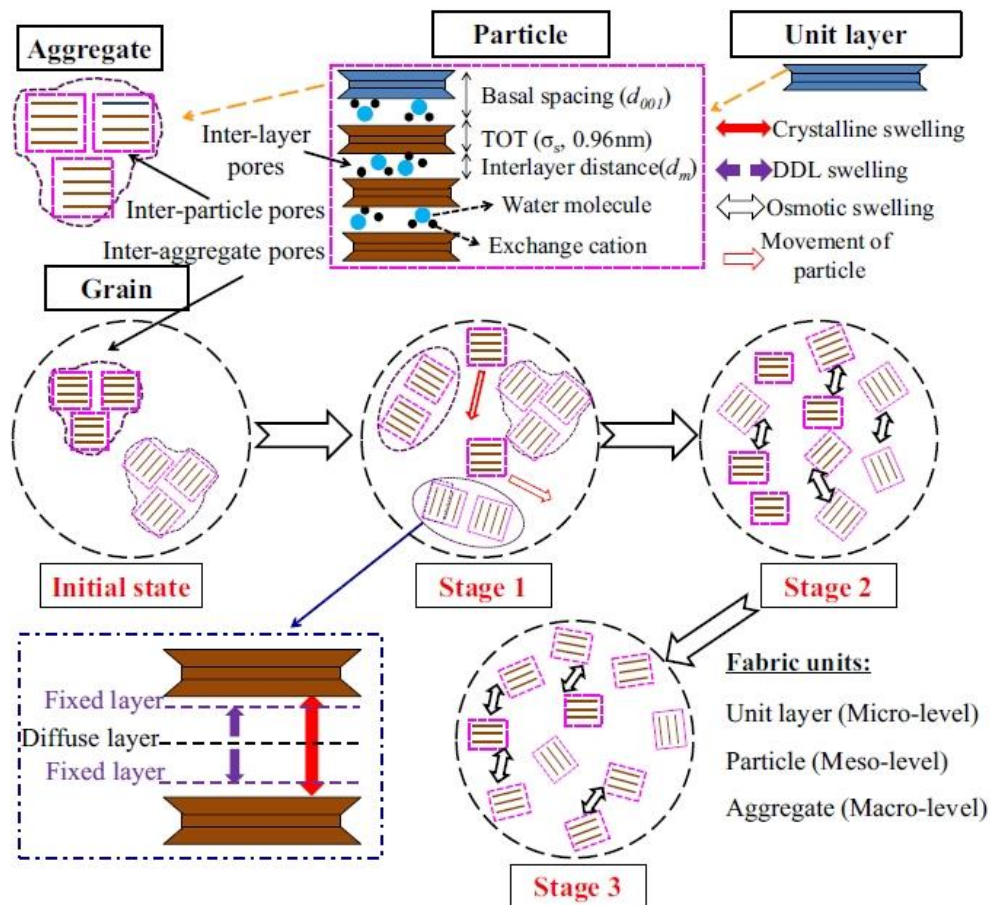


圖 2.3 膨潤土在微觀結構下飽和過程中的膨脹機制 (Ruan et al., 2023)

Ruan et al. (2023)為了進行滲透膨脹的評估，提出了圖 2.4 微觀的結構模型，假設堆疊單元 n_s 的數量保持不變的狀況下，而顆粒間的間距將可以下列公式(式 2-8)進行推算，並將計算結果與時間繪製成飽和歷程圖，結果如圖 2.5，圖中所示為三種不同膨潤土(MX-80、K-V1、Kunibond)於發展飽和階段顆粒間距的變化，從圖中可以看出 K-V1 相較於 MX-80 在初始時期顆粒間距僅略大一點，從 2hr 開始 K-V1 及 MX-80 分別為 0.89 nm 及 0.55 nm，後續隨著飽和時間的增加，K-V1 膨潤土顆粒間的距離也隨之快速上升，而 MX-80 膨潤土顆粒間距則僅緩慢增加，當飽和時間來到 240 hr，其顆粒間距最終分別來到 2.63 nm 及 1.50 nm，由此結果可以看出 K-V1 在顆粒間的距離及發展上相較於 MX-80 都來的大及快速。

$$h = n_s \sigma_s e_m - (n_s - 1) dm \quad (\text{式 2-8})$$

h : 顆粒間距

n_s : 單元層

σ_s : 單元層厚(9.6 nm)

e_m : 蒙脫石孔隙比

dm : 單元層間距離

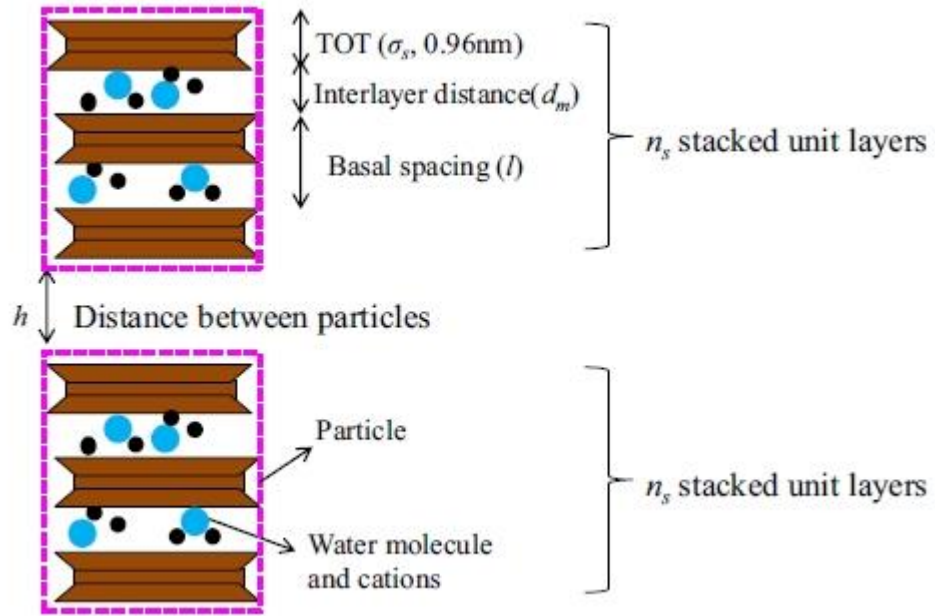


圖 2.4 蒙脫石顆粒示意圖 (Ruan et al., 2023)

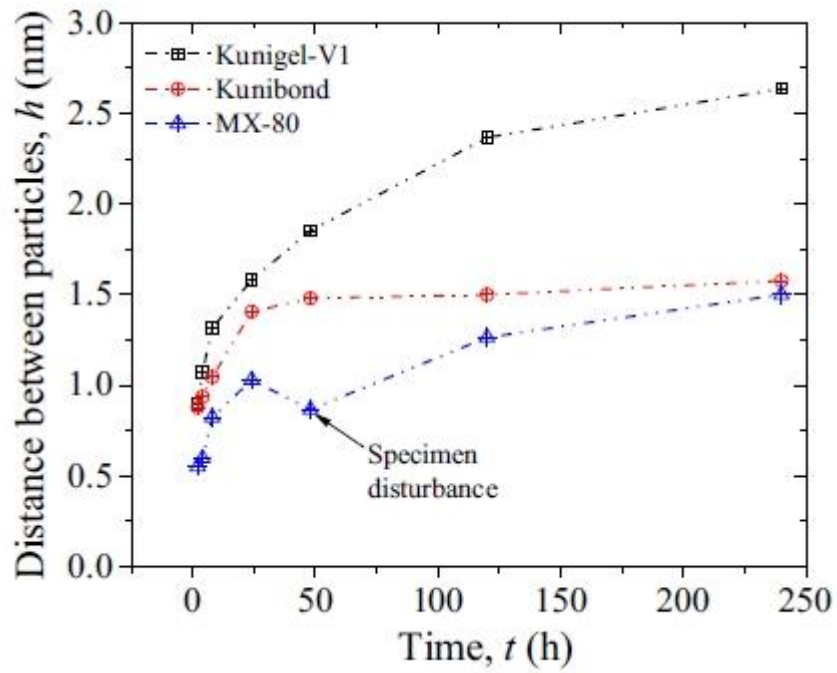


圖 2.5 飽和發展階段顆粒間的距離 (Ruan et al., 2023)

2.4 沉積及傾角沖蝕實驗報告研析

2.4.1 瑞典核子燃料及廢棄物管理公司(SKB)

瑞典(SKB)以兩塊壓克力板模擬岩石裂隙，如圖 2.6，用以分析不同裂隙內寬 0.1 mm、0.2 mm、0.4 mm、1.0 mm 及 1.7 mm 下的徑向擴張量，如圖 2.7。將膨潤土放入模具中並填入水溶液，以水平 0°的環境下進行實驗，並透過每日拍照記錄歷程再進行徑向擴張量的量測。試驗結果顯示，MX-80 膨潤土 30 天徑向擴張量，在裂隙寬度 0.1 mm 下約 1.0 cm；在裂隙寬度 1.0 mm 下約 2.5 cm；在裂隙寬度 1.7 mm 下約 3.5 cm。

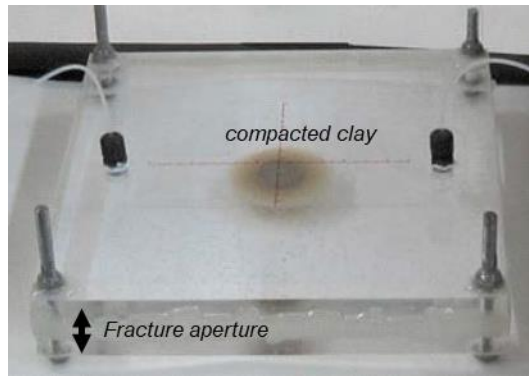


圖 2.6 人工裂隙 (SKB, TR-19-08, 2019)

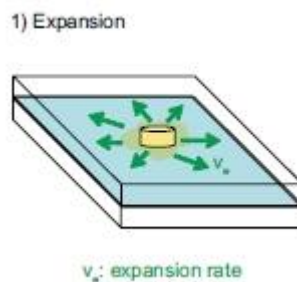


圖 2.7 徑向擴張示意圖 (SKB, TR-19-08, 2019)

母岩中的裂隙會以不同的傾斜角度存在於深地層中，因此進行沉積實驗需考慮裂隙傾斜角度的影響，藉以瞭解傾斜角度下重力對於質量損失所帶來影響，實驗裝置如圖 2.8 所示。實驗中以 MX-80 膨潤土於裂隙內寬 1.0 mm，填入 1 mM NaCl 水溶液進行水平(0°)、傾斜(45°)及垂直(90°)進行實驗。

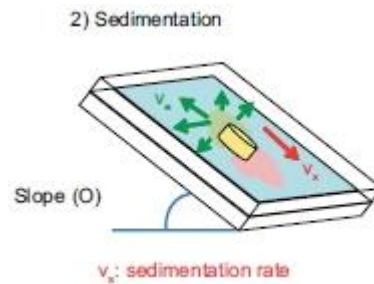


圖 2.8 沉積實驗示意圖 (SKB, TR-19-08, 2019)

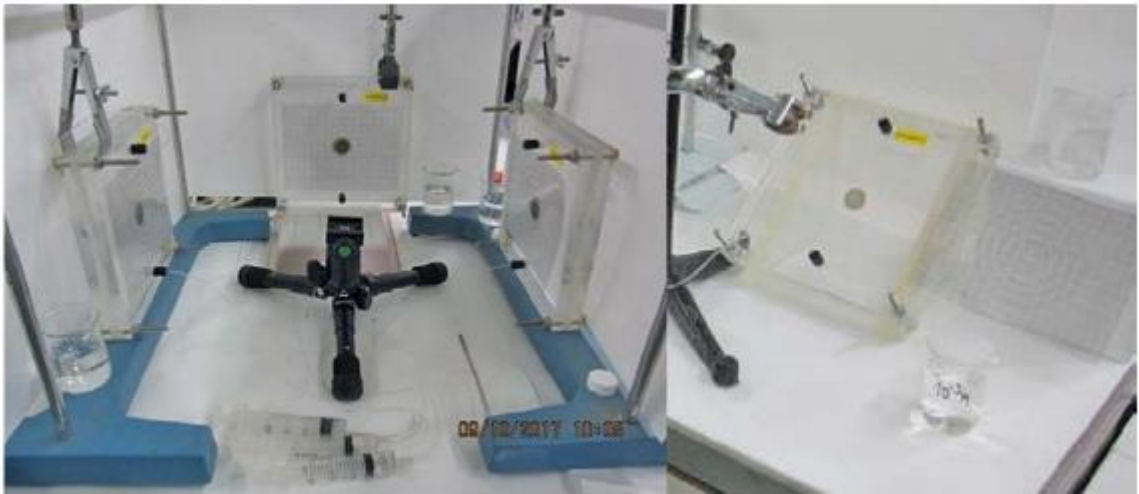


圖 2.9 沉積實驗照片 (左) 90° (右) 45° (SKB, TR-19-08, 2019)

於實驗結束後進行分布取樣，觀察質量損失及徑向膨脹量的變化，透過每日拍攝的歷程，進行徑向膨脹量(圖 2.10)的量測。由實驗結果可以明顯看出水平 0°膨潤土擠入裂隙的距離並無像傾角 45°及垂直 90°下來的大，在水平 0°時其膨脹量 0.7 cm 與傾角 45°及垂直 90°的膨脹量 1.5 cm 及 1.6 cm 相比來得低，根據分布取樣的結果表 2.1，在水平 0°時質量損失為 1.7%，當傾角為 45°及 90°時，質量損失分別為 2.1%及 2.0%。

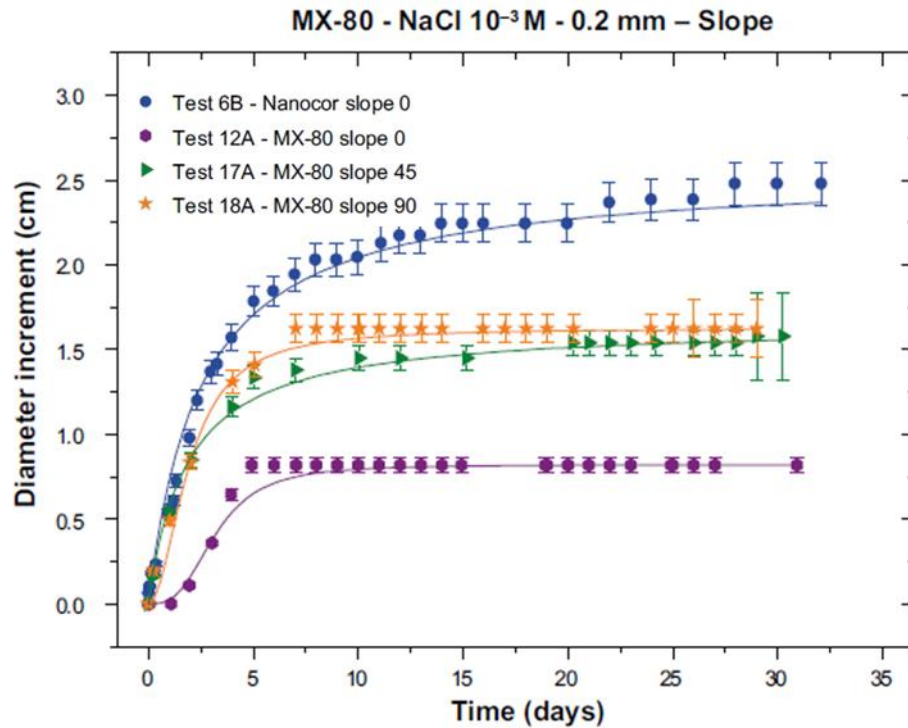


圖 2.10 MX-80 在不同角度下之徑向擴張量 (SKB, TR-19-08, 2019)

表 2.1 沉降實驗取樣質量結果 (SKB, TR-19-08, 2019)

Tests reference	Pellet initial weighed mass (g)	w.c. (%)	Pellet initial dry mass (g)	Pellet final dry mass (g)	Eroded (g)	Deposited mass (g)	Eluted mass (g)	Eroded (%)
Test 16A	4.39	9.39	3.9778	3.9116	0.0662	0	-	1.7
Test 17A	4.39	9.39	3.9778	3.8936	0.0842	0	-	2.1
Test 18A	4.39	9.39	3.9778	3.9000	0.0778	0	-	2.0

2.4.2 芬蘭核子燃料及廢棄物管理公司 (POSIVA)

芬蘭 POSIVA 為了瞭解地下水流經岩石裂隙，重力對緩衝材料造成的質量損失，於傾斜的人工裂隙，進行一系列的水化學、材料成分和水流流動條件下的實驗進行研究。實驗係以兩塊壓克力板模擬人工裂隙，並在傾斜且於靜態無水流流動(圖 2.11)和水流流動(圖 2.12)條件下，進行沉積及傾角沖蝕實驗，傾角沖蝕則是透過蠕動幫浦以恆定的流速將水流流經裂隙後接觸緩衝材料，模擬地下水流的流動，並於每日進行拍攝記錄及徑向膨脹量的量測。

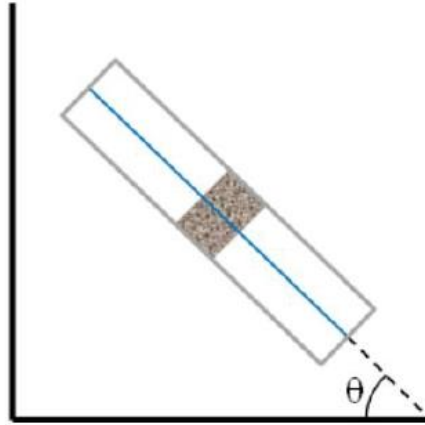


圖 2.11 沉積實驗概念圖 (POSIVA, 2016)

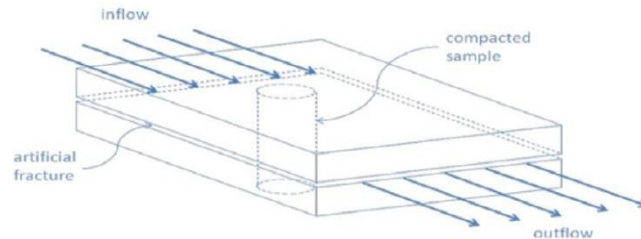


圖 2.12 沖蝕實驗概念圖 (POSIVA, 2016)

該研究使用懷俄明膨潤土，於 1 mm 的裂隙內寬進行 45° 傾角的沉積實驗(無水流流動)，並於裂隙中使用模擬 Grimsel 地下水的溶液(GGWS)，進行一系列的歷程圖像進行觀察。由圖像中可以看出在膨潤土均勻的擠入裂隙後，其擠入裂隙的膨潤土隨著時間而增加，在此同時期膨潤土顆粒也隨著重力的影響下，逐漸落下並沉澱於底部。從歷程的演變圖中可以看出於 24 hr 開始出現膨潤土顆粒的掉落並沉積於底部，此時擠入裂隙中的膨潤土與 4.5 hr 的圖像相比明顯也有增加的趨勢，當實驗來到 216 hr 時與 720 hr，可看出 216 hr 後擠入裂隙的膨潤土及沉積於底部的膨潤土，相對於於 720 hr 歷程圖像觀察到差異並不大，於實驗結束後對膨潤土試體進行分布取樣，以原始試體、擠入裂隙及底部沉積區域進行取樣，並後續進行底部質量損失的量測，取樣結果如表 2.2 所示。

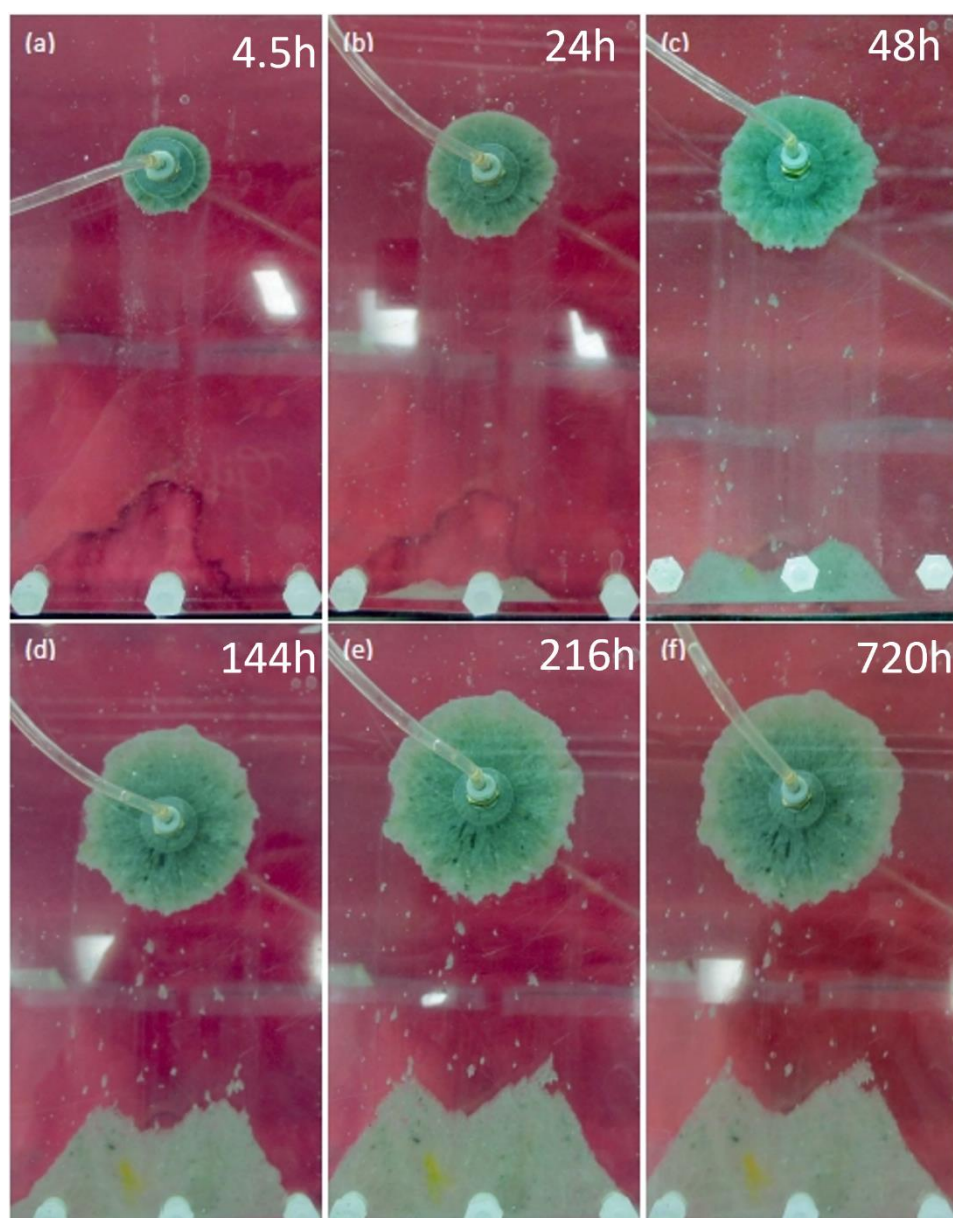


圖 2.13 沉降實驗演變圖 (POSIVA, 2016)

表 2.2 沉降實驗取樣質量結果 (POSIVA, 2016)

emplaced mass	extruded mass	remaining mass	lost mass	average mass loss rate
10.0482 g	1.6087 g	7.9859 g	0.4536 g	1.75×10^{-10} kg/s

在上述的實驗中，對擠入裂隙的膨潤土進行四個主要方向的量測，從圖 2.14 中發現現在達到最大值後，擠入裂隙的膨潤土的距離，隨著時間的增加而逐漸下降，其原因為

質量上的損失會造成距離的縮減，位於下方位置的距離相較其他三個方向縮減的距離更多。

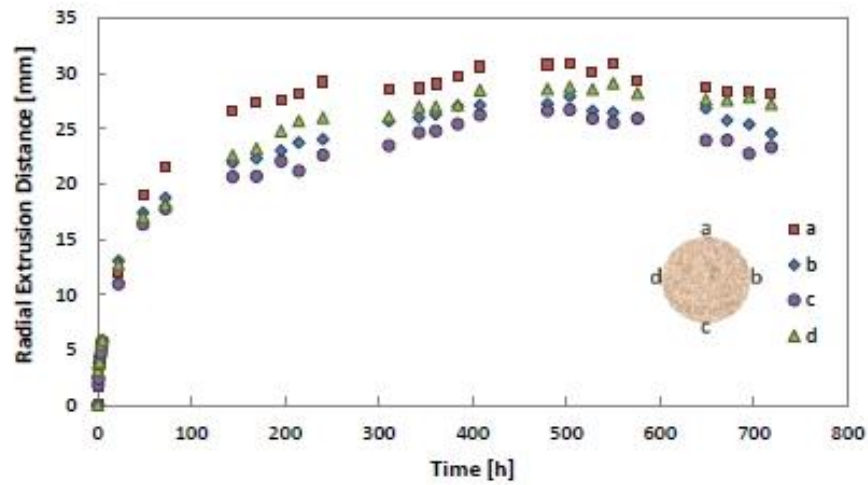


圖 2.14 沉降實驗之徑向擴張量結果 (POSIVA, 2016)

為進一步說明傾斜角度對擠入裂隙與沖蝕的影響，POSIVA 將水平(0°)下的沖蝕與傾角(45°)及垂直(90°)下的傾角沖蝕進行比較，實驗中以鈉蒙脫石、50/50 鈣/鈉蒙脫石及懷俄明膨潤土，於 1 mm 的裂隙內寬下，以流量 0.09 ml/min 的 GGWS 溶液進行實驗，以圖 2.15 的柱狀圖比較三者的平均質量損失率。實驗結果表明，相對於水平(0°)的沖蝕實驗，傾角(45°)的傾角沖蝕在重力的加入下更會導致質量損失的增加。

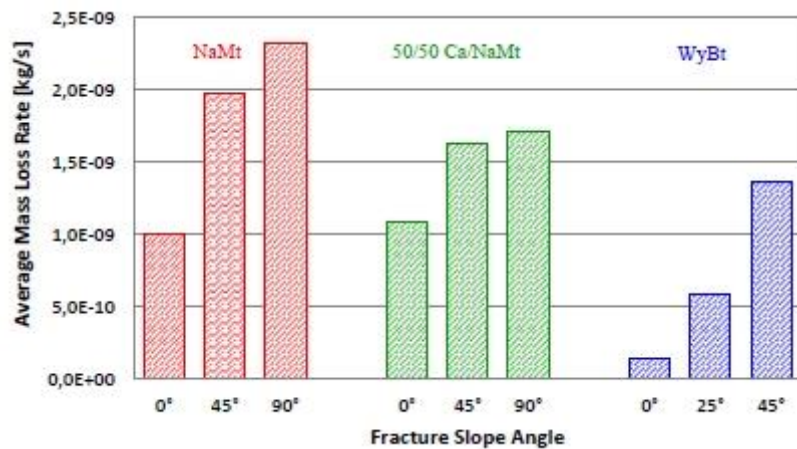


圖 2.15 不同角度平均質量損失率 (POSIVA, 2016)

針對不同膨潤土的比較，實驗中也以懷俄明膨潤土及米洛斯(Milos)膨潤土，試驗結果如圖 2.16。於 1 mm 的裂隙內寬下，以流量 0.09 ml/min 的 GGWS 溶液進行比對，進行 45°的傾角沖蝕實驗並於四個主要方向進行膨潤土擠入裂隙距離的量測，實驗結果如圖 2.17。由圖 2.17 可知，大約在前 200 hr，兩種膨潤土都有擠入裂隙中，其平均徑向膨脹量達最大值，在達到最大值後，隨著質量的損失率開始超過膨潤土擠入裂隙後，其距離開始隨著時間逐漸後退，而米洛斯(Milos)膨潤土在 b 點及 c 點的量測位置上，在 200 hr-300 hr 的區間出現急速的下降，這種突然的衰退現象，可能為膨潤土遭受大量的質量損失下造成的影響。

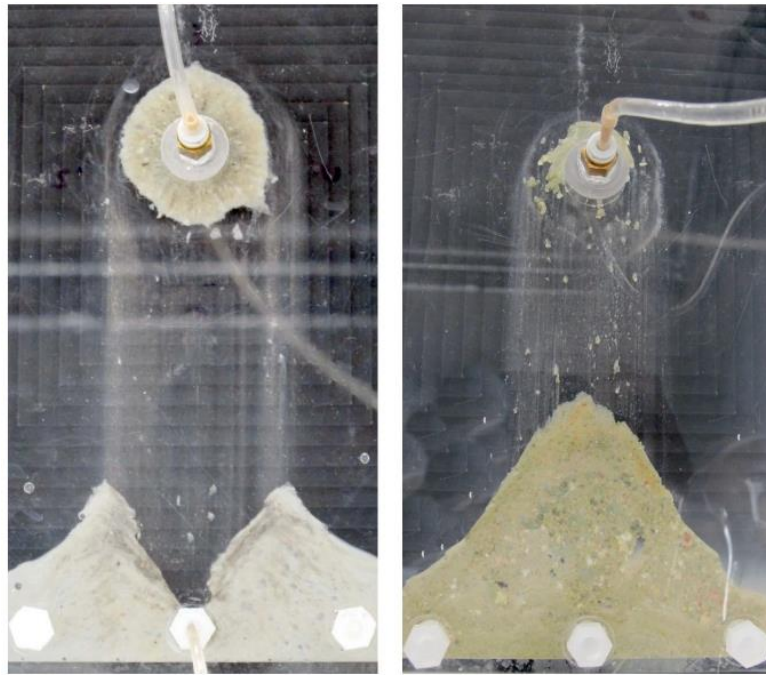


圖 2.16 懷俄明膨潤土(左)及米洛斯(右)膨潤土 (POSIVA, 2016)

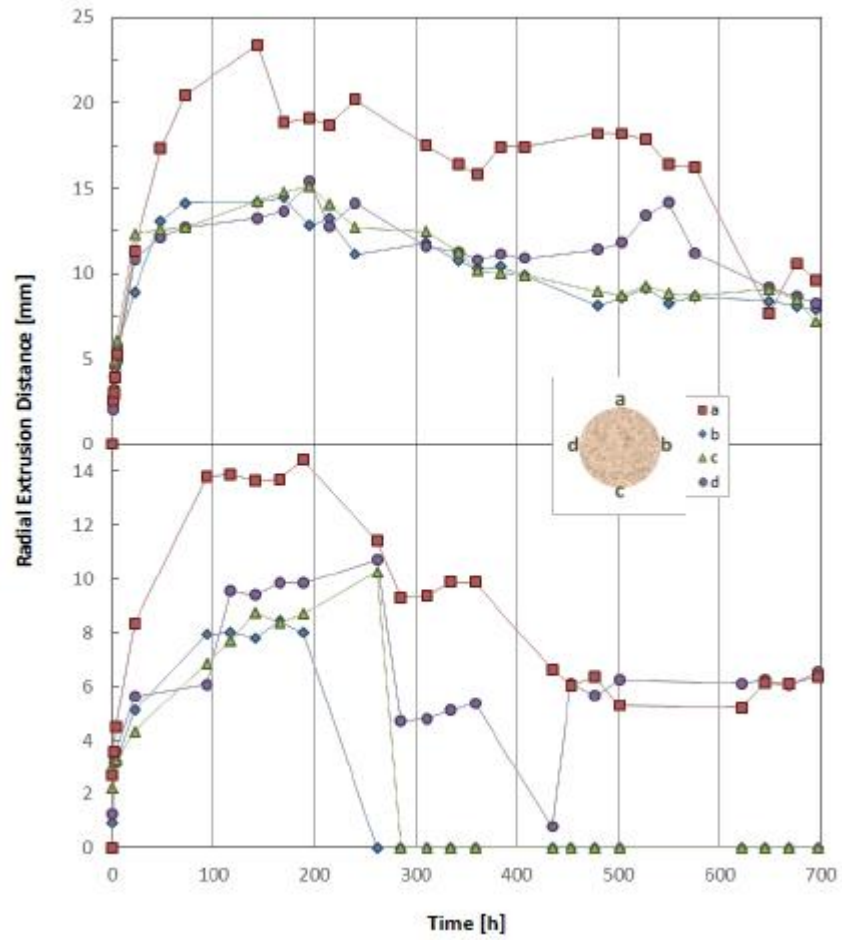


圖 2.17 懷俄明膨潤土(上)及米洛斯(下)膨潤土徑向擴張量 (POSIVA, 2016)

第三章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境 下沉積流失量評估研析

3.1 沉積實驗材料與研究方法

本研究採用美國懷俄明州的 MX-80 膨潤土與日本的 Kunigel-V1 膨潤土進行研究。為瞭解重力對於緩衝材料質量損失的影響，因此於沉積實驗中使用不同裂隙傾斜角度的變化來進行實驗，而為探討於重力及水流兩者造成的質量損失影響，因此於沉積實驗中加入水流形成傾角沖蝕實驗，並在不同水化學進行實驗，並於每日進行歷程的拍攝後再進行徑向膨脹量的量測。

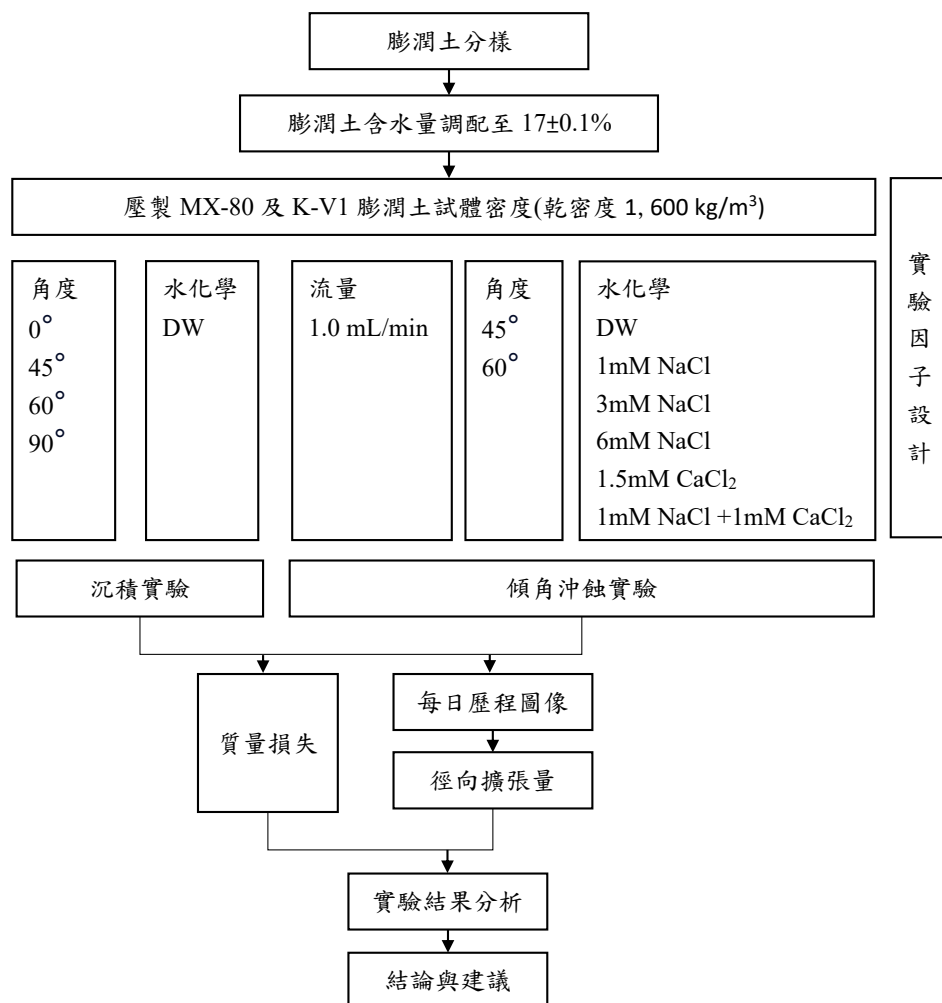


圖 3.1 研究流程圖

3.1.1 沉積實驗材料

1. MX-80 膨潤土

本研究使用的第一種材料為 MX-80 膨潤土開採於美國懷俄明州，由 American Colloid Company 公司供應，並透過邁祺科技有限公司進口，土樣如圖 3.2 所示。

MX-80 膨潤土的可交換陽離子以 Na^+ 為主，屬於鈉型膨潤土，外觀形狀呈現顆粒狀，蒙脫石含量為 80%，化學成分如表 3.1 所示，其主要成份由 SiO_2 及 Al_2O_3 中所構成，各項基本物理性質分析結果如表 3.2 所示。

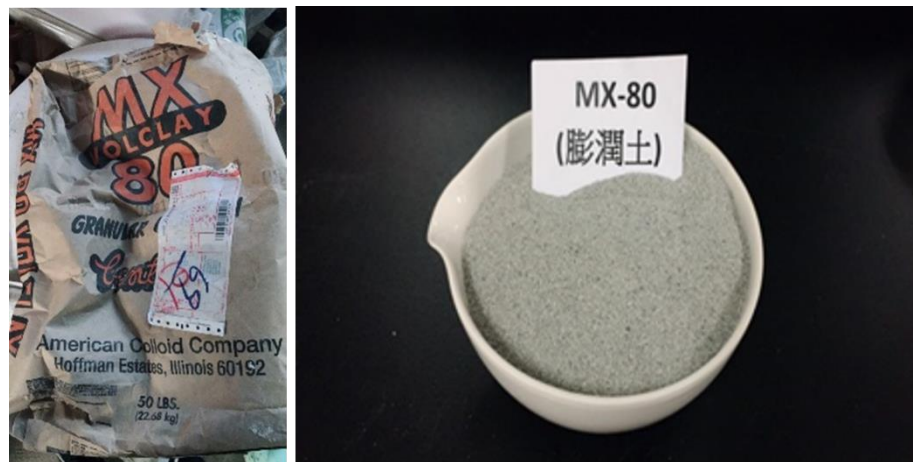


圖 3.2 MX-80 膨潤土

表 3.1 MX-80 膨潤土化學成分

項目	成分(%)								
	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Na ₂ O	MgO	CaO	Fe ₂ O ₃	K ₂ O	Trace	LOI
MX-80	63.02	21.08	2.57	2.67	0.65	0.35	-	0.72	5.64

資料來源：台灣電力公司(2020)

表 3.2 MX-80 膨潤土基本物理性質

項目	MX-80 膨潤土
自然含水量 ω (%)	13.3
土粒比重 G_s	2.7
蒙脫石含量 C_m (%)	80
液性限度 LL (%)	388
塑性限度 PL (%)	47
塑性指數 PI	341
活性 Ac	3.66

資料來源：台灣電力公司(2020)

2. K-V1 膨潤土

本次研究使用的第二種材料為膨潤土開採於日本山形縣，由クニミネ工業公司供應，並透過兆光實業有限公司進口，土樣如圖 3.3 所示。

K-V1 膨潤土的可交換陽離子以 Na^+ 為主，屬於鈉型膨潤土，外觀形狀呈現粉末狀蒙脫石含量為 57%，化學成分如表 3.3 所示，其主要成份由 SiO_2 及 Al_2O_3 中所構成為，各項基本物理性質分析結果如表 3.4 所示。



圖 3.3 K-V1 膨潤土

表 3.3 K-V1 膨潤土化學成分

項目	成分(%)								
	SiO ₂	Al ₂ O ₃	Na ₂ O	MgO	CaO	Fe ₂ O ₃	K ₂ O	Trace	LOI
K-V1	69.04	15.6	2.0	2.2	2.1	2.0	0.3	-	5.3

資料來源：台灣電力公司(2020)

表 3.4 K-V1 膨潤土基本物理性質

項目	K-V1 膨潤土
自然含水量 ω (%)	10.0
土粒比重 G_s	2.6
蒙脫石含量 C_m (%)	57
液性限度 LL (%)	424
塑性限度 PL (%)	62
塑性指數 PI	362
活性 Ac	4.29

資料來源：台灣電力公司(2020)

3.1.1.1 膨潤土分樣處理

膨潤土於未開封的包裝內因粒徑尺寸得不同，因此會使較大粒徑的土壤存在於包裝內的底部，為了避免此因素造成實驗結果上的精度差異，在包裝開封後會使用分樣器(如圖 3.4)進行土壤分樣，使其粒徑尺寸充分混和，以便後續實驗進行隨機採用製作試體。



圖 3.4 分樣器

3.1.1.2 膨潤土含水量設計與調配

本研究以芬蘭 Posiva 中所設計的緩衝材料初始含水量(Sumerling et al., 2012)作為參考，以土壤原始含水量為基礎，再加入計算後的所需加入的水量進行調配出含水量 $17 \pm 0.1\%$ ，作為本次研究膨潤土的試體初始含水量。初始含水量調配步驟如圖 3.5。

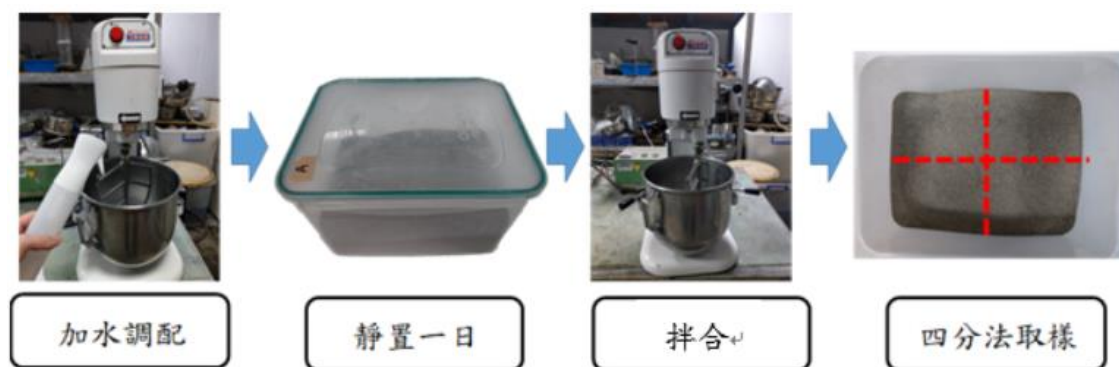


圖 3.5 含水量調配流程

3.1.2 沉積實驗及傾角沖蝕實驗方法

沉積實驗及傾角沖蝕實驗設備沿用 110 年子計畫三團隊研發的沖蝕實驗模具，包含模擬人工裂隙壓克力板模具及供水系統的蠕動幫浦，根據此次沉積實驗所需開發出可調整角度的角鋼底座。各項實驗所需設備說明如下：

3.1.2.1 沉積實驗設備

1. 試體壓製模具

研究中所製成的膨潤土試體，為將膨潤土放入內徑為 20 mm 的鐵製圓柱中並蓋上短版承壓柱後以沖壓機進行試體壓製後，再以長版承壓柱進行試體的取出以獲得固定體積下的膨潤土，如圖 3.6。



圖 3.6 試體壓製模具

2. 模擬岩石裂隙模具

於實驗中為模擬深地層下母岩中所產生的裂隙，透過兩片壓克力板組合成裂隙，如圖 3.7，並於壓克力板的上部透過螺絲進行裂隙厚度的調整並設置三處入水口，下部則設置一處出水口，以便後續模擬地下水的流動，最後於模具中間處鎖上不銹鋼塞避免膨潤土試體向上膨脹。



圖 3.7 模擬裂隙透明壓克力模具



圖 3.8 螺桿、螺帽、不鏽鋼塞與可變裂隙螺絲

3. 水準氣泡儀

實驗中為了避免角度的偏移造成需保持水平的沖蝕受到重力影響，因此於模具通水前須以水準氣泡儀進行調整至水平，避開因重力所造成的實驗誤差。



圖 3.9 水準氣泡儀

4. 厚薄規

為了因應實驗條件中所需的裂隙寬度，因此需透過厚薄規放入壓克力模具中進行裂隙的調整，厚薄規為由不同厚度的鐵片所組成，其範圍為 0.03~3 mm 之間。

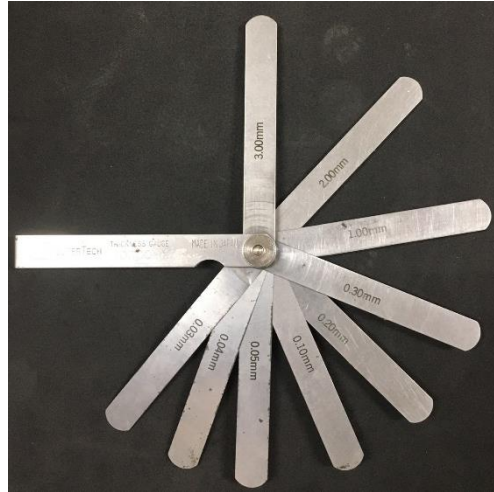


圖 3.10 厚薄規

5. 蠕動幫浦

沖蝕實驗中須帶入水流流經膨潤土試體，因此以蠕動幫浦進行控制，本計畫採用的蠕動幫浦為 Chrom Tech company 製造，其型號為 SF-100-8。蠕動幫浦的轉速為 0.1~150 轉/分，採用的透明軟管外管徑為 4.2 mm、內管徑為 2.2 mm。試驗過程中利用卡榫與滾動軸承將透明軟管夾住透過滾動軸承的轉動達到流量的控制。



圖 3.11 蠕動幫浦

6. 數位單眼相機

實驗中將利用 Canon Eos 800D 數位單眼相機進行，每日歷程的拍攝，用以進行觀察膨潤土擠入裂隙中的每日擴張量及土壤推積的變化，相機資訊與鏡頭規格如表 3.5 與表 3.6 所示。



圖 3.12 Canon EOS800D 數位單眼相機外觀

表 3.5 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 μ m

表 3.6 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. 磁石攪拌機

使用磁石攪拌機對沖蝕實驗所流出的懸浮溶液進行攪拌，以避免蒙脫石顆粒沉澱於底部，造成濁度量測上的誤差以及調配水化學時進行均勻攪拌，使藥劑充分溶解。



圖 3.13 磁石攪拌器

8. 精密電子秤

用於膨潤土試體及藥劑重量量測的高精度電子秤，精度可達 0.0001g。



圖 3.14 精密電子秤

9. 濁度計

傾角沖蝕實驗中透過幫浦將受沖蝕的膨潤土顆粒從人工裂隙帶出，為了定量由裂隙中流出的蒙脫石所聚成的懸浮溶液(圖 3.15)，透過濁度計(圖 3.16)進行量測每日的濁度(NTU)後測定出蒙脫石流失量。本研究使用新加坡 Thermo Eutech company 製造的 TN-100 濁度計，以紅外線光源(IR)透過光學法(Photometric)分析量測出懸浮溶液中的濁度 NTU(Nephelometric Turbidity Unit)，該濁度計量測方式符合規範 ISO 7027，量測範圍介於 0 到 2000 NTU 之間，解析度可達 0.01 NTU。

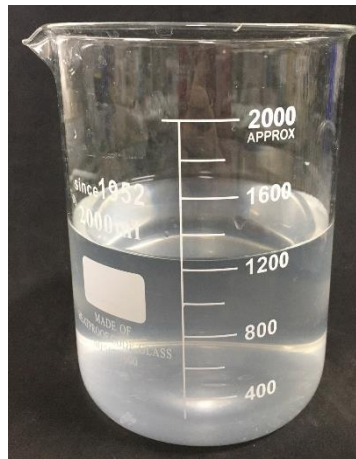


圖 3.15 懸浮溶液



圖 3.16 TN-100 濁度計

10. 可調節角鋼底座

沉積實驗及傾角沖蝕實驗中需為模具提供不同角度的變化，因此選用長 6 m，寬 4 cm，高 4 cm 的不銹鋼角鋼，進行底座的組裝，當角度調整確定後透過螺絲上鎖即可定位。



圖 3.17 可調節角鋼底座

11. 角度尺

進行調整角鋼底座過程中，為了確保達到實驗因子所需角度，因此使用角度尺進行角度的量測，其最小精度為 0.05° 。

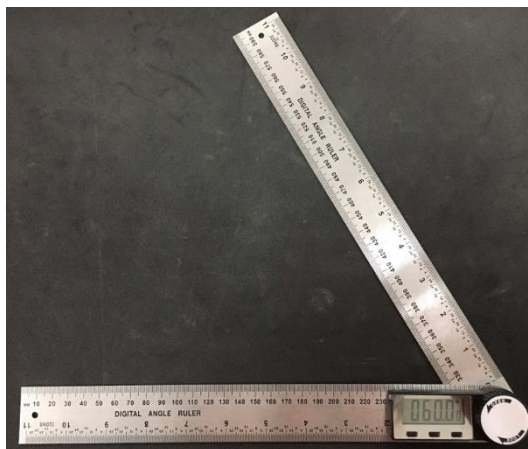


圖 3.18 角度尺

3.1.2.2 試體製作流程

實驗中所使用的膨潤土試體，為透過不銹鋼的圓柱型模具進行壓製，首先根據實驗所需的乾密度，計算壓制試體所需之土體克數，倒入模具中以短版承壓柱進行第一次加壓，待壓制完成後，再以長版承壓柱進行第二次加壓，將壓製完成的膨潤土頂出模具中。

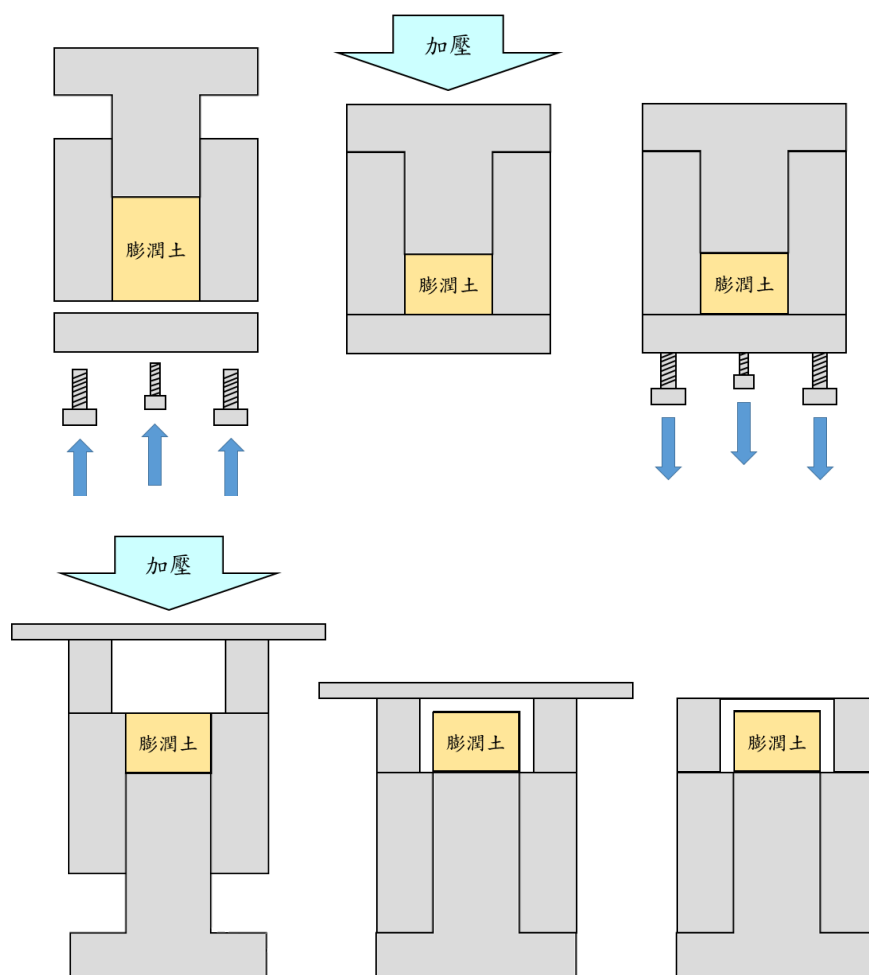


圖 3.19 試體壓製流程

3.1.2.3 沉積實驗流程

1. 透過 3.3.2 所介紹的試體壓製流程進行實驗中所需的膨潤土試體壓製。
2. 將壓製完成的膨潤土試體放入下部壓克力板的凹槽中，再輕蓋上部壓克力板並將下部壓克力板的出水及上部壓克力板入水口分別放置於相反兩側，使其於實驗中能讓水流流經試體。
3. 將固定壓克力板的固定螺絲鎖上後，再透過旋轉調整裂隙寬的螺絲進行裂隙的調整，途中須以厚薄規確認是否達到實驗所需的裂隙寬，並將不鏽鋼塞鎖入上部壓克力板中間，防止膨潤土向上膨脹。
4. 以將模具周圍打上矽利康，使模具達到完全密封狀態防止實驗過程出現漏水。
5. 根據實驗因子將底座調整至所需的角度後，再將模具放置於上方待調整完成後，以軟管將溶液流入模具中，使其填滿整個裂隙。
6. 後續進行每日拍攝以便觀察膨潤土沉積之情形以及徑向擴張歷程。

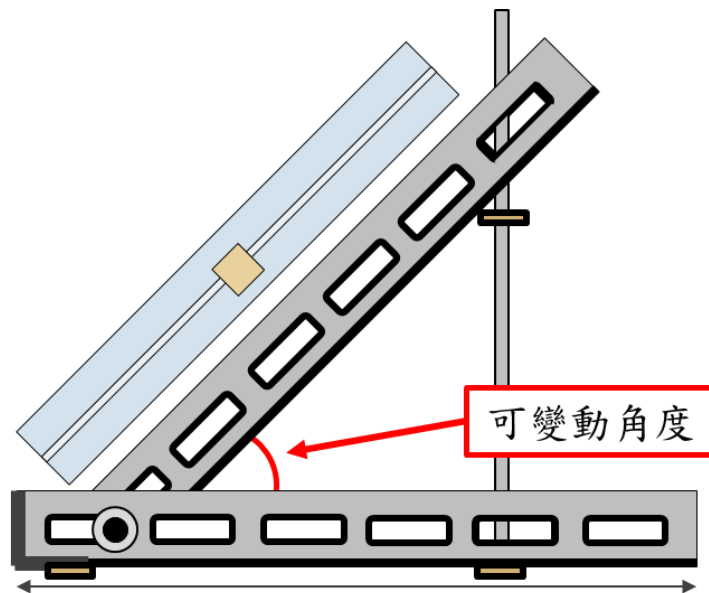


圖 3.20 沉積實驗配置圖

3.1.2.4 傾角沖蝕實驗流程

1. 傾角沖蝕實驗組成流程前半段與沉積實驗 1~5 相同。
2. 後續啟動蠕動幫浦使水流從模具中抽出達到水流流動的效果。
3. 於每日進行更換承裝溶液的燒杯，再以濁度計進行量測。
4. 後續進行每日拍攝以便觀察膨潤土沉積之情形以及徑向擴張歷程。

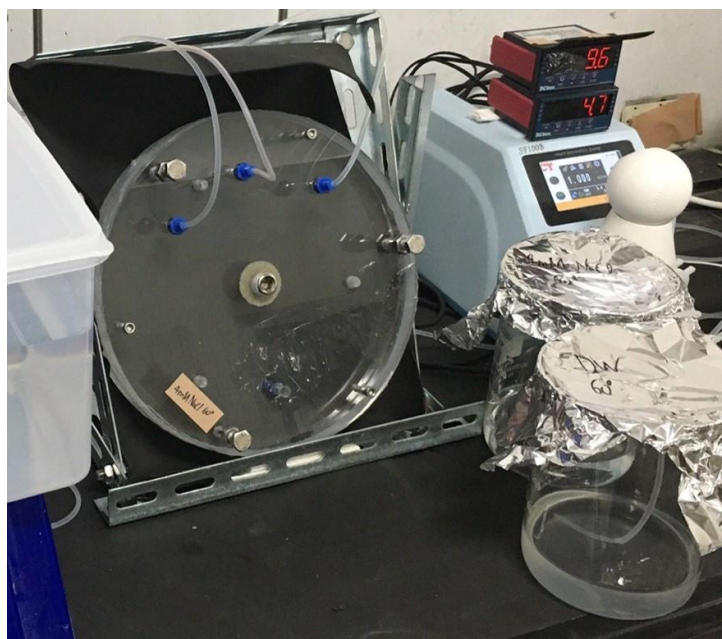


圖 3.21 傾角沖蝕實驗配置圖

3.1.3 MX-80 膨潤土律定蒙脫石含量與濁度之關係

本研究參考 110 年子計畫三研究報告，將律定後的蒙脫石與濁度之關係做為推估每日於沖蝕裝置流出之懸浮液中的蒙脫石質量。

為建立律定公式，將純化蒙脫石，以濁度計進行量測得其濁度，加入不同質量的蒙脫石反覆量測進行此過程，可得不同蒙脫石濃度下所對應的濁度，如表 3.7 與表 3.8 所示，由此得蒙脫石濃度與濁度之雙折線，如圖 3.22，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：

$$T = -0.0474 C_m^2 + 0.3414 C_m + 0.0799 \quad (\text{式 3-1})$$

而對於濁度 $T > 0.68$ NTU 之蒙脫石懸浮液則：

$$T = 0.1787 C_m + 0.1328 \quad (\text{式 3-2})$$

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：

$$R_{erosion} = C_m Q \quad (\text{式 3-3})$$

$$T < 0.68, R_{erosion} = (3.6013 - \sqrt{14.655 - 21.097 \cdot T}) \cdot Q \quad (\text{式 3-4})$$

$$T > 0.68, R_{erosion} = (5.596 T - 0.743) \cdot Q \quad (\text{式 3-5})$$

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 3.7 MX-80 膨潤土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 3.8 MX-80 膨潤土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

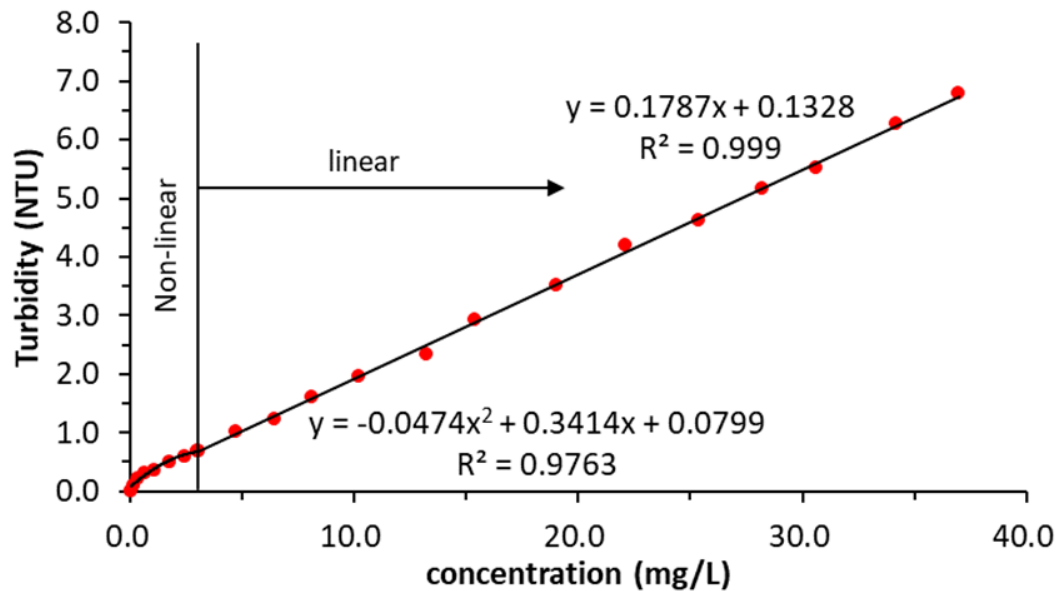


圖 3.22 MX-80 不同蒙脫石濃度對應之濁度雙折線關係

3.1.4 K-V1 膨潤土律定蒙脫石含量與濁度之關係

將 K-V1 膨潤土進行純化後的蒙脫石，加入 1.0 L 的去離子水中將其均勻攪拌後，測其濁度值，並將不同克重的蒙脫石反覆加入進行量測，即可得不同濃度的蒙脫石與濁度之關係，並將其繪製，如圖 3.23 所示，於蒙脫石濃度低於 12 mg/L 時，濃度與濁度呈現曲線關係，當濃度高於 12 mg/L 時，濃度與濁度呈現線性關係。透過回歸分析後，將以濃度 12 mg/L 做為分界建立其公式。

對於濁度 $T < 2.58$ NTU 之懸浮液蒙脫石濃度與濁度的檢定公式：

$$T = -0.0013 C_m^2 + 0.2156 C_m + 0.1651 \quad (\text{式 3-6})$$

而濁度 $T > 2.58$ NTU 之懸浮液蒙脫石濃度與濁度檢定公式則為：

$$T = 0.1258 C_m + 1.0028 \quad (\text{式 3-7})$$

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：

$$R_{erosion} = C_m Q \quad (\text{式 3-8})$$

$$T < 2.58, R_{erosion} = (82.923 - \sqrt{7003.224 - 769.23 \cdot T}) \cdot Q \quad (\text{式 3-9})$$

$$T > 2.58, R_{erosion} = (7.9491 \cdot T - 7.9713) \cdot Q \quad (\text{式 3-10})$$

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)。反覆量測所得到之懸浮液蒙脫石濃度對應於濁度的數據呈現於表 3.9 及表 3.10。

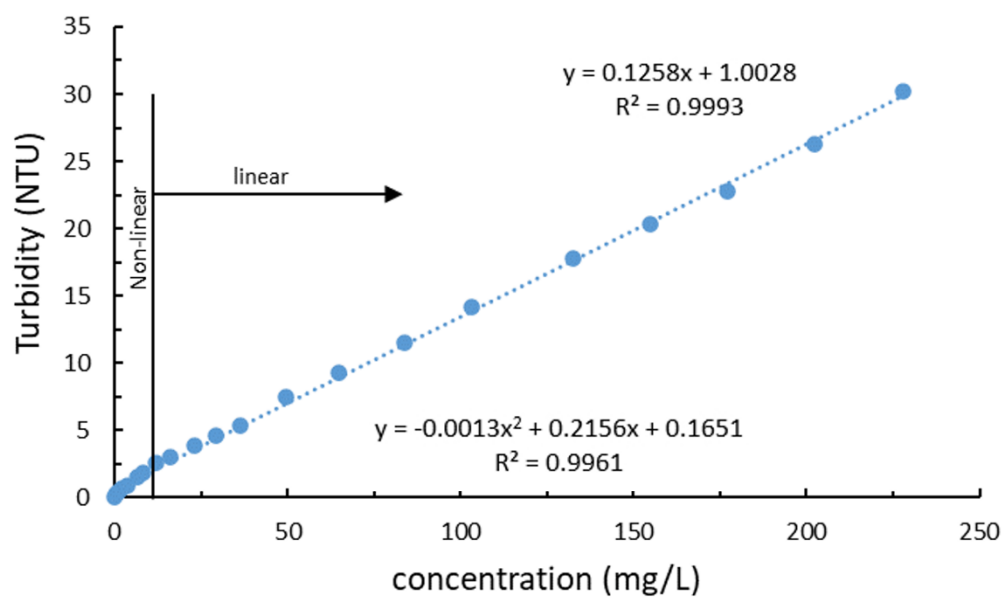


圖 3.23 KV-1 不同蒙脫石濃度對應之濁度關係

表 3.9 K-V1 膨潤土非線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	0	0.5	0.5	1.2	2	3.6	6.5
濁度 (NTU)	0.08	0.24	0.38	0.49	0.65	0.9	1.51
濃度 (mg/L)	8.3	12	-	-	-	-	-
濁度 (NTU)	1.81	2.58	-	-	-	-	-

表 3.10 K-V1 膨潤土線性段之蒙脫石濃度對應濁度

濃度 (mg/L)	16	23.2	29.1	36.1	49.6	64.9	83.7
濁度 (NTU)	3.04	3.88	4.61	5.38	7.46	9.28	11.54
濃度 (mg/L)	103.2	132.6	154.8	177.3	202.1	227.7	-
濁度 (NTU)	14.15	17.74	20.33	22.77	26.33	30.17	-

3.1.5 沉積實驗徑向擴張量測

於沉積及傾角沖蝕實驗中為瞭解膨潤土於實驗中擠入裂隙下徑向擴張量的變化因此將每日拍攝的歷程圖像，進行量測以比例尺量測每 45° 角平分線為間格，量測膨潤土四個方向的擴張距離，再將四次量測結果進行平均。

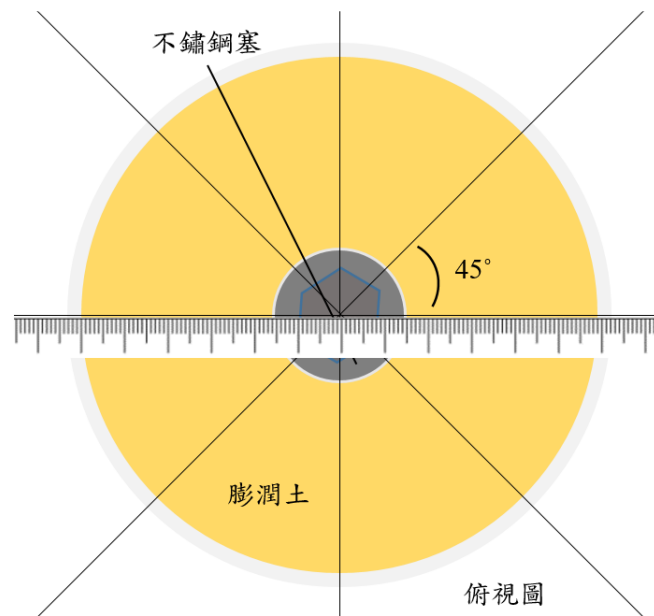


圖 3.24 徑向擴張量測示意圖

3.2 沉積實驗研究結果

沉積實驗之項次及條件如表 3.11，項次 1 至 4 為使用 MX-80 膨潤土於不同角度下 0° 、 45° 、 60° 及 90° ，進行無水流而單純受重力影響所造成的質量損失，項次 5 至 8 則為使用 K-V1 膨潤土進行上述相同實驗，用以兩種膨潤土相互比較，觀察其質量損失以及徑向擴張變化。

表 3.11 沉積實驗項次及條件

項次	膨潤土種類	水化學	裂隙內寬 (mm)	流量 (mL/min)	角度			
1	MX-80	DW	1.0	0	0°			
2					45°			
3					60°			
4					90°			
5	K-V1							0°
6								45°
7								60°
8								90°

為模擬沉積過程中緩衝材料擠入深地層中的岩石裂隙，及於不同傾斜角度的裂隙中受重力影響下的質量損失，將 MX-80 及 K-V1 膨潤土試體置入模擬人工裂隙的模具中，於 0°、45°、60°及 90° 裂隙傾斜角度下進行無水流流動沉積實驗，藉以瞭解在不同角度下因重力作用造成的質量損失。實驗過程中拍攝每日的圖像，藉由影像分析進行試體徑向擴張量的變化量測，並待 30 天實驗結束後，進行試驗結果的分佈取樣。以下詳述 MX-80 及 K-V1 膨潤土於不同傾斜角度下之沉積實驗結果，並將表 3.11 中各項次沉積實驗之試體徑向擴張變化及沉積歷程圖像整理於附錄 A。

3.2.1 MX-80 膨潤土不同傾斜角度下之沉積實驗

圖 3.25 為 MX-80 膨潤土於去離子水環境及 0° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處與其他位置處的圖像可知，於水平 0° 下並無明顯因角度所產生的質量損失。



圖 3.25 MX-80 0° 沉積實驗

圖 3.26 為 MX-80 膨潤土於去離子水環境及 45° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，於 45° 沉積實驗的歷程圖像可以發現沉積區域開始有因重力作用沉積而堆疊的土體。

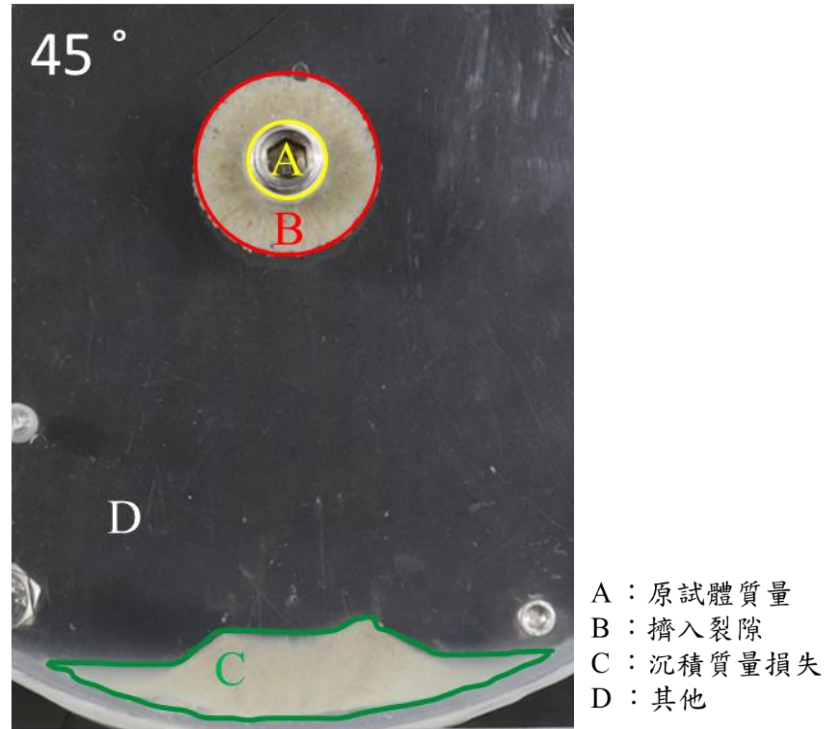


圖 3.26 MX-80 45° 沉積實驗

圖 3.27 為 MX-80 於去離子水環境下及 60° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，於 60° 下可以觀察到質量損失有明顯的增加。

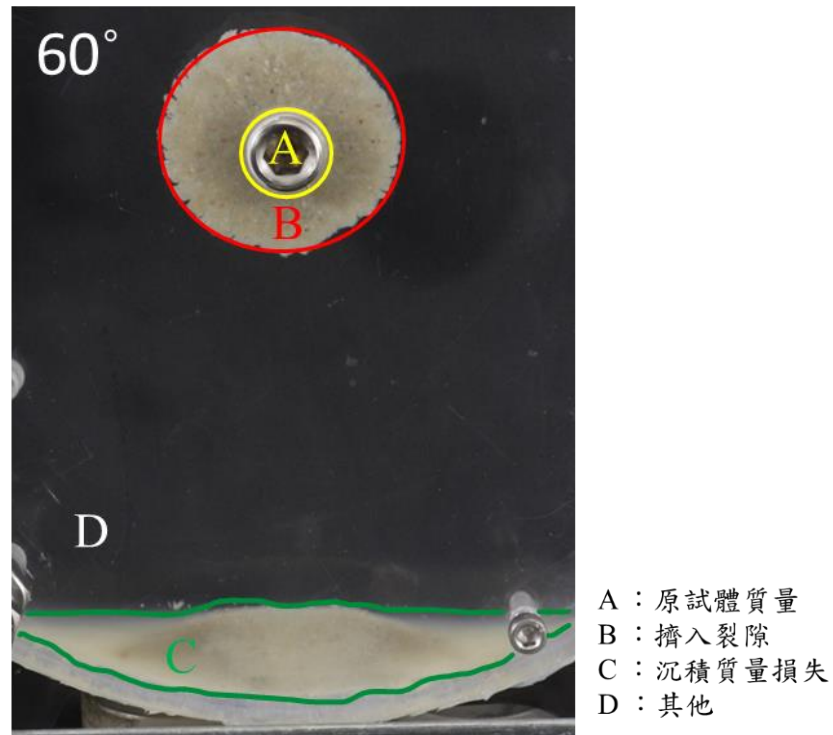


圖 3.27 MX-80 60° 沉積實驗

圖 3.28 為 MX-80 於去離子水環境下及 90° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，於 90° 下可以觀察到相較於 60° 沉積實驗結果，質量損失不再有顯著的增加趨勢。

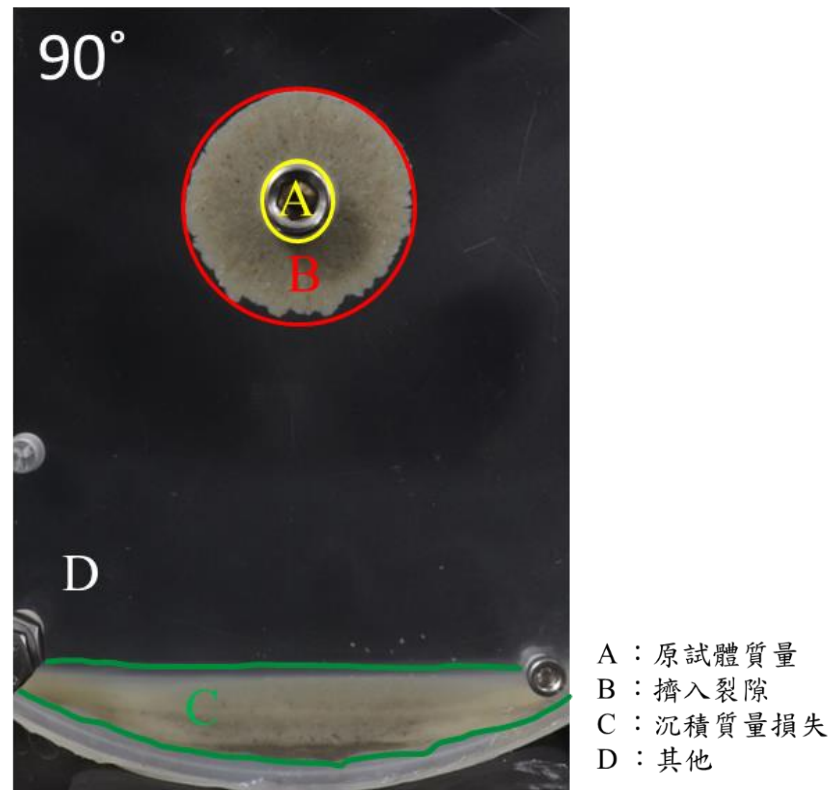


圖 3.28 MX-80 90° 沉積實驗

圖 3.29 為 MX-80 沉積實驗於去離子水環境及不同傾角下質量損失之比較，根據實驗結果顯示，從 0° 至 45° 的角度變化上可明顯看出因重力所造成的質量損失，當隨著角度的增加，質量損失增加的幅度開始出現趨緩，從 60° 至 90° 的實驗結果 6.23% 及 7.38%，兩者相差僅 1.15%，而從 45° 至 60° 的實驗結果 3.09% 及 6.23% 兩者相差 3.14%，由此可發現於 60° 開始質量損失增加的幅度開始出現趨緩。

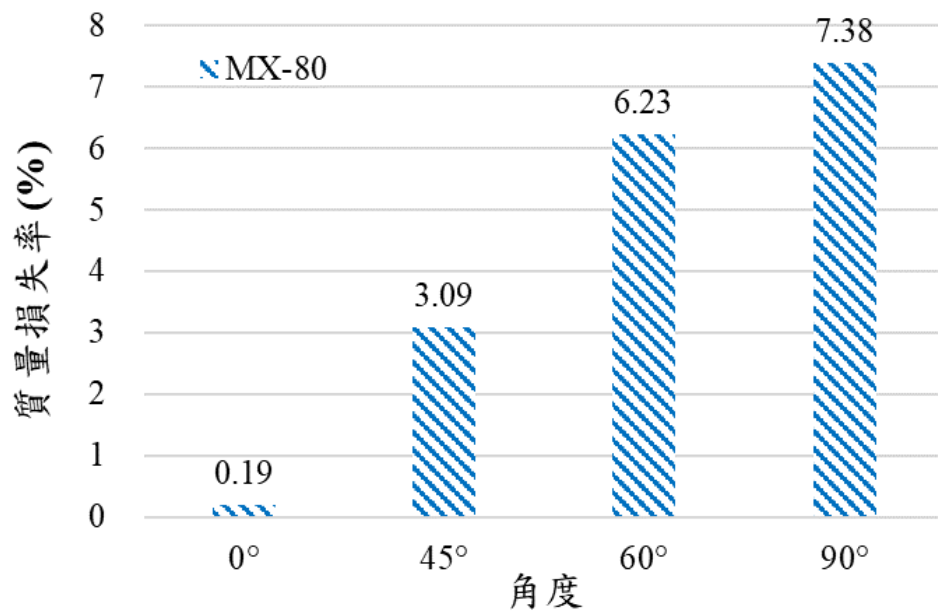


圖 3.29 MX-80 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較

3.2.2 K-V1 膨潤土不同傾斜角度下之沉積實驗

圖 3.30 為 K-V1 膨潤土於去離子水環境及 0° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處與其他位置處的圖像可知，於水平 0° 下並無明顯因角度所產生的質量損失。

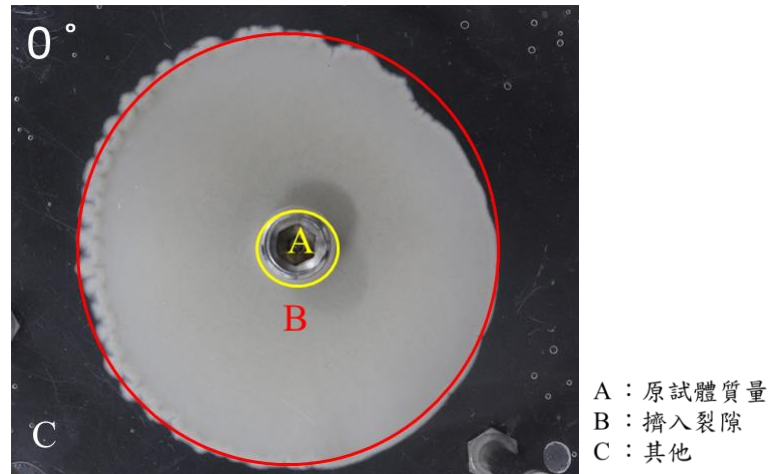


圖 3.30 K-V1 0° 沉積實驗

圖 3.31 為 K-V1 膨潤土於去離子水環境及 45° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，於 45° 沉積實驗的歷程圖像可以發現沉積區域開始有因重力作用沉積而堆疊的土體，而徑向擴張的變化上與 0° 沉積實驗相比明顯有降低的趨勢，原因為擠入裂隙的膨潤土因重力沉積而變少，使得徑向擴張量降低。

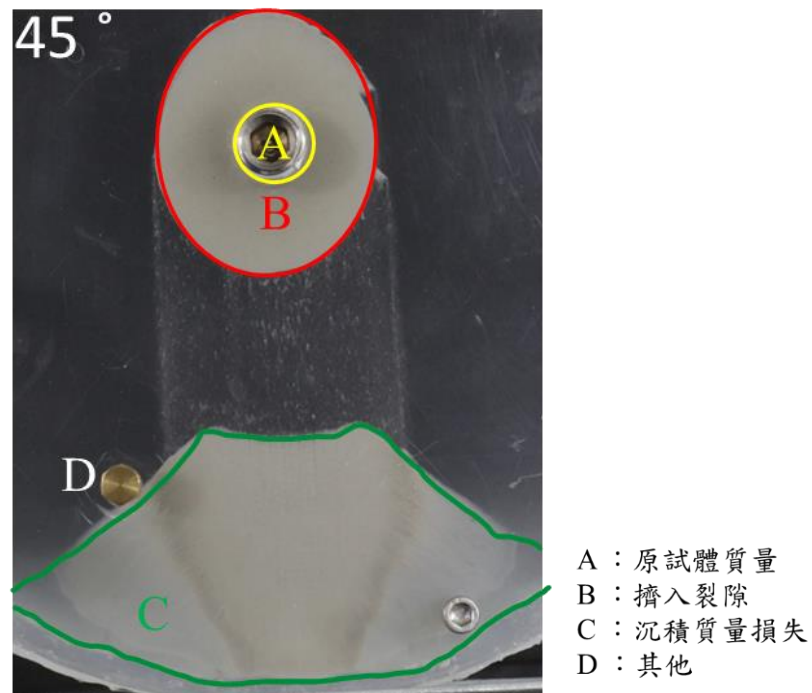


圖 3.31 K-V1 45° 沉積實驗

圖 3.32 為 K-V1 膨潤土於去離子水環境下及 60° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，於 60° 下可以觀察到質量損失有明顯的增加。

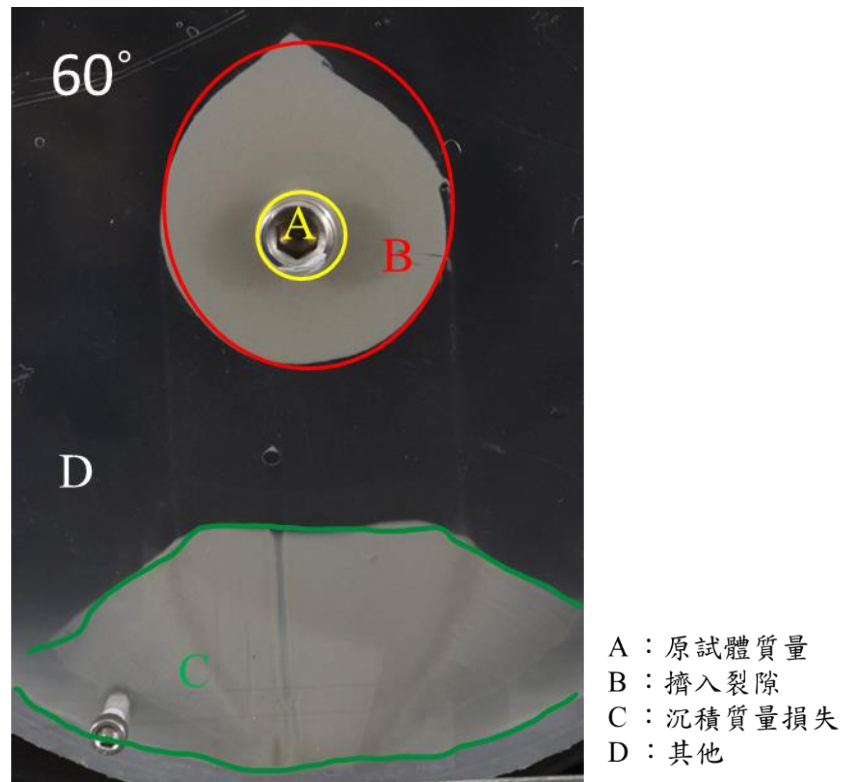


圖 3.32 K-V1 60° 沉積實驗

圖 3.33 為 K-V1 膨潤土於去離子水環境下及 90° 條件下，沉積實驗第 30 天的徑向膨脹圖像，根據原試體位置處、擠入裂隙處、沉積處與其他位置處的圖像可知，相較於 60° 沉積實驗結果，於 90° 下可以觀察到質量損失不再有顯著的增加趨勢。

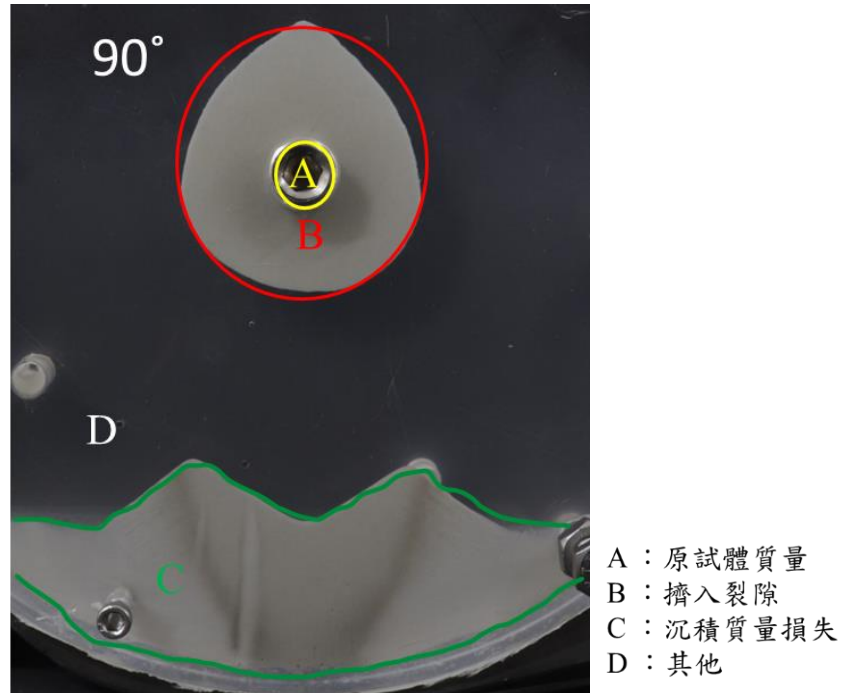


圖 3.33 K-V1 90° 沉積實驗

圖 3.34 為 K-V1 膨潤土沉積實驗於去離子水環境及不同傾角下質量損失之比較，根據實驗結果顯示，從 0° 至 45° 的角度變化上可明顯看出因重力所造成的質量損失，當隨著角度的增加，質量損失增加的幅度開始出現趨緩，從 60° 至 90° 的實驗結果 28.99% 及 29.14%，兩者相差僅 0.15%，而從 45° 至 60° 的實驗結果 19.32% 及 28.99% 兩者相差 9.67%，由此可發現於 60° 開始質量損失增加的幅度並無再有明顯加重，此趨勢與 MX-80 膨潤土相符。

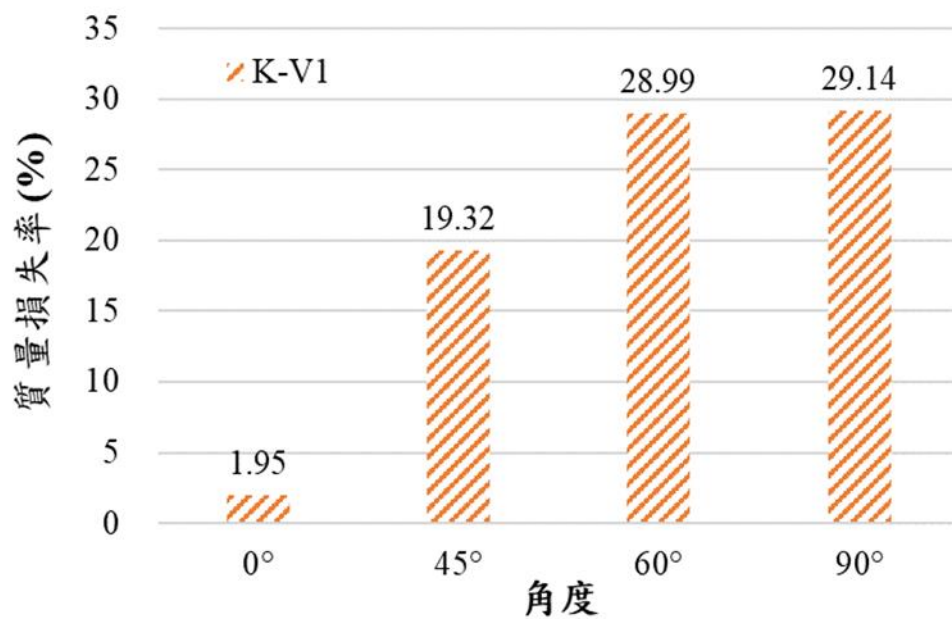


圖 3.34 K-V1 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較

3.2.3 K-V1 及 MX-80 膨潤土不同傾斜角度下之質量損失比較

圖 3.35 為 MX-80 及 K-V1 膨潤土於不同傾斜角度下之質量損失比較，K-V1 膨潤土的質量損失結果與 MX-80 膨潤土相做比較，可以觀察到 K-V1 膨潤土在四種角度下的質量損失皆高於 MX-80 膨潤土。根據文獻中顯示壓密後的試體在與水流接觸後的飽和過程中，K-V1 膨潤土的顆粒間距 (2.63 nm) 相較於 MX-80 膨潤土的顆粒間距 (1.50 nm) 來的大，如圖 2.5，使整體結構較為分散，更易受重力影響產生質量損失。於傾角 45° 沉積實驗歷程圖中可以觀察到，MX-80 膨潤土的徑向擴張量於前五天的快速發展，於歷程圖(圖 3.36)可觀察到有明顯擠入裂隙掉落底部的沉積行為，待五天後徑向擴張穩定則不再明顯，而 K-V1 相較於 MX-80 膨潤土的徑向擴張的發展較為緩慢，大約在 20 天左右才趨於穩定，在前 20 天膨脹發展的過程中徑向擴張外緣處之膨潤土，持續受沉積作用而流失，如圖 3.37 所示，因此在較長時間的沉積行為下使 K-V1 膨潤土的累積質量損失相較於 MX-80 膨潤土實驗結果來的大。

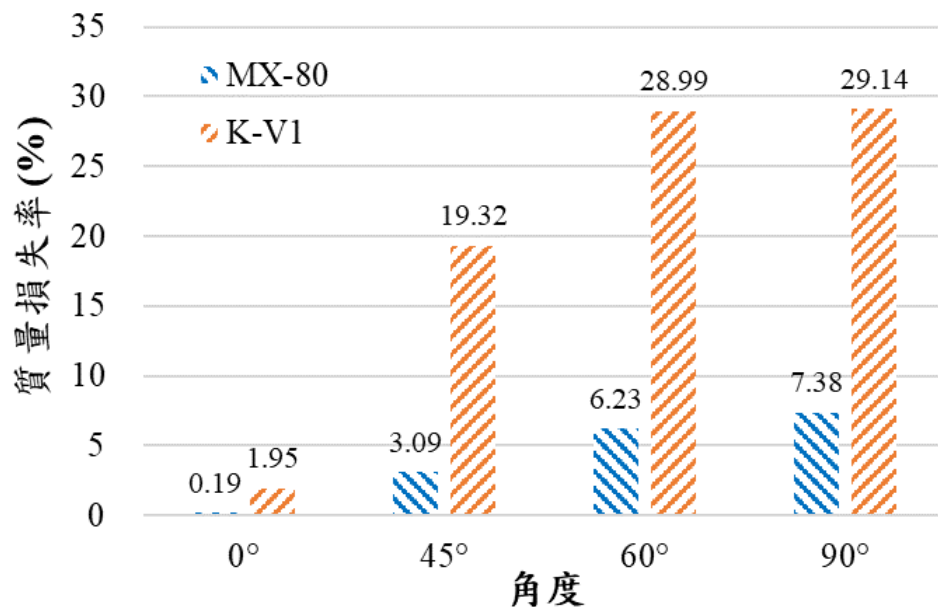


圖 3.35 K-V1 及 MX-80 沉積實驗不同傾斜角度之質量損失比較

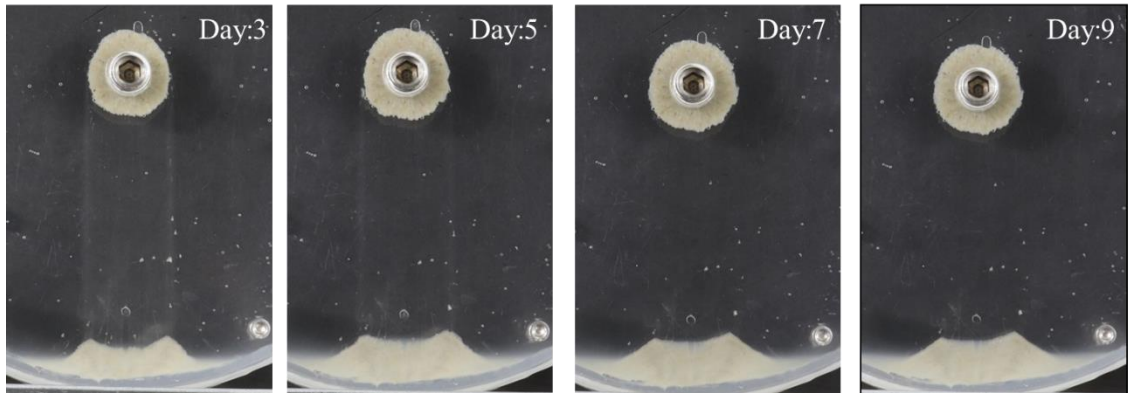


圖 3.36 MX-80 傾角 45°沉積實驗歷程圖沉積實驗歷程圖

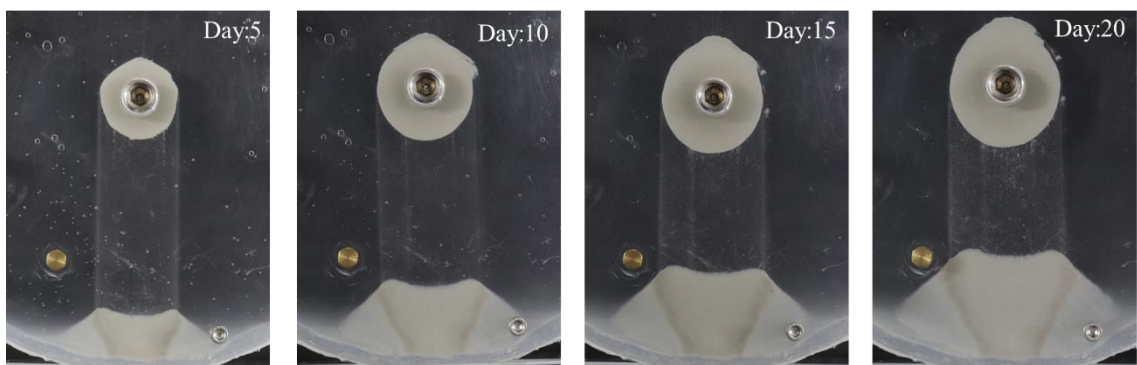


圖 3.37 K-V1 傾角 45°沉積實驗歷程圖

3.2.4 沉積實驗之徑向擴張量

沉積實驗中因重力作用造成的質量損失將會影響擠入裂隙的膨潤土徑向擴張量，因此藉由量測每日徑向擴張來瞭解膨潤土受重力作用影響時，膨潤土擠入裂隙的變化情況。圖 3.38 為 MX-80 膨潤土在不同傾斜角度下之徑向擴張量實驗結果，由圖中可知 MX-80 膨潤土的徑向膨脹量在初期即發展迅速，但約於 5 天後就趨於平穩。在水平 0°時在無重力的影響下徑向擴張量為 5.30 cm，隨著傾斜角度的上升，僅有在傾斜角度 45°出現徑向擴張量下降至 4.87 cm，而在傾斜角度 60°及 90°下，徑向擴張量分別為 6.17 cm 及 5.97 cm，徑向擴張量出現上升的趨勢。此部分結果與文獻結果較為一致，主要因 MX-80 膨潤土沉積實驗中，質量損失較不明顯，有較多的膨潤土擠入裂隙，造成徑向擴張量較為明顯。

圖 3.39 為 K-V1 膨潤土在不同傾斜角度下之徑向擴張量比較，由圖中可見 K-V1 膨潤土的徑向擴張量是逐漸發展至 20 天以後才趨於穩定。於水平 0° 時在無重力沉積的影響下，30 天後之徑向擴張量為 11.63 cm，隨著傾斜角度的增加，在 45° 、 60° 及 90° 傾斜角度下，徑向擴張量分別為 6.80 cm、7.57 cm 及 6.97 cm。由此可知相較於 MX-80 膨潤土，徑向擴張量沒有明顯隨傾斜角度的增加而增加，反而在傾斜角度 45° 還下降，主要是因隨著傾斜角度的增加，開始產生重力沉積的現象，掉落於底部的膨潤土質量損失有明顯的增加，重力沉積作用會限制徑向擴張的發展，使徑向擴張量降低，而 45° 、 60° 及 90° 傾角之徑向膨脹量則相去不遠。

K-V1 膨潤土於水平 0° 時 30 天後之徑向擴張量 11.63 cm 與 MX-80 膨潤土的徑向擴張量 5.30 cm 相做比較，可以觀察到 K-V1 膨潤土的徑向擴張量較 MX-80 來的大，根據表 3.1 及表 3.3 兩種土壤基本物理性質中塑性指數及活性 Ac 的數據顯示，K-V1 膨潤土的塑性指數較高及活性 Ac 較大。

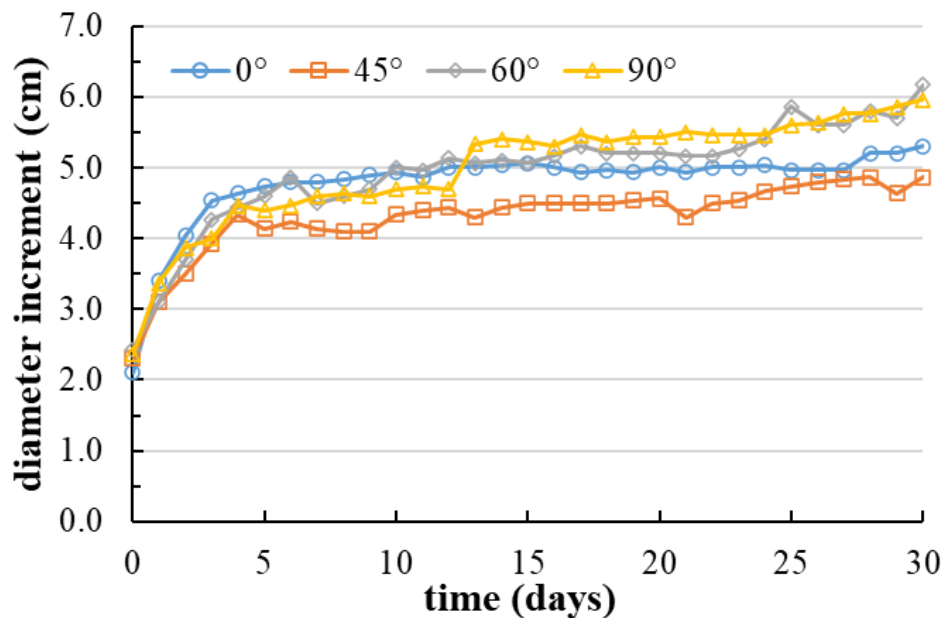


圖 3.38 MX-80 不同角度下徑向擴張量

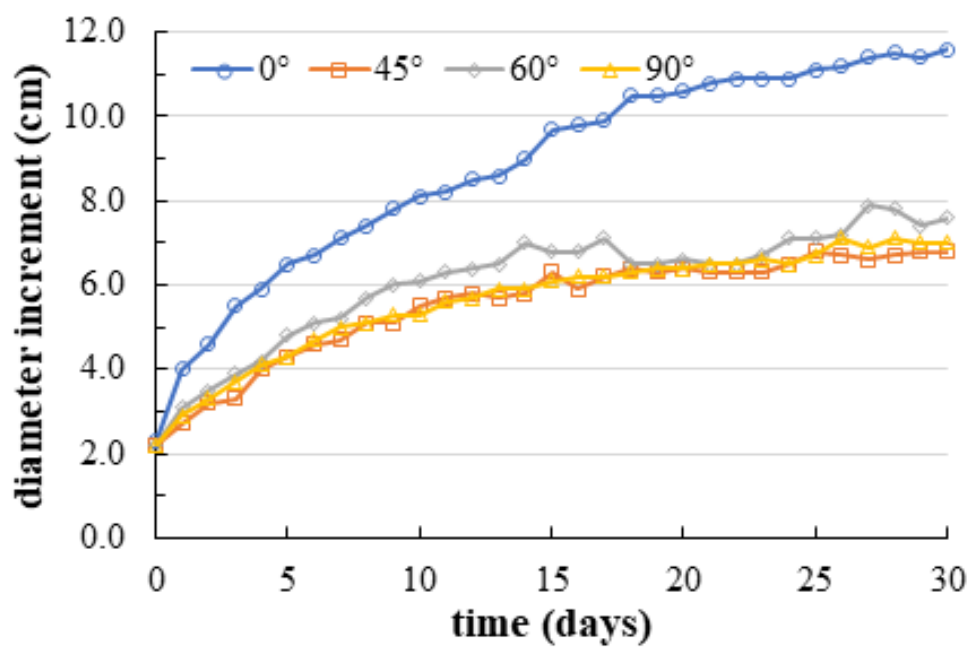


圖 3.39 K-V1 不同角度下徑向擴張量

第四章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境 下沖蝕流失量評估研析

4.1 傾角沖蝕實驗材料與研究方法

4.1.1 傾角沖蝕實驗材料

傾角沖蝕實驗之實驗材料種類及膨潤土分樣處理與含水量調配，如 3.1.1 節所示。

4.1.2 傾角沖蝕實驗方法

傾角沖蝕實驗之實驗設備、試體壓製流程及傾角沖蝕實驗流程，如 3.1.2 節所示。

4.1.3 傾角沖蝕徑向擴張量測

傾角沖蝕實驗之徑向擴張量測方式，如 3.1.5 節所示。

4.2 傾角沖蝕實驗研究結果

傾角沖蝕實驗之項次及條件如表 4.1 所示，項次 1 至 8 為使用兩種膨潤土於不同陽離子強度 DW、1mM、3mM 及 6mM 水溶液下進行比較，項次 5、9 及 10，則是為觀察於相同陽離子強度(3 mM)下，比較不同陽離子種類對質量損失的影響，項次 11 及 12 則是於傾角 60°使用 1mM、3mM NaCl 水溶液進行實驗，用以與項次 3 及 5 進行傾角變化上的比較。

表 4.1 傾角沖蝕實驗項次及條件

項次	膨潤土種類	水化學	裂隙內寬 (mm)	流量 (mL/min)	傾角
1	MX-80	DW	1.0	1.0	45°
2	K-V1				
3	MX-80	1 mM NaCl			
4	K-V1				
5	MX-80	3 mM NaCl			
6	K-V1				
7	MX-80	6 mM NaCl			60°
8	K-V1				
9	MX-80	1.5 mM CaCl ₂			
10	MX-80	1 mM NaCl+ 1 mM CaCl ₂			
11	MX-80	1 mM NaCl			
12		3 mM NaCl			

4.2.1 傾角沖蝕實驗質量損失

於傾角沖蝕實驗中，在水流剪切力及重力耦合下損失的膨潤土，因其模具具有傾角，試體質量損失可能會堆積於模具下方，或是透過蠕動幫浦將含有膨潤土顆粒的懸浮溶液帶出模具。換句話說，傾角沖蝕實驗的質量損失包括沉降於模具底部的膨潤土，以及由懸浮溶液所帶出的膨潤土兩部分。其中，沉降於模具底部的土樣須待實驗結束後拆模取樣量測土樣重量，以下稱為沉積量；而由懸浮溶液的濁度所推估的質量損失，以下稱為

水中流失量，而文中的水中累積流失量為濁度推估後所得質量之累積，單位為 mg，水中流失率則為累積流失量與原試體重量相除所得之百分比，單位為%。由於實驗中無法明確分辨水流剪切力或重力兩者所帶來的質量損失，因此將兩者產生的質量損失一同總和，稱為沖蝕質量總損失率。

本節以下的討論中，將由每日懸浮溶液濁度所推估的質量損失，稱之為水中流失量，並繪製其時間歷程，用以顯示傾角沖蝕實驗膨潤土質量損失的活躍程度，而實際的沉積沖蝕總質量損失，仍須以模具底部沉降土樣與水中累積流失量相加，才能代表試體受重力及水流剪切力共同作用下的質量損失。傾角沖蝕實驗中擠入裂隙的膨潤土在重力及水流作用下快速產生均勻流失，因此難以形成副礦物環，可透過觀察傾角沖蝕實驗試體圖像得知，而此現象有別於水平沖蝕實驗膨潤土緩慢流失而形成副礦物環。表 4.1 各項次傾角沖蝕實驗之徑向擴張變化及沉積歷程圖像，整理於附錄 B。

4.2.2 MX-80 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失

圖 4.1 為 MX-80 膨潤土在傾角 45°、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，不同陽離子強度 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液的每日水中流失量，DW 環境下因無陽離子強度影響，其每日水中流失量最為嚴重，在起初的前 3 天可能為安裝試體時的鬆動造成較多的質量損失，於第 3 天量測到第一個小高峰 76.92 mg，隨後則逐漸下降，在第 10 天後又持續上升，並於第 19 天量測到最大的流失量 280.7 mg，在第 22 天後因原試體以及擠入裂隙區域的膨潤土都已全部流失，因此再無量測到流失量。1 mM NaCl 水溶液環境下在陽離子的加入下，相比於 DW 環境其每日水中流失量有較小的趨勢，並無出現像 DW 環境明顯的起伏，並於 30 天量測歷程中持續流失，至 30 天時流失量為 116.69 mg/day，且並未出現趨緩跡象，研判不久後試體亦將全部流失。3 mM NaCl 水溶液環境下，相比於 1 mM NaCl 水溶液環境，其陽離子強度又再更高，因此更可明顯看出隨著陽離子強度的上升，其擴散雙層壓縮，顆粒間的擴散排斥力大幅減少，成為絮凝的結構，沖蝕明顯受到抑制，30 天的累積水中流失量僅為 5.33%。而 6 mM NaCl 水溶液環境為四者當中陽離子強度最高的，因此幾乎無任何明顯流失。

圖 4.2 為 MX-80 膨潤土傾角 45° 之累積水中流失量，由圖中可知，於 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液環境下累積水中流失量分別為 2611.43 mg、1908.00 mg、279.00 mg 及 9.84mg，水中流失率分別為 49.96 %、36.50 %、5.33 % 及 0.19 %。

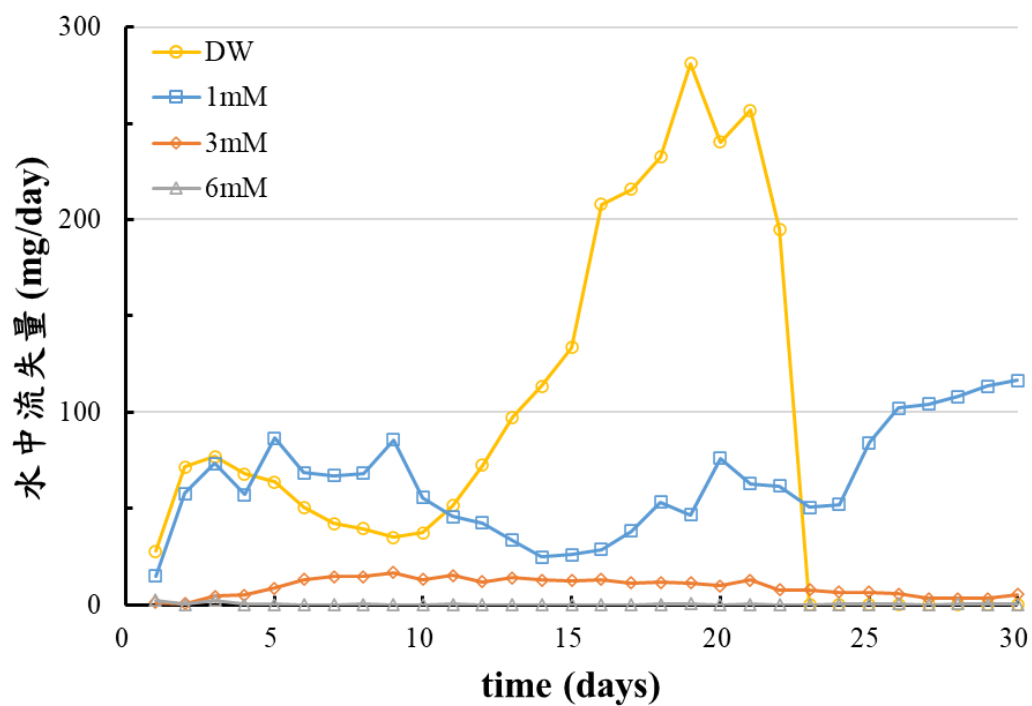


圖 4.1 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)每日水中流失量

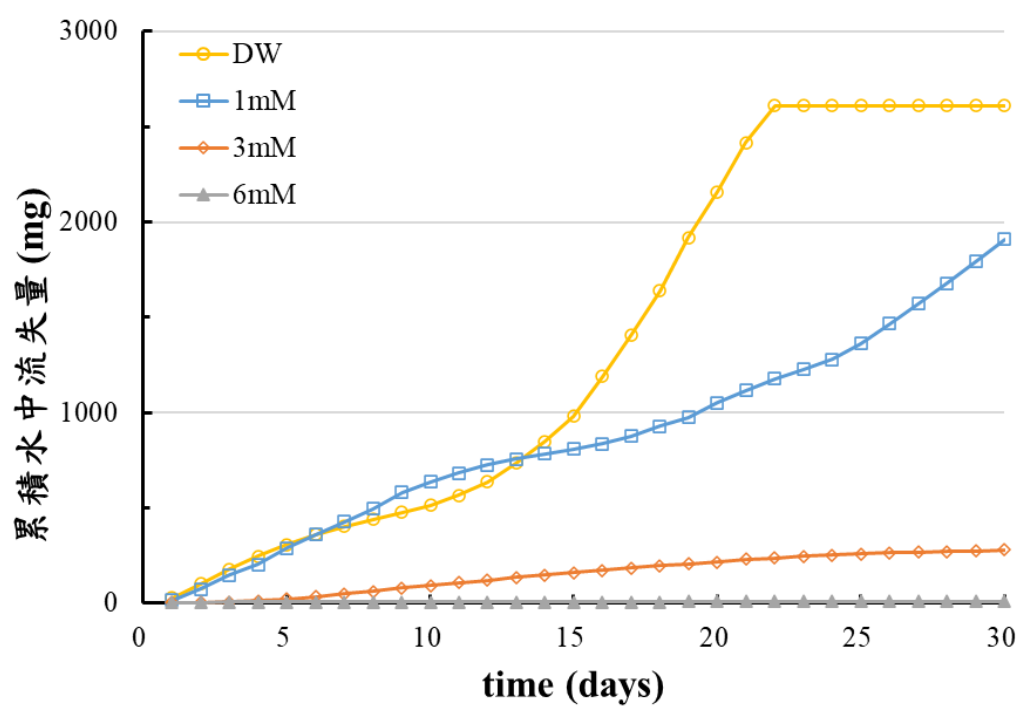


圖 4.2 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)累積水中流失量

4.2.3 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失

圖 4.3 為 K-V1 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，不同陽離子強度 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液的每日水中流失量，DW 及 1 mM NaCl 水溶液環境下其每日水中流失較為顯著，分別於 19 及 21 天出現水中流失量驟降的情形，這是因為原始及擠入裂隙區域的膨潤土都已流失，再無量測到水中流失量。當陽離子強度增加到 3 mM NaCl 時沖蝕的情形明顯減緩，而當陽離子強度繼續增加至 6 mM NaCl 則幾乎無任何因此幾乎無任何流失現象發生。

圖 4.4 為 K-V1 膨潤土傾角 45° 之累積水中流失量，由圖中可知，於 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液環境下累積水中流失量分別為 1788.13 mg、2208.83 mg、1101.60 mg 及 0.15 mg，水中流失率分別為 37.64 %、48.87 %、24.05 %及 0.003 %。

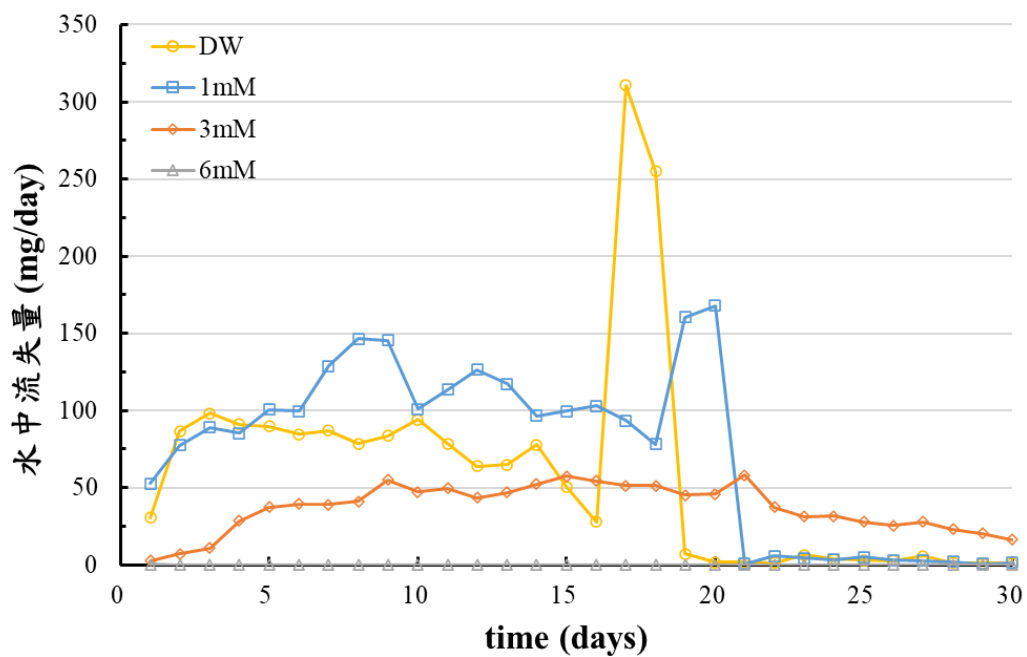


圖 4.3 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)每日水中流失量

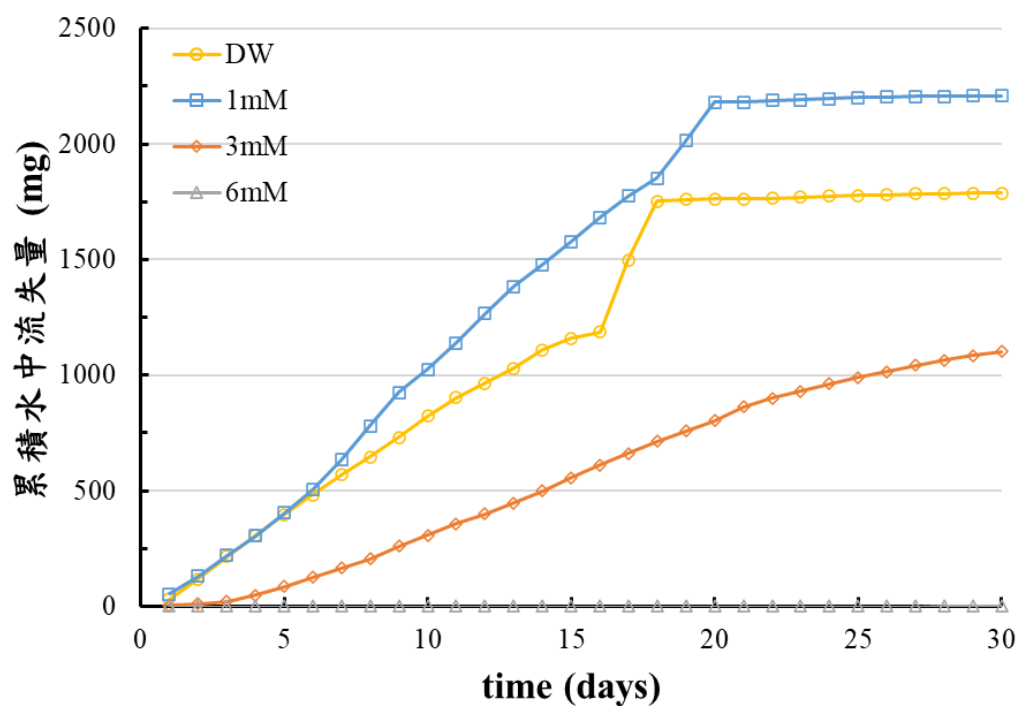


圖 4.4 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之傾角(45°)累積水中流失量

4.2.4 MX-80 及 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之質量損失比較

圖 4.5 為 MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 條件下，不同陽離子強度 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液環境下沉積沖蝕總損失率的比較，此結果除了懸浮溶液中所量測到的質量損失之外，也包含了在實驗結束後底部沉積的取樣，於 DW 環境下 MX-80 及 K-V1 膨潤土的質量損失率相近，分別為 99.08 % 及 98.93 %，由此可知在無陽離子強度下的環境，膨潤土較易受沖蝕；1 mM NaCl 水溶液環境下 MX-80 及 K-V1 膨潤土的質量損失率分別為 62.08 % 及 98.84 %，顯示膨潤土在低陽離子強度下，其擴散雙層發展完整，形成分散結構，故無法抵抗水流剪切力及重力耦合下所帶來的影響，受沉積、沖蝕情況亦相當明顯；3 mM NaCl 水溶液環境下 MX-80 及 K-V1 膨潤土的質量損失率分別為 13.60 % 及 58.59 %，在陽離子強度提升情況下兩膨潤土的沉積、沖蝕量皆出現下降的趨勢，至 6 mM NaCl 水溶液環境下 MX-80 及 K-V1 膨潤土的質量損失率分別為 0.96 % 及 1.18 %，由此可知，在較高的陽離子強度，擴散雙層的發展受到限制，絮凝結構使膨潤土不易受到沖蝕，因此兩者皆僅量測到微量的質量損失。

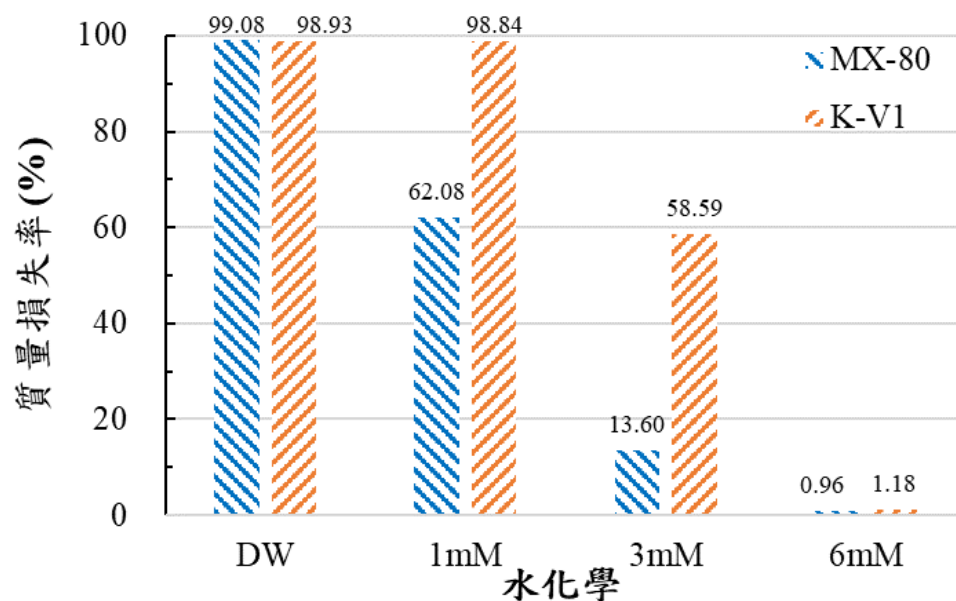


圖 4.5 MX-80 及 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度下之沉積沖蝕總損失率

4.2.5 MX-80 膨潤土不同陽離子種類下之質量損失

圖 4.6 為 MX-80 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，相同陽離子強度但不同陽離子種類 1.5 mM CaCl_2 、3 mM NaCl 及 1 mM NaCl +1 mM CaCl_2 等水溶液環境下的每日水中流失量。由圖中可觀察到 3 mM NaCl 水溶液環境下的每日水中流失量相比於其他兩者較為顯著，於實驗開始的第 2 天逐漸上升並於第 11 天達到最大流失量 15.36 mg，隨後則逐漸下降，1.5 mM CaCl_2 水溶液環境為三者中每日水中流失量最低，每日的流失量皆小於 6 mg，造成此原因為典型的陽離子交換容量順序為： $\text{Na}^+ < \text{K}^+ < \text{Mg}^{2+} < \text{Ca}^{2+}$ (Push, 2001)，鈣離子相比於鈉離子其親和力較高，因此膨潤土中的鈉離子將被取代，使鈉型膨潤土逐漸轉為鈣型膨潤土 (Montes-H et al., 2005)。鈣型膨潤土結構較為絮凝，因而不易受沖蝕影響，1 mM NaCl +1 mM CaCl_2 環境，在每日沖蝕量與 1.5 mM CaCl_2 陽離子強度下實驗結果相同，但在第 28 天突然量測到明顯得沖蝕 2.62 mg/day，後續則持續量測到沖蝕量，其原因可能為溶液中的鈣離子雖會使膨潤土形成較為絮凝結構，但 1 mM NaCl +1 mM CaCl_2 水溶液中的鈣離子濃度相較於 1.5 mM CaCl_2 水溶液中的鈣離子濃度來的低，在此情形其絮凝結構發展相比於在 1.5 mM CaCl_2 水溶液環境下發展來的較不完整，因此後期第 28 天出現質量損失的產生。圖 4.7 為不同陽離子種類之累積水中流失量，於 1.5 mM CaCl_2 、3 mM NaCl 及 1 mM NaCl +1 mM CaCl_2 水溶液下分別為 8.91 mg、279.00 mg 及 39.16 mg，水中流失率分別為 0.17%、5.33% 及 0.75%。

圖 4.8 為 MX-80 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，相同陽離子強度但不同陽離子種類 1.5 mM CaCl_2 、3 mM NaCl 及 1 mM NaCl +1 mM CaCl_2 沖蝕質量總損失率的比較，此結果除了懸浮溶液中所量測到的質量損失之外，也包含了在實驗結束後底部沉積的取樣，其沖蝕質量總損失率結果分別為 0.17%、13.60% 及 1.24%。

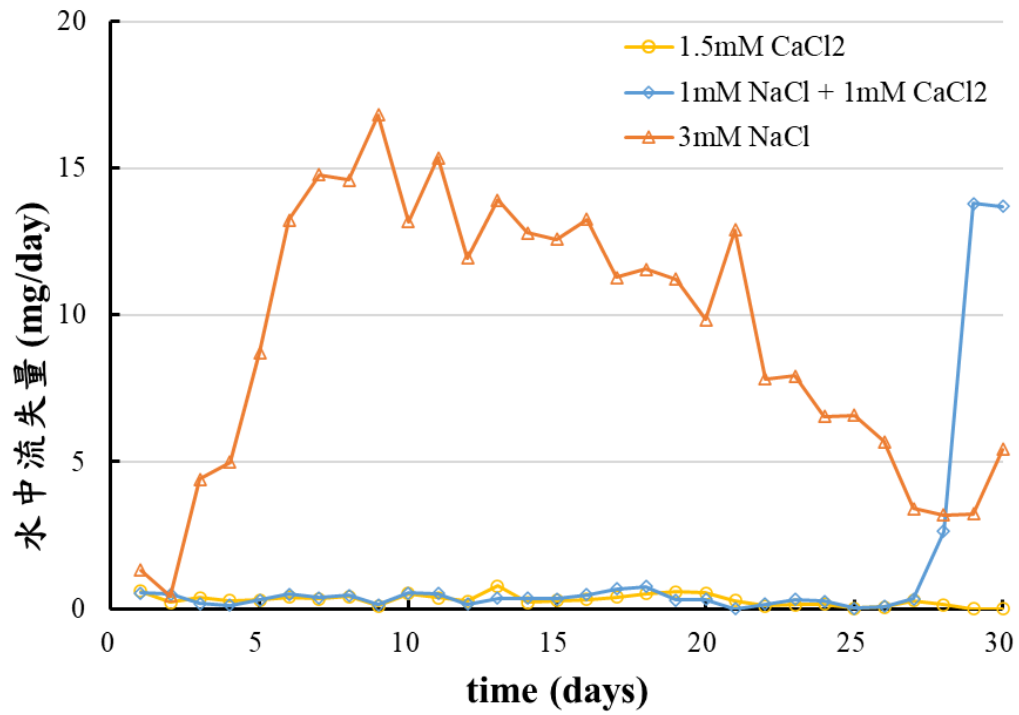


圖 4.6 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之傾角(45°)每日水中流失量

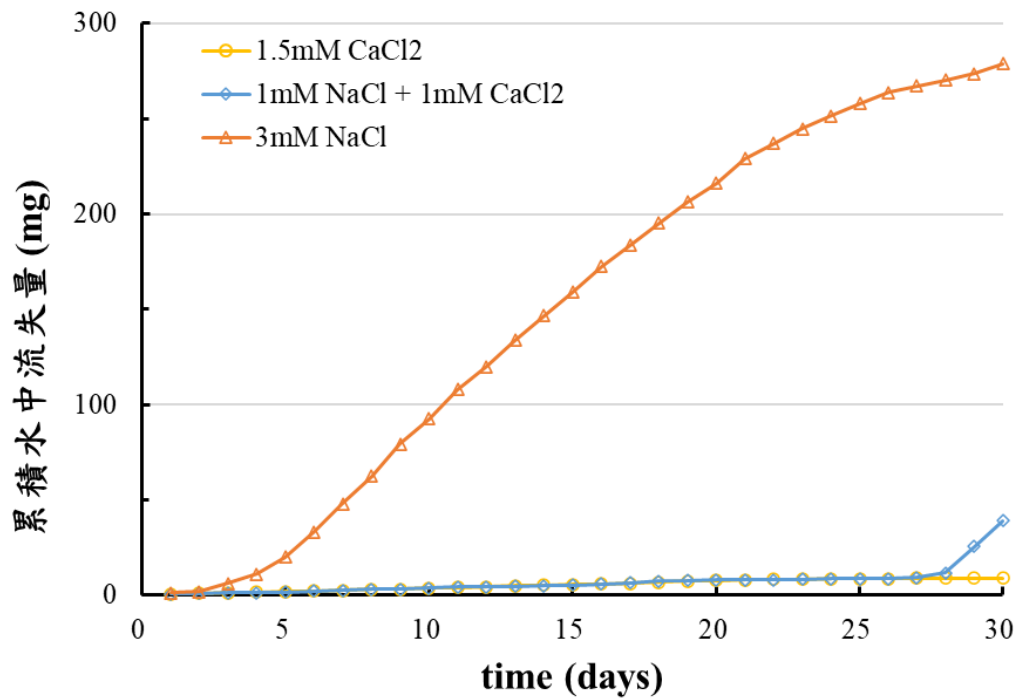


圖 4.7 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之傾角(45°)累積水中流失量

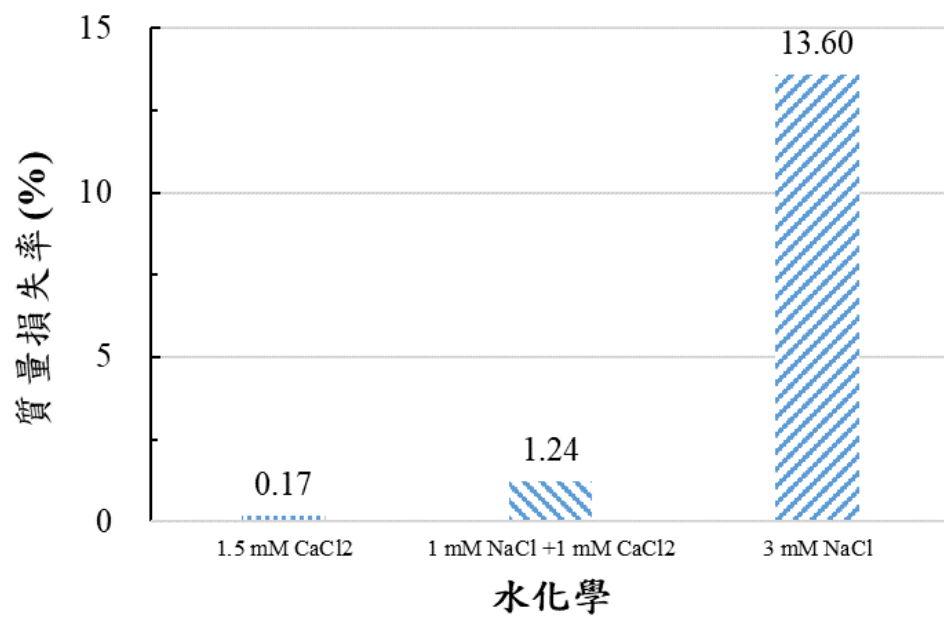


圖 4.8 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之沖蝕質量總損失率

4.2.6 MX-80 膨潤土不同傾角下之質量損失

圖 4.9 為 MX-80 膨潤土在裂隙內寬 1.0 mm、流量 1.00 mL/min 及 1mM NaCl 水溶液環境下進行不同角度傾角 45° 及 60° 的每日水中流失量。由圖中可知，45° 傾角環境下的每日水中流失量於第 1 天在水流剪切力及重力的耦合下即開始量測到沖蝕產生，隨後則於第 9 天開始逐漸下降至第 14 天後則又開始出現較高的流失量，並於第 30 天量測到最大流失量 116.69 mg。60° 傾角環境下於實驗開始至結束，其每日沖蝕量基本都維持在 50 mg 以上，以此做為一個初步的判斷，可以觀察到在較大的傾角上，將造成較為嚴重的質量損失，並於實驗第 18 天量測到最大沖蝕量 189.10 mg。圖 4.10 為 45° 及 60° 傾角之累積水中流失量，1908.00 mg 及 2626.89 mg，水中流失率分別為 36.50 % 及 50.23 %。

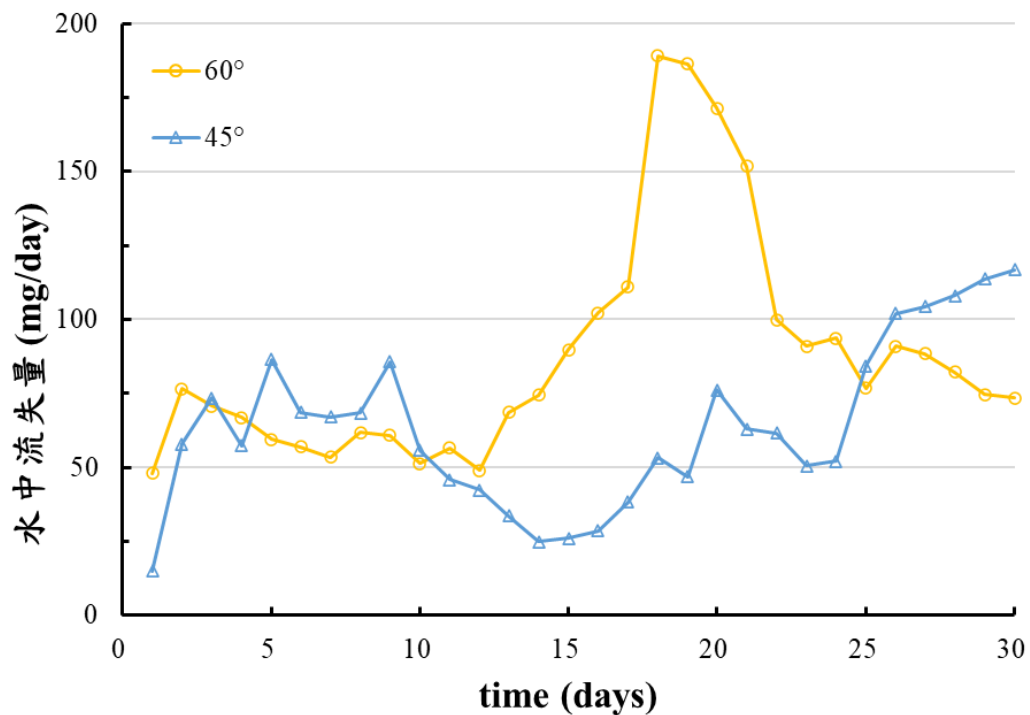


圖 4.9 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 不同傾角之每日水中流失量

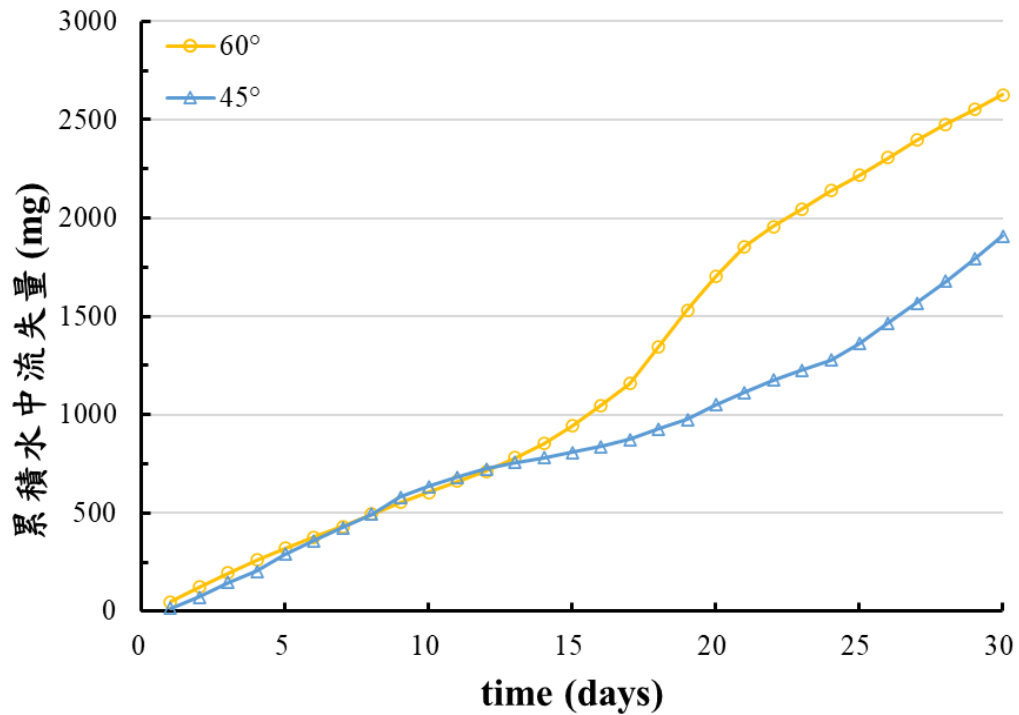


圖 4.10 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 不同傾角之累積水中流失量

圖 4.11 為 MX-80 膨潤土在裂隙內寬 1.0 mm、流量 1.00 mL/min 及 3mM NaCl 環境下進行不同角度傾角 45° 及 60° 的每日水中流失量。由圖中可知，於 45° 傾角環境下於第 2 天開始流失量並逐漸上升至第 9 天量測到最大流失量 16.81mg，隨後開始下降至實驗結束；60° 傾角環境下於第 1 天開始流失量並於第 7 天量測到一個小高峰 20.98 mg，隨後則持續下降至第 17 天，於第 18 天則又開始新一輪的沖蝕並於第 27 天量測到最大流失量 39.64 mg。圖 4.12 為傾角 45° 及 60° 之累積水中流失量，分別為 279.00 mg 及 588.85 mg，水中流失率分別為 5.33 % 及 11.27 %，隨著傾角的上升，流失率也會隨之增加。

圖 4.13 為 MX-80 膨潤土在裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，於 1 mM NaCl 及 3 mM NaCl 水溶液環境下，傾角 45°、60° 時沉積沖蝕總損失率實驗結果的比較，此結果除了懸浮溶液中所量測到的質量損失之外，也包含了在實驗結束後底部沉積的取樣，於 1 mM NaCl 水溶液在傾角 45°、60° 其的沉積沖蝕總損失率，結果分別為 62.08 % 及 82.21 %，於 3 mM NaCl 水溶液在傾角 45°、60° 其質量總損失率結果分別為 13.6 % 及 28.21 %，以相同水溶液不同傾角互相比較可觀察到隨著角度的上升，其質量損失也會隨

之增加，以相同傾角不同溶液做比較可觀察到隨著陽離子強度的提升，將使膨潤土形成較為絮凝的結構，減緩水流剪切力及重力所帶來的影響。

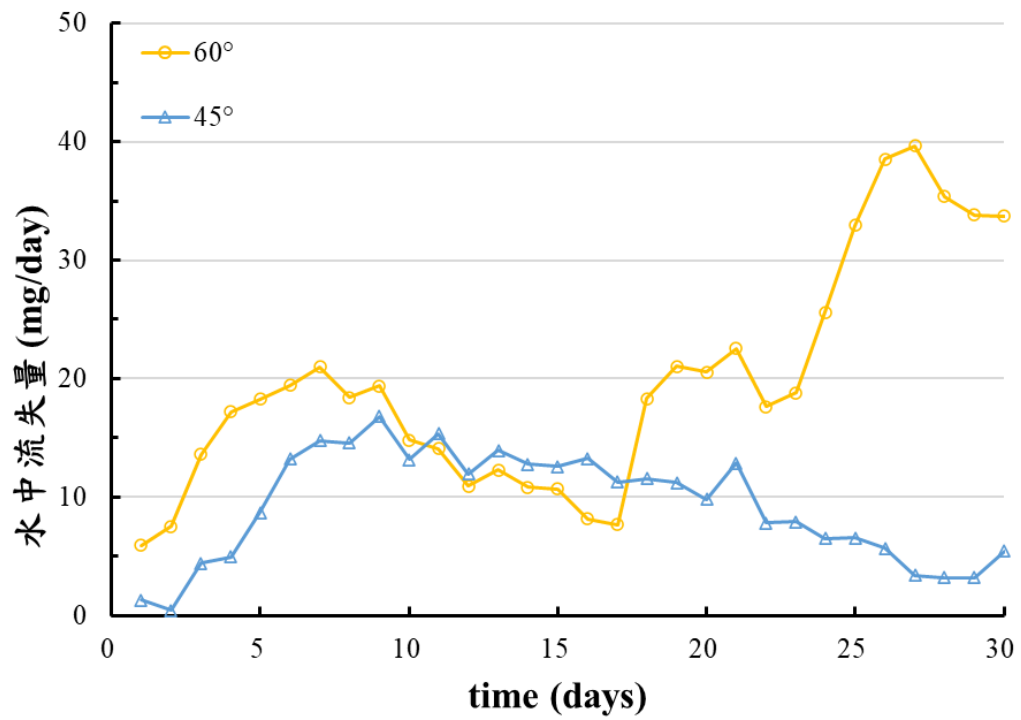


圖 4.11 MX-80 膨潤土於 3mM NaCl 不同傾角之每日水中流失量

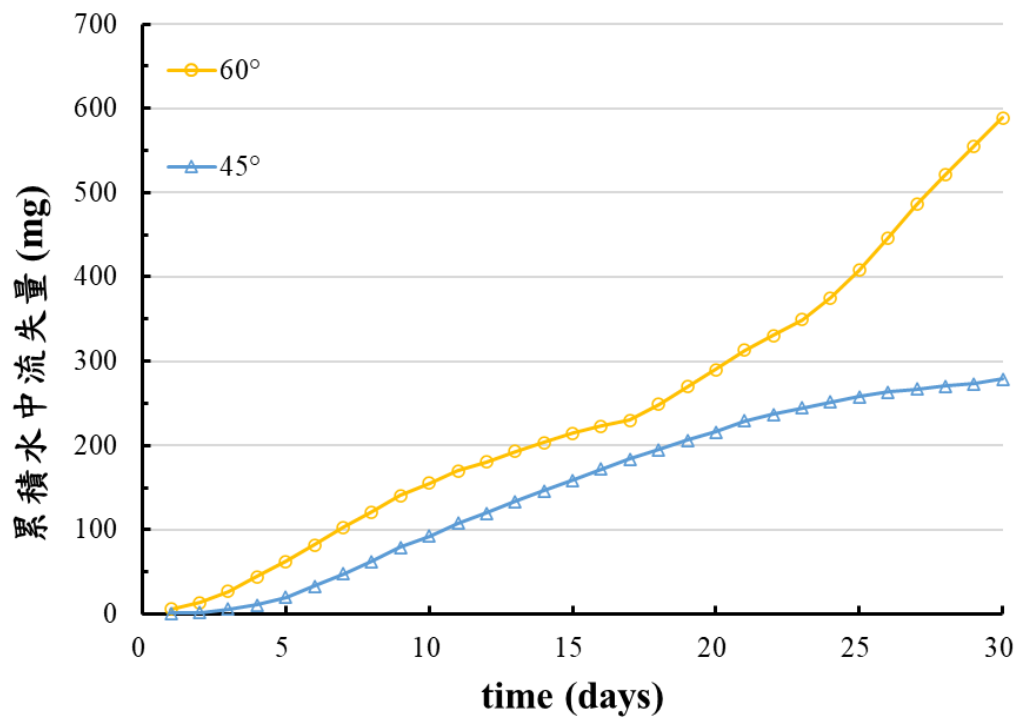


圖 4.12 MX-80 膨潤土於 3mM NaCl 不同傾角之累積水中流失量

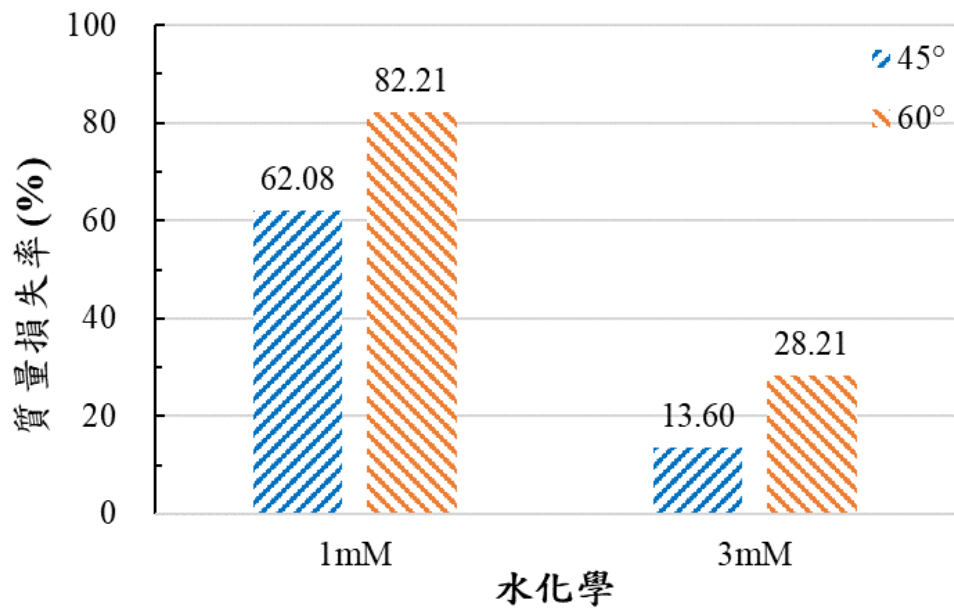


圖 4.13 MX-80 膨潤土於 1mM NaCl 及 3mM NaCl 不同傾角之沉積沖蝕總損失率

4.2.7 K-V1 膨潤土沉積及傾角沖蝕實驗之質量損失

圖 4.14 為 K-V1 膨潤土在傾角 45° 、DW 溶液、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，沉積及傾角沖蝕實驗之沉積沖蝕總損失率的比較，因 DW 環境下所產生的質量損失最為嚴重，並且溶液中無任何陽離子作為干擾，因此選擇 DW 環境下進行實驗的比對。根據圖中實驗結果可知，沉積及傾角沖蝕實驗的質量總損失率分別為 19.32 % 及 98.93 %，亦即於傾角 45° 時，膨潤土僅受重力作用產生的沉積損失率為 19.32 %，而在 1.00 mL/min 流量的沖蝕與沉積共同作用下，質量總損失率高達 98.93 %，由此可知在同時受水流剪切力及重力耦合作用下，其質量損失將產生更為嚴重的影響。

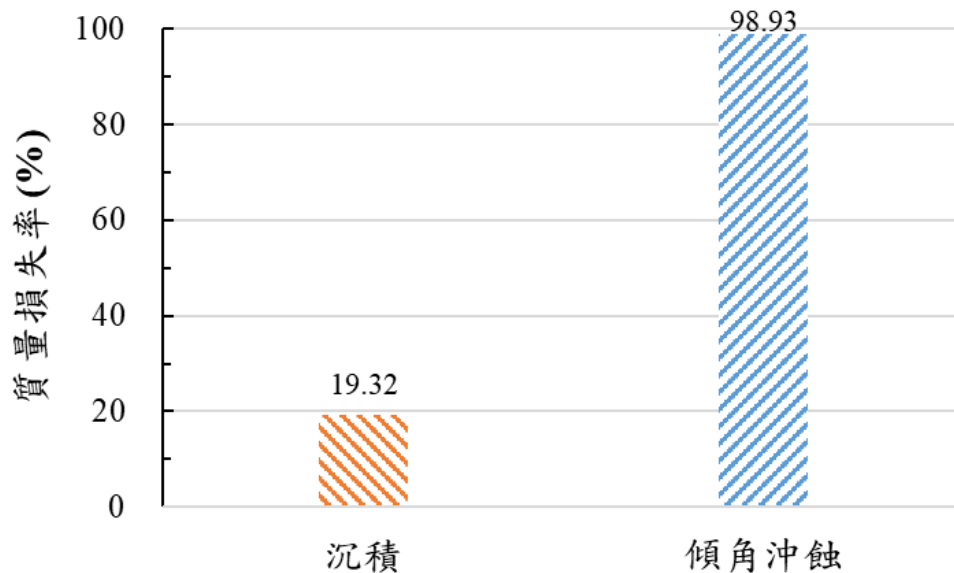


圖 4.14 K-V1 膨潤土於 45° 傾角下沉積及傾角沖蝕實驗之質量總損失率

4.2.8 傾角沖蝕實驗徑向擴張量

4.2.8.1 MX-80 膨潤土不同陽離子強度下之徑向擴張量

圖 4.15 為 MX-80 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，相同陽離子種類但不同陽離子強度 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 的徑向擴張隨時間發展歷程，30 天後其最終徑向擴張量分別為 2.0 cm、2.5 cm、6.2 cm 及 5.6 cm。DW 環境下其質量損失最為嚴重，因此導致膨潤土在徑向擴張發展的過程中不斷的質量流失，以致徑向擴張無法向外持續發展，且反而在質量損失下逐漸縮小。1 mM NaCl 水溶液環境下快速發展到 4 cm 左右至第 24 天為止僅有些微變化，當達第 25 天徑向擴張顯著下降至 2.5 cm，此原因為在每日的沖蝕流失下，擠入裂隙的膨潤土開始呈現不規則的形狀，使得徑向擴張的量測上出現長短不一致，以至平均後，前期的徑向擴張變化不大，當到達第 25 天時擠入裂隙的膨潤土出現大量的掉落，造成徑向擴張量明顯下降。3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 水溶液環境下因較高的陽離子強度，減緩了質量的損失，因此在徑向擴張快速發展至第 5 至 6 天左右即趨於平緩，後續則在膨潤土的膨脹及沖蝕行為下緩慢的向上發展。

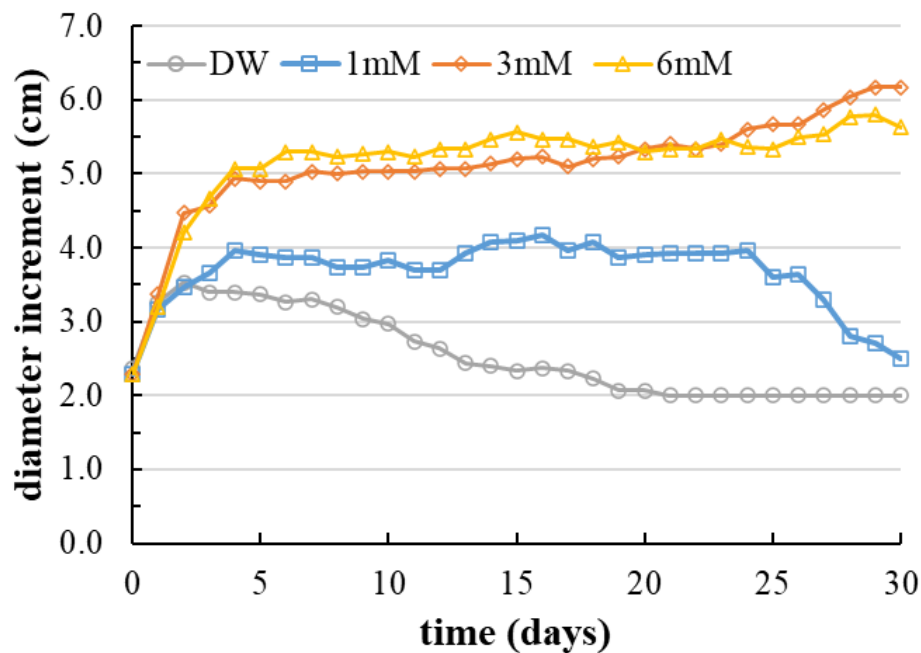


圖 4.15 MX-80 膨潤土於不同陽離子強度之徑向擴張發展歷程

4.2.8.2 K-V1 膨潤土不同陽離子強度下之徑向擴張量

圖 4.16 為 K-V1 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，相同陽離子種類但不同陽離子強度 DW、1 mM NaCl、3 mM NaCl 及 6 mM NaCl 的徑向擴張隨時間發展歷程，30 天後其最終徑向擴張量分別為 2.6 cm、2.1 cm、4.0 cm 及 10.3 cm。根據質量損失結果 DW 及 1 mM NaCl 皆受到嚴重的質量損失 98.83 % 及 98.7 %，因此徑向擴張在發展過程中不斷受到沖蝕，進而擠入裂隙的膨潤土無法持續向外擴張發展，反之在到達最大的徑向擴張量後開始向下縮小。另一方面，3 mM NaCl 在較高的陽離子強度下相比於 DW 及 1 mM NaCl 質量損失有減緩的現象，因此其徑向擴張在較少的質量損失下，其最後的徑向擴張也較 DW 及 1 mM NaCl 來的大。6 mM NaCl 在實驗過程中僅有極微量的質量損失，因此擠入裂隙的膨潤土可以持續地向外膨脹，以至最終的徑向擴張量達到 10.3 cm。

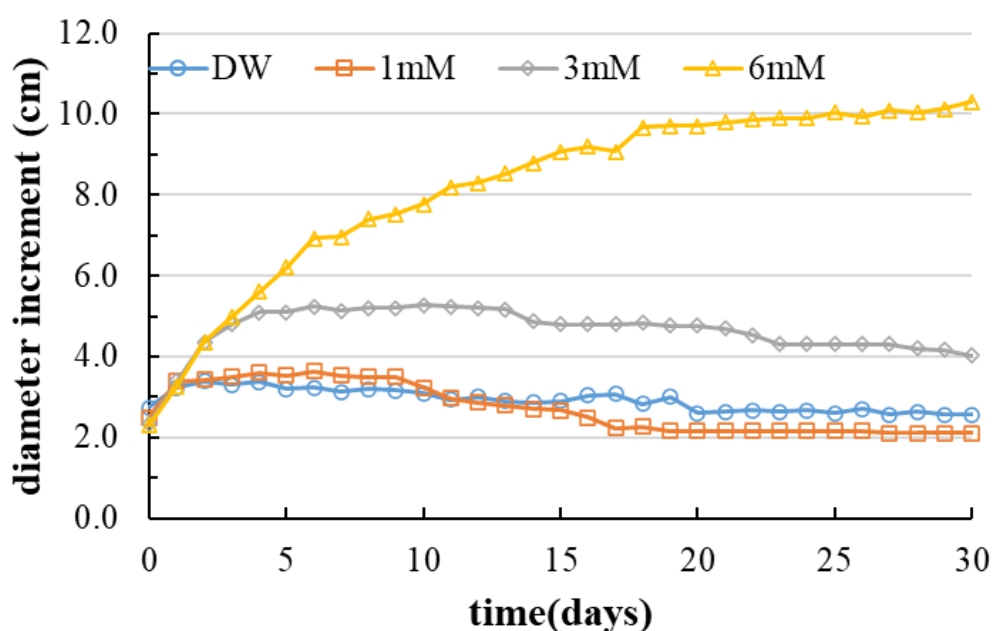


圖 4.16 K-V1 膨潤土於不同陽離子強度之徑向擴張發展歷程

4.2.8.3 MX-80 膨潤土不同陽離子種類下之徑向擴張量

圖 4.17 為 MX-80 膨潤土在傾角 45° 、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，相同陽離子強度但不同陽離子種類 1.5 mM CaCl_2 、3 mM NaCl 及 1 mM NaCl + 1 mM CaCl_2 的徑向擴張隨時間發展歷程，30 天後其最終徑向擴張量分別為 5.7 cm、6.2 cm 及 5.2 cm。由圖中可見三者的趨勢都相當雷同，1.5 mM CaCl_2 與 1 mM NaCl + 1 mM CaCl_2 水溶液環境下在鈣離子的影響僅有微量的質量損失，並在實驗的前 5 天快速膨脹發展後即趨於平緩。此外，於 1 mM NaCl + 1 mM CaCl_2 水溶液環境下，每日沖蝕量中觀察到於第 28 天時出現沖蝕量產生，進而造成徑向擴張於後幾天出現下降。而於 3 mM NaCl 水溶液，在沖蝕的影響下雖有造成質量的損失，但在 3 mM 陽離子強度作用下，於每日拍攝中的圖像觀察擠入裂隙的膨潤土依然有向外擴張現象，以致後續的徑向擴張出現些微向上的趨勢。綜合上述，3 mM NaCl 水溶液相較於 1.5 mM CaCl_2 與 1 mM NaCl + 1 mM CaCl_2 水溶液環境下，質量損失較為嚴重，但 3 mM NaCl 相較於其他實驗條件下之試驗結果，質量損失仍較低，因而此情況下膨潤土仍可擠入裂隙中，造成徑向擴張不會有明顯的下降趨勢。

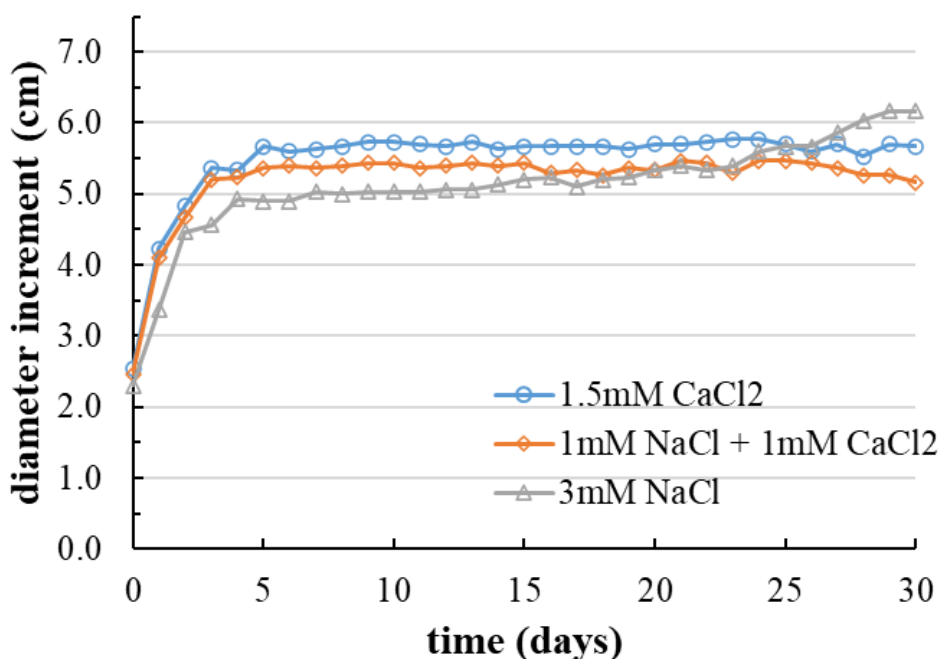


圖 4.17 MX-80 膨潤土於不同陽離子種類之徑向擴張發展歷程

4.2.8.4 MX-80 膨潤土不同傾角下之徑向擴張量

圖 4.18 為 MX-80 膨潤土在裂隙內寬 1.0 mm、流量 1.00 mL/min 及 1mM NaCl 水溶液環境下，在相同陽離子種類 Na 離子與相同陽離子強度 1 mM 下之不同角度傾角 45° 及 60° 的徑向擴張隨時間發展情形，30 天後其最終徑向擴張量分別為 2.5 cm 及 2.1 cm，60° 傾角環境下於第 5 天達到最大值 3.7 cm，由於 1 mM 陽離子強度無法有效抑制沖蝕的發生，隨即在沖蝕所造成的質量流失下，徑向擴張逐漸下降至最後的 2.1 cm，而 45° 傾角環境下雖然也有因質量損失導致徑向擴張下降，但與 60° 傾角相比；較低的傾角下質量損失較不嚴重，因此僅於第 4 天達最大徑向擴張量 4 cm 後下降至最終的 2.5 cm。

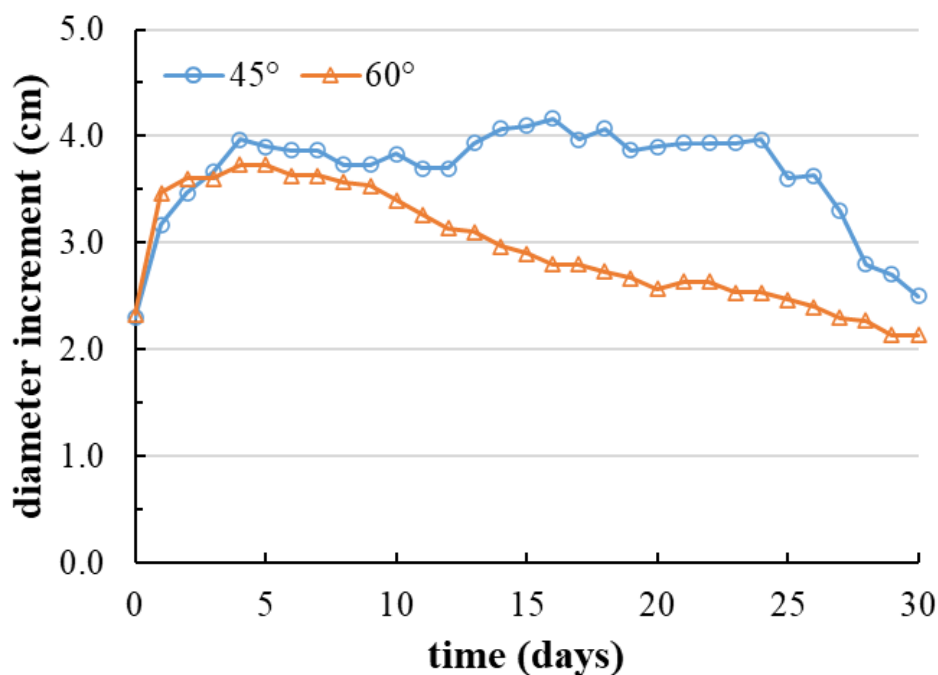


圖 4.18 MX-80 膨潤土於 1 mM NaCl 不同傾角之徑向擴張發展歷程

圖 4.19 為 MX-80 膨潤土在裂隙內寬 1.0 mm、流量 1.00 mL/min 及 3 mM NaCl 水溶液環境下，不同傾角 45° 及 60° 的徑向擴張之發展歷程，30 天後其最終徑向擴張量分別為 6.2 cm 及 4.3 cm。60° 傾角環境下於第 6 天達到最大徑向擴張量 5.4 cm 後接著出現些微的下降後便開始趨於平緩，根據每日拍攝的圖像觀察，平緩的過程中依然是有質量

損失但其變化甚小，並於第 24 天因出現大量的膨潤土流失，導致徑向擴張出現明顯下降的情形。45°傾角環境下於第 4 天時達到 4.9 cm 後則趨於平緩，實驗過程中雖然有質量損失導致徑向擴張產生變化，但於每日拍攝的圖像進行觀察，在質量損失的同時膨潤土依然持續的向外膨脹，以致後續的徑向擴張出現上升的趨勢。

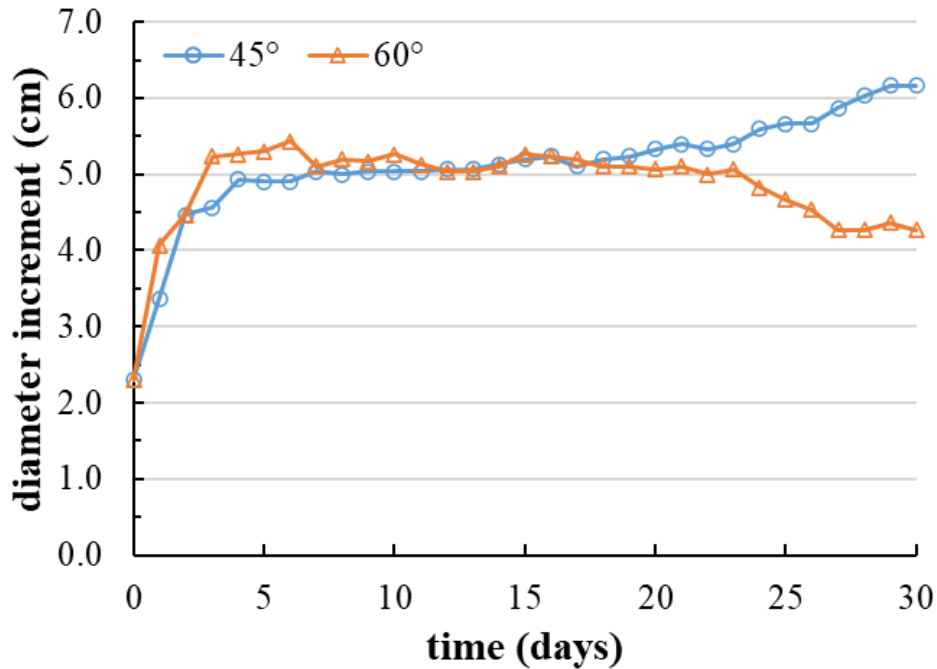


圖 4.19 MX-80 膨潤土於 3 mM NaCl 不同傾角之徑向擴張發展歷程

4.2.8.5 K-V1 膨潤土沉積及傾角沖蝕實驗之徑向擴張量

圖 4.20 為 K-V1 膨潤土在傾角 45°、DW 水溶液、裂隙內寬 1.0 mm 及流量 1.00 mL/min 環境下，沉積及傾角沖蝕實驗之徑向擴張隨時間發展歷程，其最終徑向擴張量分別為 6.8 cm 及 2.6 cm。單純受重力影響的沉積實驗在質量損失的結果上相較於傾角沖蝕實驗來的低，因此兩者相較下可以觀察到受水流剪切力及重力耦合的傾角沖蝕實驗，在擠入裂隙的膨潤土大量流失的情況下徑向膨脹的發展相對於沉積實驗來的小，沉積實驗下雖然受到質量損失但其依然持續向外膨脹發展，由圖中可見曲線依然持續向上，而傾角沖蝕實驗則在嚴重的質量損失效應下，徑向向外膨脹的膨潤土受到重力及水流共同作用而流失，以致徑向擴張逐漸下降。

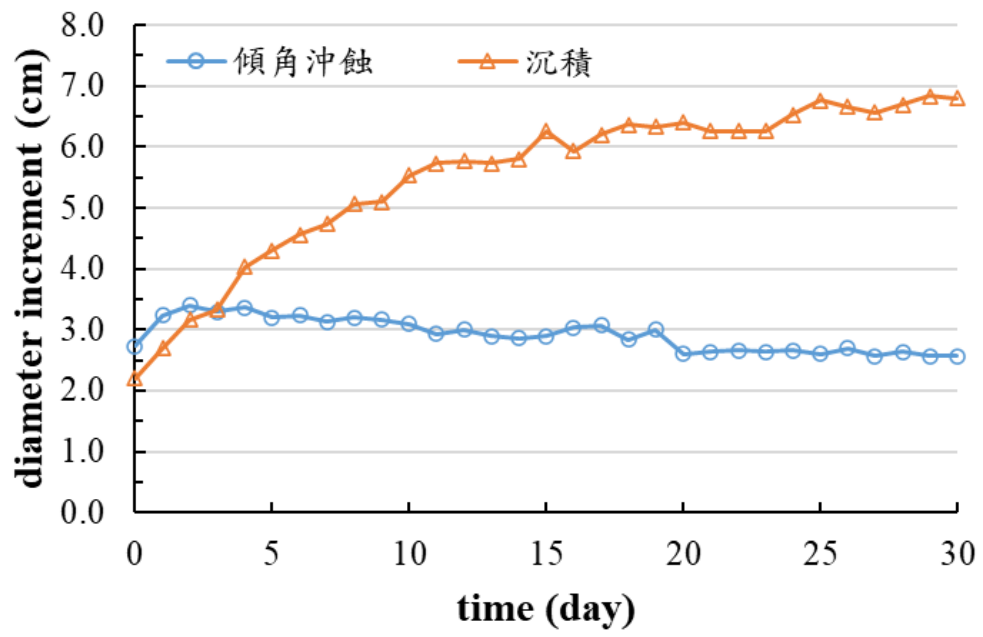


圖 4.20 K-V1 膨潤土於傾角 45° 下沉積及傾角沖蝕實驗之徑向擴張發展歷程

第五章 高放處置設施緩衝材料於傾斜裂隙環境下 評估沉積及沖蝕流失量之相關審查重點及注意事項

1. 在無水流動及裂隙傾角大於 45° 的環境下，實驗結果表明 MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土皆有沉積行為的發生。因此，處置場環境須避開母岩裂隙傾角過大的環境。
2. 在有水流動及裂隙傾角 45° 下，MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土在 1 mM NaCl 水溶液低陽離子強度下傾角沖蝕實驗中，會明顯觀察到沖蝕行為發生，在 3 mM NaCl 水溶液環境下，相比於 1 mM NaCl 水溶液環境下，沖蝕的情形明顯減緩，而於 6 mM NaCl 水溶液高陽離子強度下，因陽離子強度之因素，使試體無明顯沖蝕行為發生。因此，處置場環境須避免於低陽離子強度的環境。
3. K-V1 膨潤土在沉積及沖蝕實驗不同條件下，質量損失結果相比於 MX-80 膨潤土來的顯著。因此，基於沖蝕行為 MX-80 膨潤土相比於 K-V1 膨潤土更適合做為高放處置設施緩衝材料。
4. CaCl_2 水溶液中的鈣離子相比於 NaCl 水溶液中的鈉離子其親和力較高，因此於鈉型膨潤土中鈉離子將被鈣離子取代，使鈉型膨潤土逐漸轉為鈣型膨潤土，而鈣型膨潤土結構較為絮凝，因而不受沖蝕。因此，處置場地下水含鈣離子的環境下將能抑制緩衝材料的沖蝕發生。

第六章 結論與建議

本年度計畫基於 110 年度子計畫三之研究成果，將深地層中的傾斜裂隙納入研究考慮，設計出可考慮流量、裂隙傾斜角度及水化學環境條件下的實驗裝置，並進行一系列沉積與傾角沖蝕實驗。本年度計畫結論與建議如下。

6.1 結論

1. 隨著傾斜角度的增加，MX-80 及 K-V1 兩種膨潤土因重力作用所造成的質量損失會有所增加，而根據沉積實驗結果發現，當傾斜角度由 60° 增加至 90° 時，因沉積造成的質量損失的幅度有減緩的趨勢。
2. K-V1 膨潤土相較於 MX-80 膨潤土沉積量較大，這是由於膨潤土與水接觸的飽和過程中，K-V1 膨潤土發展出的顆粒間距較大，因此使 K-V1 形成較為分散的結構，導致在質量損失上較為顯著。
3. MX-80 膨潤土沉積實驗中，因重力沉積造成的質量損失隨著傾斜角度的增加而增加，但損失率相較於 K-V1 來得較小，有較多的膨潤土擠入裂隙中，造成徑向擴張量較為明顯，而 K-V1 由於嚴重的質量損失，造成徑向擴張量有明顯的下降趨勢。
4. 傾角沖蝕實驗結果表明，MX-80 和 K-V1 膨潤土在相同陽離子種類下，皆隨著陽離子強度的上升，其擴散雙層壓縮，顆粒間的擴散排斥力大幅減少，成為絮凝的結構，使得沖蝕明顯受到抑制，因而有較大的徑向擴張量。
5. 在相同陽離子強度但不同陽離子種類下，含 CaCl_2 的水溶液相較於含 NaCl 的水溶液，造成的沖蝕質量總損失率較低，主要由於鈣離子相比於鈉離子其親和力較高，因此膨潤土中的鈉離子將被取代，使鈉型膨潤土逐漸轉為鈣型膨潤土，而鈣型膨潤土結構較為絮凝，因而不受沖蝕影響。
6. 傾角對沖蝕影響上，以相同水溶液不同傾角互相比較，可以觀察到隨著角度的上升，沖蝕質量總損失率也會隨之增加。

7. K-V1 膨潤土於傾角 45° 時，膨潤土僅受重力作用產生的沉積損失率為 19.32%，而在 1.00 mL/min 流量的沖蝕與沉積共同作用下，質量總損失率高達 98.93%，由此可知在同時受水流剪切力及重力耦合作用下，其質量損失將產生更為嚴重的影響。

6.2 建議

1. 目前國際間對於重力沉積與傾角沖蝕造成的 THMC 行為影響研究付之闕如，建議後續可針對此部分內容持續進行研究。
2. 本計畫僅針對 MX-80 膨潤土進行不同陽離子種類與不同傾斜角度下之傾角沖蝕實驗，建議後續可針對 K-V1 膨潤土進行相關實驗。
3. 本計畫僅在陽離子強度下 3 mM 進行不同陽離子種類之傾角沖蝕實驗，建議後續可針對低陽離子強度下進行相關實驗。

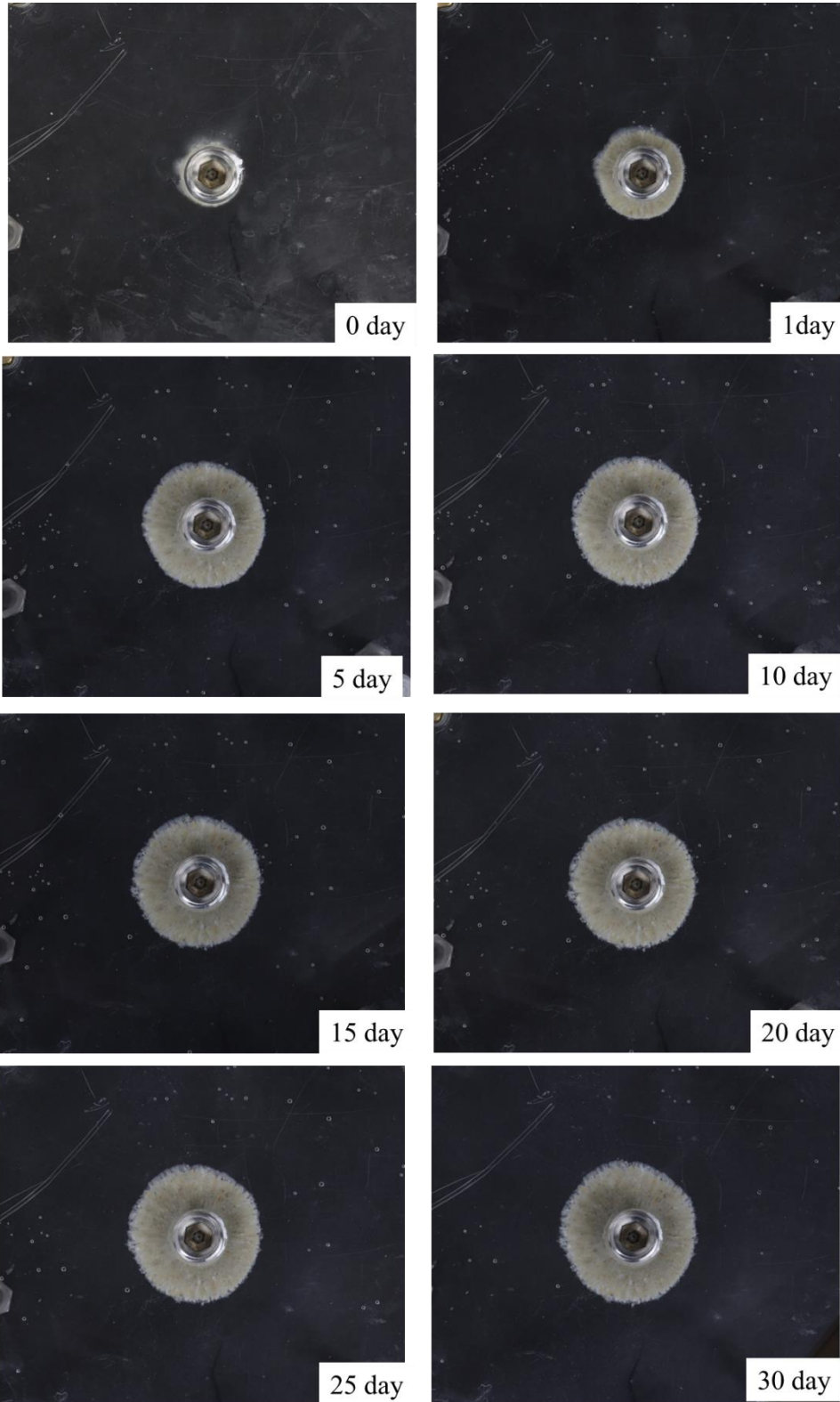
參考文獻

- 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。
- 陳文泉，(2004)，「高放射性廢棄物深層地質處置緩衝材料之回脹行為研究」，國立中央大學土木工程研究所碩士論文，中壢。
- 楊樹榮，(2021)，「緩衝材料之沖蝕機制與流失量評估研析及實驗技術建立」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- 楊樹榮，(2022)，「鹼性環境下沖蝕對緩衝材料流失量與回脹性能折損評估」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- 台電公司，(2020)，「膨潤土飽和循環條件下的材料參數變化研究」，低放射性廢棄物最終處置技術精進計畫。
- 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)
- Montes-H, G., Fritz, B., Clement, A., and Michau, N. (2005). "Modelling of geochemical reactions and experimental cation exchange in MX-80 bentonite." *J. Environ. Manage.*, 77, 35-46.
- Pusch, R., (2001). "Experimental study of the effect of high porewater salinity on the physical properties of a natural smectitic clay." Stockholm. (SKB TR-01 07)
- Ruan, K.L., Komine, H., Wang, H.L., Ito, D., Gotoh, T., 2023, Experimental study on swelling pressure of low dry density compacted bentonites during saturation combining X-ray diffraction, *Canadian Geotechnical Journal*, 60, pp. 566 – 579.
- 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.

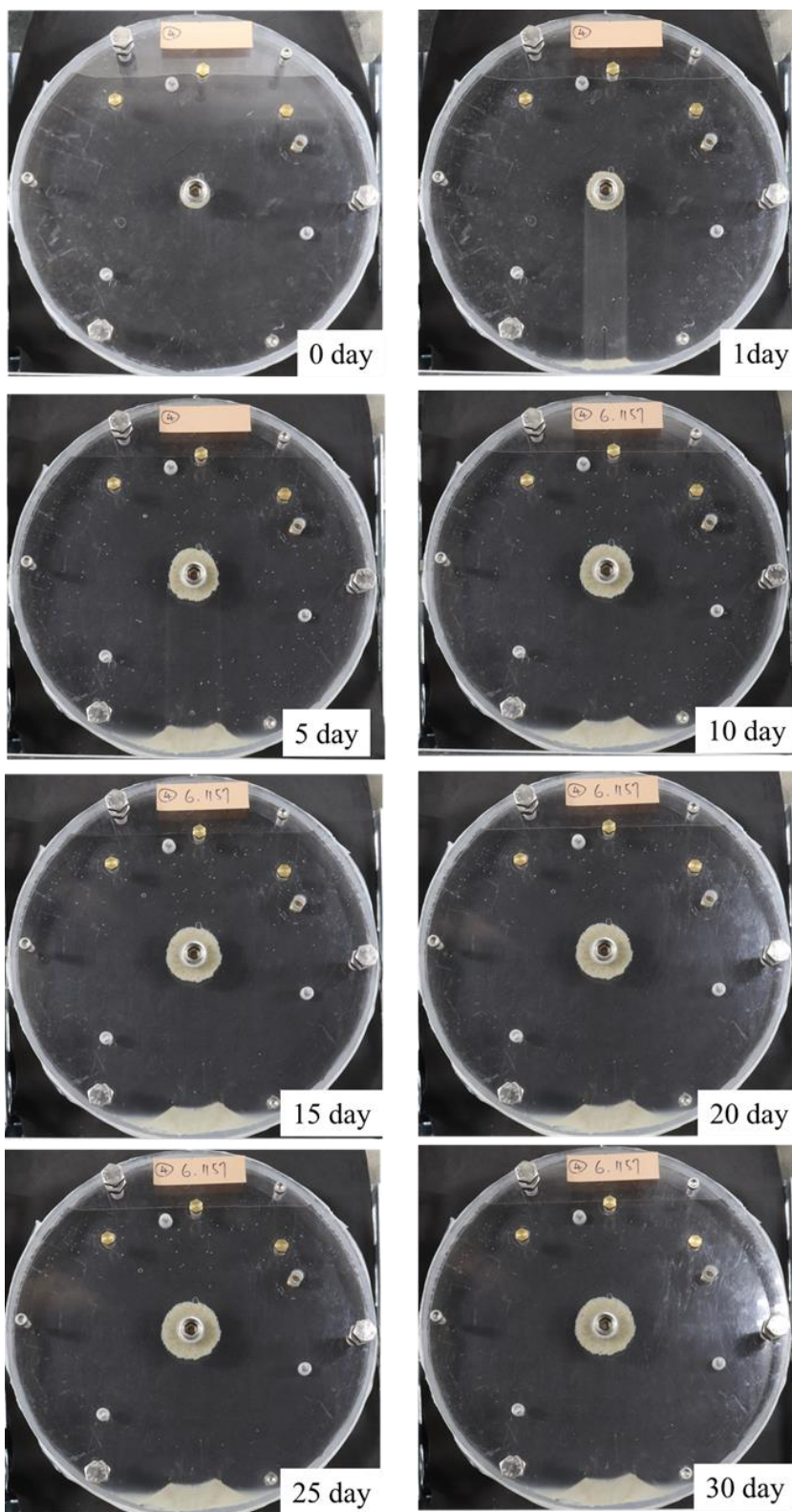
- Schatz, T., Akhanoba, N., 2017, Bentonite Buffer Erosion in Sloped Fracture Environments, Posiva Report 2016-13, Posiva Oy, Eurajoki, Finland.
- SKB. (1983), Final Storage of Spent Nuclear Fuel – KBS-3, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden.
- SKB. (2009), Bentonite erosion Laboratory studies, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden. (SKB TR-09-33)
- SKB. (2011), 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)

附錄 A

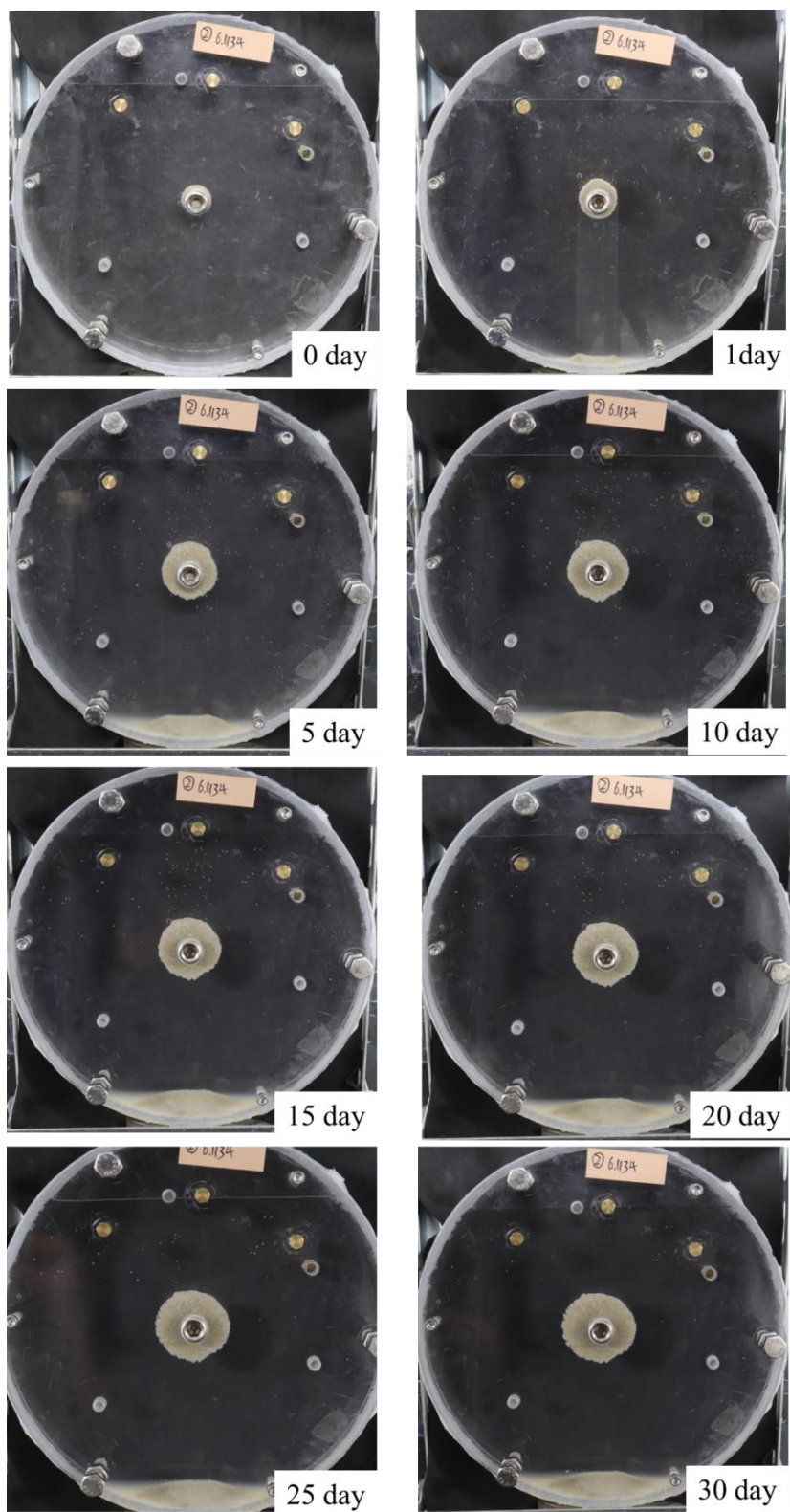
項次 1 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 0° 、裂隙內寬 1.0 mm、DW)



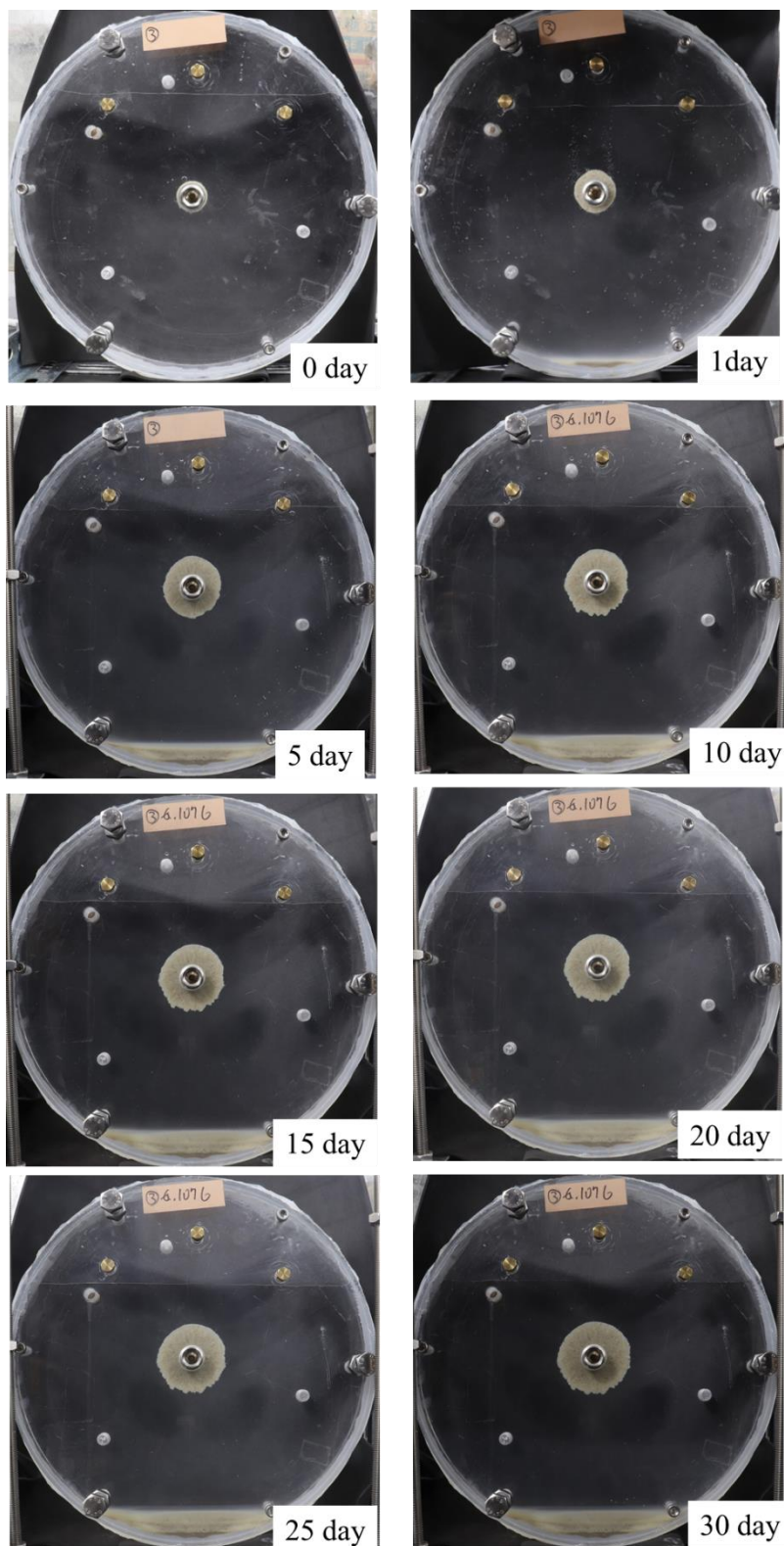
項次 2 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



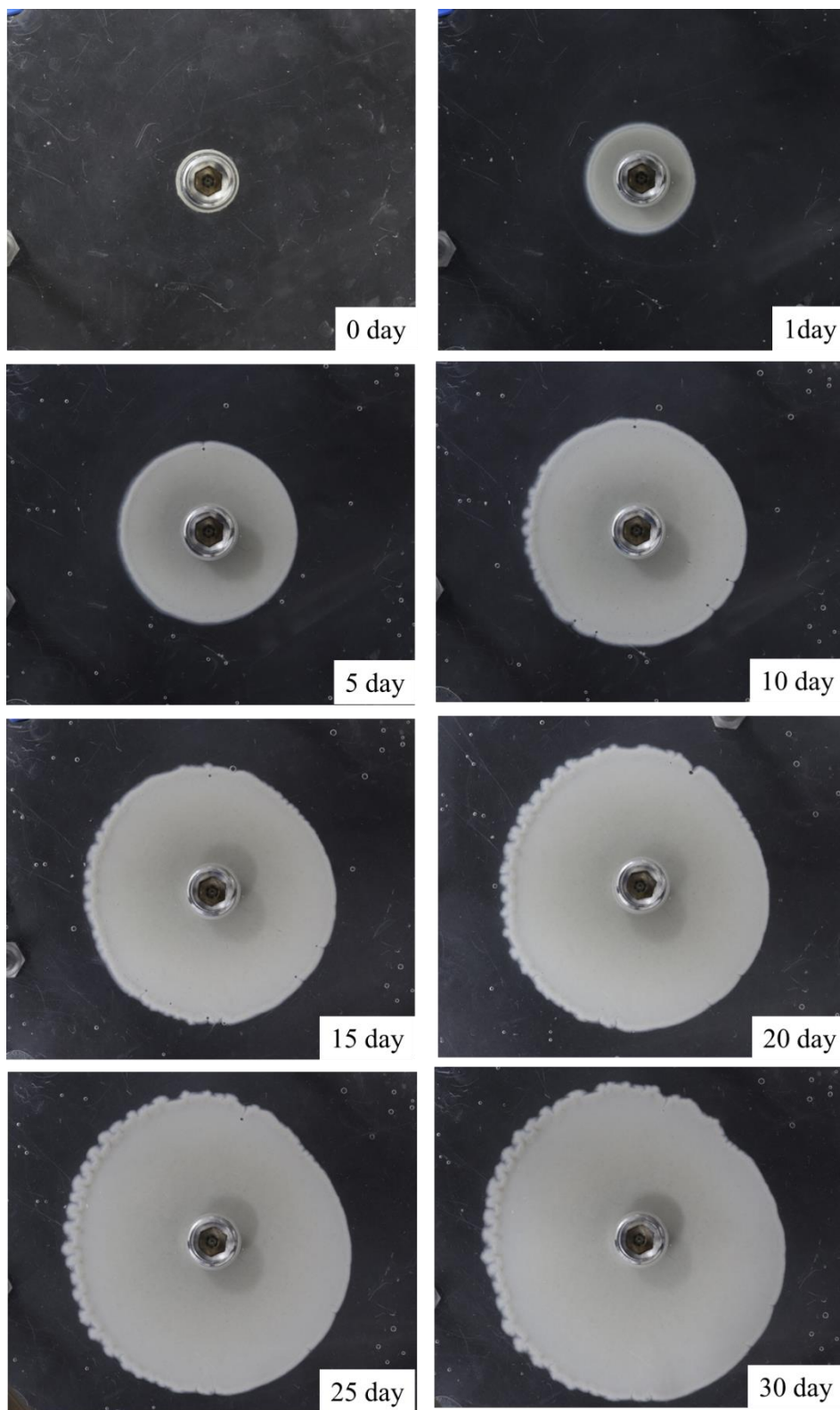
項次 3 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 60°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



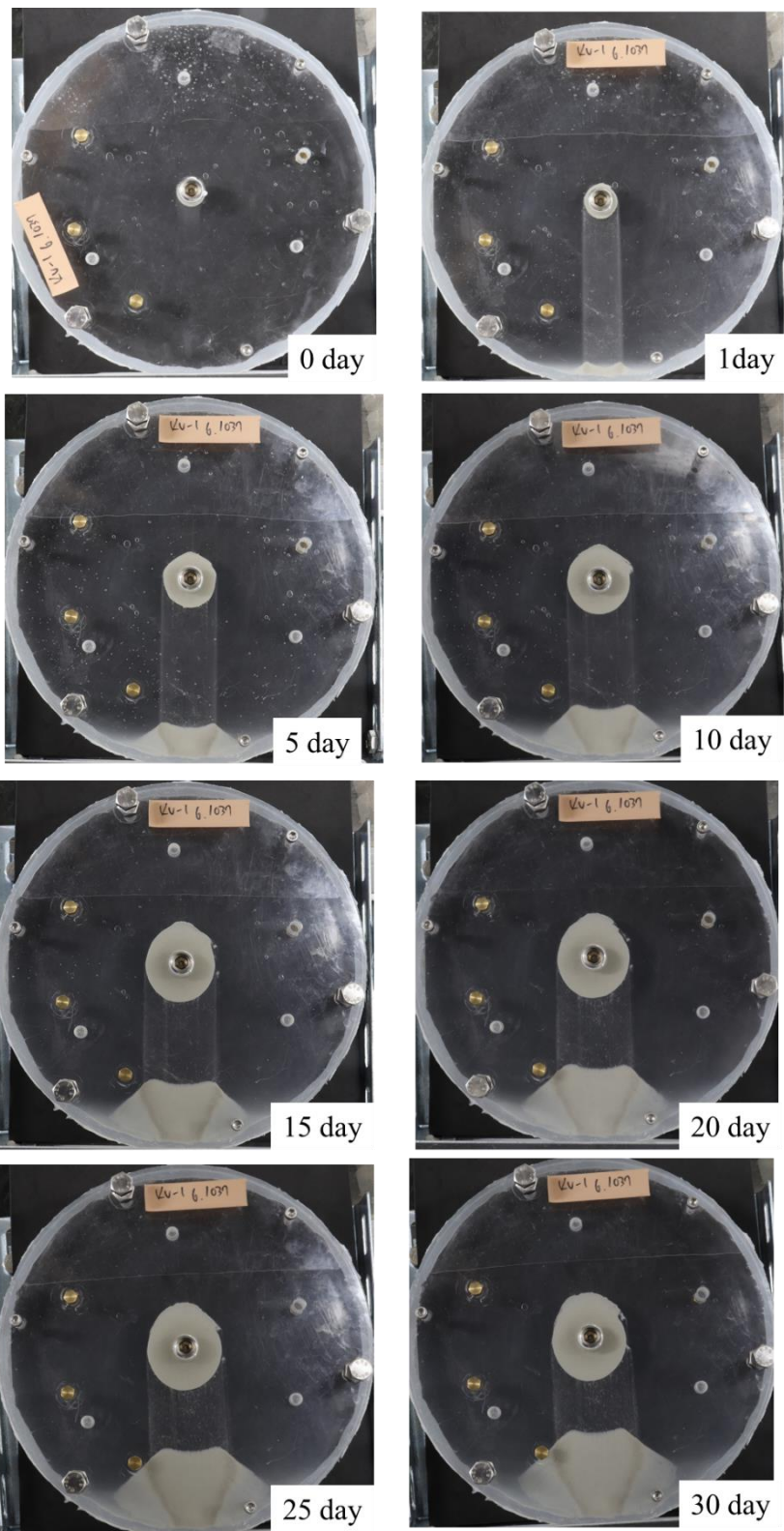
項次 4 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 90°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



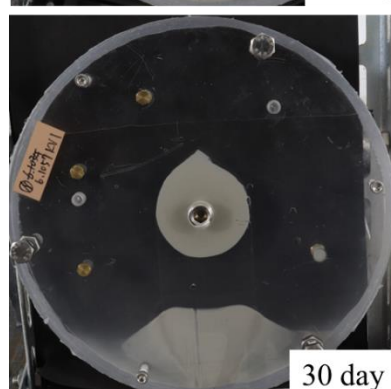
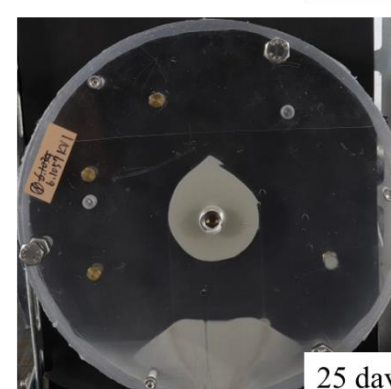
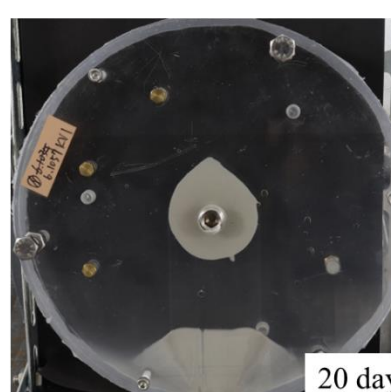
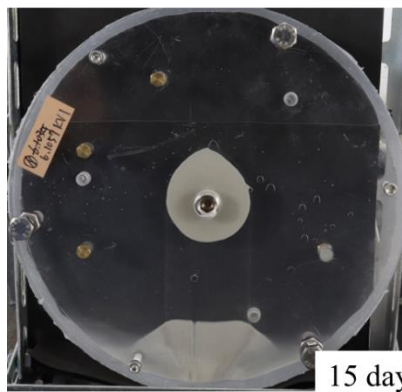
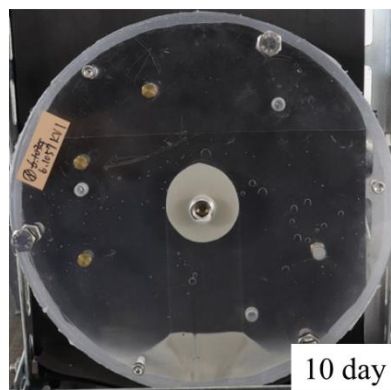
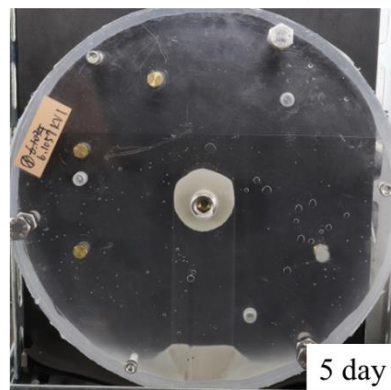
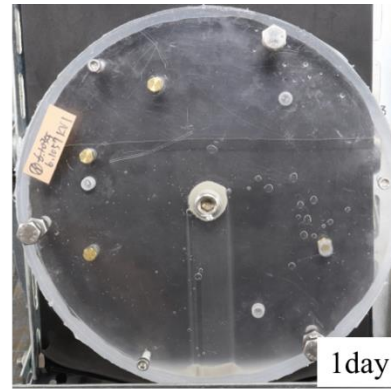
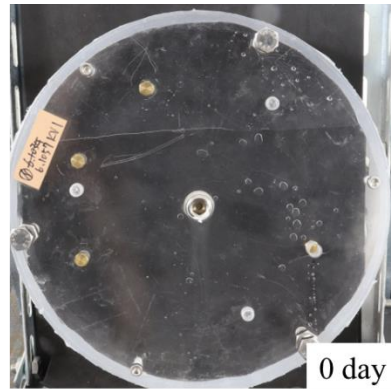
項次 5 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 0° 、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



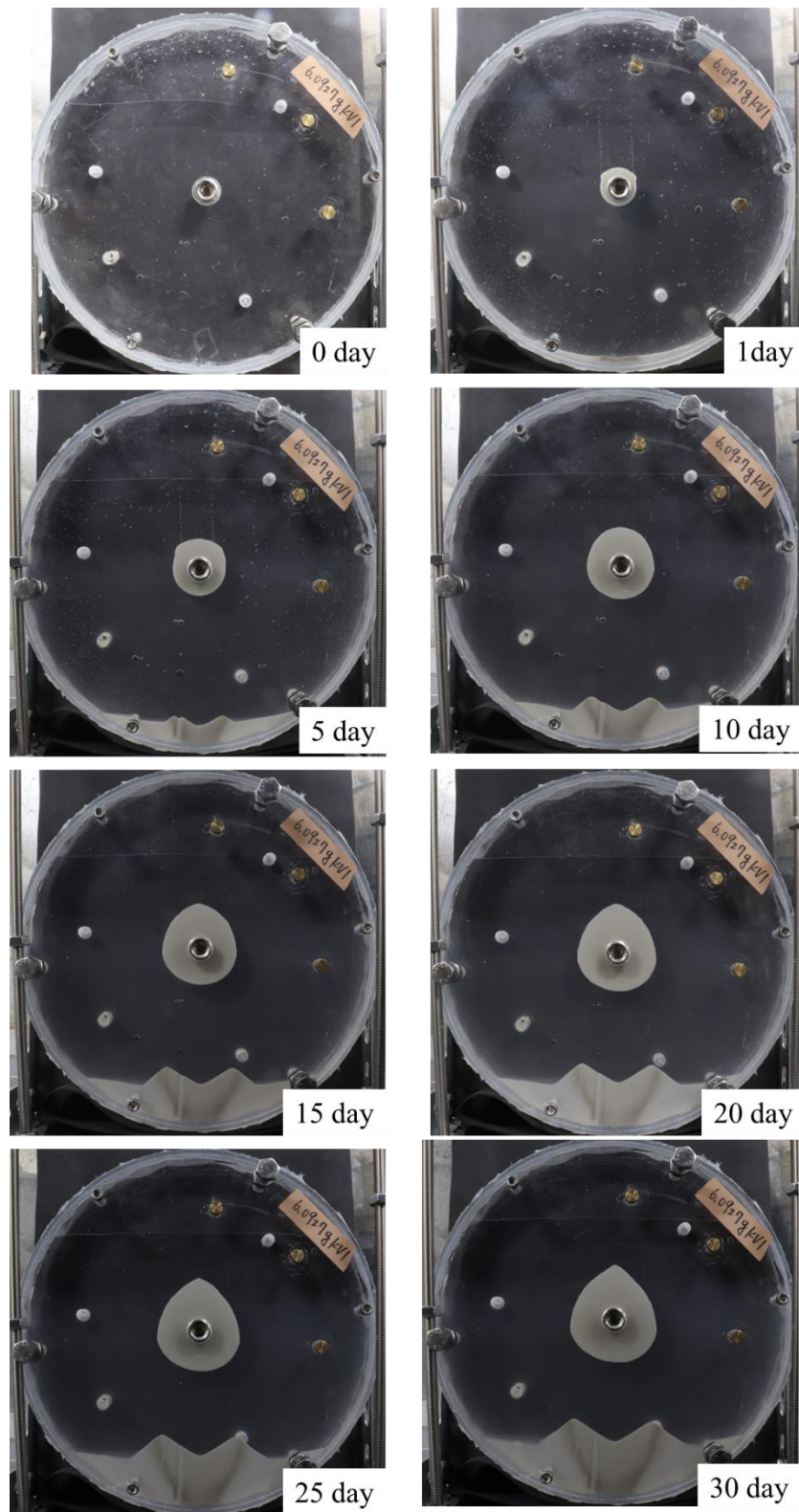
項次 6 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



項次 7 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 60°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)

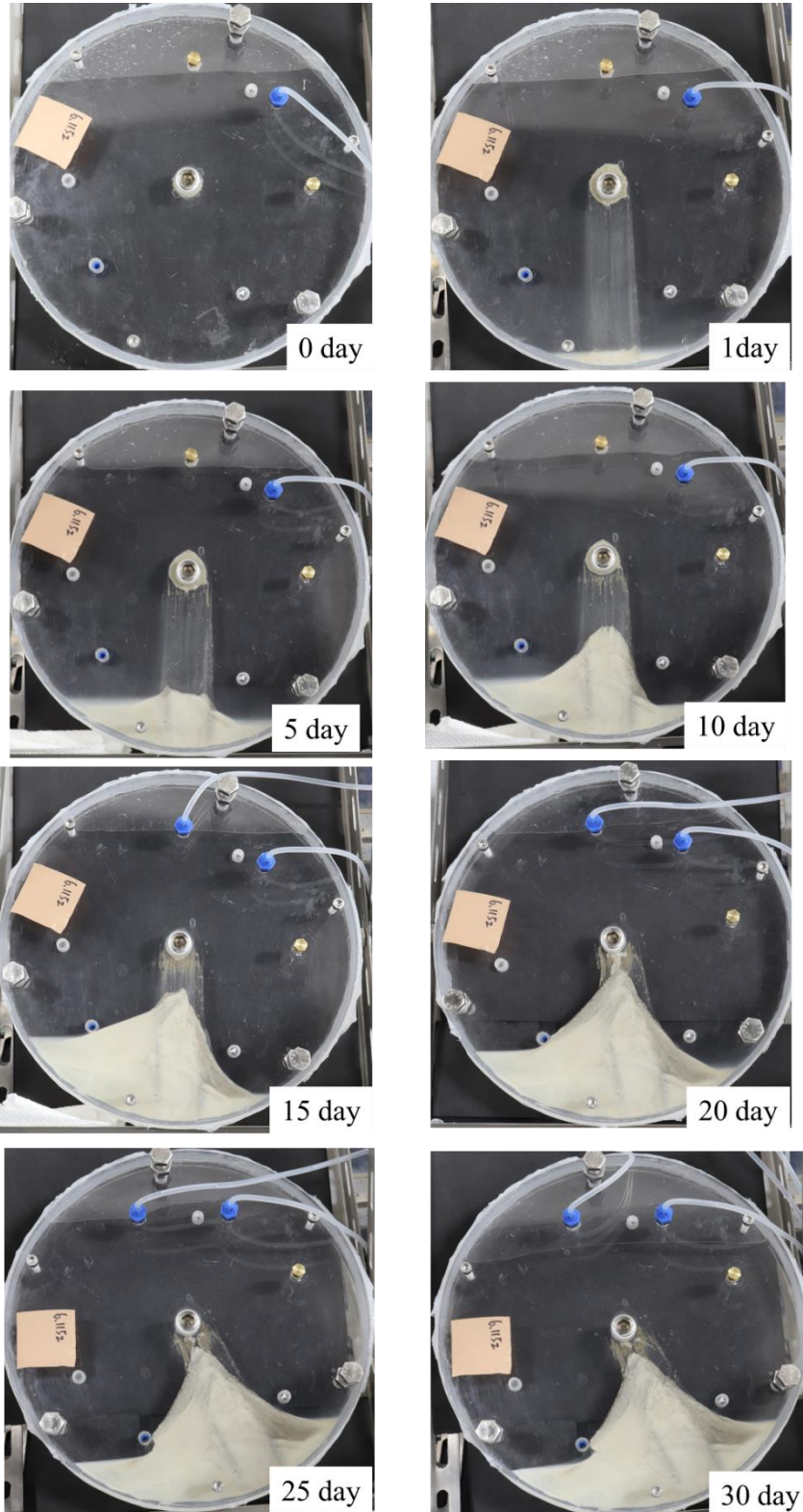


項次 8 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 90°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)

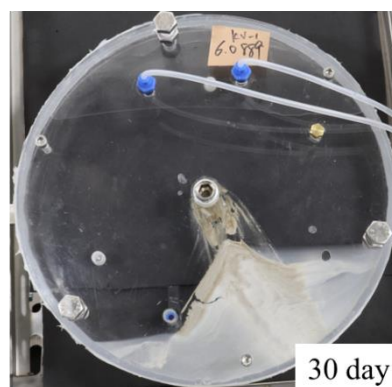
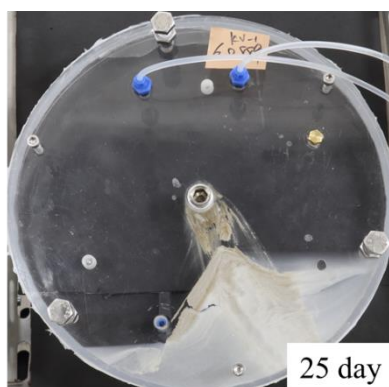
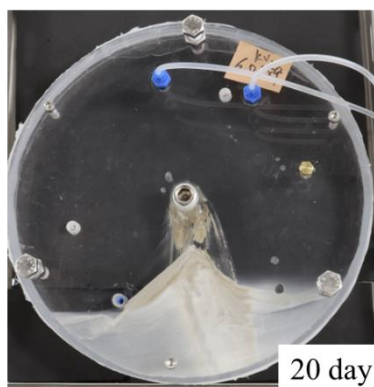
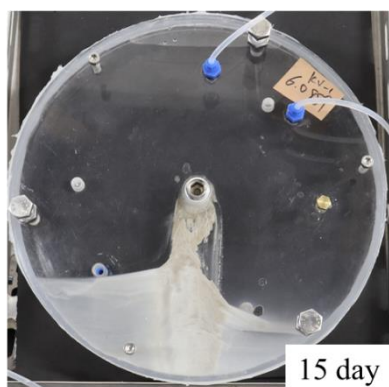
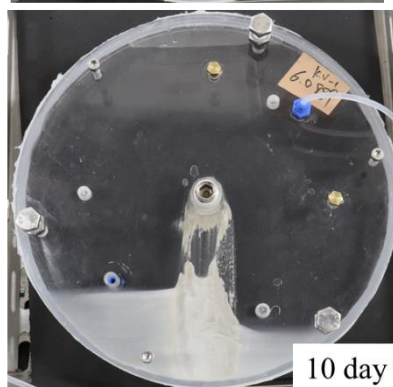
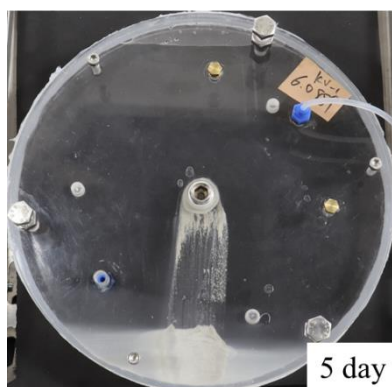
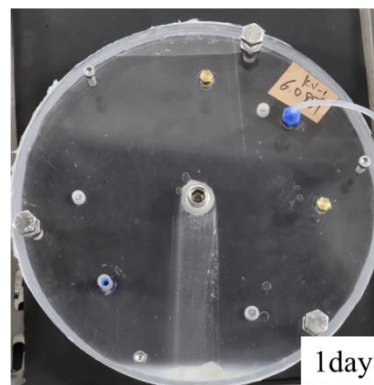
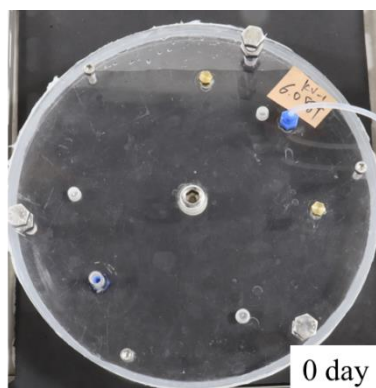


附錄 B

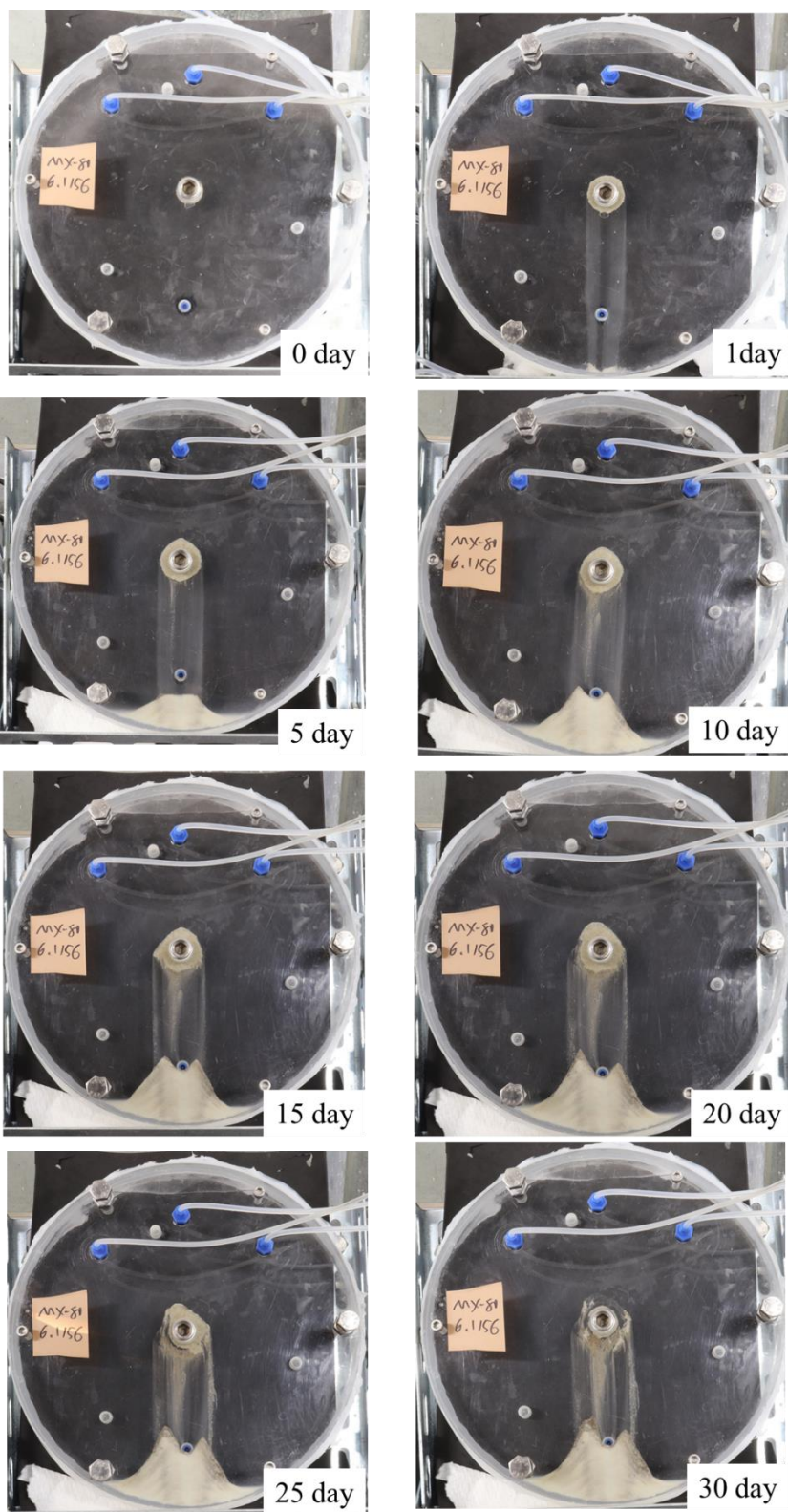
項次 9 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45° 、裂隙內寬 1.0 mm、DW)



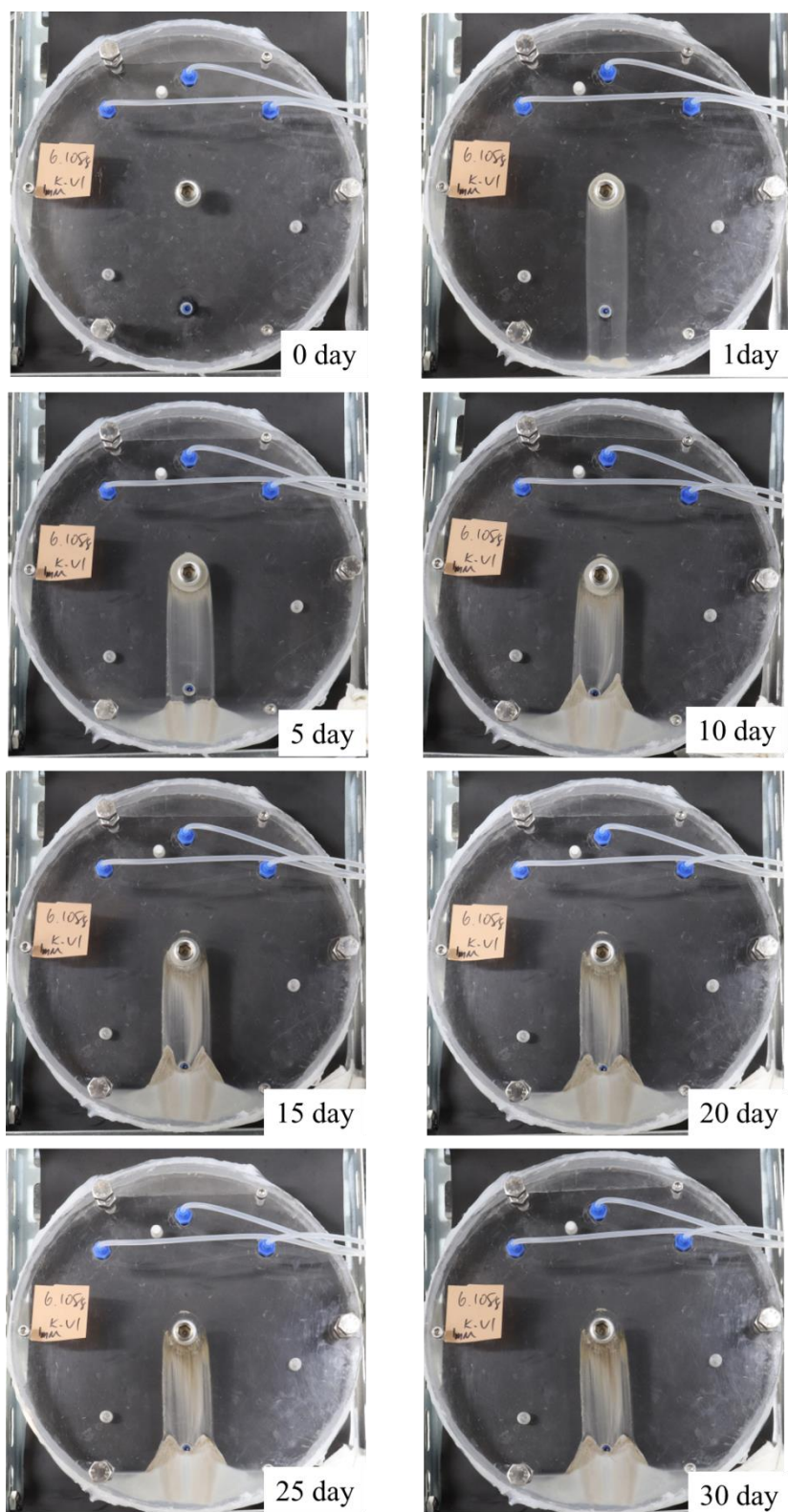
項次 10 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、DW)



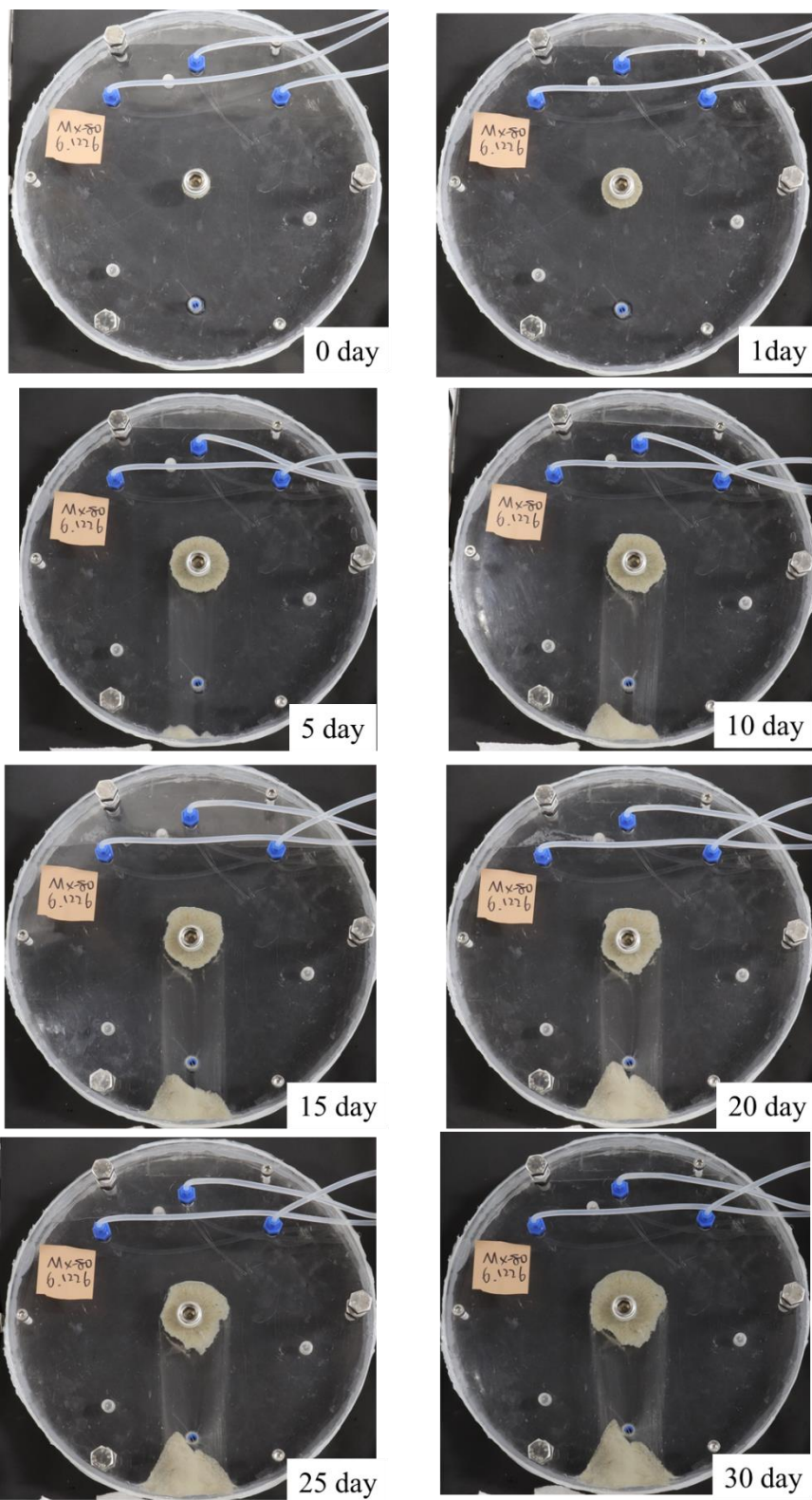
項次 11 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、1mM NaCl)



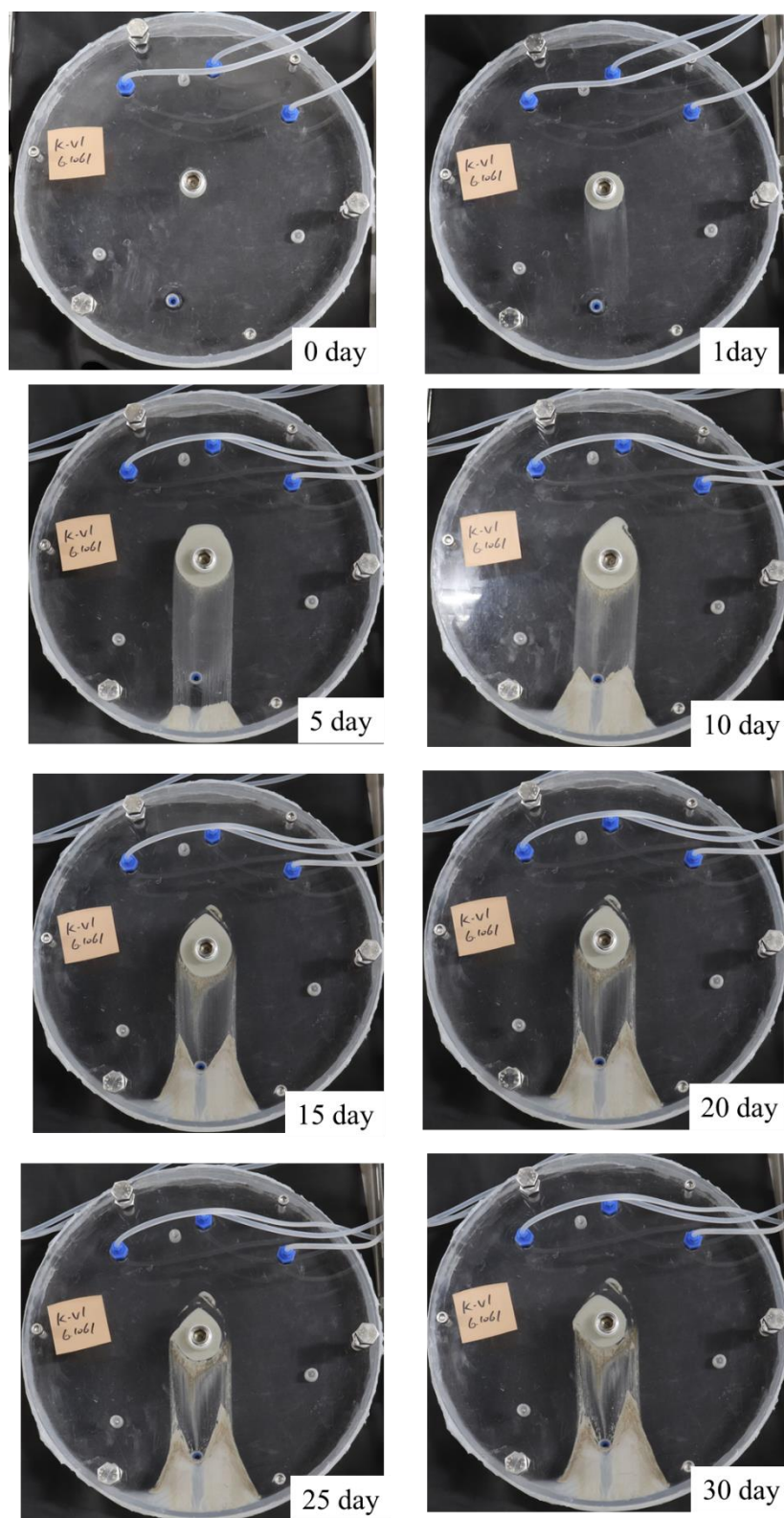
項次 12 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、1mM NaCl)



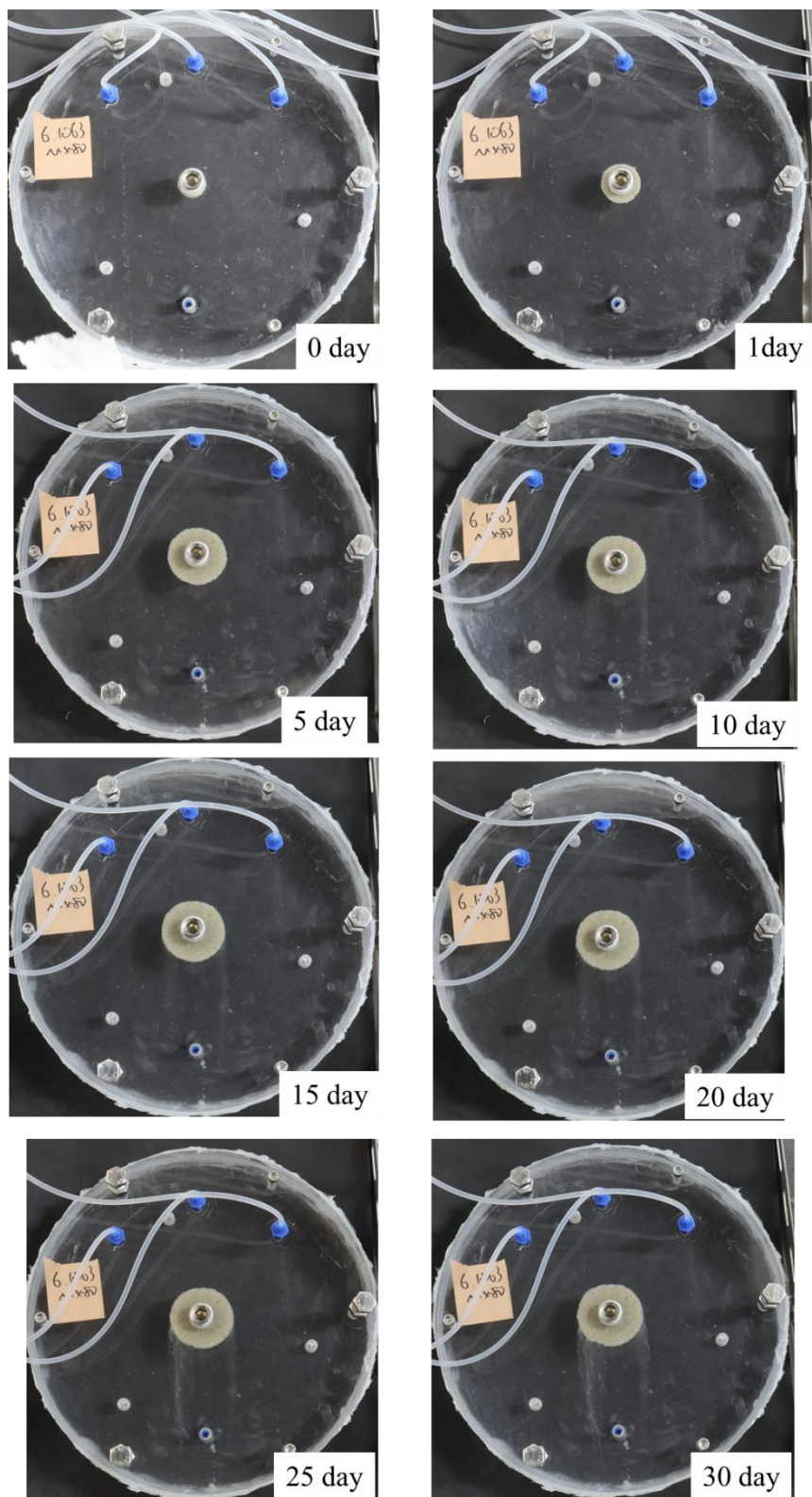
項次 13 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、3mM NaCl)



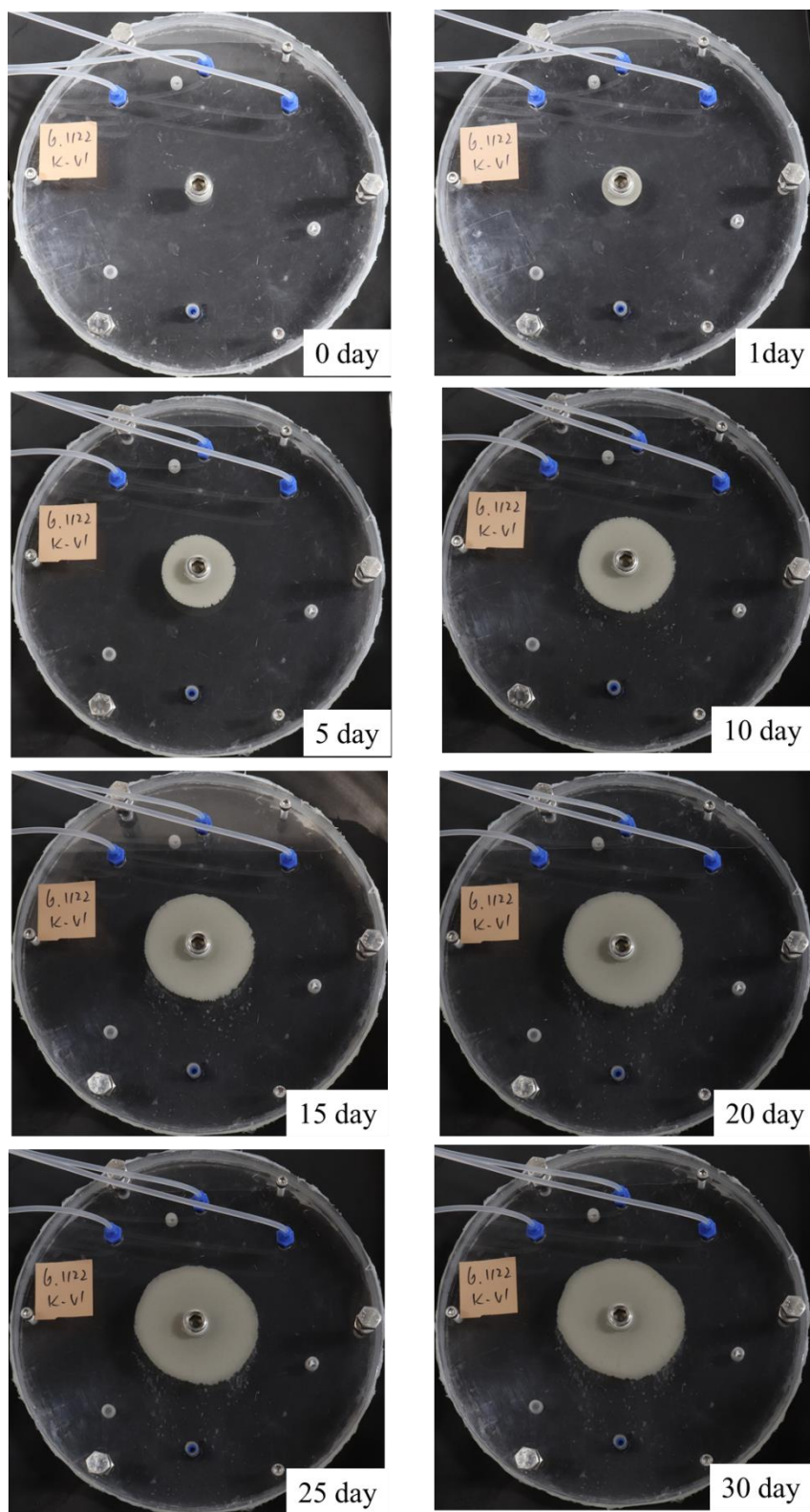
項次 14 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、3mM NaCl)



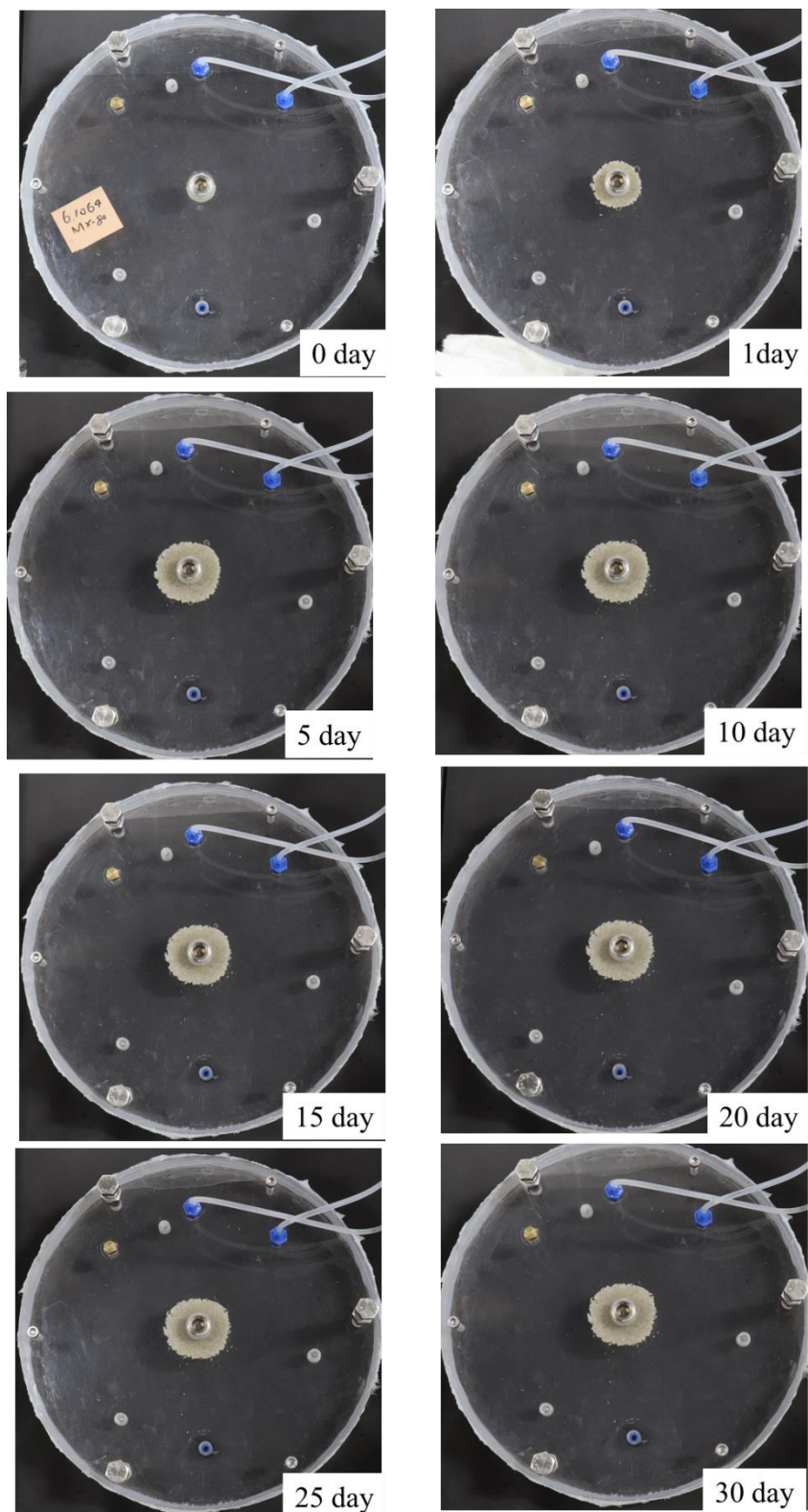
項次 15 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、6mM NaCl)



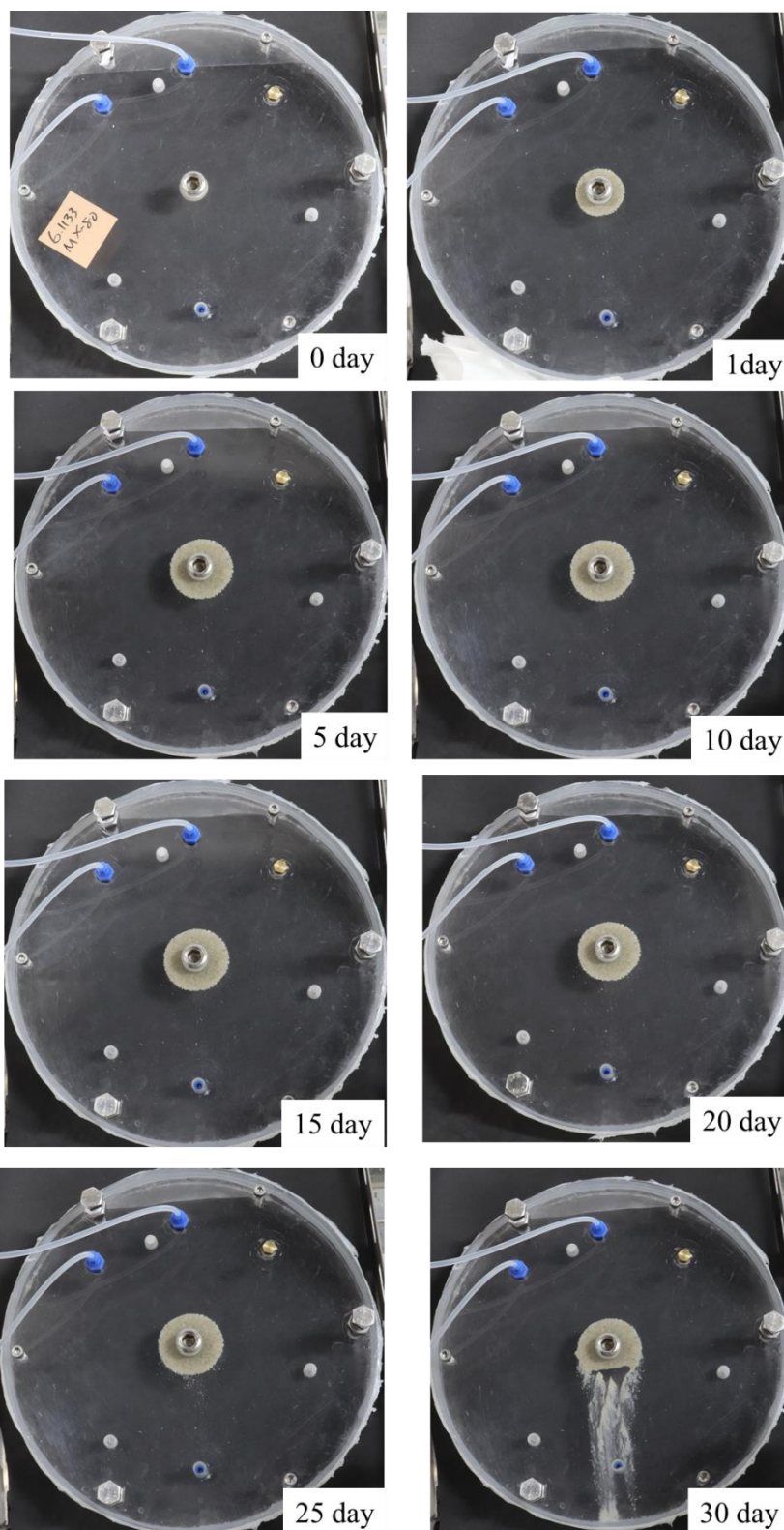
項次 16 (K-V1 膨潤土、傾斜角度 45° 、裂隙内寬 1.0 mm、6mM NaCl)



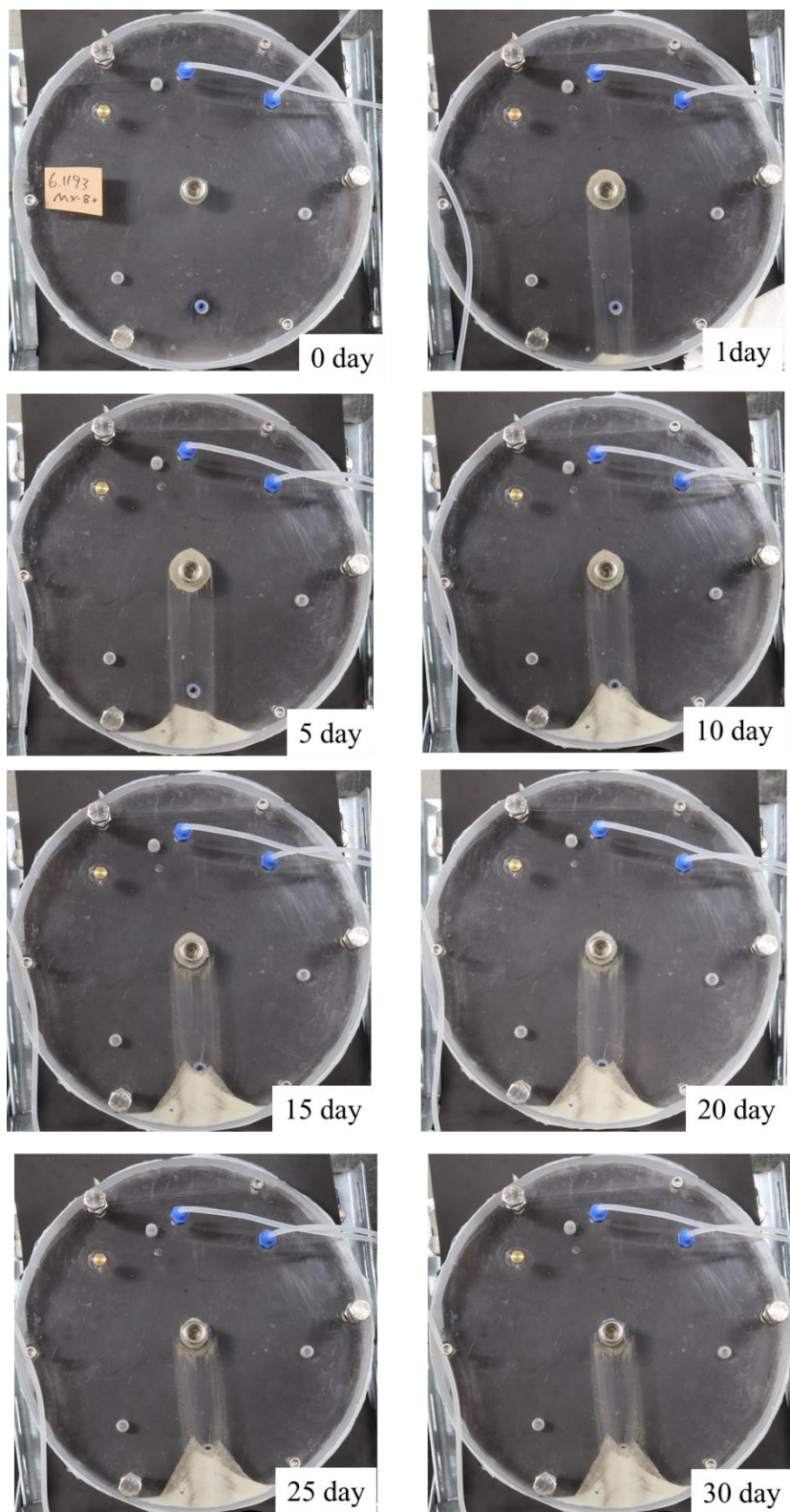
項次 17 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45°、裂隙内寬 1.0 mm、
1.5mM CaCl₂)



項次 18 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 45° 、裂隙内寬 1.0 mm、
1mM NaCl+1mM CaCl₂)



項次 19 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 60° 、裂隙内寬 1.0 mm、1mM NaCl)



項次 20 (MX-80 膨潤土、傾斜角度 60°、裂隙内寬 1.0 mm、3mM NaCl)

