

行政院原子能委員會
放射性物料管理局
委託研究計畫研究報告

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
期末總報告

委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局
執行單位：國立中央大學
計畫主持人：黃偉慶
子項主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮
計畫編號：109FCMA004
報告日期：中華民國 109 年 12 月 21 日

(此頁空白)

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

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：黃偉慶、張瑞宏、楊樹榮

研究期程：中華民國 109 年 02 月至 109 年 12 月

研究經費：新臺幣貳佰柒拾伍萬元整

放射性物料管理局 委託研究

中華民國 109 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.....	2
四、 展望.....	5
五、 附件.....	6
子計畫 1 「用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計資訊研析」期末報告.....	I
子計畫 2 「最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證」期末報告.....	II
子計畫 3 「低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式」期末報告.....	III

(此頁空白)

計畫名稱：108 年用過核子燃料處置審驗技術研析及驗證工作

一、摘要（中、英文）

我國用過核子燃料最終處置計畫自 107 年起邁入第二階段「候選場址評選與核定」，因此，處置計畫的審查、驗證及管制等長期工作，將參酌國際間高放最終處置安全論證報告技術評估要項，以及核能先進國家相關法規、導則、安全要求或高放最終處置設施安全分析報告之審查案例，規劃研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，並先期研提用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節，期能逐步完備我國高放最終處置相關法規。

本計畫針對用過核子燃料最終處置安全分析報告相關內容需求，彙整國際組織提出之高放射性廢棄物最終處置有關安全規範或導則，以及主要核能國家對於高放廢棄物地質處置設施設計之安全標準與技術要項、高放廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等，研提我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之設施設計章節，並提出未來審查要項建議。同時，針對用過核子燃料處置安全評估所需的重要管制資訊及技術，進行實驗與模擬成果之平行驗證，包括處置設施國際技術報告之現地實驗結果與地震分析數值模擬之平行驗證、處置孔內低密度緩衝材料之行為模式及其對應之熱-水-應力耦合效應影響等重點工作，以掌握處置設施設計審查重點並提升國內相關管制技術與審查能力。

Starting from 2018, the geological disposal program for spent nuclear fuel has proceeded to the second phase of identifying potential areas for a repository site. Thus, the development of the requirements and/or guide for the safety analysis report of the geological disposal facility becomes essential. This will be set out by referencing to the main issues discussed in international geological disposal programs and reviewing comments provided to various states on their disposal project's safety analysis report by regulating agencies. This is expected to benefit the forthcoming review of the safety assessment reports to be submitted and the control of the final disposal program administered by Taipower.

This project aims to study the safety requirements and/or guides established by international organizations for geological disposal facility of high-level radioactive wastes and the design criteria of geological disposal facility adopted by various major nuclear-power-generating countries. Based on a careful assimilation of the information, a draft guide for the safety analysis report on geological disposal facility has been devised. Composition of the guide was launched by compiling the chapter on facility design, along with suggestions on major technical review issues.

In addition to the preparation of design guide for geological disposal facility, a couple of verification tasks on important safety features of the

disposal facility are included in the project. These tasks are intended to be conducted independently such that major findings from Taipower's safety assessment reports and/or internationally collaborated researches can be compared/verified. Thus, two technical sub-studies, namely, verifications on the results from field experiments conducted through international collaboration and seismic analysis/simulation, and the behavior of low density buffer and its effects on the thermos-hydro-mechanical coupling functions in the deposition hole, are included in this research project.

二、計畫目標

台電公司於 106 年底完成我國用過核子燃料最終處置計畫第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估」，並提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」。行政院原子能委員會(以下簡稱原能會)完成 SNFD2017 報告審查後，要求台電公司依國際原子能總署(IAEA)所發布安全論證導則，參照 SNFD2017 報告國際同儕審查及原能會審查意見強化處置技術。高放最終處置計畫遂於 107 年邁入第二階段「候選場址評選與核定」，為因應第二階段選址工作展開，主管機關原能會放射性物料管理局(以下簡稱物管局)要求台電公司依計畫目標執行候選場址評選與核定相關選址作業，並持續精進及完備用過核子燃料最終處置相關技術，於 110 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告」及 114 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」。

針對上述發展，本計畫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、或國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計章節內容，以為後續發展完整安全分析報告導則之基礎。本計畫針對用過核子燃料最終處置安全分析報告中設施設計所需資訊與技術，進行國際高放最終處置安全分析報告資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫設施設計審查要項，以研提我國安全分析報告導則設施設計章節及提升相關審驗技術能力為目標。另外，選擇最終處置地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證、低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式等重要議題，進行資訊研析及平行驗證工作，以提升我國用過核子燃料最終處置計畫相關審驗技術與能力。

三、重要成果

子計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計資訊研析

子計畫一內容範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；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設施

設計章節內容。

針對用過核子燃料最終處置安全分析報告相關內容需求，本計畫對國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14 報告內容進行研析與討論，並將全文內容中文化；並對主要核能國家包括瑞典、瑞士、英國、芬蘭等國之高放射性廢棄物地質處置設施設計安全標準與技術要項或高放射性廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等進行重點研析整理及主要內容中文化之工作。透過參酌各國經驗相對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告之適切性，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計及建造專章架構及條文內容(草案)，同時提出未來審查要項建議，以掌握高放射性廢棄物最終處置設施設計審查重點，並提升國內相關管制技術與審查能力。

除透過研究團隊內部分組討論與工作會議外，本研究同時藉由邀請國內專家學者舉行座談會，彙整專家意見及建議，提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則內容研擬之後續規畫與發展建議，作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，以利未來繼續完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

子計畫二：最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證

子計畫二參考國際技術報告，針對處置場地下設施現地實驗結果之主要條件，建立數值驗證模型進行相應的數值模擬與參數分析，並參考國內階段成果報告模擬深地層處置隧道受地震負載作用下之動態分析進行平行驗證計算，以及對最終處置場熱傳導及耦合效應計算進行三方比較分析與驗證，所獲之主要研究成果如下：

1. 處置隧道地震分析之平行驗證計算方面，依照台電公司報告提供設置條件進行分析與驗證，所得結果與台電公司報告相近(模擬隧道受力如圖 1)。分析結果顯示，地震加載機制對記錄點的主應力影響並不顯著；進而分析其餘母岩之應力行為，其大多差異亦不明顯，判斷原因為覆土壓力相對較大，故地震加載對於其處置隧道與中上層母岩的應力增量有限，而在母岩底層離地震加載位置較近區域則有明顯差異。
2. 三方平行驗證分析之平行驗證計算方面，依照瑞典 SKB、SKI 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與兩報告相近(圖 2)。此外，並藉由調整處置罐邊界孔隙水壓，觀察到達飽和時間影響。從中了解增加邊界孔隙水壓，將使到達飽和時間逐漸縮短；其次，施予邊界孔隙水壓，對回填材料的影響較大。
3. 現地實驗分析之驗證計算方面，依照 SKB 報告提供處置罐設置條件進行分析與驗證，所得結果與 SKB 報告相近。並藉由調整邊界溫度，觀察溫度歷時圖進行結果比較，進而了解溫度趨勢造成之影響；另外亦進行水力傳導係數參數之分析，從中得知與設置參數的位置越近之

區域可以達到近乎飽和的效果。

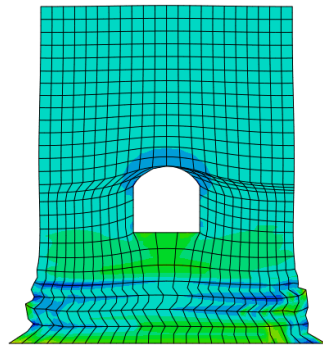
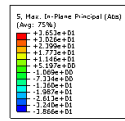


圖 1、模擬地震處置隧道受力雲彩圖

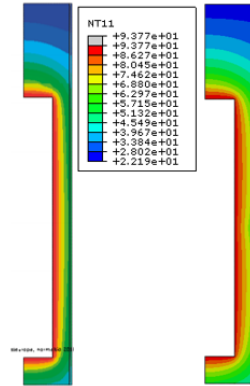
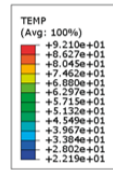


圖 2、處置罐溫度分析雲彩圖

子計畫三：低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式

地下水藉母岩裂隙流進處置孔可能造成緩衝材料沖蝕作用，使緩衝材料密度降低，進而影響處置銅罐長期安全穩定。為防止地下水在處置孔內自由流動，水力傳導係數應小於 10^{-12} m/s，回脹壓力應大於 1MPa。本計畫探討低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式，藉熱探針試驗、水力傳導係數及吸力試驗求得低密度緩衝材料相關參數，進而建立有限元素數值模擬模型並納入實驗參數，以及利用攝取水試驗及數值模擬驗證參數可行性，並和國際間相關研究成果進行比較，供後續沖蝕作用研究之參數使用，主要研究成果如下：

1. 相同含水量之膨潤土，熱傳導係數隨乾密度提高而提升，且溫度越高熱傳導係數越高。相同溫度環境下，膨潤土水力傳導度隨乾密度提升而下降，且乾密度越高回脹壓力大。
2. 低密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 之緩衝材之回脹壓力降至 0.49 MPa，將影響其封填孔隙的能力，故緩衝材料初始乾密度須大於 $1,400 \text{ kg/m}^3$ ；而其水力傳導度為 $3.38\text{E-}13 \text{ m/s}$ ，其值低於 $1\text{E-}12 \text{ m/s}$ ，仍具備必要的阻水能力，這顯示緩衝材料如因填充處置孔內間隙或沖蝕作用而降低密度時，其障壁功能的維持與密度降低的程度有關，需進一步探討緩衝材料沖蝕機制與沖蝕流失率對密度之影響，以有效評估沖蝕現象對緩衝材安全功能的影響效應。
3. 本研究利用進行四週的攝取水試驗與數值模擬分析來驗證緩衝材料參數合理性，數值分析結果顯示膨潤土飽和度隨時間而增加，且模型進水口緩衝材孔隙比隨飽和度增加而變大(圖 3)，而模型頂部膨潤土孔隙比受底部緩衝材料所產生回脹壓力的推擠而降低。此外，膨潤土攝入水四週試體含水量分布模擬結果與實際量測結果相符(圖 4)，所

得相關耦合材料參數具有合理性，可應用於未來針對處置孔較大尺度的熱-水-力耦合效應的模擬。

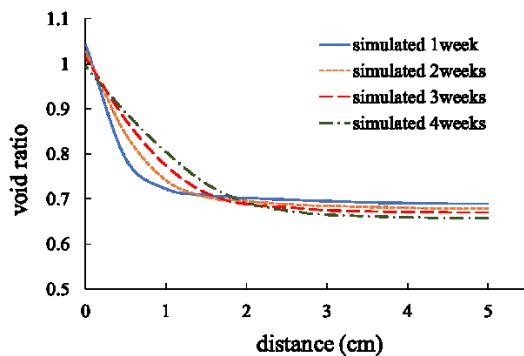


圖 3、四週孔隙比變化數值模擬結果

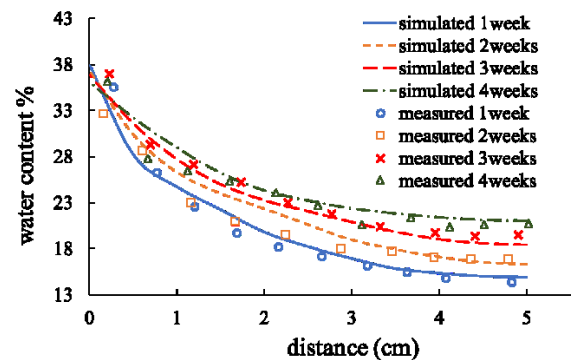


圖 4、四週含水量分布變化數值模擬與攝取水量測結果

四、展望

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以研擬深層地質處置設施之設計及建造專章草案為目標，由蒐集國際核能組織相關規範、導則及核能先進國家之安全分析報告、文獻審查案例開始，綜整、比較與分析國際資訊，計畫團隊參酌過去五年詳細研究瑞典、芬蘭、美國、日本等國的安全分析報告、申照審查計畫或國際同儕審查等報告，以及對於台電公司 SNFD2017 報告的審查經驗；彙整比較國內外資訊與案例後提出我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)設施設計及建造專章之章節架構、審查要項及草案內容初稿，而後再經由徵詢主管機關的專業意見，以及專家諮詢座談會議的廣泛討論，修訂專章架構及草案內容。

研究團隊期望藉此方式來發展我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則(草案)研擬工作，逐年完整導則所需各專章之架構與條文內容，並且透過與各界專家的座談討論，及主管機關之專業指導，在處置安全的最高原則下，整合多方看法與意見，使團隊研提之導則(草案)專章內容能符合國內用過核子燃料最終處置安全分析之需求，協助提升我國最終處置計畫審查與管制技術，供國內主管機關及相關單位作為參考。

同時，為提升我國高放最終處置計畫之驗證能力及對國內階段成果報告進行平行驗證技術，本計畫針對台電公司及國際處置技術之驗證重點，就我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告及國際相關技術報告有關之研究課題，來發展國內平行驗證技術，精進我國用過核子燃料最終處置領域之研發內涵，並提升管制機關審查與驗證之技術能力。本年度進行最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證、以及低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式等研究工作，研提國內對於最終處置審查重點或注意事項，研究內容皆對應國際間普遍

重視且共同合作的關鍵議題。未來仍將掌握最新國際趨勢，持續提升我國用過核子燃料最終處置計畫所需之研發能力與審驗技術。

五、 附件

子計畫 1 「用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則設施設計資訊研析」期末報告

子計畫 2 「最終處置場地下設施現地實驗與地震分析之數值模擬平行驗證」期末報告

子計畫 3 「低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式」期末報告

行政院原子能委員會放射性物料管理局

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

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析
報告導則設施設計資訊研析
期末報告

受委託單位：國立中央大學

子計畫主持人：黃偉慶

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：109FCMA004

中華民國一九〇九年十二月

(此頁空白)

行政院原子能委員會放射性物料管理局

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

子項計畫一：用過核子燃料最終處置設施安全分析
報告導則設施設計資訊研析

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

研究期程：中華民國 109 年 2 月至 109 年 12 月

研究經費：新台幣壹佰柒拾伍萬元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 109 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

摘要

我國用過核子燃料最終處置計畫自 107 年起邁入第二階段「候選場址評選與核定」，因此，最終處置計畫的審查、驗證及管制等長期工作，需參酌國際間高放射性廢棄物最終處置安全論證報告技術評估要項，以及核能先進國家相關法規、導則、安全要求或高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告之審查案例，以推動我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之研擬工作，期能完備我國高放射性廢棄物最終處置相關法規。

本計畫針對用過核子燃料最終處置安全分析報告相關內容需求，彙整國際組織提出之高放射性廢棄物最終處置有關安全規範或導則，以及主要核能國家包括芬蘭、瑞典、英國、德國等對於高放射性廢棄物地質處置設施設計之安全標準與技術要項、高放射性廢棄物地質處置安全分析報告審查案例等，參酌各國經驗相對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告之適切性，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設施設計及建造專章內容，並提出未來審查要項建議，以掌握高放射性廢棄物最終處置設施設計審查重點並提升國內相關管制技術與審查能力。

(此頁空白)

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	viii
第一章、前言.....	1
1.1 計畫背景與目標.....	1
1.2 計畫範疇.....	1
第二章、IAEA SSG-14 報告研析成果.....	3
2.1 地質處置及其實施情形概述(SSG-14 第二章).....	4
2.2 法律及組織基礎結構(SSG-14 第三章).....	5
2.3 安全方法(SSG-14 第四章).....	6
2.4 安全論證與安全評估(SSG-14 第五章).....	8
2.5 逐步開發地質處置設施的要項(SSG-14 第六章).....	11
第三章、各核能國家地質處置安全要求及報告研析.....	22
3.1 瑞典國家輻射安全管制局法規(SSM FS 2008:21).....	23
3.1.1 瑞典 SSM 關於處理核子燃料和放射性廢棄物的安全法規.....	23
3.1.2 附錄 1.....	24
3.2 瑞士深層地質處置場設計原則和安全案例要求.....	25
3.2.1 防護目標和標準.....	25
3.2.2 設計、運轉和封閉.....	26
3.2.3 封閉和標記深層地質處置場.....	28
3.2.4 優化、品質管理和文件化.....	28
3.2.5 證明地質處置場的安全.....	29
3.2.6 防護性論證(Security demonstration).....	30
3.3 英國 NDA 地質處置報告：通用處置設施設計.....	31
3.3.1 第一章、報告簡介.....	31
3.3.2 第二章、地質處置設施設計發展.....	35

3.3.3	第三章、環境的永續性.....	41
3.3.4	第四章、建造.....	42
3.3.5	第五章、廢棄物運輸、接收與轉運.....	47
3.3.6	第六章、地面支援設施與公共建設.....	48
3.3.7	第七章、地面到地下的廢棄物運輸與設施.....	48
3.3.8	第八章、地下佈局和運轉說明.....	51
3.3.9	第九章、LHGW 處理和安置.....	56
3.3.10	第十章、HHGW 處理和安置.....	73
3.3.11	第十一章、地下設施、基礎設施和服務.....	79
3.3.12	第十二章、回填、密封、封閉和除役.....	90
3.3.13	第十三章、監測.....	96
3.3.14	第十四章、安全和保障.....	101
3.3.15	第十五章、可再取出性.....	102
3.3.16	第十六章、盤存量變化的影響.....	106
3.3.17	第十七章、推動計畫的方式.....	111
3.4	芬蘭 STUK GUIDE YVL D.5 放射性廢棄物的處置.....	113
3.4.1	第一章、前言.....	113
3.4.2	第二章、適用範圍.....	114
3.4.3	第三章、輻射曝露與放射性排放的限制.....	115
3.4.4	第四章、處置方法的規劃.....	118
3.4.5	第五章、處置設施與處置運轉的規劃與設計.....	121
3.4.6	第六章、處置設施的試運轉與運轉.....	127
3.4.7	第七章、提報給輻射與核子安全局(STUK)的文件.....	129
3.4.8	第八章、輻射與核子安全局的管制監督.....	133
3.4.9	附件 A、安全論證.....	135
3.5	國際高放處置設施審查要項研析及建議.....	140
3.5.1	瑞典 SSMFS 2008:21 安全法規審查要項建議.....	140
3.5.2	瑞士 ENSI-G03/e 深層地質處置場設計導則審查要項建議.....	140
3.5.3	英國 NDA 通用處置設施設計報告審查要項建議.....	141
3.5.4	芬蘭 STUK GUIDE YVL D.5 指引報告審查要項建議.....	143

第四章、設施設計及建造專章草案研擬.....	145
4.1 導則架構研擬.....	145
4.2 設施設計及建造審查要項.....	147
4.3 設施設計及建造專章內容研擬.....	150
第五章、結論與建議	161
5.1 成果與結論	161
5.2 建議	162
參考文獻	164

圖目錄

圖 3-1 深層地質處置場所涉及之規劃、建造、運轉和封閉過程的簡化示意圖	26
圖 3-2 通用處置系統安全論證文件架構示意圖	32
圖 3-3 各階段之工程設計開發示意圖	37
圖 3-4 環境永續的設計流程	41
圖 3-5 較高強度母岩內開挖剖面與尺寸	45
圖 3-6 較低強度母岩內開挖剖面與尺寸	45
圖 3-7 蒸發岩類母岩內開挖剖面與尺寸	46
圖 3-8 工作隧道的建造方法	46
圖 3-9 低發熱廢棄物之地面轉運設施	47
圖 3-10 高發熱廢棄物之地面轉運設施	48
圖 3-11 螺旋形布局的斜坡道(Drift)	49
圖 3-12 斜坡道之圓形或 D 形剖面	49
圖 3-13 斜坡道內之齒輪軌道與運輸系統	50
圖 3-14 豎井之地面接收設施	51
圖 3-15 高強度岩石的最終地下佈局示意圖	53
圖 3-16 低強度沉積岩的最終地下佈局示意圖	53
圖 3-17 蒸發岩中的最終地下佈局示意圖	54
圖 3-18 GDF 廢棄物置放時間	55
圖 3-19 UILW 入口單元示意圖	58
圖 3-20 UILW 處置窖橫截面示意圖—高強度岩石	58
圖 3-21 UILW 窖體剖面示意圖—低強度沉積岩	60
圖 3-22 UILW 窖-蒸發岩橫截面示意圖	60
圖 3-23 通過 SILW 和 LLW 處置窖的橫截面示意圖—高強度岩石	62
圖 3-24 對 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—高強度岩石	62
圖 3-25 通過 SILW 和 LLW 處置窖的剖面示意圖—低強度沉積岩	63
圖 3-26 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—低強度沉積岩	64
圖 3-27 通過 SILW 和 LLW 處置窖的橫截面示意圖—蒸發岩	65

圖 3-28 對 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—蒸發岩	65
圖 3-29 堆放在高強度岩石專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升 混凝土桶.....	67
圖 3-30 堆放在低強度沉積岩的專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升混凝土桶.....	67
圖 3-31 堆放在蒸發岩中的專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升 桶.....	68
圖 3-32 堆疊在高強度岩石專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立方 公尺堅固的屏蔽箱.....	71
圖 3-33 堆疊在低強度沉積岩專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立 方公尺堅固的屏蔽箱.....	72
圖 3-34 堆疊在蒸發岩專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立方公尺 堅固的屏蔽箱.....	73
圖 3-35 沉降機—高強度岩石	76
圖 3-36 HHGW 處置坑道：穿過坑道的縱截面—高強度岩石	76
圖 3-37 HHGW 處置坑道—低強度沉積岩示意圖	78
圖 3-38 HHGW 處置坑道示意圖—蒸發岩	79
圖 3-39 電氣基礎設施	85
圖 3-40 低強度沉積岩處置窖回填佈置	92
圖 3-41 處置窖回填廊道橫截面	94
圖 3-42 RWM 監測計畫進一步發展的框架	97
圖 3-43 MoDeRn 監測工作流程和對確定 RWM 監測計畫的當前進展的分析	99
圖 3-44 NEA 對於放射性廢棄物可再取出性等級.....	103
圖 3-45 推動計畫過程的圖表	112
圖 4-1 瑞典 KBS-3 處置概念及設施分類示意圖	147
圖 4-2 地下設施處置區域及多重障壁示意圖	148

表目錄

表 2-1 SSG-14 第二章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議.....	4
表 2-2 SSG-14 第三章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議.....	5
表 2-3 SSG-14 第四章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議.....	7
表 2-4 SSG-14 第五章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議.....	9
表 2-5 SSG-14 第六章條文應用於我國規範研訂參採分析與建議.....	11
表 3-1 地質處置功能概念之處置母岩與廢棄物類型的來源	36
表 3-2 廢棄物分類與包件一覽表	39
表 3-3 NEA 放射性廢棄物再取出性等級與 CoRWM 再取出性術語之相關性...	104
表 4-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構	146
表 4-2 安全分析報告導則設施設計及建造專章審查要項	148
表 4-3 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計及建造專章 (草案).....	151

第一章、前言

1.1 計畫背景與目標

台電公司於 106 年底完成我國用過核子燃料最終處置計畫第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估」，並提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」。原能會完成 SNFD2017 報告審查後，要求台電公司依國際原子能總署(IAEA)所發布安全論證導則，參照 SNFD2017 報告國際同儕審查及原能會審查意見強化處置技術。高放射性廢棄物最終處置計畫遂於 107 年邁入第二階段「候選場址評選與核定」，為因應第二階段選址工作展開，主管機關原能會物管局要求台電公司依計畫目標執行候選場址選址作業，並持續精進及完備用過核子燃料最終處置相關技術，於 110 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置初步安全論證報告」及 114 年底前提出「我國用過核子燃料最終處置安全論證報告」。

針對上述發展，原能會物管局規劃透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則、及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，首年並以安全分析報告設施設計部分之章節內容優先，研提安全分析報告導則內容，以為後續發展完整安全分析報告導則之基礎。

本研究針對用過核子燃料最終處置安全分析報告中設施設計所需資訊與技術，進行國際高放最終處置安全分析報告資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫設施設計審查要項，以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設施設計章節內容，及提升相關審驗技術能力為目標。

1.2 計畫範疇

國際對高放射性廢棄物之最終處置，目前普遍採用地質處置(geological disposal)方式，而所謂地質處置即將固體放射性廢棄物處置在位於穩定地層的處置設施中，以提供對廢棄物的長期圍阻並使其與人類可及的生物圈隔離。我國於 102 年 1 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」

(原能會，2020)，其第 3 條亦明確規定高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置之方式。而根據英國放射性廢棄物管理有限公司 (Radioactive Waste Management Limited, RWM) 於 2016 年底發表(網站發布為 2017.08)的地質處置相關研究報告中，於所調查的 19 個國家中，除少數國家對高放射性廢棄物尚未規劃而暫存外，其餘 14 個國家對於高放射性廢棄物或用過核子燃料皆預定採用地質處置。

針對國際間放射性廢棄物最終處置計畫的需求，國際原子能總署(IAEA)於 2011 年發布了「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14 (IAEA, 2011a)。該導則主要對於地質處置設施如何符合國際原子能總署於同年發布的「放射性廢棄物處置 - 特定安全要求」SSR-5 (IAEA, 2011b)的各項要求提供了建議。換言之，針對 IAEA 於 SSR-5 所提出適用於放射性廢棄物地質處置的 26 項特定安全要求，於 SSG-14 導則中皆提供了建議。

除了 IAEA 發布的放射性廢棄物處置設施安全要求與導則外，國際間主要核能國家陸續對放射性廢棄物地質處置發表了安全規範、安全要求、安全導則、以及地質處置設計報告。本研究針對瑞典、瑞士、英國、芬蘭等國家之地質處置相關安全規範與技術報告進行研析，並以各國地質處置安全要求為重點，從相對於國內用過核子燃料最終處置安全分析報告內容研擬及審查要項的角度，討論各國地質處置安全報告發展經驗對於我國的適切性，最後，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設施設計專章內容進行研擬，逐步完備高放射性廢棄物管制法規訂定工作。

第二章、IAEA SSG-14 報告研析成果

針對國際間放射性廢棄物最終處置計畫的需求，國際原子能總署(IAEA)於2011年發布了「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14 報告(IAEA, 2011a)。該導則主要對於地質處置設施如何符合國際原子能總署於同年發布的「放射性廢棄物處置 - 特定安全要求」SSR-5 報告(IAEA, 2011b)的各項要求，提供了安全指引與建議。換言之，針對 IAEA 於 SSR-5 報告所提出適用於放射性廢棄物處置的 26 項特定安全要求，於 SSG-14 安全導則中特別在地質處置設施的發展與管制方面，提出特定的指引與建議。

根據上述說明可見，對於我國用過核子燃料最終處置安全分析報告導則的發展與研擬而言，國際原子能總署的 SSG-14 報告顯得相當重要，故本研究特將 SSG-14 報告全文加以中文化，並將全部中文化內容列於本報告之附錄，以供各界參考應用。

SSG-14 導則共分六章，各章標題分別為：

第一章 前言 (Introduction)

第二章 地質處置及其施行概述 (Overview of Geological Disposal and its Implementation)

第三章 法律與機關組織權責架構 (Legal and Organizational Infrastructure)

第四章 安全作法 (Safety Approach)

第五章 安全論證與安全評估 (The Safety Case and Safety Assessment)

第六章 發展地質處置設施逐步式作法之要項 (Elements in a Stepwise Approach to the Development of a Geological Disposal Facility)

SSG-14 報告第一章就該報告之背景、目標、範圍及報告架構作概要說明。如前所述，此報告目的在於針對 IAEA SSR-5 報告所提出適用於放射性廢棄物處置的特定安全要求，特別在地質處置設施的發展與管制方面，提出特定的指引與建議，供放射性廢棄物地質處置的管制與執行機構使用。

以下各節分別就 SSG-14 報告第二章至第六章之文字分別說明條文內容概要，並針對各條文討論其意義與重要性，同時評估各條文與我國現行法規的對應情形，以及未來納入我國用過核子燃料最終處置安全分析報告導則的適切性。由我國原

能會主管之相關法規中，主要與用過核子燃料最終處置相關之辦法及規則包括民國 98 年 4 月 13 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」、民國 102 年 1 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」、及民國 106 年 3 月 29 日修正發布之「高放射性廢棄物最終處置設施場址規範」，於本章各節中即分別引述與討論。

2.1 地質處置及其實施情形概述(SSG-14 第二章)

SSG-14 報告第二章闡述地質處置的定義與特徵，以及達成最終處置安全性的方法，相關條文應用於我國導則研訂參採分析與建議如表 2-1 所示；並將地質處置設施的發展過程，明確劃分為三個時期，也提示地質處置設施發展過程長達數十年，為達成對全程計畫施行適當管制的目標，建議藉由可管理的「套裝包」(packages)來實施、審查與評估，構成一系列逐步推動的管制與決策過程。

表 2-1 SSG-14 第二章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議

SSG-14 條文編號	SSG-14 條文概要	分析與建議
2.1	地質處置的定義及特徵說明。	建議國內導則參採。
2.2	將廢棄物圍阻及隔離於生物圈之外，是可被接受的管理策略。	對於圍阻與隔離功能的說明可供國內參考。
2.3	說明地質處置設施發展的三個時期，分別為運轉前時期、運轉時期、封閉後時期。	對於各時期的定義及各時期的主要工作、彼此間的重疊等。建議國內參採。
2.4	說明處置計畫分為多個步驟以便於執行、審查與評估的必要性。	考慮地質處置計畫為需要長時間推動的工作，處置設施經營者可依據需要來決定這些步驟。可供國內參考。
2.5	地質處置計畫的各種活動組合的內容，及其與處置設施相關許可申請的關係。	可供國內參酌。

2.6	說明處置計畫採逐步推動過程的優點，特別是處置設施發展過程所提供的可逆性。	考慮地質處置設施可能牽涉的冗長決策過程，所建議的逐步推動方式可供國內參酌。
-----	--------------------------------------	---------------------------------------

2.2 法律及組織基礎結構(SSG-14 第三章)

地質處置設施需在三種類型組織下進行發展，各組織有其分配之責任，包含：國家政府、一個或多個管制機構，以及設施的經營者。政府需要建立並維持合宜的政府組織、法律和管制架構。管制機構應建立不同的管制要求給不同類型的放射性廢棄物處置設施處置發展，並應制訂程序，以達到核發許可證流程各個階段的要求。放射性廢棄物處置設施的經營者應對其安全負責。第三章法律及組織基礎結構相關條文應用於我國導則研訂參採分析與建議如表 2-2 所示。

表 2-2 SSG-14 第三章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議

SSG-14 條文編號	SSG-14 條文概要	分析與建議
3.1	地質處置設施發展的職責由政府、管制機構及經營者所分擔	與我國目前處置任務編制相似。建議採納。
政府職責		
3.2	地質處置計畫需較長時間進行各方面之考慮。	如同條文所述，需長時間並進行縝密之規劃。
3.3	說明地質處置的國家、法律和組織架構必須包含之內容。	說明政府對於地質處置之相關工作。建議參採。
管制機構的職責		
3.4	地質處置設施的安全管制可能涉及多個管制機構的同時參與。	涉及多項專業領域，建議國內管制機關需有對應之部門。建議參採。
3.5	管制機構應確保與國家所制定的地質處置專門政策保持一致。	建議參採。
3.6	管制機構須建立並記錄其使用程序，並要求經營者在核發許可證流程中遵循	建議參採。

	的程序。	
3.7	管制機構必須安排獨立的研究和評估、參與必要的國際合作及定期審查其法規和導則的適當性。	獨立科學驗證及國際交流有助於掌握及精進相關的處置技術和法規。建議參採。
經營者的職責		
3.8	經營者負責發展安全的地質處置設施。	經營者應對其設施安全負責。建議參採。
3.9	經營者必須進行或委託進行必要的研究和發展。	確保和證明技術操作可以安全地完成，以及理解處置安全相關之基礎。建議參採。
3.10	經營者必須制訂地質處置相關之技術規範。	確保在各階段皆依據法規及安全要求進行。建議參採。
3.11	經營者應在運轉期間和封閉後期間進行安全評估。	此階段場區已存有放射性廢棄物，攸關民眾之安全。建議參採。
3.12	經營者必須保留與安全論證和地質處置設施的輔助安全評估的所有相關資訊。	建議參採。
3.13	運轉便利性不應危害長期安全。	應以處置場之長期安全為首要考量。建議參採。

2.3 安全方法(SSG-14 第四章)

安全方法包含地質處置設施的整個處置週期自始至終都確保人員和環境安全的所有方式。放射性廢棄物處置設施之發展和運轉的整個過程中，經營者應開發對設施可用選項的相關性及其對安全性的影響之相關知識；應設計工程障壁，包括廢棄物的形式和包件，並選擇處置環境，以圍阻與廢棄物相關的放射性核種；處置設施的選址、設計和運轉應提供放射性廢棄物與人和生物圈隔離的功能；應選擇處置環境，應設計處置設施的工程障壁，並應運轉設施以確保透過多重安全功能提供安全性，以及評估場址並設計、建造、運轉和封閉處置設施，以最大程度地通過被動方式確保安全，並在封閉設施後將採取措施的必要性降至最低。安

全方法相關條文應用於我國導則研訂參採分析與建議如表2-3。

表 2-3 SSG-14 第四章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議

SSG-14 條文編號	SSG-14 條文概要	分析與建議
4.1	簡述相關機構對於安全方法包含之內容。	
4.2	簡述國際間輻射防護之要求及相關問題。	
發展階段之安全的重要性		
4.3	根據當時可用的資訊以及可以對該資訊的信心度來做出決策。	建議參採。
4.4	每個主要決策點必須考慮到處置設施的可用設計和運轉計畫對安全性的影響。	應確保運轉階段和封閉後的安全。建議參採。
4.5	處置系統的關鍵因子應使用標準化和可接受的測試方法進行鑑定。	建議參採。
4.6	主動和被動系統可提供運轉之安全性。	主動的監控和被動的工程障壁應提供運轉中之安全性。建議參採。
4.7	地質處置的目的是提供廢棄物中放射性核種的圍阻和隔離。	建議參採。
圍阻		
4.8	將處置設施設計為遲滯或放射性核種外釋的最小化。	建議參採。
4.9	工程障壁必須在數百年至數千年的時間內提供幾乎完全的圍阻。	降低核種遷移相關之不確定性。建議參採。
隔離		
4.10	保留廢棄物並與生物圈進行實質性物理分離，使其危險遠離生物圈。	使人類無特殊技術無法接觸廢棄物。建議參採。
4.11	將地質處置設施定位在	減少地質作用對於處置設

	穩定的地質構造中之適當深度。	施干擾之可能性。建議參採。
4.12	應考慮廢棄物的性質和危害，以及處置環境之特性。	考量廢棄物的性質建議參採。
多重安全功能		
4.13	多個安全功能透過確保地質處置系統的整體功能不會過分依賴單個安全功能。	可確保其一無法充分發揮預期功能時，其他安全功能確保整體性能不會受到損害。建議參採。
4.14	處置系統應提供自然和工程特性的組合。	利用限制廢棄物溶解度、減少地下水流入量或提供較長傳播時間進行圍阻和隔離。建議參採。
4.15	可以透過物理或化學方法來提供安全功能。	建議參採。
4.16	有必要解釋和證明安全論證中每個物理組件和其他功能部件提供的功能，以及預期執行的時間段。	不同的物理組件可能會在不同的時間段發揮安全功能作用。建議參採。
被動安全		
4.17	運轉期間，被動特性可提供安全性。	建議參採。
4.18	封閉後的安全性由諸如地質障壁和工程障壁等被動系統提供。	建議參採。

2.4 安全論證與安全評估(SSG-14 第五章)

本章主要針對安全論證與安全評估作出通盤規範，相關條文應用於我國導則研訂參採分析與建議如表2-4。包含基本規定(5.1~5.5)；安全論證與安全評估的準備、核准、與使用(5.6~5.7)；安全論證與安全評估的範疇(5.8~5.19)；文件編撰(5.20~5.24)；強化信心(5.25~5.26)。

表 2-4 SSG-14 第五章條文應用於我國導則研訂參採分析與建議

SSG-14 條文編號	SSG-14 條文概要	分析與建議
基本規定		
5.1	安全論證須隨著設施的發展、運轉、與封閉而逐漸強化。	敘述安全論證須滾動式改善。建議參採。
5.2	安全論證應包含安全評估的產出內容。	敘述安全論證應該的產出內容。建議參採。
5.3	安全評估應以系統性分析去論證設施是否有能力符合安全要求。	敘述安全評估應該進行的分析過程。建議參採。
5.4	安全評估必須由設施經營者提供輸入資訊予進行中的決策。	敘述設施經營者在安全評估中應提供決策資訊的責任。建議參採。
5.5	設施經營者也應提供相關資訊給其他有興趣的組織單位，以促進決策過程。	建議參採。
安全論證與安全評估的準備、核准、與使用		
5.6	安全論證早期準備須導引研究與發展。安全評估應符合管制要求。	敘述安全論證及安全評估須及早準備以引導研究與發展。建議參採。
5.7	安全論證應隨專案計畫的進展而逐步發展。	建議參採。
安全論證與安全評估的範疇		
5.8	安全評估結果應能提供一可驗證個別系統組件功能的方式。	敘述安全評估結果的提供方式。建議參採。
5.9	安全論證包含運轉時期與封閉後期間的評估。	敘述安全論證涵蓋的階段。建議參採。
5.10	運轉期安全論證應針對所有運轉作業評估。	規範運轉期的安全論證。建議參採。
5.11	應考慮正常運轉與所預期運轉情況下導致的職業曝露與公眾曝露。	建議參採。

5.12	封閉後之安全論證應說明在極長時間下可能的演變情節與事件。	規範封閉後的安全論證要求。建議參採。
5.13	封閉後之安全論證應根據定量分析並應進一步以定性辯證支持。	規範封閉後的安全論證應根據的支持辯證。建議參採。
5.14	管制機關應提供安全評估的時間尺度指引。	建議參採。
5.15	安全評估作業需依處置設施封閉後預期演變下的狀態條件，進行地質處置系統之功能評估，且須包含人類無意闖入情節。	建議參採。
5.16	選址與設施設計時，應儘可能避免選擇或設計需要考量複雜作用過程之場址特徵或設計特徵。	建議參採。
5.17	劑量或劑量峰值評估作業應依法規規範進行分析與論證。	建議參採。
5.18	封閉計畫應包含於安全論證中，且隨作業階段推進予以更新。	建議參採。
5.19	說明不同階段之安全論證特性與安全評估基準。	建議參採前二階段之要求，即(1)初步場址調查與初步設施設計階段，及(2)場址特性調查與確認階段。
文件編撰		
5.20	安全論證需基於不同團體、組織、單位與利害關係人需求，準備對應之文件。	考量導則僅適用於安全分析報告，建議不須擴大規範其他文件內容。
5.21	安全論證文件應提供透明、可追溯，且令人信服之論述。	資料透明與可追溯的定義較為明確，令人信服之論述的要求則較難以明確定義。建議儘量引用相關規範做為可信服之判別方式。

5.22	各階層文件均需具足夠的資訊透明度。	建議僅針對安全分析報告所需資訊進行規範。
5.23	須確保文件的可追溯性與品質。	建議參採。
5.24	應擬定安全論證與安全評估文件的文件架構與報告編撰作業指引。	建議參採，我國已發布安全分析報告之章節架構。
強化信心		
5.25	各階段的了解程度需足以該階段安全論證所需。	建議參採，可針對核准建造許可所需資訊範圍與內容加以規範。
5.26	需透過敏感度與不確定分析，儘可能降低與確保安全功能有關之不確定性。	建議參採。

2.5 逐步開發地質處置設施的要項(SSG-14 第六章)

SSG-14 之第六章闡述逐步開發和評估處置設施步驟，放射性廢棄物處置設施應經由開發、運轉和封閉等一系列步驟完成。必要時，應對每一階段場址之設計、建造、運轉、管理及處置系統功能和安全的各種方案選項進行迭代評估以支持地質處置設施之逐步開發。應用於我國導則研訂參採分析與建議如表 2-5 所示。

表 2-5 SSG-14 第六章條文應用於我國規範研訂參採分析與建議

SSG-14 條文編號	SSG-14 條文概要	分析與建議
逐步開發與評估		
6.1.	開發過程先評估關鍵決策點之安全目標，將計畫劃分成具體可行之一系列步驟。	透過逐步推動的過程以及成熟的安全評估技術，可強化地質處置設施的安全性和可行性。建議參採。
6.2.	關鍵計畫(例如場址特徵化、設計活動、說明核物料的管制和環境監測、安全評估)在處置設施的開發過程中，在多個步驟	在處置設施的開發過程中，逐步的程序是個反覆修改的迭代過程，應將資訊的價值最大化。建議參採。

	中持續進行。關鍵計畫的資訊應在其他相關計畫之間交流及共享資料。	
6.3.	引入其他步驟促進設施設計、試運轉、廢棄物接收和運轉以及封閉後要項的計畫管理。	可作為安全論證審查或支持安全評估的補充內容。建議參採。
場址特徵化		
6.4.	選址過程，通常分為四個階段：(i)概念和規劃階段，(ii)區域調查階段，(iii)場址調查階段，以及(iv)詳細場址特徵描述階段，進行現場確認而可建造處置設施。	處置設施的場址應詳細的特徵化，足以全盤瞭解場址特性和場址隨時間演變的過程。建議參採。
6.5.	為了瞭解場址的天然特徵、事件和作用(現在、過去和未來可能的情況)，並瞭解其空間和時間延伸範圍和變化性而執行工作。	應瞭解任何場址特徵調查的背景和目標，以便明確界定必要的現場特徵調查作業程度和重點。建議參採。
6.6.	在優選場址(或多處場址)進行詳細調查。	詳細描述地質和水文地質系統。建議參採。
6.7.	場址特徵化應包括地面調查和地下調查。地下調查作為開始建造處置設施的先導作業。潛在處置場的地下實驗室或岩石特性調查設施中進行特性調查和現地試驗。建造作業的核准(尚非運轉之核准)僅基於地面調查的結果。	建造作業的核准(尚非運轉之核准)應僅基於地面調查的結果。建議參採。
6.8.	應在開發過程的早期階段確定場址特徵調查計畫的目標，需要什麼樣的資訊、為什麼需要這些資料以及如何獲取這些資料。	確認資料蒐集和解釋之目標細節和方法，以支持安全論證和安全評估的發展。建議參採。

6.9.	應執行詳細的場址特徵調查計畫，以提供必要的場址具體數據。	應執行詳細的場址特徵調查計畫，做為地質處置設施長期圍阻與隔離廢棄物的安全評估技術基準。建議參採。
6.10.	場址特徵調查所獲得的知識，作為場址天然特徵的可靠科學描述，並證明對安全重要作用的瞭解	場址特徵調查所獲得的知識需具必要性並可提供地質處置系統的安全評估技術基準的信心。建議參採。
6.11.	場址特徵調查計畫應勘查對照和解釋資訊，以支持說明場址過去演變的模型。	場址特徵調查計畫應勘查對照和解釋資訊應用於支持場址未來天然演變的情境，及評估可能影響處置系統功能的特徵、事件和作用的相關性。建議參採。
6.12.	場址特徵調查計畫的空間與時間尺度以及範疇，應足以對所關注時間範圍內，可能影響場址安全的現象，獲得適當的瞭解，並據以發展可靠的物理作用模式。	據以開發可靠的物理作用模型。建議參採。
6.13.	場址特徵調查應以反覆精進安全評估的方式進行，由其提供安全論證發展所需的輸入資料。	應由安全論證發展的引導進行場址特徵調查。建議參採。
6.14.	應藉由額外的現場、實驗室和地下研究獲得場址及其周圍環境的詳細資訊。	根據場址特定具體數據模擬放射性核種的傳輸，以利確定場址現場的詳細工程特性，並有助於設施設計的發展。建議參採。
6.15.	應實施詳細的場址特徵化計畫，以便提供必要的特定場址具體資料，做為詳細處置設計的技术基礎。	支持處置設施的建造和運轉可能需要的任何環境影響評估，並提供任何管制許可決定有關的輸入數據。建議參採。
6.16.	場址特徵化計畫應確定建造前、建造時和運轉階段要監測	根據記錄可以與未來場址監測結果相比較，進而判定因

	的場址條件，並應建立所需的量測詳細程度(例如準確性和精確度)，以確保場址天然系統的適當背景記錄。	設施建造與運轉而導致的任何變化。建議參採。
6.17.	如果決定進行封閉後監測。例如，用來驗證與保證場址行為符合預測，則應事先規定這方面的要求。	以驗證來保證封閉後場址行為符合預測。建議參採。
6.18.	場址特徵化計畫應包括一個管理系統，以確保資料品質和長期可用性，以及數據可獲得性。	建立未來監測的基準是必要的。建議參採。
6.19.	管理系統應容許跨學科領域的整合與協調。	管理系統應支持多重目標(亦即科學、工程、與安全目標)。建議參採。
6.20.	來自場址特徵化活動的資訊，有可能為各種決策機制提供訊息。	確認早期安全評估中所做的假設並支持封閉後的安全論證。建議參採。
6.21.	何時得從場址特性調查的前一個階段進入下一階段，在什麼條件下，可以確認場址適合於處置設施的建造或運轉，以及何時可以認為調查已經完成。	建立準則說明與權衡設施經營者可進行下階段之標準。建議參採。
6.22.	當場址現場調查部分，蒐集的任何其他數據不會對安全產生重大影響時，則支持安全評估和封閉後安全論證的資料數量和品質，將被認為已經足夠。	任何其他數據不會對安全產生重大影響時可作為決定安全評估現場調查已完成的有用依據。建議參採。
6.23.	場址確認階段通常包括在開始全面建造處置設施之前，對優選場址進行詳細研究和調查。	特性調查作業通常會持續到建造和運轉階段，以便提供進一步的資料，並進一步減少安全論證中任何殘留的不確定性。建議參採。
設計		
6.24.	為安全起見，應根據有關國家主管機關的要求，結合場址特	對環境的影響評估。亦可能包含針對處置設施所在場

	性調查進行環境影響評估作業。	址，如何避免或減輕對其他局部地區或區域影響的討論。建議參採。
6.25.	設施設計應能提供運轉與封閉後的安全。	考慮監測、放射性物料的核算與管控、地下活動同步進行與廢棄物再取出或可逆性的任何要求，提供設施設計之安全要求。建議參採。
6.26.	若廢棄物可再取出的能力被列為設計要求，則應儘早於設計過程中考慮。	滿足各種設計要求，應採取最佳化方法。建議參採。
6.27.	再取出在設施開發的各階段都有可能，但在設施封閉後，可再取出性僅會在特殊情況下被考慮。	滿足處置安全要求。建議參採。
6.28.	當設施設計隨著設施發展階段演變時，安全評估亦應更新，以評估設計變更的影響是否符合規準則。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。
6.29.	設施設計應達成封閉後安全性的健全性、簡要性、技術可行性與被動安全性。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。
6.30.	地質處置設施封閉後時期的設計，其安全性應使母岩地質環境的固有特性與補充天然障壁系統的工程障壁發揮最佳化使用。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。
6.31.	應評估封閉後時期處置系統的可能演化，亦應說明此時期的核子臨界議題，並確保次臨界條件將可維持的信心。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。
6.32.	在符合管制通行的運轉要求下，必要時可採分區作法，更位於內部的工作區將適用更嚴格的管制。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。

6.33.	運轉時期的輻射監測設計應考慮預期運轉情況與假想事故。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉安全性。建議參採。
6.34.	為確保安全評估與安全論證的健全性，設施設計的過程應在提供配置變更管控的管理系統內進行。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉安全性。建議參採。
6.35.	依照管理系統對資料完整性的要求，安全相關設施設計的文件編製應該透明並歸檔。	設施設計應足夠詳細與正確，以評估運轉與封閉後安全性。建議參採。
廢棄物接收		
6.36.	規劃處置的廢棄物存量與廢棄物接收準則，應發展做為安全論證的一部分，向管制機關提出以獲得運轉許可。	運轉應確保廢棄物能被安全裝卸，且廢棄物種類與廢棄物包件可滿足長期安全所需的安全功能。建議參採。
6.37.	最終已接收與已置放的廢棄物存量應加以追蹤登錄，向管制機關提出申請設施封閉的許可。	廢棄物接收應追蹤登錄，安全論證中包含申請設施封閉的許可。建議參採。
6.38.	廢棄物特性調查對於運轉與封閉後的安全極為重要，且為相關安全論證的一部分。	廢棄物接收準則的發展，可藉由管制機關、處置設施經營者、與廢棄物產生者之間反覆的溝通。建議參採。
6.39.	採用地質處置的廢棄物應進行特性調查，俾提供足夠的資訊確保送往處置的廢棄物包件符合廢棄物接收準則。	廢棄物產生者或處置設施經營者應遵循符合廢棄物接收準則執行。建議參採。
6.40.	管理系統的紀錄應有結構性，以登錄廢棄物接收的相關資訊。	應建立廢棄物接收資訊。建議參採。
6.41.	預定的廢棄物接收準則應儘早發布。	進入處置設施前，廢棄物能在產生地進行配套的安全管理。建議參採。
建造		

6.42.	地質處置設施須遵照管制機關要求，於設施建造安全論證獲得核准後，方可開始建造。	處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建議參採。
6.43.	設施建造應遵照已核准的設施設計，與開始建造後經核准的設計變更來進行。	處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建議參採。
6.44.	處置設施的開挖與建造應避免對地質環境產生不必要的干擾。	處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建議參採。
6.45.	地質處置設施開始運轉與置放廢棄物後，建造仍可能持續進行。	處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建議參採。
6.46.	地表建造活動的安全應參考既有的核子或工程設施，採用最先進工業安全實務。	處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建議參採。
運轉		
6.47.	應進行試運轉以評估正常作業設計的妥善。	包括作業程序應以安全操作置放，必要時涵蓋再取出。建議參採。
6.48.	保護工作人員、公眾及環境。	遵照核准的程序運轉。建議參採。
6.49.	出入口應加以管制以防止任何非法入侵。	建議參採。
6.50.	漸進式封閉作業應經主管機關核准。	安全論證應定期更新以反映此種封閉作業。建議參採。
6.51.	應審酌同時進行建造與置放廢棄物的可行性。	應遵照輻射防護與工業安全的規定。建議參採。
6.52.	處置場可能運轉數十年，設備程序及其安全論證的異動應清晰完整紀錄。	建議參採。
6.53.	監測工作人員曝露與放射性物質排放。	監測工作人員曝露與放射性物質排放，應確實執行合理抑低。建議參採。

6.54.	分析外部事件，證明對處置場與工作人員均安全。	外部事件包括洪水、火災及爆炸。建議參採。
6.55.	延長運轉監測數據的文件應清晰完整。	建議參採。
封閉		
6.56.	封閉的目的在回復母岩開挖前的初始天然狀態。	回填與密封處置設施的地下開口處。建議參採。
6.57.	安全論證評估處置設施封閉後的性能。	利用適當的天然類比驗證封閉後系統的有效性。建議參採。
6.58.	依照核准的封閉條件來進行。	注意此段期間的權責異動。建議參採。
6.59.	地表面設施除役與建立永久標誌。	建議參採。
監測方案		
6.60.	處置設施的每一階段均應執行監測方案。	連續度量放射性或其他參數。建議參採。
6.61.	監測方案應定期修訂已反映建造與運轉期間所獲得的新資訊。	配合安全論證的發展建立監測方案。建議參採。
6.62.	監測方案應包括在安全論證內。	每次更新安全論證時即應修訂監測方案。建議參採。
6.63.	主管機關進行稽核與獨立驗證。	建議參採。
6.64.	封閉後為被動式安全設計。	為公眾保證可執行封閉後監測但不得影響被動式安全。建議參採。
監測與管制		
6.65.	實體檢查封閉後的處置設施。	實體檢查封閉後的處置設施應不影響處置安全。建議參採。
6.66.	被動式的處置安全。	不靠介入、監測或管制來達到安全。建議參採。

監管期間(Institutional Controls)		
6.67.	封閉後期間為被動式安全。	不依靠主動式監管。建議參採。
6.68.	建立制度將資訊與責任傳給次一世代。	建立國家檔案與組織。建議參採。
核子物料國家系統		
6.69.	地質處置符合核子保防。	早期偵測防止風險。建議參採。
6.70.	核子保防適用於地質處置發展的三個階段。	IAEA 的實體防護指引。建議參採。
6.71.	安全資訊可供核子保防應用。	互補與共有資訊。建議參採。
6.72.	運轉期間的核子保防。	場址的原始資訊。建議參採。
6.73.	核子保防保存完整的紀錄。	完整紀錄的保存。建議參採。
6.74.	處置場封閉後仍需持續核子保防。	非侵入性的核子保防。建議參採。
核子保安措施		
6.75.	建議採取完整方法實施安全及核子保安措施。	建議參採。
6.76.	安全級別應與放射性危害及放射性廢棄物的性質相當，且採最嚴格的要求。	核子保安措施所採取安全級別的考量。建議參採。
管理系統		
6.77.	建立組織管理系統之相關要求、設計目標、依據基本原則及適用階段及設施範圍。	建議參採。
6.78.	運轉管理系統應遵守國家標準與儘可能使用國際標準，整合各項重要考量因素，促進人們對處置場的信心。並確認活動、系統與組成的考量因素。	運轉管理系統遵循標準的考量因素，建議參採。
6.79.	運轉管理系統應為管制機關及合格認證組織及經營者的接受原則。	運轉管理系統的核准實施，建議參採。

6.80.	應由外部機構對運轉組織進行定期評估，以確保遵守程序。	三級品保中之第二級品保之實施，建議參採。
6.81.	設計應考量納入天然系統之固有不確定性，並以特殊程序用系統性處理長期安全評估中之此類不確定性。	設計考量天然障壁的固有不確定性，建議參採。
6.82.	管理系統及其品質保證方案應提供達到所需品質目標的方法。	建議參採。
6.83.	考量長期管理各個階段的記錄資訊的保存。	長期記錄保存。建議參採。
6.84.	運轉人員的訓練、教育、知識傳授等措施，以維持其素養及安全文化。	運轉人員資格認定及教育訓練，建議參採。
現有的處置設施(運轉)		
6.85.	較舊設施未依目前安全標準建造，可能無法符合所有安全要求。	我國並無既有處置設施，針對既有且不符合安全需求的處置設施之改善考量，應可不需考慮。
6.86.	運轉中設施的評估應基於目前所規劃的持續運轉、最終封閉及任何封閉後的監管，進行封閉後之安全評估。	同 6.85 的分析與建議。
6.87.	封閉後之安全評估結果後之管理原則。	同 6.85 的分析與建議。
6.88.	不符合安全標準的現有設施之持續運轉及安全封閉之管理原則，須對可能採取的補救行動進行評估及比較。	同 6.85 的分析與建議。
6.89.	建議採取補救措施的技術管理原則，採取最大效益的補救行動。	同 6.85 的分析與建議。
6.90.	採取補救行動的決策，應根據輻射影響、非輻射影響、社會影響、財務成本等，將各種修	同 6.85 的分析與建議。

	補行動方案做比較，作為決策的依據。讓利益團體參與補救行動之評估比較及現有設施之運轉變更。	
6.91.	封閉設施採取補救行動之選擇受到較大的限制，開放設施採取補救行動可能需投入大量資源，並造成工作人員的顯著輻射暴露及風險。	同 6.85 的分析與建議。
6.92.	補救行動的適當時機的考量及建議用不同時間點演練來決定補救行動時機。	同 6.85 的分析與建議。

第三章、各核能國家地質處置安全要求及報告研析

本研究團隊於 105 – 108 年持續執行用過核子燃料最終處置國際資訊研析，所提出之報告包括：

- 105 年對芬蘭與瑞典兩國用過核子燃料最終處置場建造執照申請之國際同儕審查工作研析報告(黃偉慶等，2016)。
- 106 年美國核能管制委員會(NRC)針對雅卡山地質處置場建造執照申請所發表之審查計畫研析報告(黃偉慶等，2017)。
- 107 年對日本原子力發電環境整備機構(NUMO)地質處置計畫安全性階段報告及 NEA 對 NUMO 所提地質處置選址程序國際同儕審查報告之研析(黃偉慶等，2018)。
- 108 年瑞典用過核子燃料最終處置場 SR-Site 建造執照申請主審查階段成果審查研析報告(黃偉慶等，2019)。

於上述國際高放射性廢棄物最終處置資訊研析報告中，除了對各國最終處置技術有效加以掌握外，同時從這些核能先進國家處置計畫之安全分析報告與審查案例經驗中，摘取關鍵技術並提出審查要項建議，這些成果都對本計畫所進行的我國用過核子燃料處置計畫安全分析報告導則內容研擬工作與審查要項建議，提供直接的參考材料。

本計畫透過對各核能先進國家放射性廢棄物地質處置相關法規、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之研析並作為借鏡，以利後續就我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則之研擬提供基礎。本章所研析之國際文獻包括：(1) 瑞典國家輻射安全管制局法規(SSM FS 2008:21) 關於處理核子燃料及放射性廢棄物的安全法規；(2) 英國核能除役管制局(Nuclear Decommissioning Authority, NDA) 所屬之放射性廢棄物管理有限公司(Radioactive Waste Management Limited, RWM) 發表的 DSSC/412/01 通用地質處置設施設計報告(RWM, 2016)；以及(3) 芬蘭輻射及核安全局(STUK)的 GUIDE YVLD.5 報告，針對放射性廢棄物處置之規章。以下就上述三個國家之地質處置相關法規或設施設計報告內容提出初步研析成果，並據以建議我國最終處置安全分析報告審查要項。

3.1 瑞典國家輻射安全管制局法規(SSM FS 2008:21)

3.1.1 瑞典 SSM 關於處理核子燃料和放射性廢棄物的安全法規

本法規根據瑞典《核活動條例(Nuclear Activities Ordinance)》(1984:14)第 20a 和 21 條所訂立，於 2008 年 12 月 19 日由瑞典國家輻射安全管制局特此頒布，並於 2009 年 2 月 1 日生效。法規內容包含本法規之運用範圍(第 1 節)、規範處置系統之障壁及其功能(第 2 至 4 節)、設計及施工規範(第 5 至 8 節)、安全分析(第 9、10 節)、安全分析報告(第 11 節)，以及豁免項目(第 12 節)等，共分為 12 個章節，各節概述如下：

第1節：本法規適用於處置核子燃料和放射性廢棄物(處置場)的設施。

該法規不適用於《核活動條例》(1984:14)第16章中用於掩埋低放射性廢棄物的設施。本法規包含瑞典國家輻射安全管制局(SSMFS 2008:1)關於核設施安全的法規的補充規定。

第2節：處置場封閉後的安全性應透過被動障壁系統來維持其功能。

第3節：障壁功能應透過障壁系統中之其他障壁直接或間接地以一種或多種方式圍阻和隔離放射性物質的擴散。

第4節：處置場的建造或運轉、監測(surveillance)期間發現的任何處置場的障壁功能缺陷，並且除了安全分析報告中所預期的以外，還可能導致封閉後安全性下降，應立即向瑞典國家輻射安全管制局報告。如果懷疑發生這種缺陷，或者懷疑將來可能發生這種缺陷，則同樣適用。

第5節：障壁系統應能夠承受可能影響障壁封閉後功能的特徵、事件和作用。

第6節：障壁系統的設計和建造應考慮到最佳可行技術。

第7節：障壁系統應包含多個障壁，以使儘管障壁存在單個缺陷，仍應盡可能保持必要的安全性。

第8節：為便利監測或從處置場中取出已處置的核物料或放射性廢棄物，或使進入處置場變得困難而採取的措施對安全的影響，並應向瑞典國家輻射安全管制局報告。

第9節：除了瑞典國家輻射安全管制局法規(SSMFS 2008:1)第4章第1節中有關核設施安全的規定外，安全分析還應包含可能導致放射性物質在封閉後擴散的特徵、事件和作用，這些分析應在處置場建造之前，處置場運轉之前和處置場封閉之前進行。

第10節：安全分析應包括障壁功能應持續至少一萬年。

第11節：除了瑞典國家輻射安全管制局法規(SSMFS 2008:1)第4章第2節所要求關於核設施安全的內容外，處置場的安全分析報告還應包含本法規附錄1中提供的資訊。並且涉及封閉後的時間段。

在封閉處置場之前，應根據瑞典放射安全局關於核設施安全的法規(SSMFS 2008:1)第4章第3節，更新安全分析報告並進行安全審查。由瑞典國家輻射安全管制局負責。

第12節：如果有特殊理由，瑞典國家輻射安全管制局可以在不違反法規宗旨的前提下並且可以在確保安全的前提下豁免這些法規。

3.1.2 附錄 1

1. 關於分析方法，應報告以下內容：

- (1) 如何使用一種或多種方法來描述處置場的被動障壁系統、其功能以及隨著時間的演變；一種或多種方法應有助於對可能影響障壁功能的特徵、事件和作用以及這些特徵、事件和作用之間的聯繫提供清晰的了解。
- (2) 如何使用一種或多種方法來識別和描述事件和條件序列的相關方案，這些事件和條件會影響處置場未來的發展；方案應包括一個主要方案，該方案應考慮處置場及其環境中最可能的改變。
- (3) 在合理可行的範圍內用於描述和量化處置場功能的模型、參數值和其他假設的適用性。
- (4) 安全性分析中，如何處理障壁系統的功能、所選方案、計算模型和計算參數的不確定性以及障壁特性的變化，包括敏感性分析報告，該報告顯示不確定性如何影響對障壁功能演變的描述，以及對人類健康和環境影響的分析。

2. 關於封閉後條件的分析，應報告以下內容：

根據第9節的安全性分析，包括對特定情況下生物圈、地質圈和處置場演變的描述；所選方案(包括主要方案)對處置場的環境影響，從而考慮工程障壁的缺陷和其他已確定的不確定性。

3.2 瑞士深層地質處置場設計原則和安全案例要求

瑞士聯邦核子安全檢查署(Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, ENSI)是瑞士核設施的核安全(safety)和保安(security)的管制機構(regulatory authority)。ENSI 以管制機構身分或根據法令授權發布導則。假設解決方案能確保至少具有同等水平的核安全(safety)和保安(security)，則 ENSI 在個別情況下允許偏離導則。

導則(ENSI-G03/e)適用於 2003 年 3 月 21 日所頒布之《核能法》(SR 732.1)第 3 條所定義的深層地質處置場。本導則規定了適用的保護目標和保護標準，以及適用於深部地質處置場的要求，並且列出了證明地質處置場安全所需之程序細節。本導則定義了地質處置領域而《核能法》中沒有涉及的關鍵術語(key terms)，規定了設施運轉的要求，這些要求專門針對地質處置場及其封閉。必要時，管制機構之其他導則中包含的規定也適用於處置場的建設和運轉。

3.2.1 防護目標和標準

1. 防護目標及實施的指導原則

放射性廢棄物的深層地質處置必須確保對人類和環境的長期保護，使其免受游離輻射影響，而又不會給後代子孫施加過多的負擔和義務。以下原則必須遵循：保護人類；保護環境；跨境(國界)保護；對未來的保護；處置之長期安全；透過安全障壁防護；監測和取回措施；後代免於不必要負擔；不限制自然資源使用；以及考慮替代方案、優化、運轉和長期安全等。

2. 防護標準

使用量化之防護標準來確定防護目標是否已實現。

a. 深層地質處置場及其地表設施運轉階段

1994 年 6 月 22 日頒布之《放射防護條例》(SR 814.501)中包含了要求

適用於地質處置場及其地面設施的運轉階段。HSK-R-11 導則進一步規定了正常運轉的輻射防護標準。對於地面設施則適用放射性廢棄物臨時貯存導則 HSK-R-29 的防護標準。

b. 封閉後階段

封閉後針對未來演變可分為「可能」和「不太可能」。

防護標準 1：對於「可能」的每個未來演變，放射性核種的釋放不會導致每年的單一個體劑量超過 0.1 mSv。

防護標準 2：未被「防護標準 1」考慮之其餘情況則歸類為「不太可能」的未來演變。這些演變情況之加總，可能不會構成每年超過百萬分之一之對於健康危害的額外個人輻射風險。

3.2.2 設計、運轉和封閉

圖 3-1 簡要介紹了《核能法》和《核能條例》規定的地質處置場的規劃、建造、運轉和封閉的階段和許可步驟。處置場的運轉階段包括廢棄物安置、監測、和封閉，隨後並根據《核能法》第 39 條第 3 款及《核能法》第 39 條第 4 款進行各階段的監測(monitring)及豁免活動。

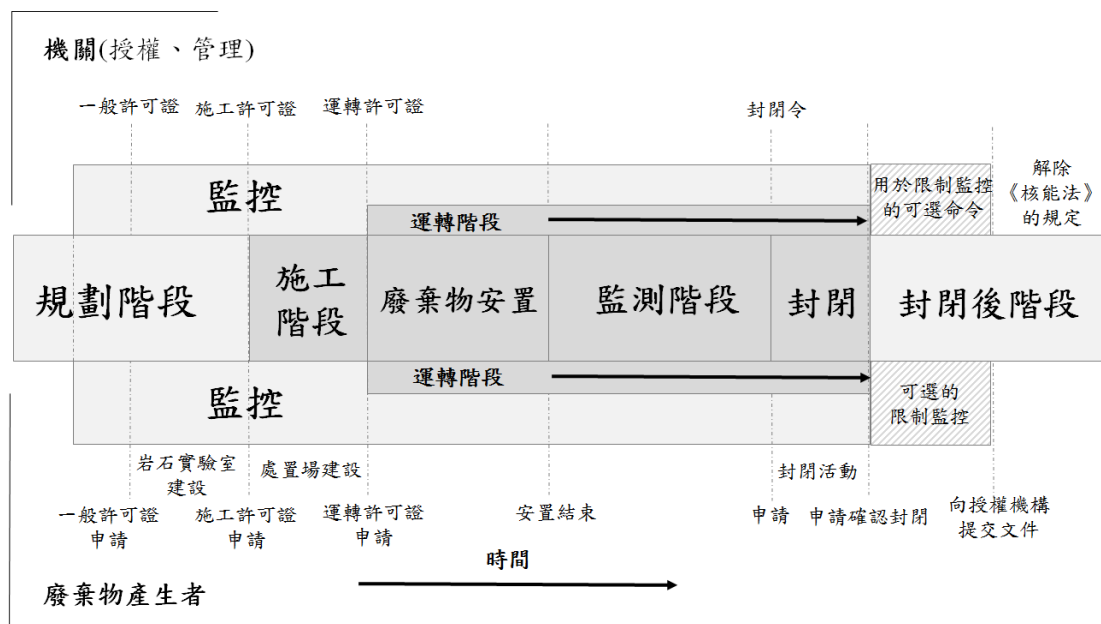


圖 3-1 深層地質處置場所涉及之規劃、建造、運轉和封閉過程的簡化示意圖

1. 地質處置場及其地面設施的設計

地質處置場由主要設施、試驗設施、和試驗區，以及必要的地下通道結構組成。處置場及其地面設施的設計方式應使其符合實現保護目標和導則的原則，相關原則適用於核能法規包含的核安全(safety)和保安(security)。相關設計要求包含：

- a. 針對處置場及其地面設施之一般要求。
- b. 針對地面設施和近地面通道結構之要求。
- c. 針對地下結構之要求。
- d. 封閉處置場之前，必須能夠容易的回收廢棄物。
- e. 針對試驗設施之要求。
- f. 如遇特殊狀況，針對運轉階段進行暫時封閉之要求。
- g. 針對可裂變材料(fissile materials)的安全與控制之要求。

2. 深層地質處置場的運轉

- a. 監控方式：必須在地下設施建造開始之前及早開始對地質處置場進行環境監測，收集可靠的資料並保存；必須持續進行監控直到該設施脫離核能法規的規定；必須對地下結構周圍的地質環境進行監測直至封閉；對於地質處置場及其地面設施，適當的放射性監測措施必須證明符合放射源相關的劑量限值；必須考慮HSK-G14導則中有關計算核設施釋放放射性物質而導致環境中輻射曝露之要求，直到設施從核能法規中豁免為止。
- b. 試驗設施的運作：開始將廢棄物安置於主設施之前，必須對試驗設施進行廢棄物裝載和回填。試驗設施的監控程序必須以提供資訊的方式觀測試驗設施的時間演變及其地質環境，且資訊必須可轉移到主要設施及其地質環境。必須定期檢查監控程序是否適合試驗設施。監測計畫及其結果應定期提交給ENSI進行審查。
- c. 地下測試區的調查：根據《核能條例》第65條，必須在地質處置場的測試區域中對母岩的安全相關特性進行更詳細的研究。必須測試填充回填材料、回收廢棄物包件以及處置坑和隧道進行密封的安全相關技術，並證明其可靠性，且必須以不損害整個處置場的長期安全的方式進行。
- d. 廢棄物安置：處置場經營者必須指定廢棄物包件安置於地質處置場的標

準。地質處置場中安置廢棄物包件的程序必須滿足ENSI審核標準，以及滿足處置場驗收標準的要求。廢棄物包件安置於處置場中需ENSI批准，不符合安置的接受標準時，必須根據其作業和長期安全的影響逐案評估，並在必要時進行修復。運轉階段應採取措施限制輻射曝露，必須確定準備預防事件和管理事件後果所需的行政和技術措施。包件裝有易裂變材料的廢棄物包件時，必須遵守《保障條例》的規定。

- e. 回填：回填必須符合長期安全的要求。安置廢棄物包件後，將繼續對主要設施中用於高放射性廢棄物的處置坑進行回填。
- f. 容易取出廢棄物：如果運轉階段有障壁系統出現故障，如不可能進行充分的補救，導致無法保證處置場的長期安全，則必須回收廢棄物包件。
- g. 報告提交：ENSI-B02(核設施定期報告)及ENSI-B03(核設施資訊)導則規定，需要遵守向ENSI提交運轉、輻射狀況和偏離正常運轉相關報告之義務。

3.2.3 封閉和標記深層地質處置場

1. 封閉

將處置場轉換為無需進一步措施以確保長期安全的條件。封閉包括了回填處置場中在監控階段之後仍處於打開狀態的所有部分，將試驗設施轉換為長期安全狀態，並密封長期安全至關重要的所有組件(《核能條例》第 69 條)。最終封閉之後，必須透過封閉活動的安全評估來再次確認其長期安全。

2. 標記地質處置場

處置場經營者於申請施工許可時，必須包含「標記」處置場，並將此概念予以具體化。

3.2.4 優化、品質管理和文件化

1. 地質處置場運轉階段和長期安全的優化

地質處置場及其地面設施在運轉階段的放射防護必須根據《放射防護條例》第 6 條進行優化。對於每個步驟，必須為每個與安全相關的決策考慮各種替代方案及其對長期安全的重要性，並應做出總體上有利於安全的決策，並且文件化。

2. 品質管理

品質管理程序需符合國際標準，並且涵蓋與處置場的規劃、建造、運轉、監控和封閉有關的所有與安全相關的工作，並記錄其執行情況(《核能法》第 16 和 20 條以及《核能條例》第 25 和 31 條)。計劃中的工作活動其預期的品質管理計畫應提前提交 ENSI 徵求意見。

3. 文獻資料

必須記錄處置場中所有廢棄物包件的安置情況。除了根據《核能條例》第 27 條進行建造和根據《核能條例》第 41 條進行運轉的文件之外，必須根據《核能條例》第 71 條，就長期保存地質處置場的知識準備文件。最終處置場封閉後，必須至少提供三份此文件之副本，並將其歸檔在不同的位置，且必須證明文件的長期耐用性，並說明所需的維護措施。

3.2.5 證明地質處置場的安全

對於地質處置場的許可證申請和封閉處置場的申請，《核能法》要求在處置場的運轉階段和封閉後階段提供安全論證(safety case)。安全論證所需的詳細程度取決於許可程序的階段。安全論證必須定期更新，以反映設施當前狀況和科學技術的最新水平。

1. 運轉階段的安全論證(Safety demonstration)

運轉階段的安全論證必須透過設施的正常運轉和事故影響進行系統性及全面性的分析來支持，所需文件需基於《核能條例》附錄 4 中的資訊，並須記錄在安全報告中。除了符合《放射防護條例》第 95 條第 2 款的要求，還應包含(a) 對地面和地下設施的描述；(b) 介紹在正常運轉期間採取的輻射防護措施；(c) 事故分析必須至少考慮《核能條例》第 8 條第 2 款和第 3 款所列的事故類型；(d) 必須提供有關事件過程及其可能的放射性後果假設的詳細資訊；(e) 運轉階段必須進行機率安全分析等。

2. 封閉後階段的安全案例

- a. 安全論證(Safety case)：針對封閉後地質處置場的長期安全進行整體評估，調查處置場的長期演變以及其產生的放射性(radiological)影響。安全案例

還必須包含針對用於安全評估的方法和資料的評估，且必須根據最新的科學技術進行。安全案例必須記錄在安全報告中，報告必須陳述量化不確定性及其與安全性的關係，包含與參數、情節和概念模型有關的不確定性。安全報告必須定期更新，並考慮到用於評估長期安全的新資訊。

b. 安全評估：系統性的定量評估，主要確定處置場是否滿足安全要求。評估必須至少考慮以下方面：

- 地質處置場的詳細描述。
- 所放置廢棄物的放射毒性隨時間演化的描述。
- 工程障壁和天然障壁的功能和堅固性的描述。
- 預期的長期地質演化的描述。
- 描述處置場中材料的預期演變，包括放射性廢棄物以及工程和天然障壁。
- 執行情節分析並確定用於調查處置場演變的計算案例。
- 使用模型計算所有情況下放射性物質向生物圈釋放的變化範圍和最大劑量。
- 證明計算中使用的模型適用於所考慮的情況。
- 進行敏感性分析，以顯示參數變化對於計算結果影響的程度。
- 分析數據、過程和模型中的現有不確定性，並計算放射性核種釋放量和劑量的最終範圍。

3.2.6 防護性論證(Security demonstration)

為了證明符合安全要求和控制可裂變材料的必要措施，適用《DETEC 條例》中關於核設施和核燃料的危害假設和安全措施的規定《保障條例》和 HSK-R-49 導則中的規定。應根據主管部門的要求將保密要求的符合性記錄在機密報告中。

3.3 英國 NDA 地質處置報告：通用處置設施設計

本節針對英國核除役機構(NDA)所屬放射性廢棄物管理公司(Radioactive Waste Management Limited, RWM) 於2016年發表的DSSC/412/01：Geological Disposal - Generic Disposal Facility Designs，即「通用處置設施設計」報告進行探討。RWM是英國政府為推動與執行高放射性廢棄物地質處置之安全、永續且公眾可接受的計畫所成立的組織。此本報告屬建立英國通用性處置系統安全論證系列文件的一部份，目的在於將RWM針對英國地質處置所發展的許多例示性設計，向各有關團體提供充分的資訊。報告內容詳細說明英國高放射性廢棄物地質處置設施的多種設計，共分為十七章，本計畫將分別介紹，並討論我國最終處置安全分析報告導則可參採之處。

3.3.1 第一章、報告簡介

1. 通用處置系統安全論證

RWM 負責高放地質處置之安全、永續發展與公眾溝通。地質處置設施(Geological Disposal Facility, GDF)將會是一個位於深地層中，利用多重工程障壁系統與天然障壁系統實現隔離廢棄物之功能，用以防止地表受到具環境危害數量之放射性與非放射性汙染物質釋出。為了尋找合適之 GDF 潛在地點，政府正與一些願意參與選址程序之社區，以獲取同意為基礎之選址方法。為了尋找出可能推展處置計畫之地點，RWM 對三種不同處置母岩環境進行處置概念規劃。這些岩體為其他國家所考慮之典型處置母岩，包含：高力學強度母岩(如花崗岩)、低力學強度沉積岩(如黏土岩)、鹽岩。

GDF 規劃處置之放射性廢棄物包含：

- 高發熱廢棄物(High Heat generating wastes, HHGW)：核電廠既有與未來將產生之用過核子燃料、再處理過程產生之高放射性廢棄物(HLW)。
- 低發熱廢棄物(Low heat generating wastes, LHGW)：來自於反應爐之運轉與除役過程產生的中放廢棄物(ILW)，少量不適合採用近地表處置之低放廢棄物，以及耗乏鈾、天然鈾和低濃縮鈾(DNLEU)。

為此，RWM 提出 6 種處置功能概念，分別為 HHGW 與 LHGW 對應 3 種母岩。同時依據此處置功能概念進行設計與安全分析。通用處置系統安全論證

(Disposal System Safety Case, DSSC)在地質處置系統的迭代開發中具有關鍵作用。此迭代開發過程，起始於識別處置系統要求，進而確定處置系統規範。依據處置功能概念進行設計開發用以滿足要求，而後評估這些要求的安全性和對環境影響。執行中的相關研究計畫，將會依據評估結果確認需進一步研究的課題，並回饋至處置系統規範和設施設計的技術精進。

通用處置系統安全論證除了展示地質處置可確保安全，同時也讓RWM建立了廢棄物包件基準供廢棄物生產者依循。通用處置系統安全論證的文件類型與架構如圖3-2所示。安全論證包含放射性廢棄物的運輸、設施運轉，以及設施封閉後的長期安全。評估範圍另涵蓋了非放射性、健康與社會經濟等因素。處置系統的規範、設計與知識庫基礎作為評估的基礎，而各類文件則成為支持其論點之參考文獻。處置系統的規範，設計和知識庫為這些評估提供了基礎。這些文檔的基礎是廣泛的支持參考。通用處置系統安全論證則是由這些文件與文件所含之詳細資訊所構成。

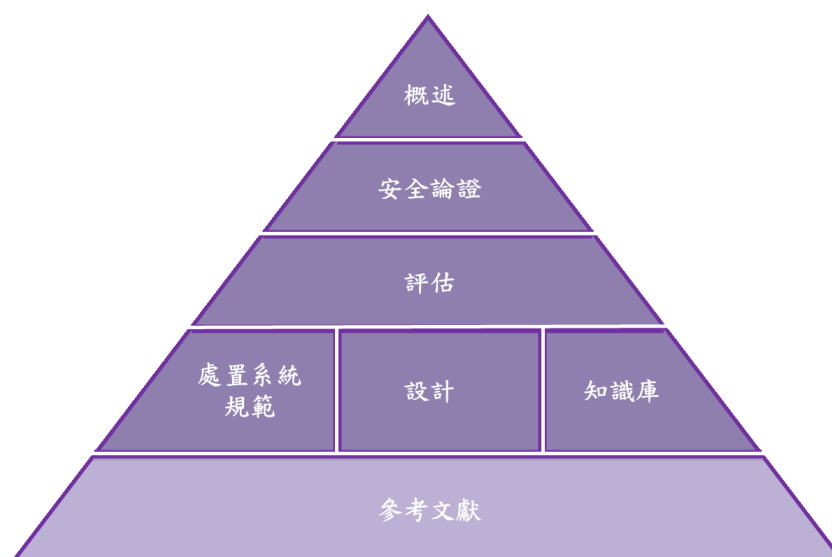


圖 3-2 通用處置系統安全論證文件架構示意圖

2. 通用處置設施設計報告簡介

通用處置系統安全論證於 2010 年發布，目前已增加內容並更新為一整套的文件，值得一提的是更新了規劃處置之廢棄物清單(RWM, 2016a)。

通用設計包含通用處置設施設計報告與通用運輸系統設計報告兩冊。此報告替代了 2010 所發表之部分內容，包含：

- (1) 依更新的廢棄物清單進行地質處置設施功能設計之更新，並納入其他設計改善與強化。
- (2) 雖然屬於通用設計，亦將此初期階段之管制機關與其他組織意見納入考量。
- (3) 此外，將許多對於 2010 年通用處置設施設計報告提出具體設計建議之文件，納入參考文獻(NDA, 2010)。
- (4) 更新了設計基礎的假設，例如依 2013 年提出的廢棄物數量、核種清單與容器類型(詳如該報告之 2.5.1 節)進行更新，同時也比較了不同核種清單對於通用處置設計產生的影響(RWM, 2015a)。

自 2010 年之後，重大的設計改變如下：

- 為了回應安全方面的考量，更改了地表設施的佈局。
- 根據清單，調整了處置窖和處置坑道的數量。
- 為適用於清單中不同類型的廢棄物包件，增加了具屏蔽功能的 ILW(SILW)處置窖型式。
- 調整處置窖與處置坑道的長度、間距與方向。

3. 目標

本報告的目標為：

- (1) 提供有關在英國開發地質處置設施的功能設計作業所需資訊。
- (2) 加深對於在不同地質環境中進行廢棄物處置的理解、在各階段如何解決安全問題、地質處置可能對環境和社會經濟產生什麼影響、開發可能需要多長時間、以及可能要花多少成本。
- (3) 量化說明改變設計後之影響、設施功能提升與更新後的廢棄物清單，以最新的設計做為選址過程的支持資訊。

4. 範圍

通用設計包含通用處置設施設計報告與通用運輸系統設計報告兩冊：

- 通用運輸系統設計報告(The Generic Transport System Designs, GTSD) (RWM, 2016b)：說明從廢棄物產生地開始的必要作業，以確保將運輸包件可以通過公共領域，安全且有效率的運輸到地質處置設施。該報告根據公路，鐵路和航運情況，論述運輸相關需求與潛在物流。
- 通用處置設施設計報告(The Generic Disposal Facility Designs, GDFD)：描述建造過程，廢棄物包件的接收，處理和安置，以及處置設施將接收廢棄物清單的設計特徵。

該報告提供有關設施外觀的資訊，並制定不同類型廢棄物的包件和處置過程。這些報告旨在就英國地質處置設計工作提供相關資訊。相關設計是根據英國及國際在許多不同地質環境中所做的處置工作而開發的，並且符合處置系統規範中指定的要求。需強調的是，儘管已經為三種處置岩體中的每一類岩體進行設計，但這並不意味所開發的任何設計都必須進行場址選擇，或任一設計方案將比其他方案更可被接受。

在獲得更具體的資訊之前，選址的方法將會是考慮地質環境限制，包括典型限制條件，選擇或可能合適作為處置場址的英國地質環境。亦採用此方式來進行設計與評估，同時保留處置概念的選擇性。

5. 報告架構

此報告說明了通用處置設施功能設計，包括以下內容：

- 建造地表設施和地下坑道
- LHGW 的處理和安置
- HHGW 的處理和安置
- 地下基礎設施和服務
- 回填
- 密封和封閉
- 監測
- 保安與保防
- 可溯性

各章節摘要如下：

- 第 2 章確定通用設計的處置系統規範要求，設計假設和主要設計元素。
本章包含相關設計過程與 RWM 如何在設計中考量安全要求的資訊。
- 第 3 章彙整地質處置設施的環境和永續要求
- 第 4 章說明施工過程
- 第 5 至 11 章訂定了地面和地下設施，服務和基礎設施
- 第 12 章討論地質處置設施的回填，密封和封閉要求
- 第 13 和 14 章處理將要實施的監測計畫，以及影響保安和保防的事項
- 第 15 章涉及可回收性以及如何從處置設施中回收廢棄物
- 在第 16 章中討論採用不同的清單方案對地質處置設施設計的影響
- 該報告於第 17 章結束，描述了未來發展的方向，以及預期隨著時間演進，設施設計將如何發展。

3.3.2 第二章、地質處置設施設計發展

1. 處置概念

基於目前計畫的階段，可選擇為地質處置設施的地質環境廣泛且多樣，同時也尚在研究適合LHGW與HHGW的地質處置概念。處置系統概念是由工程障壁系統與其需實現的安全功能來定義。特定的處置概念僅適用於特定廢棄物類型與環境。現階段，RWM選擇了6個地質處置功能概念範例，作為RWM設計作業的基準，範例如表3-1所列。

表3-1所選擇的處置概念均是在特定地質限制條件下進行發展的，同時均已具有廣泛的研究做為其技術支持，亦經過詳細的安全評估、管制單位審查與國際審查。但這並不意味著該處置概念必定會在特定的地質環境中使用。在這一階段，還沒有排除任何處置概念。

2. 開發通用設計

本報告所列的6種功能設計目前用於：

- 進一步了解處置系統的功能和技術要求
- 進一步發展對設計要求的理解
- 提供對於地質處置設施的安全，環境，社會和經濟影響進行範圍界定和

評估的資訊

- 提供 RWM 研發計畫研擬和決定優先順序的資訊
- 提供地質處置潛在成本分析所需資訊
- 提供廢棄物生產者對於其廢棄物包件處置評估所需資訊。

現階段功能設計工作的重點在於分析與開發通用設計。未來，這些功能設計將會改為針對英國特定的環境與廢棄物清單特性條件，以及納入選址過程中增加的限制條件。整個設計階段發展過程將需要持續更新現階段之功能設計，包含由功能設計階段進入概念設計與基本設計階段，直到針對地質處置設施進行細部設計。通用功能設計與針對特定場址的設計工作將會同時並行，其目的在於提供特定場址設計分析的校驗參考。設計工作流程如圖3-3所示。

表 3-1 地質處置功能概念之處置母岩與廢棄物類型的來源

處置母岩	地質處置功能概念範例說明	
	低發熱廢棄物(LHGW)	高發熱廢棄物(HHGW)
高力學強度母岩 (如花崗岩)	英國 LHGW 概念 (RWM,英國)	KBS-3V 概念 (SKB,瑞典)
低力學強度沉積岩 (如黏土岩)	Opalinus 泥岩概念 (Nagra,瑞士)	Opalinus 泥岩概念 (Nagra,瑞士)
蒸發岩 (如鹽岩)	WIPP 鹽岩概念 (US-DOE,美國)	Gorleben 鹽丘概念 (DBE-Technology,德國)
備註		
<ol style="list-style-type: none"> 1. 選擇英國 LHGW 與瑞典 KBS-3V 做為案例的主要為因是資訊容易以英文取得。 2. 選擇 Opalinus 泥岩概念是基於 OECD-NEA 最近剛對其進行審查，故其代表可接受的最新工藝技術與知識技術水準。此案例亦有可能改為採用法國 Andra 或比利時的泥岩概念案例。 3. 選擇 WIPP 的原因亦是可取得此設施的豐富資訊，選擇 Gorleben 鹽丘概念亦是相同理由。 4. 基於規劃處置概念這個目的，可將耗乏鈾與低濃縮天然鈾視為 ILW，將鈾與高濃縮鈾視為 HLW/SF。 		

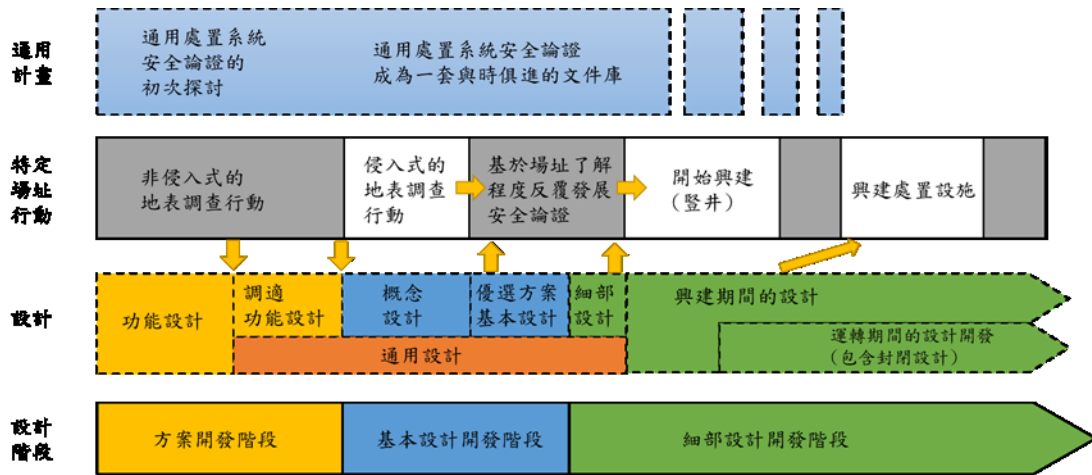


圖 3-3 各階段之工程設計開發示意圖

3. 迭代式設計程序

RWM開發出一套通用處置系統規範，提出處置系統要求並作為設計與分析作業的起始點。處置系統規範分述於兩份報告：

- 處置系統決策者要求(A 冊)(RWM, 2016h)：來自於廣泛利害關係人的上位要求。
- 處置系統技術規範(B 冊)(RWM, 2016c)：進一步的說明處置系統的要求與理由。

功能設計已依循處置系統技術規範(B冊)之要求。由於尚未選出場址，目前僅設定了通用的一般要求，未來將會定期更新這些要求。

圖3-3呈現出迭代式設計流程的概念，外部輸入的條件的改變將會影響設計的執行與結果，而涉及與評估的結果亦會反饋至規範的訂定。RWM藉由功能設計與安全評估來辨識與改善設計，並可以妥適的解決不同廢棄物處置型式的技術與研發任務。由於管制機關將會需要一些作業停留點進行審查與核准作業(如：施工、試運轉、運轉、封閉等)，因此迭代設計程序將會持續的運用各階段工作。

而安全功能要求將會是在設計與安全評估工作之間的連接。因此，根據設計功能要求進行開發，將可以提供設計者選擇最合適設計方式的自由度。未來，這些要求將會被正式彙整於要求管理系統中更清楚的敘述要求，以利達成共識與交付工作成果。

4. 設計報告與輔助證明文件

如第1章所述，功能設計報告包含通用運輸系統設計報告(GTSD)與通用處置設施設計報告(GDFD)，輔助證明其設計內容的資訊則是記錄在資訊紀錄報告(RWM, 2016d)，包含：

- 設計狀態報告(RWM, 2016e)－此報告記錄迄今之關鍵設計的發展理由，以及工程設計工作的概述。此報告將定期更新，以輔助證明未來之設計開發工作，並提供基礎參考資訊。
- 工程設計手冊(RWM, 2015b)－工程設計手冊是 RWM 內部管理系統的一部分，說明工程設計之建立、維護與更新的作業過程。範圍涵蓋施工、試運轉、運轉、封閉與除役等作業階段。
- 科學與技術計畫(RWM, 2016f)－此計畫為 RWM 的研究與發展計畫，此計畫也開放讓有興趣的團體與利害關係人進行對話或參與發展。此計畫包含過去 30 年的研究發展成果，同時也和國際其他國家進行合作，包含德國、瑞士、法國與比利時等。

5. 設計的假設條件

RWM依設計類別提出不同的假設條件，未來均需視所選擇場址再進行調整，說明如下：

- (1) 廢棄物清單：包含英國自 1940 年以來產生之放射性廢棄物，並將清單區分為 LHGW 與 HHGW，如表 3-2 所示。現階段假設廢棄物將不會在地質處置設施中進行處理與包裝，所有廢棄物均須符合相關規範規定，處置設施才會接收。
- (2) 地面設施與地下坑道：由於尚未確定地點，地面設施假設位在一水平的矩形基地，地下坑道與設施設位於其下方。地面設施與地下設施的連接方式仍為開放選項。
- (3) 地質環境與地下設施深度：依 3 種不同處置母岩所規劃之地下設施深度分別假設為：高力學強度母岩為 650 m、低力學強度沉積岩為 500 m 與蒸發岩為 650 m。
- (4) 地下設施：目前假設在理想的均勻且連續的環境中，採用水平的方式進行布置。同時亦假設處置母岩具有足夠之厚度與範圍供使用。為避免

LHGW 與 HHGW 處置設施產生交互影響，假設兩者在空間上須距離 500 m。

- (5) 施工、運轉與封閉：現階段假設地質處置設施建造階段約需 10 年。地質處置設施假定於 2040 年開始接收 LHGW，於 2075 年開始接收 HHGW。需注意這些時程設定僅屬於假設性質。LHGW 將在完成全數廢棄物處置後進行封閉與回填、HHGW 則是隨著處置作業逐步回填。所有的地下設施均將回填，地面設施將進行除役作業，場址將回復為協議共識的狀態。

表 3-2 廢棄物分類與包件一覽表

類型	細項	廢棄物容器形式
LHGW 低發熱廢棄物	LLW 低放射性廢棄物	4 公尺箱
		500 公升桶
	SILW 被屏蔽之中放射性廢棄物	2 公尺箱
		4 公尺箱
		6 立方公尺混凝土箱
		500 公升強化屏蔽桶
		3 立方公尺強化屏蔽箱
		1 立方公尺混凝土桶
		500 公升混凝土桶
	UILW 不須屏蔽之中放射性廢棄物	3 立方公尺箱
		3 立方公尺桶
		500 公升桶
		雜項貝他加馬廢棄物貯存箱(MBGWS)
DNLEU 耗乏鈾、天然和低濃縮鈾	500 公升桶	
	運輸與處置容器	
HHGW 高發熱廢棄物	HLW 高放射性廢棄物	處置容器
	SF 用過核子燃料	
	Pu 鈾	
	HEU 高濃縮鈾	
	MOX 混合氧化物核燃料	

- (6) 地下施工：LHGW 與 HHGW 處置設施與坑道的建造與運轉將會同時進行。在第一批廢棄物進行處置作業時，那時將已完成建造 1 座無屏蔽的 ILW(UILW)處置窖與 1 座 SILW/LLW 處置窖，另有 1 座 UILW 處置窖正進行裝修。另外，也將完成建造 RSILW 處置窖。在第一批 HHGW 包件運至處置設施之前，將完成包含 20 處置坑道的 HHGW 模組 1 個。LHGW 與 HHGW 的規模將視需要決定建造規模。
- (7) 地下設施的深度：地下設施深度分別假設為：高力學強度母岩為 650 m、低力學強度沉積岩為 500 m 與鹽岩為 650 m。同時，假設其上有 300 m 深的地下水含水層。
- (8) 開挖支撐：基於目前的運轉年限假設，坑道長期穩定性是一個重要的考慮因素。部分特定功能需要可以維持穩定並使用約 160 年。因此，坑道支撐的維護與監測亦將成為未來設計作業的關鍵課題。

6. 將安全性納入設計

在功能設計中，RWM將廢棄物運輸、設施建造、運轉、封閉與封閉後長期安全納入考量，並且持續的審查與更新既有的功能設計。地質處置設施功能設計亦包含前述項目之考量，說明如下：

- (1) 廢棄物包件：已建立廢棄物包件規範，詳見放射性廢棄物與廢棄物包件處置評估報告。
- (2) 運輸包件：目前已完成 2 個可重複使用的運輸容器設計，分別為用於大多數 LHGW 的標準廢棄物運輸容器(Standard Waste Transport Container, SWTC)，與用於 HHGW 的處置容器運輸容器(Disposal Container Transport Container, DCTC) (RWM, 2016b)。
- (3) 廢棄物包件發送與接收：所有廢棄物開始進行運送前均會先進行檢查，確認其符合接收標準。地質處置設施接收廢棄物包件後將會檢視廢棄物包件是否在運送過程中遭到損壞。如果包件不符合接收規範，將另外進行處理。
- (4) 地表設施：依作業類型與潛在輻射曝露風險作為地表設施區域布置劃分並進行控制。地表設施需滿足各項安全功能需求，依其安全需求將可能須具備抵抗地震等極端環境事件的條件。

- (5) 地下運送：RWM 目前考量在 3 種處置母岩環境中均能採用聯絡坑道或豎井方式進行廢棄物運送。
- (6) 運轉作業：在吊掛高度設計將會避免廢棄物墜落時，對廢棄物容器產生破壞。運轉作業過程將持續監控廢棄物包件的運送狀況。
- (7) 建造與運轉作業：建造工程作業與廢棄物處置運轉作業將會保持分開作業的狀態，並使用獨立的隧道與通風系統，各項作業安全依其作業安全規定執行。
- (8) 通風與排水系統：基本上地下設施與處置區將被設計為獨立的通風與排水系統。相對於處置區域，地下設施運轉區維持正壓。地面設施的廢棄物作業區則將設計為負壓。
- (9) 電源：將具有 2 套可互相替代的獨立電源系統。
- (10) 回填與封閉：回填將視為多重障壁的一環，提供抑制核種遷移與減緩設施受環境影響的速率。

3.3.3 第三章、環境的永續性

RWM將場址環境的永續性亦納入考量範圍，包含視覺景觀衝擊、作業期間的空氣污染與噪音問題，以及作業的碳足跡。採用如圖3-4所示的「雙軌」方式來解決設計與環境永續的課題。

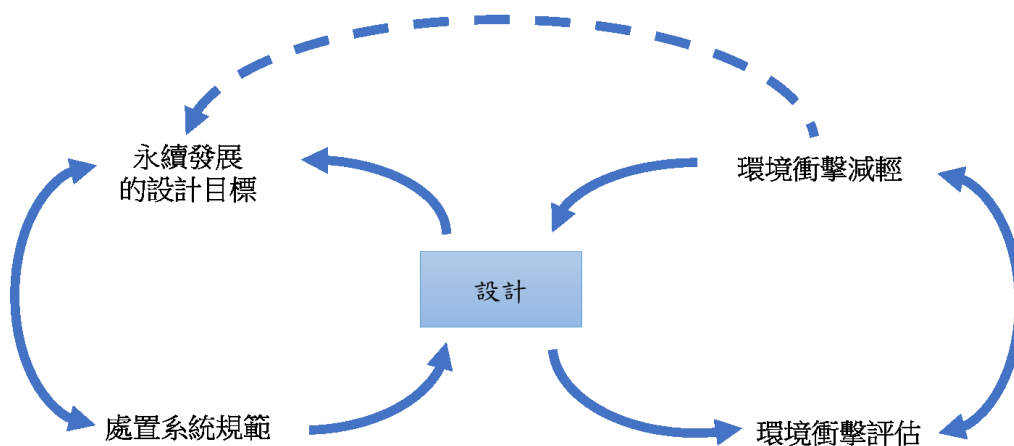


圖 3-4 環境永續的設計流程

主要課題包含：

- (1) 棄土管理：現階段認為開挖的棄土處理將會是最大的問題。為此，將規劃地面棄土暫存區並將其用於回填作業使用，降低對於環境的衝擊。
- (2) 交通運輸：為降低對交通系統的衝擊，規劃將採用鐵路系統作為人員與廢棄物運輸的主要系統，並於地表設施設置火車站。
- (3) 景觀設計：將盡可能地將地表設施設計融入當地地貌環境，降低視覺衝擊。
- (4) 動植物：儘可能維持當地生物多樣性，降低施工對於生態環境的衝擊。
- (5) 排水管理：將採用雨水與污水分離的設計，並增加地面植被與透水率，降低地表逕流量。同時，將對周圍水質環境進行定期檢測與監控。
- (6) 供水：目前規劃將提供飲用水，部分設施將使用中水系統。
- (7) 震動控制：將控制開挖過程的爆破作業不會對地表環境產生不利影響。
- (8) 噪音：可能僅於白天進行地面作業，避免噪音影響周圍民眾生活。
- (9) 光：避免設施產生光害問題。
- (10) 空氣品質：地質處置設施建造與運轉，基本上並不會產生違反法規規定之空氣污染狀況。地下設施排出之氣體，均會先過濾潛在之污染物，亦不會產生空氣污染問題。
- (11) 永續性：RWM 設定地質處置設施需考量之永續發展設計項目類別包含：衝擊、能源效率、耐用性、廢棄物管理、再生能源、環境保護、綠建築、社會公平等。

3.3.4 第四章、建造

1. 初始建造階段

地質處置設施(GDF)的初始建造階段包含地下通道的建立，此等設施將被建造以達到可接受第一批低發熱廢棄物(LHGW)的重點目標。地下通風系統之目的旨在提供建造與廢棄物處置活動期間中充足的通風。

在建造階段開始時，將建造足夠的地面基本設施，使地下開挖能夠安全的開始。第一批建築將是豎井機房等基礎設施和相關辦公室，以使豎井和斜坡道可以開始施工。一些豎井的地面基礎設施最初可能是暫時的，後來再被永久結構所取

代。在高強度及低強度沉積岩設計中，豎井開挖將從地表和地下同時進行。

現場調查階段收集的數據，如豎井中心線鑽孔和其他水平鑽孔數據都將用於地下坑道設計的初步評估。豎井和斜坡道的開挖記錄，將提供有關地質環境和岩體特徵等有用資訊。並再提供地下水條件的資訊，如果需要，將對地層進行灌漿，以幫助地下水管理和改良岩體特徵。

高強度岩石內的地面設施的概念佈局，包括大部分的主要建造物和行政大樓，以及LHGW包件操作建築。2075年之前，將修建少量的額外建築和相關基礎設施，以便接收HHGW包件並隨後轉移到地下開挖建造。

2. 同步建造與運轉

地下公共設施與支援設施已設計成可允許於建造進行中，同時處置廢棄物限制了直到第一次廢棄物處置的建造工作的需要數量。此一方式可允許以連續性改善系統與設備去開發處置設施。

地下公共建設與支援設施已設計成可允許於建造工作進行中，同時可處置廢棄物。將在不同地下區域之間利用氣閘與封塞以及獨立的循環系統來達成此設計。

地下基礎設施和支援設施的設計，藉由在這些活動之間做出隔離，就可允許同時進行施工和廢棄物處置。利用地下不同區域和區域之間的氣閘和密封件，並提供獨立的通風迴路，將有助於實現這同時進行施工的目標。

目前假設 HHGW 廢棄物接收和處理設施將在以後建造，以便在設施接受廢棄物之前有足夠的時間進行調試。在地面設計中，將在不干擾正在進行的 LHGW 安置活動的情況下建造該設施，因為 HHGW 的輸送量將顯著低於 LHGW。LHGW 處置窖將採用模組建造，這將提供重複性的優點，同時在定位和定向方面提供一定程度的靈活性，以適應地質環境和大地工程的變異特點。透過控制爆破設計和謹慎開挖管理工作，將嚴格控制對圍岩造成的開挖損傷程度。

為了支持這些施工原則，已經進行了爆破研究，藉以評估在高強度岩石內的爆破中產生的振動和氣壓效應。該研究評估了距離爆破 50m 和 100m 處的振動和氣壓，這是與高強度岩石設計中採用的進行裝修和安置工作的處置窖的相對應距離。在需要的情況下，透過岩柱與爆破模式設計的分離，足以確保爆破振動不會影響廢棄物處置運作。爆破研究的結論是，透過應用控制爆破和實施振動控制和監測策略，爆破工作可以安全進行，同時保護正在裝修的處置窖、廢棄物處置

工作和先前安置的處置窖。

除了鑽炸開挖法外，其他替代施工技術，例如隧道鑽掘機(Tunnel Boring Machine, TBM)開挖，可用於高強度岩石的施工。任何開挖擾動帶(Excavation Disturbed Zone, EDZ)的範圍取決於地層的水文地質和力學性質、現地應力狀態、開挖的大小和幾何形狀以及開挖方法。開挖周圍的地盤位移可透過在開挖前適當的岩石支撐、開挖尺寸的測試進行改善。EDZ 的發展也將取決於支撐時機與支撐的剛性。如果支撐已維持穩定，將可限制 EDZ 的發展。機械開挖法對圍岩 EDZ 破壞比鑽炸法較小，然而，透過仔細設計鑽孔模式和起爆延遲(光滑面或預裂爆破方法以及使用電子起爆系統)也可以將減小鑽炸法引起的 EDZ 範圍。

3. 開挖剖面與岩石支撐

在一特定母岩內，發展中之範例性設計允許以一典型處置窖與處置隧道之開挖、岩石支撐與設計來代表。地質處置設施的地下結構(處置窖、處置隧道、工作隧道等等)之開挖剖面及尺寸，見圖 3-5 至圖 3-7，是根據母岩大地工程特性及現地應力來決定的，將可提供於建造、運轉、封閉階段充足的長期穩定性。

開挖剖面與岩石支撐系統設計是由結盟廢棄物管理機構及國際礦坑與隧道開挖先例經驗所決定。

- (1) 在高強度岩石中的所有垂直通道豎井的完工內徑為 8.0m，並採用成熟施工技術進行開挖。豎井的永久支撐將由混凝土襯砌提供，以防止進水並確保安全。斜坡道的直徑為 5.5m，穿過靜水壓襯砌段，長度為 1.8km (上覆沉積地層深度為 300m)，然後形成「D」形(5.5m 高，5.0m 寬)到達設施水平高程。一般地下隧道支撐是採用岩錨、鋼絲網和噴凝土為支承。目前假設岩錨長度為 2.5m、間距為 2.5m，處置窖的鋼線網噴凝土厚度為 200mm，其他開挖處為 50mm。
- (2) 在低強度岩石中的所有垂直通道豎井的施工方式與上述較高強度母岩相似。在設施水平高程全長範圍內，斜坡道直徑為 5.5m，在頂部 1.8km 長(300m 深度內)處設有抗靜水壓襯砌。隧道支撐採用岩錨、鋼線網片和噴凝土。目前假設岩錨長度為 3m、間隔 2m。假設所有地下開挖中的鋼線網噴凝土厚度為 300mm。地下開挖將具有不同的坑道斷面，以及橢圓與圓形的混合。

- (3) 在蒸發岩中所有垂直通道豎井的完工直徑均為 8.0m，但處置進氣井除外，該豎井將為 9m，以容納轉運地下廢棄物包件。豎井的永久支撐將由混凝土襯砌提供，以防止進水並確保安全。豎井的底部將有一個混凝土襯砌，以便在維護最少的情況下提供長期完整性。通常，蒸發岩中的開挖是利用鑽炸法或機械、鑽掘機進行開挖。隧道的支撐採用岩錨和鋼線網來支撐。目前假設岩錨長度為 3m 長、間隔 1.5m。蒸發岩中不使用噴混凝土。建議的地下開挖將具有不同的坑道斷面，但是通常是長方形的。

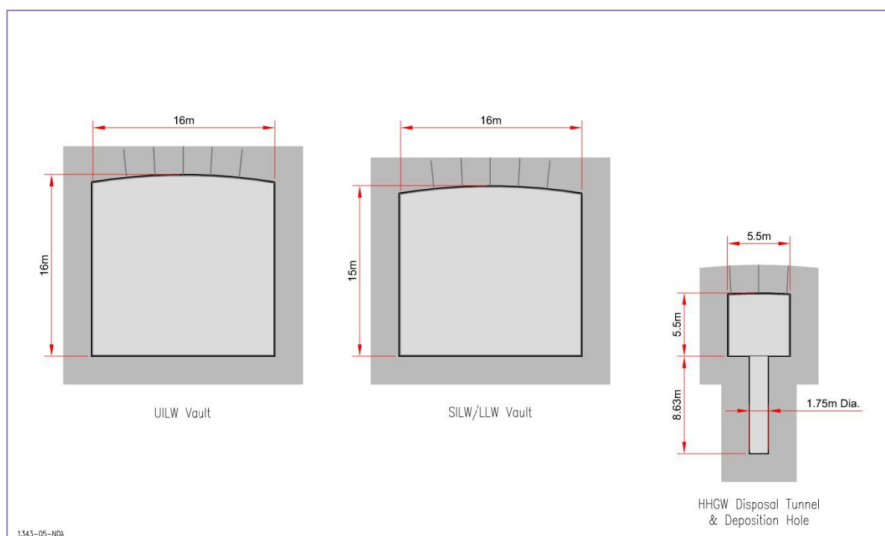


圖 3-5 較高強度母岩內開挖剖面與尺寸

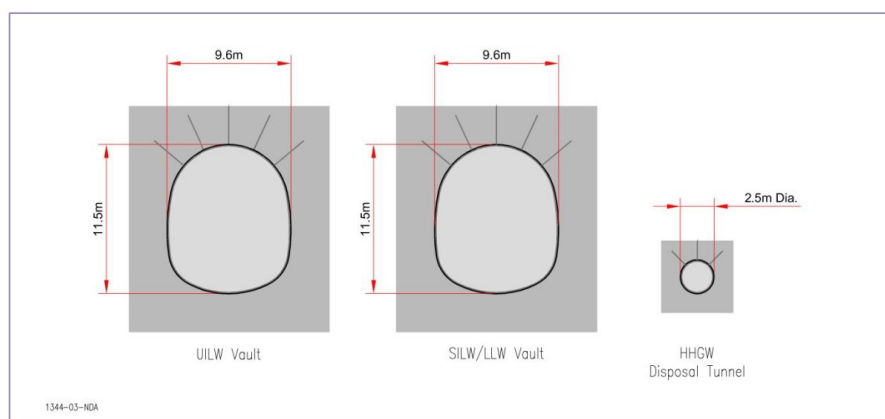


圖 3-6 較低強度母岩內開挖剖面與尺寸

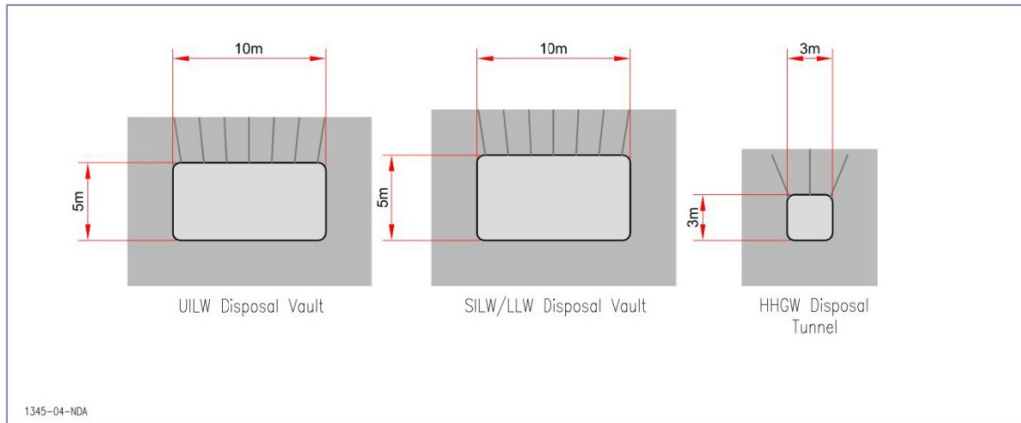


圖 3-7 蒸發岩類母岩內開挖剖面與尺寸

4. 建造期間之地下水管理

在地下設施及支援性服務例如排水與通風設計之前，母岩內詳細的水文地質特徵化須先被要求。即使是通過低滲透性的覆蓋沉積層，它可能包含透水層或破碎岩層。隧道與豎井建造之設計與執行步驟，將根據鑽孔探測所提供的詳細資料，規劃去適應各局部條件的對策措施(灌漿、冰凍、襯砌等等)。下圖 3-8 是表示利用前進鑽孔去建造工作隧道的一種潛在方法。

適合當作處置母岩的高強度岩石或低強度沉積岩特性，在自然條件下，需具備較低地下水的流通量。但在 500m 深處或更深處，由於水力梯度較高，流入地下開挖的地下水量可能更重要。在工程對策之設計上需要考慮可能遭遇地下水的潛在最大流入量，這可能與特定構造例如斷層、裂面等有關，根據該構造的頻率，可採用局部灌漿或全面高性能襯砌的解決方案。

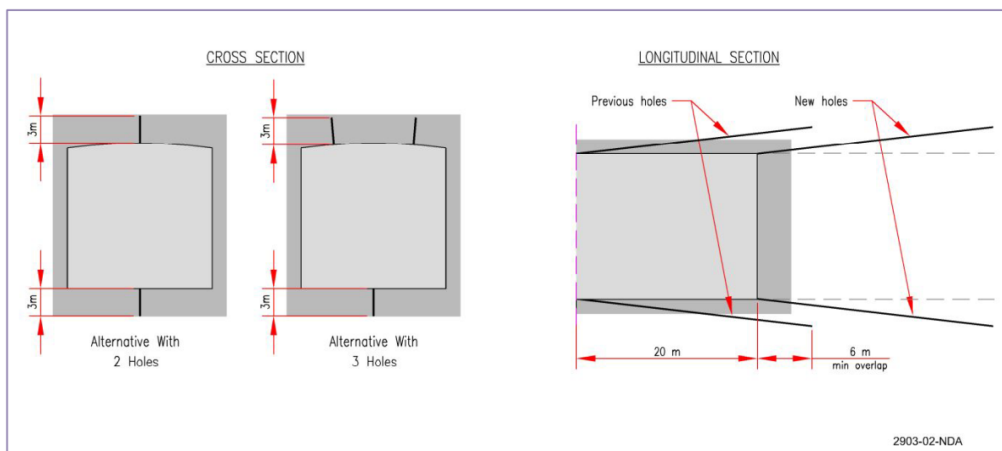


圖 3-8 工作隧道的建造方法

3.3.5 第五章、廢棄物運輸、接收與轉運

地面操作與公共設施須使可以順暢的提供在地面接收廢棄物包件以及從運輸隧道轉運至處置窖或豎坑。

1. 廢棄物運輸

運輸系統可考慮鐵公路與海運，其中較推薦鐵路運輸，海運則因場址而異。地面設施將配置處去處理依這些方式運送過來抵達的包件。

2. 廢棄物接收與轉運

其過程將自廢棄物包件的包裝廠與臨時性儲存場，利用公路或鐵路運輸至地質處置設施。每一廢棄物包件離開廢棄物製造地之前，將執行一套檢監測與評估包件內容的系統。LHGW 接收和轉運設施將能夠處理經由鐵路和公路的任何組合所到達的運輸包件。HHGW 接收和轉運設施目前僅處理經由鐵路到達的運輸包件。

圖 3-9 展示低發熱廢棄物(LHGW)運輸包件由鐵公路運抵，將分送轉運至地下運輸系統之地面主要轉運設施。LHGW 包件運輸設施將允許卸載鐵路和公路車輛。一旦接受，運輸包件將從拖車和在同一建築物內使用的起重機(安全工作負荷 80 噸)轉移到斜坡道的運輸車。圖 3-10 展示高發熱廢棄物(HHGW)運輸包件由鐵公路運抵，將分送轉運至地下運輸系統之地面主要轉運設施。



圖 3-9 低發熱廢棄物之地面轉運設施

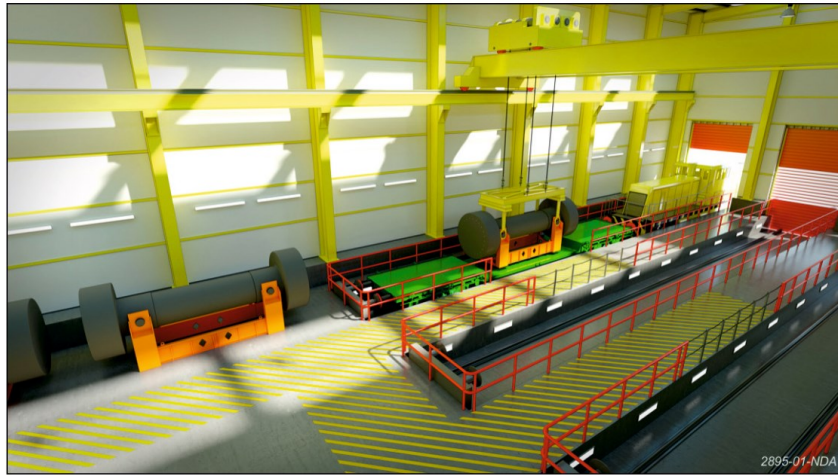


圖 3-10 高發熱廢棄物之地面轉運設施

3.3.6 第六章、地面支援設施與公共建設

地面支援設施包含：(1) 岩石碾碎設施、(2) 開挖岩石的地面料堆、(3) 緩衝材料搬運廠、(4) 辦公室建造、(5) 建築工廠、貯存與編組區域、(6) 火災與救護站、(7) 爆破場。

3.3.7 第七章、地面到地下的廢棄物運輸與設施

根據地質環境不同，通達地下的設施可能是採用豎井與橫坑的組合、或是單獨採用豎井。在較高強度岩石內及較低強度沉積岩內之設計說明範例，地下通道假設是採用一條斜坡道搭配三個豎井。在蒸發岩內，則假設是採用四個豎井。

地面設施和地下處置設施區，橫向間距可能大於10km被認為是可行的。該距離可能會影響地下通道的佈置，並可能影響進出口，例如，一些豎井可能會被斜坡道取代。

1. 斜坡道

斜坡道(Drift)入口上方將有一建築物所覆蓋，以提供斜坡道列車與操作人員等待區之防風雨結構體。斜坡道是從地面的轉運設施到地下的處置設施之連接，如圖3-11，斜坡道是一條螺旋形的布局。其建造坡度假設為1:6，但若斜坡道起始點有所改變則允許變化坡度。根據地下設施預定深度，在較高強度岩石內之斜坡道長度大約4km，在較低強度沉積岩內則大約3km長。斜坡道的上半區段預計會經過高透水性沉積地層，因此建造時須要預先處理控制地下水流入。最上部地面

下10 m內，可採用抽水工法；從此深度以下，則可從地面灌漿處理到130 m深度。從地面起10m深度內，最初60 m的斜坡道可能採取明挖覆蓋工法，其餘斜坡道可選擇TBM隧道開挖工法、隧道鑽掘機工法或鑽炸法施工建造。上部斜坡道將利用TBM工法完成，其隧道支撐將以混凝土襯砌完成內徑5.5 m的圓形斷面。

深度在300 m以下的橫坑，將利用岩栓、鋼線網與噴凝土作為開挖隧道支撐，這段橫坑預定由地下開挖上昇去銜接從地面挖下去的隧道。根據開挖工法的不同，如圖3-12所示，隧道剖面可以是圓形或是D形剖面(寬5.5 m、高5 m)。

當斜坡道開挖、襯砌、支撐完成之後，將安裝構架與齒輪軌道系統，見圖3-13，可運載能力達80噸重量。運載車速上限設定為20 km/h，廢棄物包件與工作人員之運載車輛與時段並不相同。

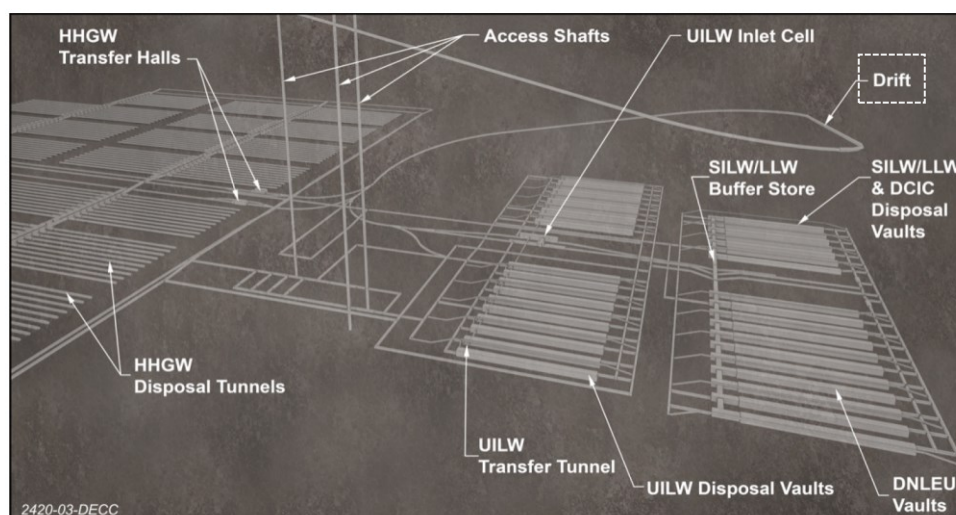


圖 3-11 螺旋形布局的斜坡道(Drift)

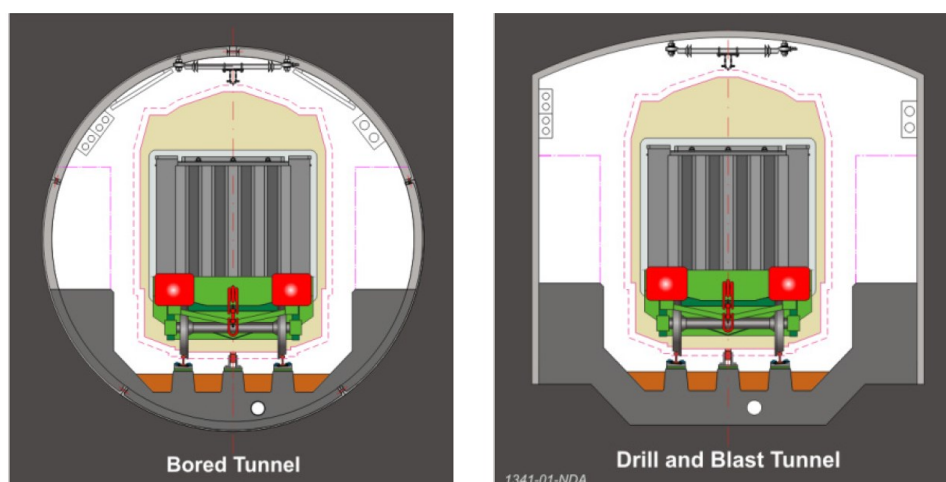


圖 3-12 斜坡道之圓形或 D 形剖面

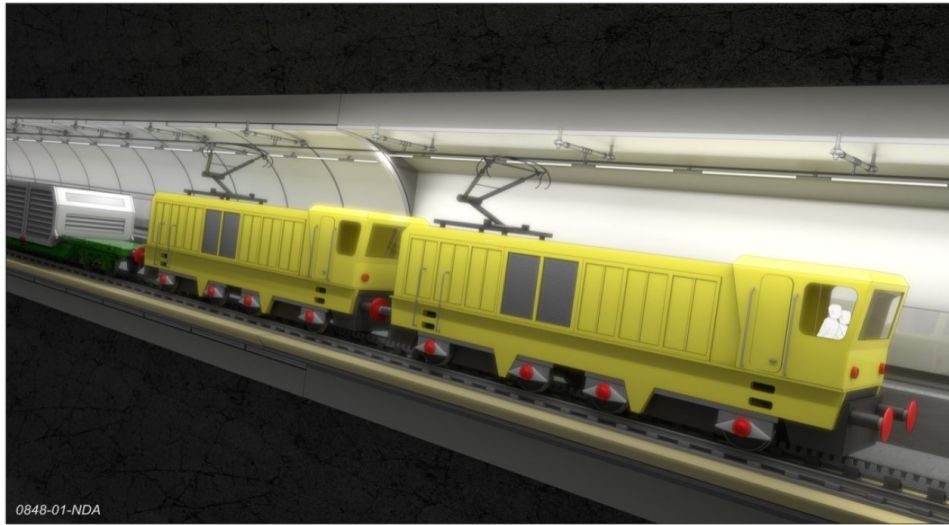


圖 3-13 斜坡道內之齒輪軌道與運輸系統

2. 豎井

所有垂直豎井之內徑均設為8 m，但蒸發岩內容納廢棄物的處置豎井之內徑則設定為9 m。豎井開挖所採用的技術將事先被驗證過。當豎井通過含水層之前，將先採用鑽孔灌漿或地盤冷凍工法改良。豎井的永久支撐將由混凝土襯砌提供，並須具抵擋地壓與地下水流入。

三個豎井的主要功能是：(1) 運輸設備和材料，(2) 為地下施工和操作區域提供通風，(3) 提供開挖岩石的出渣路線。施工進氣豎井將是施工人員和材料進入地下的主要途徑，並作為施工通風入口。在施工過程中，施工出風井主要作為開挖岩石的出口通道，同時也作為施工通風系統。豎井將配備高性能的捲揚系統，以發揮其最大岩石搬運能量。處置井(第三個通風豎井)與斜坡道連接，將使廢棄物處置工作與施工工作分開通風。所有豎井均應建造集水坑，以安裝安全設備並具有儲水能力。當豎井穿過高滲透性沉積覆蓋層時，需內襯抗靜水壓的混凝土襯砌。豎井底部可能不需要靜水壓襯砌，但應配備合適的混凝土襯砌。

3. 儲置豎井(蒸發岩內)

蒸發岩內的廢棄物處置將透過第四個垂直豎井運輸到地下，廢棄物儲置豎井之內徑加寬為9 m，以容納廢棄物包件。廢棄物儲置豎井的入口(見圖3-14)至儲置豎井包含在廢棄物包件轉運設施，將具備防風及防雨環境。



圖 3-14 豎井之地面接收設施

3.3.8 第八章、地下佈局和運轉說明

1. 地下佈局說明

GDF的佈局說明是基於處置設施在單層的水平地下構造。放射性廢棄物管理有限公司(RWM)認可這只是對於說明開發設計的假設，任何針對特定場址的詳細設計都可能導致替代佈局，進而影響所需設施佔地面積的大小。處置窖和處置坑道以模組化佈局設置，以便在根據特定場址調整設計時提供靈活性；然後，這些模組可以根據母岩地質環境的構造進行佈置。這種佈局的靈活性也可以調整，包括在地質構造中的不同層次內建造模組。

一般佈局是基於處置窖內包件之間的距離，並考慮HHGW的地工參數和熱因素。特定場址資料可以使處置罐更緊密地放置一起，或者可以減少處置窖和處置坑道之間的岩柱(大地工程)。如此，整個GDF的佔用空間就會相應減少。一旦確定了GDF的母岩場址，將考慮和評估特定場址的母岩特性，包括岩體強度、結構、水文地質特性和其他因素，以確定其是否適合作為GDF母岩環境。這些特性將影響地下設施的設計，並可能導致變更設計，例如實施多層佈局或使用不同的處置概念，將根據現場條件進行選擇和定制。基於大地工程考慮，所有處置窖和處置坑道極有可能與假定的最大主應力方向平行。將處置窖和處置坑道與最大水

平應力對齊，將導致作用於開挖頂板的最小水平應力。這種定向將提高穩定性，有助於挖掘速度，並有助於最具成本效益的支持。如果線形垂直於最大水平應力，則頂板條件將不利，並導致不穩定性增加、開挖率降低和支撐成本增加。

在地下處置設施將分為兩個處置區，由一個公共服務區隔開。一個用於處置低放射性廢棄物(Low Level Waste, LLW)、屏蔽中放射性廢棄物(Shielded Intermediate Level Waste, SILW)、非屏蔽中放射性廢棄物(Unshielded Intermediate Level Waste, UILW)和耗乏鈾、天然和低濃縮鈾 (Depleted, natural and low-enriched uranium, DNLEU)的LHGW處置區，以及一個用於高放射性廢棄物 (High Level Waste, HLW)、用過核子燃料(Spent fuel, SF)、Pu和高濃縮鈾(Highly enriched uranium, HEU)的HHGW處置區。

作為一般原則，當前說明性設計的LHGW處置窖溫度將盡可能降到最低。對於UILW處置窖，運轉階段(包括回填)的設計目標是提供一個環境，使廢棄物的溫度保持在處置系統規範(Disposal System Specification, DSS)－第B部分(RWM, 2016c)規定的目標範圍內。該目標被定義為50°C，可上偏移80°C最多到5年時間，處置窖內的空氣溫度限制在50°C(設備如安置起重機有效運轉所需)。將制定LHGW處置窖運轉的設計，以確保盡可能藉由被動方式將溫度保持在該水準以下。因此，與HHGW合用的影響可能會對LHGW處置窖的溫度產生影響。如Nirex處置窖之環境可行性研究總結報告所述(NNC, 2002)，LHGW處置窖的運轉溫度已經過模擬計算，GDF的通風系統已經過分析，並在(Golder Associates, 2016)中進行了更詳細的描述。考慮到定向和柱尺寸，各母岩的說明性佈局如圖3-15至圖3-17所示。已準備好各母岩的佈局圖，顯示GDF的最大範圍以及預期處置窖和處置坑道的總數。

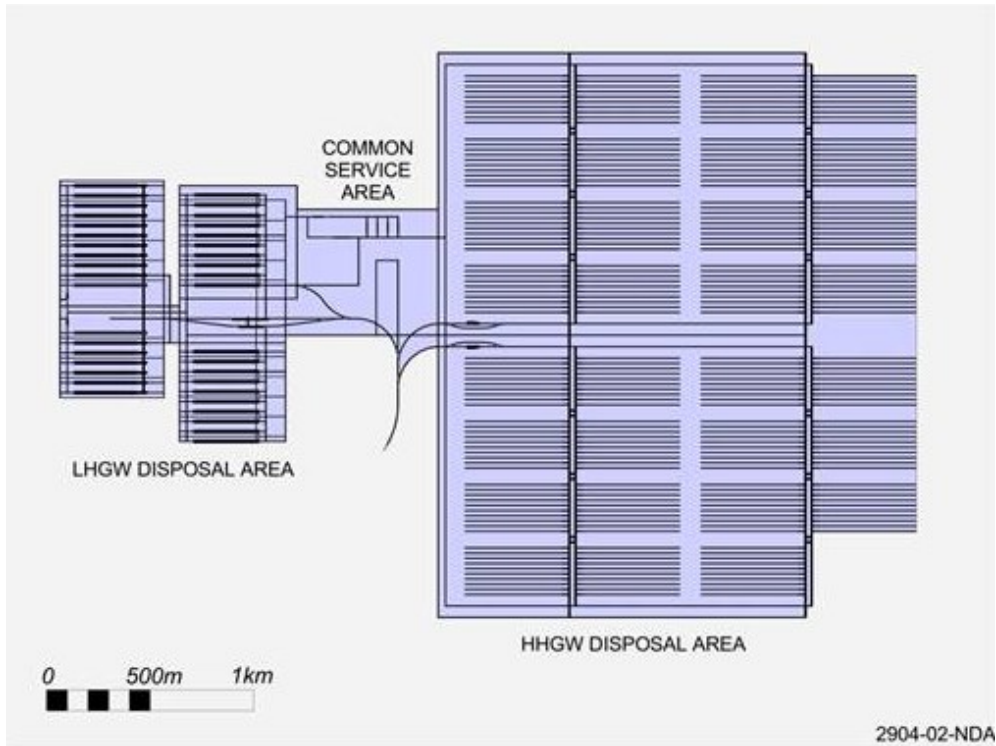


圖 3-15 高強度岩石的最終地下佈局示意圖

對於強度較高的岩石，於 2013 年導出的儲存佔用空間約為 7.6 km²。

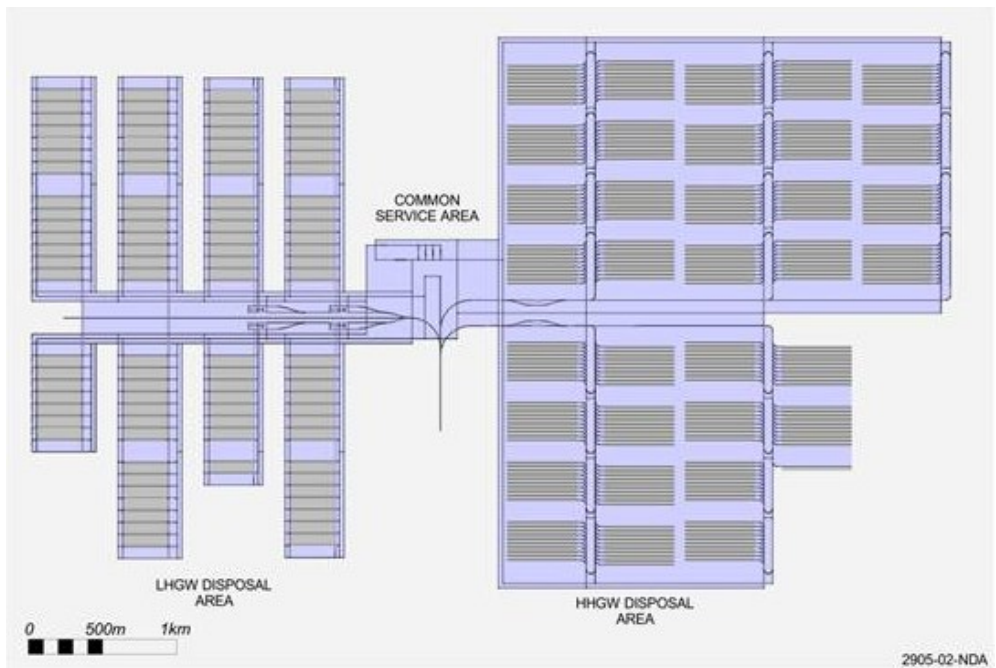


圖 3-16 低強度沉積岩的最終地下佈局示意圖

對於低強度沉積岩示意說明設計，於2013年導出的儲量佔用空間約為15.3 km²。

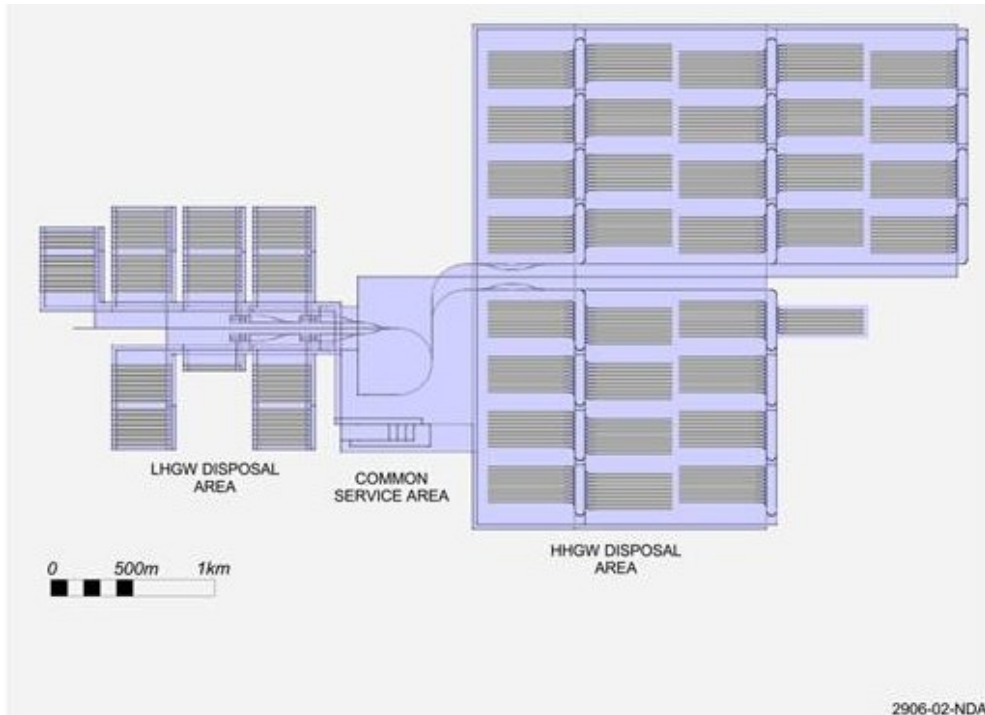


圖 3-17 蒸發岩中的最終地下佈局示意圖

對於蒸發岩示意說明性設計，於 2013 年導出的儲量佔用空間約為 10.3 km²。附錄 E 提供了對不同母岩的示意說明設計之佔用空間和儲存方案的更詳細分析。

2. 運轉計畫

LHW處置窖和HHGW處置坑道的施工將與置放作業同時進行。第一次置放廢棄物時，將建造並運轉一處UILW處置窖，一處正在裝修的UILW處置窖和一處在建造及運轉的SILW/LLW處置窖。儘管這將取決於產生的RSILW(堅固屏蔽中放射性廢棄物 Robust Shielded ILW)廢棄物罐的時間表，但也將為RSILW廢棄物建造一處之處置窖，以備廢棄物處置。HHGW廢棄物罐裝箱到達之前，將完成一處HHGW處置模組(包括20個處置坑道)的建造。

LHW處置窖和HHGW處置坑道的建造將按要求進行，可能有兩個或三個正在施工的坑道，並在任何時候進行裝修。在這一階段，為針對安全評估和環境評估提供保證依據，並考慮到將廢棄物運送至處置設施有關的運送問題，對時間安排和運送量作出假設。處理和安置這些廢棄物罐體的時間率在目前假定GDF運送量水準的最大容許範圍內，該設施將具有每年處理較小或較大數量廢棄物罐體的靈活性。運送量率是基於先前的研究「通用處置窖設計」(Nirex, 2005)，或來自其他國家方案的資訊。

就盤存量而言，從2040到2063年，LHGW的年平均量約為2300處置單元。2063年至2108年間，處置量將降至平均每年1500處置單元。裝在500公升固化桶(UILW)中的DNLEU將以類似的速度(每年1500個處置單元)置放，當完全安置完成，大約需要四年，直到2112年。完成後，將在運輸和處置容器(Transport and Disposal Containers, TDCs)中包裝DNLEU，該DNLEU裝在500升固化桶中。假定處理速度相似，將使得廢棄物罐體在6年內之2118年置放完成。從2100年到2140年，NNB ILW將與ILW/LLW和DNLEU的後期置放作業同時進行置放。

根據英國高放射性廢棄物/用過核子燃料參考儲存庫概念的概要設計，傳統HHGW的處置將從2075年開始，以每年200個處置罐的運送量持續到2105年(Nirex, 2005)。殘留的鈾和高濃縮鈾的處置將安排在2105年至2110年於HLW後期處置和SF的處置之後。根據冷卻速度，MOX可在2131年置放，大約需要14年才能處理完成。隨後，16GW(e)新核電場計畫產生的用過核子燃料將需要45年時間處理，直至2190年。如圖3-18所示，隨著時間的推移，庫存量將分階段進行。如果需要，例如由於特定廢棄物類型的封裝問題或運送路網中斷，則有可能重新安排運送。

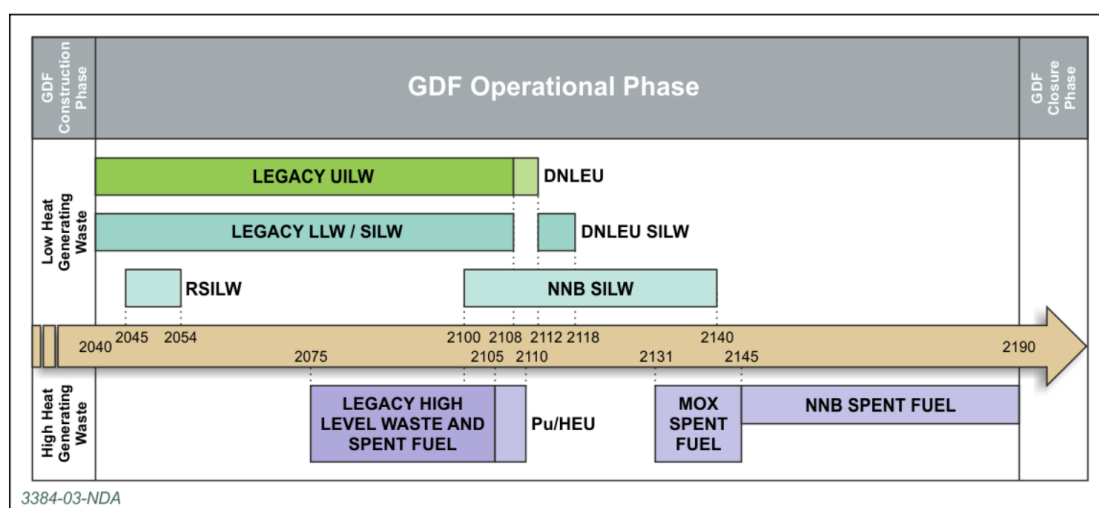


圖 3-18 GDF 廢棄物置放時間

將所有廢棄物安置在高強度岩石中之後，將於單次作業活動回填並密封LHGW處置窖。對於低強度沉積岩，這一點有所不同，在這種情況下，假設在每個處置窖填滿廢棄物罐後，將回填和密封LHGW處置窖。

為了發展蒸發岩的示意說明之設計，不需回填LHGW處置窖，因為地層將允

許自然蠕變(一些蒸發岩隨時間推移而移動的性質，可導致地下洞室關閉)，並隨著時間推移而自然封閉挖掘開口，所以每一個處置窖將在廢棄物罐裝滿後自然封閉。隨著處置罐體置放就位，HHGW處置坑道的回填將逐步進行。

運轉計畫的制定是基於若干假設。對於LHGW，這些假設通常在本質上是實用的。例如警告的時機，對於HHGW，處置時間表與管理廢棄物熱輸出的影響更為相關。HHGW的處置日期基於許多參數，其中包括：HHGW的放射性核種清單、地質環境的性質以及回填和緩衝材料的處置概念和相關的溫度目標。在這個通用階段，這些參數值中許多都是假設值，這將導致運轉計畫中列出不確定的處置日期。例如，所選擇的場址設計應與場址示意說明性設計不同，則可能導致實質上不同的置放時間表。

說明性設計中採用的方法是提出一個有時間效率的方案，從而縮短置放時間，並相應地調整GDF內的其他參數。對於說明性設計，表示透過在需要時增加處置罐的分隔距離，而不是調整放置日期以允許更多的衰減，來滿足處置概念的熱目標。

3.3.9 第九章、LHGW 處理和安置

LHGW處置區由一系列處置窖所組成，這些處置窖由通道/轉運通道連接。在LHGW處置區內將有五種處置窖：

- UILW 處置窖可容納傳統 UILW(包括裝在 500 公升桶中的 DNLEU)
- SILW/LLW 處置窖，以容納所產生的 SILW 和 LLW 廢棄物包件
- TDC 中容納 DNLEU 的專用處置窖；
- 容納新核電廠的 NNB-SILW 混凝土桶的專用處置窖，這些混凝土桶將有特定的處理要求；
- 專用的 RSILW 處置窖，以容納具有特定處理要求的 RSILW 容器。

建造的處置窖允許透過流動通風，廢棄物包件放置在具有足夠強度的混凝土地板上，以支撐廢棄物包件的堆疊。

考慮處置放射性廢棄物清單時，有許多非標準且不同類型的廢棄物包件，在安置之前需要特別考慮各種特性。附錄G中提供了這些包件及其要求的詳細資訊。

1. UILW 處理

產生的UILW包件將經由軌道直接運輸到入口單元。在蒸發岩中，包件將透過軌道從安置豎井的底部運輸到入口單元。到達入口單元後，包件將被從其運輸容器中遠程取出，並透過指定的轉移坑道運輸至處置窖。入口單元是每個UILW處置單元將被卸下的位置，從可重複使用的SWTC轉移到指定的處置窖內進行安置。入口單元套件的示意圖如圖3-19所示。UILW將以各種包件類型提供，包括可容納四個500公升廢棄物桶、個別為3立方公尺的廢棄物罐、3立方公尺裝置箱和各種 β - γ 廢棄物儲存箱(MBGWS)的籠架。這些UILW廢棄物包將透過共同的傳輸坑道從入口單元運輸到處置窖。

由於支持假設的地質參數和每個一般地質環境的要求，為適應入口單元設計而進行的開挖尺寸將有所不同。但是，所有一般地質環境中，從SWTC中移除容器並轉移到處置窖的過程是相似的。因此，進行這項工作的結構將在所有三種通用設計中相似，並包括足夠的空間容納這些結構。

由於假設的地質參數和每種支撐要求，對於每種通用地質環境，為適應入口單元設計而進行的開挖尺寸將有所不同。但是，所有一般地質環境中，從SWTC中移除容器並轉移到處置窖的過程是相似的。因此，進行這項工作的結構在所有三種通用設計中是相似的，並包括足夠的空間容納這些結構。

入口單元將位於地下，以使廢棄物包件能夠在盡可能於接近處置點的可重複使用的SWTC中運輸。入口單元將被屏蔽，並在意外事件中提供對放射性物質的圍堵。除了這內置於入口單元系統的額外物之外，還將提供取回系統，以便在發生完全電力故障時可以手動操作起重機。帶屏蔽的觀察窗和監視電視將允許對入口單元內所有階段的操作進行視覺監控。

在地下透過轉移或安置豎井進行運輸之後，裝有UILW包裝的貨車將到達容器運輸線的末端以進行卸載。容器輸送線將配備一台80噸 SWL高架起重機，用於起吊和移動包件。圖3-19示意廢棄物包裝過程，當廢棄物包件到達其SWTC中的接收區域(右側)，放置在處置窖之前將先運送到轉運坑道(左側)。

一旦在包件移除處將UILW包件從標準廢棄物運送容器(SWTC)中移除後，SWTC將返回地面。並將對SWTC進行適當的監測，以及在需要時進行除污。重新添加SWTC之前，可能會進行一些檢查，以防止仍有包件存在的SWTC被重新

添加。該過程將採用工程措施，透過使用鐳射掃描以防止這種情況發生，確保在重新添加之前，SWTC是空的。這也可以由操作員通過監視電視進行目視檢查來進行。為了確保GDF中每個包件的位置都是已知的，將使用包件配置管理系統。這是對任何獨立運轉的核物料保障監督系統的補充。

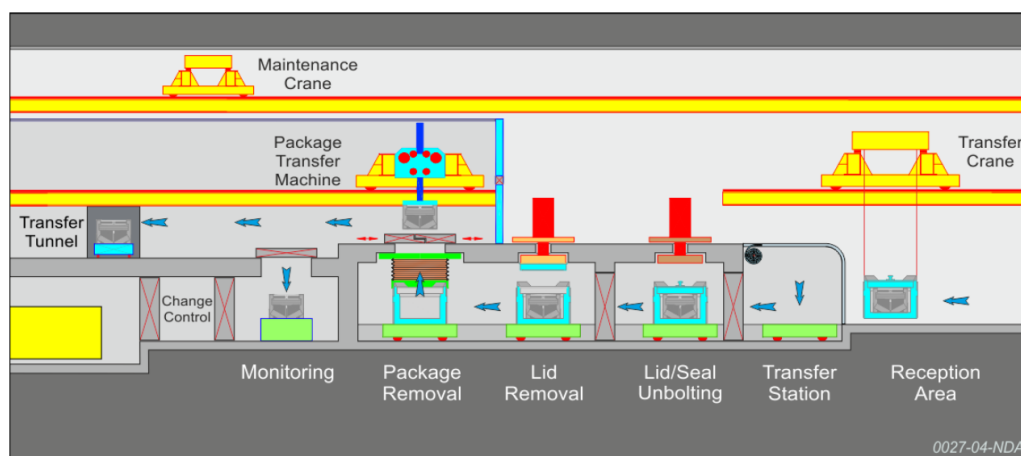


圖 3-19 UILW 入口單元示意圖

2. UILW 安置

(1) 高強度岩石

UILW處置窖的橫截面約為16.0 m×16.0 m(見圖3-20)，長度為317 m，有效處置長度為295 m。總共將建造20個處置窖，以根據清單容納UILW包件。



圖 3-20 UILW 處置窖橫截面示意圖—高強度岩石

處置工作將從窖體的遠端開始，然後返回到轉運通道入口。處置窖中的基本堆疊陣列如下：

- 四個 500 公升桶的將以寬有七個及高有七個的陣列堆疊；
- 3 立方公尺的箱體和 3 立方公尺的桶體以寬有七個及高有七個堆疊起來；
- MBGWS 箱子將堆疊六個寬六個高。

並將由一台 20 噸 SWL 橋式起重機進行作業，如圖 3-20 所示。處置單元放在處置窖處將受到控制，以使處置單元可以圍繞公共參考點放置。起重機運動的鐳射控制是可以採用的成熟系統。

每個 UILW 處置窖的前部，將有一個起重機維修區，該維修區將透過屏蔽門與廢棄物包件隔離。這將使定位起重機能夠在安全的環境中進行維護和/或維修。吊裝起重機的可靠性對於處置窖運轉至為重要。而設計將包括多餘部分和機械備份。為了應對起重機系統整體故障的不太可能事件，將提供一個取回系統，以使起重機能夠被拉回到起重機維護區域。如果在吊裝包件時發生起重機故障，則在將起重機收回到與防護門相鄰的位置後，將提供設施，以便在起重機安全取回至起重機維修區之前，能夠直接操作下降機制並分離廢棄物包件。

(2) 低強度沉積岩

UILW 處置窖的橫截面約為寬 9.6 m × 高 11.5 m (見圖 3-21)，長度約為 317 m，有效處置長度為 295 m (圖號 E/DRG/0041080)。根據盤存量情況，總共將建造 58 個處置窖，以容納 UILW 的包件。處置工作將從窖體的遠端開始，並向入口處進行，如圖號 E/DRG/004080 所示。處置窖中的基本堆疊陣列如下：

- 四個 500 公升桶以以寬有三個及高有五個的陣列堆放；
- 3 個立方公尺的箱體和 3 個立方公尺的桶體堆放在寬三個及高五個的位置(如圖 3-21 所示)；
- MBGWS 箱體將堆放兩個寬及五個高。

置放操作和起重機設施將類似 UILW 高強度岩石說明性設計中所述的內容。



圖 3-21 UILW 容體剖面示意圖－低強度沉積岩

(3) 蒸發岩

UILW處置窖的橫截面約為寬10.0 m×高5.0 m(見圖3-22)。窖體的長度約為317m，有效處理長度為295m。總共將建造49個窖體，以容納盤存量的廢棄物包件。

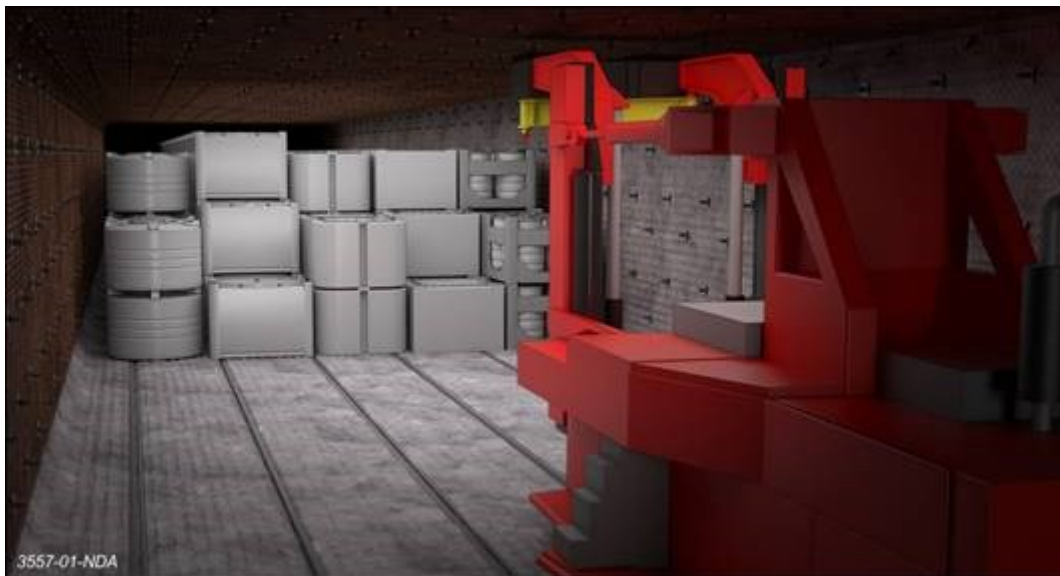


圖 3-22 UILW 窖-蒸發岩橫截面示意圖

每個處置窖將在出口處密封，通風出口端和進入處置窖的遮罩門將在處置窖的另一端提供安全殼。處置將從地下室的遠端開始，並使用遙控堆疊車朝著處置地下室的前端進行，如圖號E/DRG/0041130所示。處置窖中的基本堆疊陣列如下：

- 四個 500 公升廢棄物桶靜物堆成為寬高為 5×3 的陣列(如圖 3-22)；
- 3 立方公尺的箱子和 3 立方公尺桶將堆疊成寬高為 5×3 的陣列；
- 盒子將堆疊成寬高為 5×3 的陣列。

3. SILW 和 LLW 處理

SILW和LLW包件將透過軌道運輸至位於外移延伸段的臨時儲存區。然後由堆高機車經過維修通道送往各自的處置窖。如盤存清單報告所述，TDC中的DNLEU也將以這種方式處理，但將安置在其專用處置窖中。後續根據封閉後的影響，可能需要將DNLEU分開，因為搬運和安置程序類似所以目前DNLEU TDC處置窖已放置在SILW處置窖附近，RSILW容器將被運送至接收區，從運輸容器中取出安置在專用的RSILW處置窖內。NNB-SILW混凝土桶將以類似的方式運送到其專用的處置窖中。

SILW將提供多種包裝形式，包括4公尺箱、2公尺箱、6立方公尺混凝土箱。LLW目前假定包裝在4公尺的箱子裡。目前假定大部分DNLEU都到達了TDC區。SILW和LLW包件將在地下運送到SILW/LLW接收區。它們將由一台80噸 SWL橋式起重機卸入SILW/LLW臨時儲存區，準備在地下室進行處置。由於SILW和LLW包件的達到率較低，廢棄物包件將臨時儲存在專用儲存區，以便在處置活動中進行安置。所有地質環境中，將使用80噸容量的遙控堆高機卡車搬運SILW和LLW包件，並將沿著處置窖運輸包件並將其堆放在處置面。SILW和LLW處置窖與維修通道(例如，透過使用捲簾門)之間有適當的隔離，以限制進入窖體區域。隔離方法可能由聯鎖裝置控制，以確保在正常操作期間僅允許遠端操作堆高機卡車進入。DNLEU包件將以同樣的方式處理和安置，儘管是在專用的處置窖中。

窖體車庫將容納用於SILW、LLW、DNLEU、NNB SILW和RSILW處置的堆疊車。為了對這輛卡車進行維修，將把一個車庫區併入公共服務區。這將包括進行維護所需的所有車間設施，包括起重機、工作臺、倉庫等。建議在處置窖中使用電池供電或電動堆疊車。

4. SILW 和 LLW 安置

(1) 高強度岩石

將建造一個橫截面約為寬16.0 m×高15.0 m (見圖3-23和圖3-24)的 SILW/LLW處置窖。每個窖體長300 m(圖號E/DRG/0041031)。由於堆高機卡車操縱移動，窖體的有效處置長度為265 m。根據2013年的盤存量，需要5個處置窖來處置SILW/LLW的廢棄物。



圖 3-23 通過 SILW 和 LLW 處置窖的橫截面示意圖—高強度岩石



圖 3-24 對 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—高強度岩石

假設TDCs中DNLEU包件的專用處置窖具有與SILW/LLW處置窖相同的挖掘狀態。總共需要11個處置窖來處置DNLEU。TDCs處置窖中的SILW/LLW/DNLEU包件將以類似於UILW處置窖的方式填充，從遠端開始，在整個處置窖橫截面上排列。處置窖中的基本堆疊陣列如下：

- 6 立方公尺的混凝土箱將以陣列堆疊在寬四個、高五個地方。
- 4 公尺長的箱子將堆疊在寬三個、高五個的地方；
- 2 公尺長的箱子將堆疊在寬五個、高五個的地方；
- TDC 將堆疊為寬二個、高四個。

(2) 低強度沉積岩

一個SILW/LLW處置窖的橫截面為寬9.6 m×高11.5 m (見圖3-25和圖3-26)，每個處置窖的長度為300 m(圖號E/DRG/0041081)，有效處置長度為295 m。根據2013年得出的清單，要求18個處置窖來處置SILW/LLW，30個處置窖來處置TDCs中包裝的DNLEU。處置工作將從窖體的遠端開始，然後回到入口。窖體中的基本堆疊陣列如下：

- 6 立方公尺的混凝土箱將按兩寬三高的順序堆放；
- 4 公尺長的箱子將疊成一寬三高；
- 2 公尺長的箱子將堆疊成兩寬三高；
- TDC 將堆疊為一寬兩高或一寬三高。

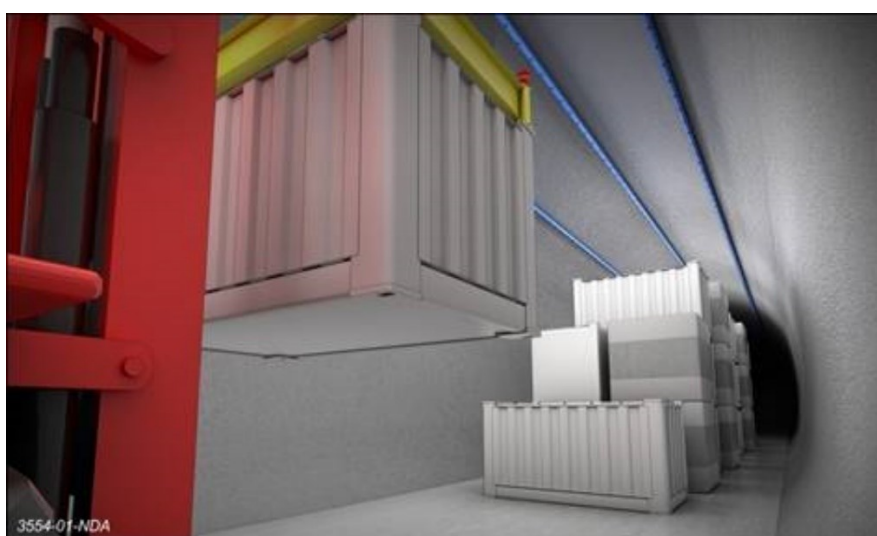


圖 3-25 通過 SILW 和 LLW 處置窖的剖面示意圖—低強度沉積岩

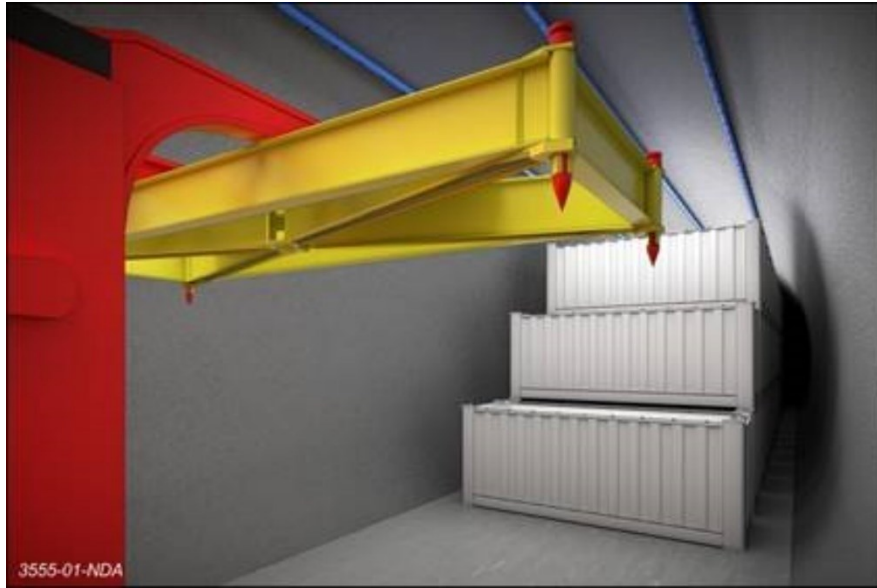


圖 3-26 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—低強度沉積岩

(3) 蒸發岩

SILW/LLW處置窖寬10.0 m×高5.5 m (圖號E/DRG/0041131和圖3-27)，每個窖體長300 m，有效處置長度295 m。用於容納用TDCs包件的DNLEU的專用處置窖應具有相同的長度，但這些窖體假定為寬8.0 m×高5.5 m (圖號E/DRG/0041139和圖3-28)。

根據2013年的盤存量，要求10個處置窖來處置SILW/LLW，27個處置窖來處置TDCs中包裝的DNLEU。

處置工作將從處置窖的遠端開始，使用遙控堆疊車返回入口。處置窖中的基本堆疊陣列如下：

- 6 立方公尺的混凝土箱將成行堆疊為四寬二高；
- 4 公尺長的箱子將堆疊成二寬二高；
- 2 公尺長的箱子將堆疊在四寬二高的地方；
- TDC 將堆疊一寬二高。



圖 3-27 通過 SILW 和 LLW 處置窖的橫截面示意圖—蒸發岩



圖 3-28 對 DNLEU 通過 SILW 處置窖的剖面示意圖—蒸發岩

5. NNB-SILW 混凝土桶廢棄物包件處理

處置窖包括兩種將交付給GDF的核子新建築物(Nuclear new build, NNB)-SILW混凝土桶，如下所示：

- 1 立方公尺混凝土桶；
- 500 公升混凝土桶。

運輸包件含括NNB-SILW混凝土桶包件，將被運送至SILW/LLW包件接收區，以便進行潛在的臨時儲存，並轉移至專用的處置窖區，如下所示：

- 轉移或豎井轉運車於 SILW/LLW 包件接收區終止；
- 由 SILW/LLW 接收區起重機(SWL 80 噸)從轉運車上吊起運輸包件；
- NNB SILW 混凝土桶的運輸包件放置在相鄰的臨時儲存區；
- 運輸包件由一輛 80 噸遙控堆疊車吊起，並轉移到一个專用的處置窖。
注意，可以降低堆疊車的容量，但建議對其進行維護，以便堆疊車可用於所有的 SILW 包件。

對於專用處置窖內NNB SILW混凝土桶的卸載操作，假設一台80噸的遠端操作堆疊車將運輸包件放置在窖體前部的卸載站上，該區域稱為處置窖接收區。處置窖接收區將由一個圍堵屏封閉，堆疊車將通過捲簾門進入。卸料站將通過一個全包裝高度的遮罩牆和門，與安置的NNB SILW混凝土桶堆分開。

運輸包件將在處置窖接收區遠端打開，並使用機械臂進行必要的操作，以便從運輸包件下NNB SILW混凝土桶。為了機械臂的操作提供必要的位置精度，卸貨站將結合位置特徵來精確定位運輸包件，將提供所有卸貨操作的直接視圖。如圖紙編號E/DRG/0041034、E/DRG/0041084和E/DRG/0041134所示。

6. NNB-SILW 混凝土桶放置

(1) 高強度岩石和低強度沉積岩

為高強度岩石中的NNB型SILW混凝土桶建造一個寬16.2 m×高16.0 m的專用SILW處置窖。每個窖長300 m。由於堆疊車的操縱，窖的有效處置長度為277 m。需要一個專用的SILW處置窖來處置包含NNB SILW混凝土桶。雖然處置窖尺寸與NNB SILW包裝相同，但需要透過遠端處理從運輸包件中移除包件。這項活動將在每個處置窖入口處的窖接待區進行。包件由遙控起重機安置在指定位置。因此，這些套裝軟體需要一個專用的處置窖。包件的安置將從處置窖的遠端開始，並返回到處置窖內接收區。

對於低強度沉積岩的說明性設計，將為NNB-SILW混凝土桶建造一個橫截面為寬9.6 m×高11.5 m的專用SILW處置窖。每個窖長300 m。由於堆疊車的操縱，窖的有效處置長度為277 m。需要五個專用的SILW處置窖來處置包含的NNB SILW混凝土桶。NNB-SILW混凝土桶將在處置窖接收區和安置窖內使用起重機進行搬運。起重機維修區應位於處置窖接收區上方，並在該區域設置走道，以提供起重機維修通道。卸貨站將位於起重機操作區域下方，

如圖號(E/DRG/0041034)和(E/DRG/0041084)所示。1立方公尺混凝土桶和500公升混凝土桶可能將安置在同一個處置窖中，但它們將安置在專用的包裝陣列中。圖3-29和圖3-30顯示了高強度岩石和低強度沉積岩設計中專用處置窖內NNB-SILW混凝土桶的包裝陣列。



圖 3-29 堆放在高強度岩石專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升混凝土桶



圖 3-30 堆放在低強度沉積岩的專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升混凝土桶

(2) 蒸發岩

蒸發岩中的NNB-SILW混凝土桶將修建一個橫截面約寬10.0 m×高5.0 m的專用SILW處置窖。每個窖長300 m。由於堆疊車的操縱，處置窖將有一個有效長度為270 m來處置。需要五個專用的SILW處置窖來處置NNB SILW混凝土桶。

對於蒸發岩設計，處置窖接收區和處置窖內的NNB SILW混凝土滾筒搬運將使用軌道式堆疊車，機械臂將位於NNB-SILW混凝土桶拆除站上方，以允許遠程操作的80噸軌道式堆疊車(將運輸包件帶進處置窖接收區)和用於將包件安置在處置窖中的遠端操作軌道式堆疊車進入。

卸貨站和防護門之間的可移動轉盤使安裝在軌道上的堆疊車能夠面對卸貨站，以從運輸包裝中提取廢棄物包件，然後旋轉180度面向窖進行放置。轉盤還可以穿過處置窖接收區域的整個寬度，以便與地板通道中設置的軌道對齊，這些通道的間距與處置窖中的包件對齊。還將提供用於維護軌道式堆疊車的區域。在蒸發岩設計中，NNB-SILW混凝土桶在其專用處置窖內的包裝陣列如圖3-31所示。



圖 3-31 堆放在蒸發岩中的專用處置窖內的 1 立方公尺混凝土桶和 500 公升桶

7. RSILW 容器裝卸

盤存量包括兩種將交付給GDF的RSILW容器，如下所示：

- 500 公升堅固的屏蔽桶；
- 3 立方公尺堅固的屏蔽箱。

這些包件將安置在專用的RSILW容器處置窖中。與本報告前面所述的SILW/LLW廢棄物類似，GDF接收這些包件的速度將很緩慢，因此，這些包件將臨時儲存在一個專用儲存區，以便在作業過程中進行放置。

包含RSILW容器的運輸包件將被運送至SILW/LLW包裝接收區，以便進行潛在的臨時儲存，並按照以下方式轉移至專用RSILW容器窖中：

- 轉移或軸傳輸車在 SILW / LLW 包件接收區終止；
- 使用頂部 ISO 轉角配件和 SILW / LLW 接收區起重機(SWL 80 噸)，從轉移貨車上抬起運輸包裝材料；
- 將裝有 RSILW 容器的運輸包件放在相鄰的臨時儲存區域；
- 使用頂部的 ISO 轉角配件和專用的 80 噸手動堆疊車來抬起運輸包件，並轉移到專用的 RSILW 容器窖體中。

RSILW容器的兩個型號都將安置在同一個處置窖中，但包件陣列的配置應確保3立方公尺的堅固屏蔽箱不會被提升到500公升堅固屏蔽桶上，以避免因跌落而導致的潛在事故，將較重的包裝放到較輕的型號上。

三種母岩中，用於將包件安置在窖體的搬運設備係為不同型式，計畫在高強度岩石和低強度沉積岩中使用橋式起重機，在蒸發岩中使用軌道式堆疊車。然而，在所有地質環境中都採用了許多類似的處理技術和操作，如下所述。

對於在專用處置窖中的RSILW容器的卸貨操作，假定使用專用的80噸遠端操作堆高機將運輸包裝材料放在專用處置窖前面的卸貨站上，稱為處置窖接收區。窖接收區將由一個圍繞屏幕封閉，堆疊車將通過捲簾門進入。卸貨站將位於專用RSILW處置窖起重機的操作區域下方，並且該區域透過一個完整包裝堆疊高度防護牆和一個上方的防護門，與已放置的RSILW容器的堆疊分隔開。

運輸包件將在處置窖接收區域遠端打開，並使用機械臂進行必要的操作，以便從運輸包件中卸下RSILW容器。為了為機械臂的操作提供必要的位置精度，卸貨站將結合位置特徵來精確定位運輸包件。500公升堅固的屏蔽桶將從運輸架上

卸下，同時仍連接在運輸包件上。對於3立方公尺堅固的堅固屏蔽箱，將使用機械臂解鎖捆綁式扭鎖。RSILW容器裝卸將使用窖起重機，並透過適當厚度的屏蔽窗直接看到所有卸貨操作。

有必要在專用RSILW處置窖內安裝一個聯鎖系統，該系統由兩個密閉屏障組成，以便在窖接收區域和窖本身發生最嚴重事故時減少工人的劑量。圖號E/DRG/0041033、E/DRG/0041083和E/DRG/0041133分別描述為「圍擋屏幕和捲簾門」和「屏蔽門」。其目的是在卸貨和放置兩種RSILW容器時，限制人員進入處置窖接收區。屏蔽門旨在處置窖接收區的維護操作期間提供保護。

聯鎖系統將確保屏蔽門保持關閉狀態，除非包件已被運送至處置窖接收區，已將堆疊車卸下並關閉了捲簾門。屏蔽門將保持打開狀態，直到處置窖接收區域內中放置了所有RSILW容器，並且起重機/軌道安裝的堆疊車返回窖接收區域之後，然後再次將其關閉。

捲簾門將被互鎖，以確保僅在關閉屏蔽門時才能打開捲簾門，以允許堆疊車將RSILW容器運入窖接收區，並在維護和其他常規操作期間打開捲簾門。

接收500公升堅固屏蔽桶的替代方法是在SWTC中，從SWTC卸下500公升堅固的防護桶並將其傳送到RSILW處置窖的方式。或者，可以透過在UILW入口單元中拆開SWTC的包裝並通過附加或擴展的輸送坑道傳送到RSILW處置窖中來實現。或者，可以使用合適的提升架，透過與外包裝相同的路線將SWTC轉移到處置窖接收區域，並修改處置窖接收區域以提供SWTC拆箱的方式。

8. RSILW 容器的安置

(1) 高強度岩石和低強度沉積岩

高強度岩石中建造一個橫截面積約為寬16 m×高12 m的專用SILW處置窖，以於RSILW容器使用。每個窖長300 m。由於堆疊車的操縱，處置窖的有效處置長度為277 m。需要一個專用的SILW處置窖來處置RSILW容器。

低強度沉積岩設計中，將為RSILW容器建造一個橫截面為寬9.6 m×高11.5 m的專用SILW處置窖。每個處置窖長300 m(圖號E/DRG41085)。由於堆疊車的操作，處置窖的有效處置長度為277 m。需要三個專用的SILW處置窖來處置低強度沉積岩中的RSILW容器。

處置窖接收區和處置窖內的RSILW容器裝卸將使用起重機，並透過適

當厚度的屏蔽窗直接看到所有卸貨操作。起重機維修區應位於處置窖接收區上方，並且在該區域設置一條走道，以提供起重機維修通道。

卸貨站應位於起重機操作區域下方，如圖號E/DRG/0041033所示。假設為了便於自動化搬運，將使用「靜止式」運輸框架，其中包括限制垂直移動的約束機制。圖號E/DRG/0041033和E/DRG/0041083提供了在處置窖接收區域為拆除IP-2型配置的500升堅固屏蔽桶而提供的自動搬運佈置圖。

對於B型配置的500公升堅固屏蔽桶，即帶有減震器(如圖紙編號E/DRG/0041033和E/DRG/0041083所示)，將使用相同於在IP-2型配置之專用處置窖入口提供自動處理裝置。

為了最大程度地減少主RSILW處置窖起重機的機具更換操作，預計提升架將配置為類比RSILW容器的底部吊升功能，並能夠吊升頂部減震器和RSILW容器。圖3-32和圖3-33顯示了在高強度岩石和低強度沉積岩的設計，推疊3層高度的窖體設計之堆疊配置，即堆疊方向和相應的堆疊高度。

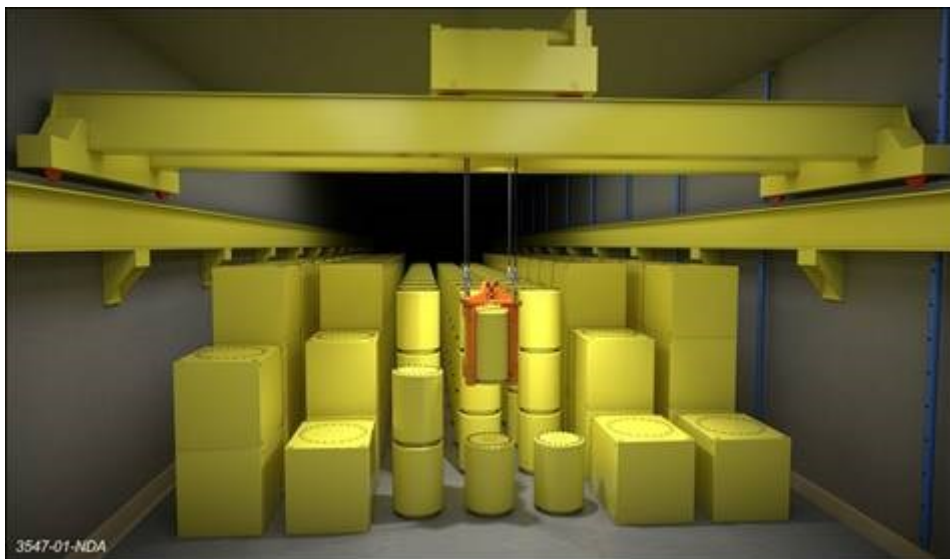


圖 3-32 堆疊在高強度岩石專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立方公尺堅固的屏蔽箱

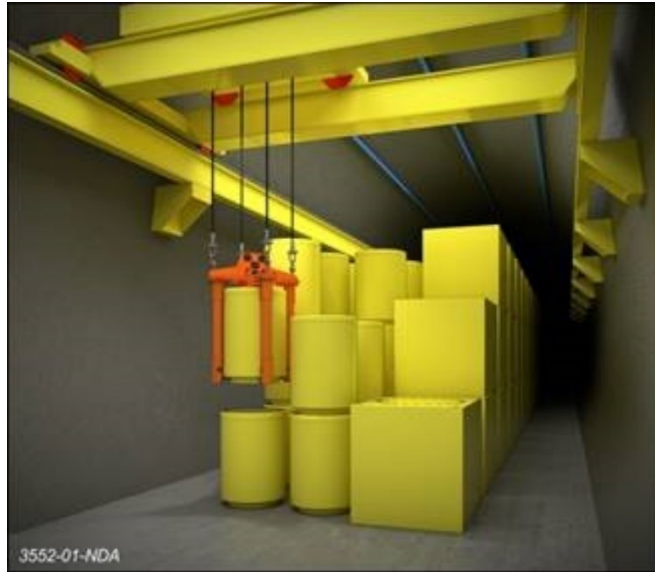


圖 3-33 堆疊在低強度沉積岩專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立方公尺堅固的屏蔽箱

(2) 蒸發岩

為蒸發岩中的RSILW容器建造一個橫截面約為寬10.0 m×高5.0 m的專用RSILW處置窖。每個窖長300 m。由於堆疊車的操縱，窖的有效長度為270 m。需要兩個專用的SILW窖來處理庫存中包含的RSILW容器。

對於蒸發岩設計，處置窖接收區和處置窖內的RSILW容器裝卸將使用軌道式堆疊車。機械手將安置在RSILW容器搬運站上方，以允許遠端操作的80噸堆疊車和遠端操作的軌道式堆疊車進入，將廢棄物包件安置在處置窖中。透過適當厚度的屏蔽窗，可直接看到所有卸貨操作。

卸料站和屏蔽門之間的可移動轉檯使遠端操作的軌道式堆疊車能夠面向卸料站放置，以便從運輸立交橋提取包裹，然後通過180度轉向面向處置窖放置。轉盤還可以沿處置窖接收區域的寬度移動，以便與地板通道中設置的軌道對齊，這些通道的間距與窖中的包件行對齊。還提供了軌道式堆疊車的維護區域。圖3-34為蒸發岩設計的兩層堆疊處置窖體所考慮的堆疊配置，即堆疊方向和各自的堆疊高度。

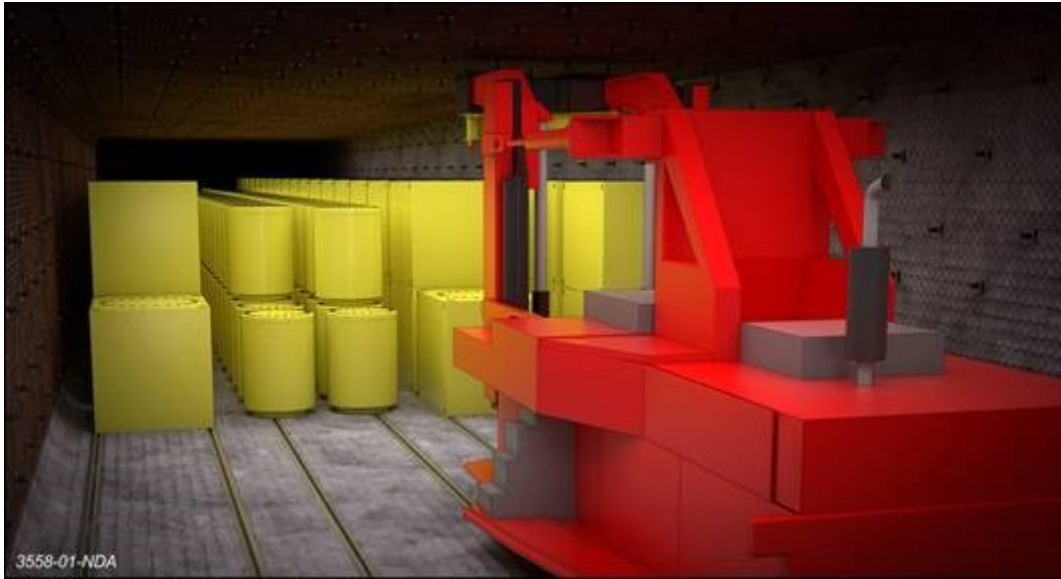


圖 3-34 堆疊在蒸發岩專用處置窖內的 500 公升堅固的屏蔽桶和 3 立方公尺堅固的屏蔽箱

3.3.10 第十章、HHGW 處理和安置

HHGW處置區目前假設由一系列處置坑道組成，這些坑道由輔助坑道連接，用於處置HLW、所產生的SF、Pu、HEU、MOX和NNB SF廢棄物。不同地質環境下，處置坑道的開挖方法、尺寸和形狀都不同。HHGW包件的處理方式因母岩而異，如下所述。

圍岩的特性將決定準確的分隔距離和處置坑道的長度及尺寸。透過地工計算(Brinckerhoff, 2012)和熱評估，確定處置坑道的間距(岩柱尺寸)。使用經驗公式和假設的岩石特性計算最小岩柱尺寸和處置罐間距，然後對邊界條件下的熱特性使用熱計算進行模擬，以確保溫度在熱目標範圍內；100°C用於高強度岩石，低強度沉積岩為125°C，蒸發岩為200°C。

應當強調的是，在此階段，對HHGW的處理和安置的描述刻意是高水平的，並且簡化了相關附圖。目的是將重點放在佈局上，因為根據現有計畫，HHGW的安置要到2075年才能開始，到那時，應該從其他國家計畫中獲得更多的廢棄物安置過程經驗，並隨著設施的發展而進一步推進。目前假設HHGW將在圓柱形處置罐中進行處置。對於更高強度的岩石，假設處置罐將具有銅外殼(型1)。在低強度沉積岩和蒸發岩中，將使用碳鋼(型2)處理容器。

1. HHGW 處理

(1) 高強度岩石

在運轉中處置罐將在DCTC (RWM, 2016b)中運輸到地下轉運區，在那裡減震器將從DCTC中移除。

使用DCTC主體上的耳軸將DCTC旋轉至垂直方向，並使用橋式起重機 (SWL 80噸)降到轉運大廳地板上的單元中。然後打開蓋子，但不要取下。沉降機將位於單元上方，加馬屏蔽以使屏蔽管沿垂直方向定向。屏蔽管將被降低到底部略高於DCTC的位置，DCTC的蓋子將被移到滾動臺上。沉降機上的提升機將移動到管道上方，提升工具和對接裝置將降低並連接到處置罐的抓取裝置上。抓取裝置將從管內的凹槽中脫離，並透過屏蔽管降低，處置罐將從DCTC提升到屏蔽管中。然後將屏蔽管升高並傾斜至水平方向。操作將在單元區內的監視電視攝影機監控。攝影機還將用於檢查處置罐和觀察可能的損壞。檢查空的DCTC內部是否損壞，然後重新安裝蓋子。將插入並擰緊蓋子螺栓，然後將運輸容器從單元區中抬起，旋轉回水平位置然後放回固定架上。DCTC將進一步檢查污染情況，檢查螺栓、耳軸和一般外表面。然後安裝減震器，並將DCTC放在一個轉移車上返回地面。設施的HHGW側需要一個維護區，以便對沉降機進行日常維護和維修。

(2) 低強度沉積岩

在低強度沉積岩通用設計中，DCTC將被帶到轉運區，在那裡減震器將被拆除，DCTC將被轉移到軌道式轉運車上。

從這裡開始，轉運車將使用機動台車進入處置坑道接收區。在處置坑道接收區設置兩扇聯鎖屏蔽門，一個位於接收區入口處，另一個位於處置坑道入口處。在內門關閉的情況下，將打開外屏蔽門，安置台車及其動力裝置將進入接收區域並與處置通道對齊。機動推車和轉運車將在平行軌道上進入接收區，該軌道容納安置推車。人員將離開該區域，並關閉外屏蔽門，準備進行安放作業。然後將處理容器從轉運車轉移到膨潤土塊上。在此操作中，處置罐將在轉運貨車上從其防護罩水平移出支撐床上，支撐床將配備側移能力，以允許處置罐移動到安置台車上的膨潤土支撐塊上。在此操作過程中，安裝在支撐床上的攝影機將用於識別處置罐並觀察可能的損壞。處理通道接收區

內容器的轉移如圖號E/DRG/0041089所示。

(3) 蒸發岩

到達地下後，DCTC將被放置在安置軸底部的軌道車輛上，並被帶到轉運區，在那裡，減震器將被移除，屏蔽容器將從DCTC移除並轉移到沉降機。從這裡開始，沉降機將移動到處置通道接收區，與安置台車的軌道平行。在處置坑道的接收區將設置兩個聯鎖屏蔽門，一個位於接收區入口處，另一個位於坑道入口處。內門關閉時，外門打開，安置台車及其動力裝置進入接收區並與通道對齊。

然後，將容器從屏蔽層直接轉移到安置台車上。在此操作中，處置罐將從其屏蔽層中移出，在沉積轉移機上，水準移動到支撐床上，支撐床將配備側面轉移能力，以允許處置罐移動到安置小車上。在此操作過程中，安裝在支撐床上的攝像機將用於識別處置罐並觀察可能的損壞。處置坑道接收區的容器轉移將類似於低強度沉積岩設計，然後容器將準備就位。

2. HHGW 安置

(1) 高強度岩石

HHGW處置區域將包括處置坑道，這些處置坑道設計用於將單個處置罐在通道內垂直放置在處置孔中(見圖3-35)。每個處置坑道假定為單入口，名義上長500 m，尺寸為寬5.5 m×高5.5 m(Nirex, 2005)。將有一個150 mm厚的混泥土地板，以創建一個統一的基礎。將10個處置坑道組合在一起形成一個處置區域，目前根據熱評估結果，假設寬19.5 m的岩柱將分離處置坑道。

處置坑道及其輔助坑道的佈局應為矩形。將沿著每個處置坑道的線路鑽一系列處置孔。這些處置孔將不會內襯混凝土。輔助坑道的橫截面為「D形」，帶有拱形屋頂，橫截面從寬5.5 m×高5.5 m變為寬7.0 m×高7.0 m。

處置罐將放置在沿處置隧道沿6.5 m中心隔開的處置孔中，但MOX容器將在9.5m中心隔開以管理預期的熱量輸出。在此階段，增加8%額外的處置孔數量，以解決潛在的不合規格的孔。將來可以通過更好的岩石特徵來減少這種情況。總共需要310個處置坑道來處理HHGW的盤存量。如圖號E/DRG/0041026所示。

沉降機(如圖3-35)將處置罐直接運輸至處置坑道。然後，將位於所選沉

降孔上方正確位置，放置處置罐之前將預先裝載膨潤土塊和環(如圖3-36)。

屏蔽層將降低至坑道地板，處置罐將傾斜至垂直位置並降低至沉降孔中。然後將處理容器放入內襯膨潤土環的沉降孔中。另外三個膨潤土塊將保留在沉降機內，放置在處置罐頂部。然後，沉降機返回轉移區。在處置坑道中的所有沉降孔填滿後，將用膨潤土塊回填處置坑道。膨潤土顆粒回填料將用於填充所有空隙，並將建造坑道密封。



圖 3-35 沉降機—高強度岩石

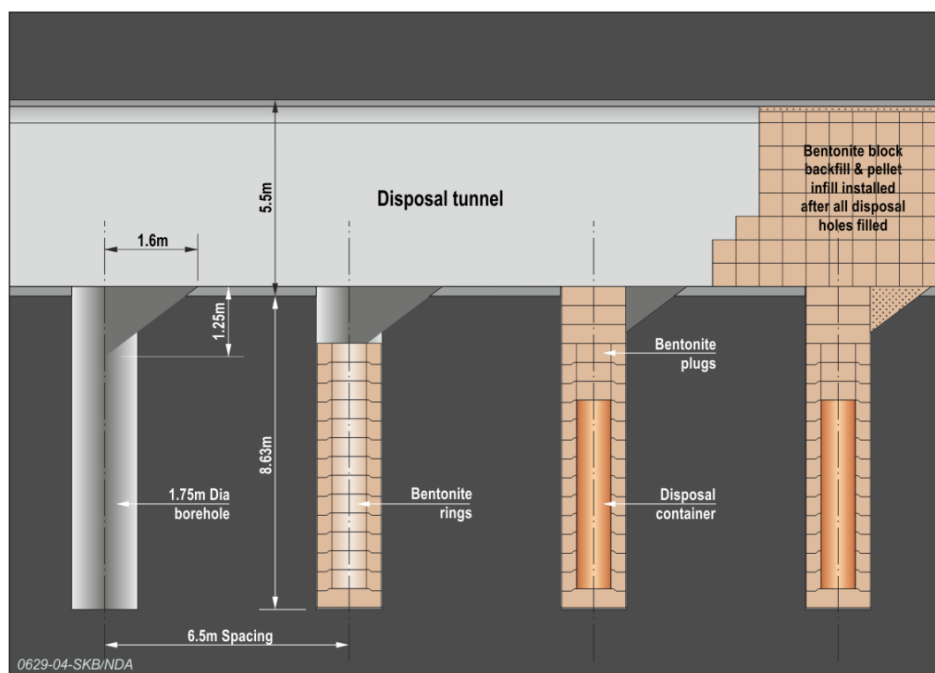


圖 3-36 HHGW 處置坑道：穿過坑道的縱截面—高強度岩石

(2) 低強度沉積岩

HHGW處置區將由一系列處置坑道組成，這些處置坑道由從小坑道開始的輔助坑道連接，以用於處置HHGW容器。在低強度沉積岩設計中，這些處置坑道將設計為水平處置單個處置罐，放置在膨潤土塊層上(如圖3-37)。目前當前假設每個處置隧道的標稱長度為500 m，直徑為2.5 m。然而，處置通道(前30 m)的入口將大得多，為寬5.6 m×高3.8 m，以便將處置罐從DCTC轉移到膨潤土塊上，膨潤土塊將預先放置在安置台車上。將有一個混泥土地板提供一個統一的基礎。處置坑道將由26 m寬的石柱隔開。

總共需要341個處置隧道來處置HHGW的盤存量。地下佈局如在圖紙編號E/DRG/0041076上。轉移到安置台車之後，將打開通往處置坑道的防護門，安置台車將使用拖運系統將處置罐和支撐塊轉移到處置坑道中的所需位置。處置罐和膨潤土支撐塊將合為一個整體，降低到處置坑道的地板上，並從台車上釋放。

放置台車將撤回接收區，並且將內屏蔽門關閉。在使用轉運車返回轉運大廳之前，將對空的DCTC進行內部檢查，看是否有損壞，然後再轉運至轉移車並運至地面。移動的膨潤土料斗將被送入接收區，所有人員將離開接收區，並關閉外門。

內門將打開，料斗將進入坑道，跨過容器，繼續在其膨潤土基座之先前放置的處置罐周圍，放置預先壓實的膨潤土顆粒。一旦完成，料斗將從坑道中移除。將在每個處理容器之後重複該過程，以逐步回填處置通道。將重複處置罐的放置週期，直到處置坑道中充滿了處置罐。假定每個處置罐將與先前的容器相距3 m放置。



圖 3-37 HHGW 處置坑道—低強度沉積岩示意圖

(3) 蒸發岩

HHGW處置區將由一系列處置坑道組成，這些坑道由廢棄物處置井的輔助坑道適當連接，以用於處置HLW、SF、Pu和HEU。這些處置坑道將設計為水平處置單個處置罐。每個處置坑道的標稱尺寸為長500 m×寬3 m×高3 m。然而，處置坑道(前30 m)的入口將更大(寬6.0 m×高5.5 m)，以容納處置罐從DCTC轉移到處置台車上。每個處置坑道將由大約20 m的岩柱隔開。

總共需要 327 個處置坑道來處置 HHGW 的盤存量。如圖號 E/DRG/0041126所示。在轉移到處置坑道接收區的安置車後，將打開通向處置坑道的防護門，安置車將使用運輸系統將處置罐轉移到處置坑道中所需的位置。處置罐將被降到處置坑道的地板上，並從台車上釋放(如圖3-38)。安置台車將撤回到接收區，內防護門關閉。在用沉降機將空轉運車送回轉移大廳，並透過軸運送到地面之前，應對其進行內部檢查，看是否有損壞。

處置罐周圍的處置坑道區域，將在處置罐放置後立即填充破碎的蒸發岩母岩(來自地表岩石破碎廠)。碎石將被轉移到移動式料斗中，裝有機車的移動式料斗將被轉移到處置通道的接收區域，其外部防護門遠端關閉。

內防護門打開，移動式料斗將從機車上分離，並移動到剛剛安置放好的處置罐上方的處置坑道的遠端。壓碎的蒸發岩將被排出，以填滿處置罐以外的區域，然後將被逐漸抽出，以填滿處置罐周圍的區域。然後，移動式料斗將被撤回到接收區域內防護門關閉，該料斗將連接到機車。

然後打開外屏蔽門，移動機車和移動式料斗，並將下一個處理容器帶入接收區。重複上述過程，直到處置通道裝滿處置罐，破碎的母岩填滿剩餘空隙。假定處置罐將放置在距離前一個容器3.0 m的地方。一旦所有的處置罐都放置在處置坑道內，將對坑道密封。



圖 3-38 HHGW 處置坑道示意圖—蒸發岩

3.3.11 第十一章、地下設施、基礎設施和服務

在制定說明性設計時，有必要考慮支持GDF地下作業所需的基礎設施和輔助服務。以下小節詳細說明了目前設想的各地質環境中地下設施的規定。

1. 地下設施

(1) 共同輔助服務區

支持設施施工活動和處置作業的地下設施將位於稱為「共同輔助服務區」的區域。它們將由若干設施組成，具體如下。

(2) 活動區支援設施

在LHGW活動區支援設施中將有一些額外的支持設施。取樣實驗室將放置設備，以便進行必要的檢查，例如任何收集到的地下水放射性濃度。這將在活性液體流出物輸送到地面之前，對其接收和輸送區域內的流出物進行取樣。

(3) 活性廢液接收和分配區

活性廢液接收和分配區域，包含活動區域內產生液體廢水的收集罐，以及將液體循環並輸送到入口單元附近的收集站所需的泵和閘門。

(4) 工作間和倉庫

工作間將提供一個可進行車輛維修和保養的區域。該設施將用於施工、運轉和封閉的所有階段。車間還將包括存放材料和車輛/工廠備件的地方。

目前假設大型施工項目將經由地下巷道(或蒸發岩岩石說明設計中的廢棄物安置井)運輸至地下。在需要之前，地下坑道平巷道或豎井區域將用於儲存這些材料。應提供設施，以便在轉運車和物品進入施工區域之前檢查其是否受到任何潛在污染。

(5) 渣倉及破碎廠

在施工區返回豎井附近將建造一個岩石掩體設施。這將作為開挖岩石的臨時緩衝儲存，以調節豎井的進料。掩體將允許豎井停機時間，而無需停止處置窖體和處置坑道施工活動。

(6) 人員設施

人員工休息區為輪班期間的施工人員提供休息區，在施工期間還提供一個安全區域，在緊急情況下提供額外的避難設施。該設施將需要電力供應、衛生設施、環境監測設備和氣閘。該設施將位於主輔助坑道外，靠近車間/儲藏室和變電站。活動區域支持設施中為操作人員提供了單獨的設施。一個單獨的救援室區域將包含一個消防站和救援設施以及一個安全避難所(如果需要)。

(7) 車輛停放區

計的情況下，該停放區將位於靠近巷道或廢棄物安置井的位置，並需要維修工作電源、起重機、照明、車輛充電和工作臺。該設施提供免費的操控車輛維護和修理。典型要求為電氣和機械車間、起重機和頂升設備、車輛沖洗間和受控的徑流收集區以及電池充電區。

2. 通風系統

下文概述通風設計及其對不同處理區域的要求。有關GDF通用設計的通風系統的更多詳細資訊，請參見(RWM, 2016g)。系統必須：

- 確保有人操作區域具有可接受的工作環境，符合核子和採礦/施工要求。
- 將安置通風迴路與建築通風迴路隔離開。這將包括兩個區域之間的氣閘/安全門。
- 在處置窖和處置坑道內達到適當的環境條件，以保持廢棄物包件的完整性，直到回填為止，並作為這項工作的一部分，通風系統還必須防止爆炸性氣體(如氫氣和甲烷)和放射性氣體(如碳-14、氫和氦)的聚積。
- 為活動提供足夠的通風流量，包括控制產生的粉塵和煙霧。
- 提供適當的過濾。
- 確保通風從低污染可能性區域轉移到高污染可能性區域—傾瀉原則。

兩個地下通風回路的分離將通過使用所有四個地下通道(巷道和三個豎井，或蒸發岩中的四個豎井)作為通風路線。此外，施工地點和安置入口(在蒸發岩中的巷道和定位進風井)以及施工和定位回風井將進一步確保進氣不受排氣源的污染。在施工和安置進氣口的定位過程中，應考慮主導風因素和潛在火源的位置。

目前假定，進風機安裝在靠近施工進風井底部的通風區域內，將空氣從豎井中抽出，迫使空氣進入施工區域，並確保施工區域相對於廢棄物安置區域保持正壓力。但實際上，這些風扇可能位於表面。廢棄物處置區的通風將僅由安置回風井頂部的排氣扇提供，使整個區域相對於地表大氣，更重要的是，相對於施工區域，整個區域保持負壓。施工和安置區通風迴路之間的壓差在保持氣流隔離方面起著重要作用。它還將確保在風扇出現故障的情況下，系統將無法安全運轉，並且確保進風不會進入操作的施工作业側。

通風對控制地下火災的蔓延具有重要作用。通風設計基於良好執行實踐，並將流向設施施工和處置區域的氣流隔離。然而，火災的影響可能會改變通風的流動模式，或者可能引發預期的變化來控制事故。

(1) 通風—LHGW 處置區

使廢棄物處置區域通風的空氣將經由進風口進氣道(或通過蒸發岩岩石說明性設計中的豎井)進入，並通過管道系統，過濾系統和阻尼系統流經有

人值班區域並進入處置窖，以進行控制和監控氣流。進入UILW處置窖的通風路徑將通過輸送隧道和起重機維護區域下方的處置窖的端壁。這種佈置將使得在安置過程中可以控制轉移通道中的氣流速度。

在LHGW處置期間，大部分氣流將通過位於起重機維修區下方地下室末端的遮罩通風管道進入地下室。在廢棄物包件安置完成並將遮罩屋頂安裝在頂口後，處置窖的通風將完全由遮罩通風管道內的可調節風門控制。空氣將通過遮罩管道和兩套HEPA過濾器並從每個處置窖的遠端抽出，以清除空氣中的任何污染顆粒。這將使排氣適合沿處置區回程通道路路排放，最終，並向上排放至回程豎井。

SILW/LLW處置窖通風過濾設施將位於公共過濾室內，並永久線上使用。過濾室將靠近SILW/LLW處置窖模組的遠端。空氣將從每個處置窖的遠端抽出，並沿著主動通風管道進入過濾室。然後，它將通過兩套高效空氣過濾器，以清除空氣中的任何污染顆粒，並使排氣適合排放到表面。這些空氣在負壓下通過安置回風豎井被抽到地面排氣點之前，將進入公共處置回風道。

對於RSILW和NNB混凝土桶SILW處置窖，通風方向將與所有其他LHGW庫相同。使這些處置窖內通風的空氣將經由進風口進入，並通過位於捲簾門附近的過濾管道流入處置窖接收區域。相同的通風管道將用於控制和調節進入位於屏蔽牆後面的窖處置區域的空氣。在運轉中，空氣將從窖處置區的遠端抽出，並沿著通往過濾室的通道內的有效通風管道抽出。然後，它將通過兩組HEPA過濾器，以去除空氣中的任何污染顆粒，並使廢氣適合排放到地面。這樣的設計確保了GDF內的優先氣流，氣流的方向始終朝著潛在的更高放射風險的區域(級聯原理)。

通風這些處置窖的空氣將通過安置入口進入，並通過位於捲簾門附近的過濾管道流入窖接待區。同樣的通風管道將用於控制和調節進入位於遮罩牆後面的窖處置區的空氣。運轉中的空氣將從處置窖的遠端抽出，並沿著道路內的主動通風管道進入過濾室。然後，它將通過兩套高效空氣篩檢程式，以清除空氣中的任何污染顆粒，並使排氣適合排放到表面。這樣的設計確保了GDF內的優先氣流，氣流方向始終朝向潛在輻射風險更大的區域(級聯原理)。

對於RSILW和NNB混凝土鼓式SILW處置庫，通風方向將與所有其他LHGW庫相同。使這些穹頂通風的空氣將通過進風口進入，並通過位於捲簾

門附近的過濾管道流入穹頂接收區域。相同的通風管道將用於控制和調節進入位於屏蔽牆後面的金庫處理區域的空氣。在運轉中，空氣將從拱頂的遠端抽出，並沿著通往過濾室的通道內的有效通風管道抽出。然後，它將通過兩組HEPA過濾器，以去除空氣中的任何污染顆粒，並使廢氣適合排放到地面。這樣的設計確保了GDF內的優先氣流，氣流的方向始終朝著潛在的更高放射風險的區域(傾瀉原則)。

通風系統的設計將允許逐步開發處理設施，同時進行施工和廢棄物處理。隔離將通過兩個單獨的通風迴路之間的隔板或擋塊來實現，這兩個回路可以移動，將每個新調試的處置窖通風切換到廢棄物安置區回路。施工進氣風扇將允許根據需要改變總流量，但需要適當的調節，以確保足夠的流量將被引導至開挖下的處置窖。

(2) 廢棄物溫度—LHW 溫度

廢棄物包件溫度的長期升高超過50°C的既定目標(RWM, 2016c)，可能會影響包裝腐蝕，氣體產生和設備可靠性。因此，將制定操作設計，以確保盡可能通過被動方式將溫度保持在該水平以下。作為一般原則，溫度將降至最低，這也將包括在回填過程中，儘管在此期間可接受高於50°C的短期偏移。

(3) 通風—HHGW 處置區

用於處置HHGW的處置坑道將為單入口，並使用輔助方法通風。在使用輔助通風系統時，如果空氣被強行進入或從單入口挖掘中排出，則需要始終保持完整的通風回路。應注意的是，在處置坑道的施工和運轉期間，將需要輔助通風。一旦處置坑道被回填，就不再需要通風。

(4) 廢棄物溫度—HHGW 溫度

為HHGW工程障壁系統(Engineering Barrier System, EBS)規定最高目標溫度，以防止溫度過高損壞EBS材料。特別是膨潤土在長期高溫下可能會發生變化，失去膨脹性。導致礦物溶解和再沉澱的熱對流(或水回流)也會降低緩衝功能，特別是在緩衝材料完全重新飽和之前。

已使用岩石參數、廢棄物溫度和岩柱間距評估HHGW處置坑道中預測的溫度，以預測廢棄物和工程障壁系統中的可能溫度。並產出用於確保岩柱

間距以確保EBS的最大目標溫度及每個地質環境的適合性。

對於更高強度的岩石，基於瑞典KBS-3V概念，並考慮到適當的冷卻期，6.5 m(中心到中心)的處置孔間距和19.5 m的岩柱間距的處置坑道，將使與廢棄物包件的緩衝介面處的溫度保持在100°C的目標以下(RWM, 2016c)。由於MOX SF產生的熱量，這些容器將以9.5 m的中心距放置在處置孔中。

對於較低強度的沉積岩，根據Nagra概念，採用了125°C的溫度限制，如概述(Nagra, 2002)所述。坑道岩柱間距26.0 m，已在基於岩土工程評估和熱評估的設計中採用，確認使用此岩柱間距不會超過最大目標溫度。

蒸發岩說明性設計的目標溫度是基於德國Gorleben的概念。在擬定設計的情況下，回填材料將由壓碎的母岩所組成，在壓力和廢棄物產生的熱量的輔助下，母岩將有助於回填材料隨著時間推移而蠕變，其特性與周圍的未擾動岩石相似。根據岩土工程評估工作(Brinckerhoff, 2012)，處置坑道之間的間距約為20 m，熱評估確認該間距將導致達到200°C HHGW廢棄物的最大目標溫度限制。

3. 運轉期地下水管理

地下區域排水系統的設計將允許逐步開發處置設施，同時進行施工和廢棄物安置。隨著地下設施的開發，處置區(處置窖和處置坑道)將透過適當的分流和密封，逐步從施工排水回路轉移到活性污水排放回路。活性污水排放回路(包括所有地下放射控制區域(含處置窖和處置坑道))的液體污水將從整個地下設施的不同位置收集，包括位於處置窖和處置坑道入口的集水坑。這些廢水將被轉移到地下UILW放置，以支持設施內的有效液體廢水收集和調度區域。並將由收集站帶到地表，在活性液體廢水處理設施中進行處理。

施工活動產生的水或通過巷道或豎井進入設施產生的水，將在這些設施的底部收集到集水坑中。此處收集的水將通過建築進水井泵入地面的水分配設施。GDF不太可能會在地質構造中建造，而該地質構造可能導致大量地下水流入，從而引起對建造和運轉活動的擔憂。

但是，在較高強度的岩石中，應該預期會有一些地下水，而在較低強度的沉積岩環境中則預期會有少量的地下水。可以合理地假設蒸發岩層中不會大量存在地下水。

4. 電源

安全的電力供應和分配系統對GDF至關重要，以便在確保工廠和人員安全和安保的同時保持運轉活動的連續性。為了達到所需的供電安全和剩餘電力水準，所實施的設計原則側重於變電站設備和電力電纜的複製。這一原則將在整個現場實施，從供電的配電網運營商(DNO)到現場，盡可能到GDF內的各個負荷點。以這種方式，被歸類為基本負荷的每個專案將提供兩個單獨的正常供應，如圖3-39圖3-39所示，構成一個固定供應。

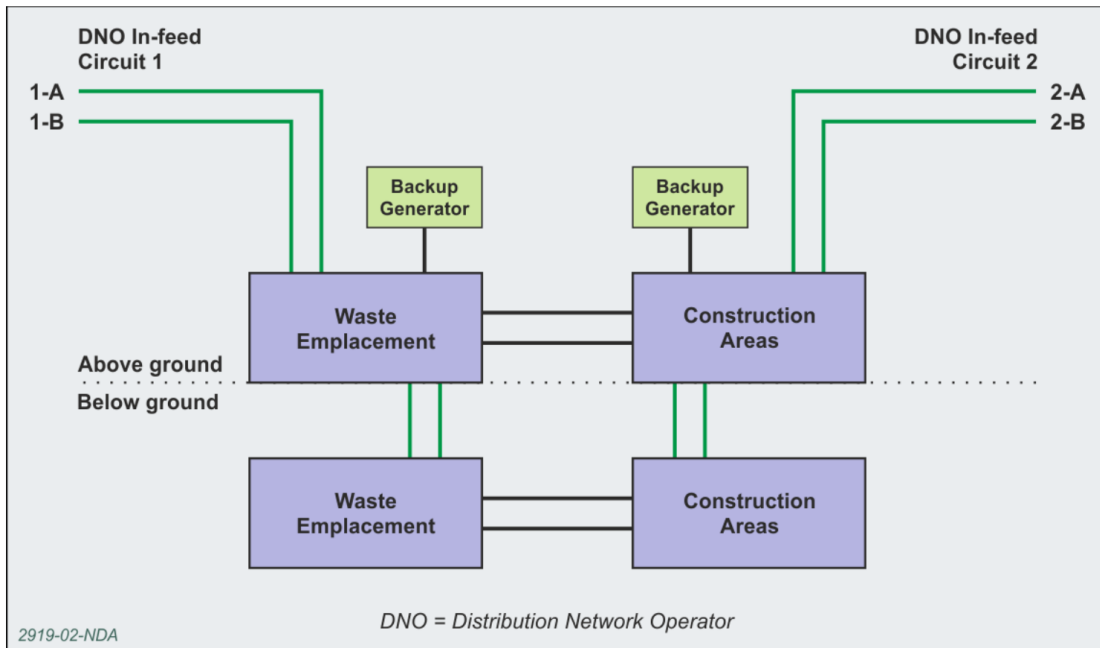


圖 3-39 電氣基礎設施

除了設備的複製外，還將透過使用電力電纜的複製和分離來進一步支持供電安全。在可能的情況下，每條供電電纜將遵循不同的物理路徑，以便在發生事故時，導致一條供電電纜損壞，不太可能影響另一條供電。如果不可能進行物理隔離，則應採用防火屏障和電纜保護系統等替代方法。

設計的一般依據是，GDF將被視為兩個不同的工作區，即廢棄物安置區和施工區。這樣，每個設施的電力系統將具有類似的設計，並允許交叉連接，以進一步支持所需的供電可靠性和可用性。

兩個獨立的公司供應將從DNO網路作為GDF的輸入。這些電源中的每一個都將能夠自己提供整個GDF所需的所有電力。

這些固定電源將為兩個地面變電站供電，一個位於操作區域內，另一個位於施工區域內。每個地面變電站將包括專用柴油發電機，其尺寸應適當，以在DNO供應完全喪失的情況下維持GDF基本負荷。如果兩台現場專用發電機都發生故障，將使用現場儲存的發電機或由協力廠商提供在場外儲存的發電機。為承受廠外電源損失而對當前GDF進行的評估研究(Arup et al., 2016)建議，GDF設計包括一個現場備用發電機電源，最多12台發電機組和相關油箱。兩個地面變電站將為兩個地下變電站供電，一個在安置區，另一個在施工區。地面變電站的兩條獨立且物理上分開的電纜將為每個地下變電站供電。這些電纜將通過廢棄物作業活動的安置入口和安置返回井，以及施工活動的施工入口和返回井進行佈線。

地下變電站還將具有在地面變電站之一供電中斷的情況下交叉連接的能力。除用於處置和建築活動的負荷外，還將建立由變壓器和電動機控制中心組成的其他本地地下變電站，用於主要負荷項目，例如抽水和通風/除濕設備。

將在地下巷道大約一半的地方建立一個獨立的變電站。這將包括與坑巷道施工/維護活動和一般供應有關的一般電力用變壓器和配電盤。據估計，在滿負荷運轉時，GDF的總電力需求將在20MVA左右。由專用柴油發電機支援的基本負荷估計在5.5兆瓦。這種重複供電的設計減輕了一系列時間範圍內斷電的後果，並證明了GDF對長時間斷電事件的恢復能力。

5. 防火、探測和滅火

(1) 防火

為了將火災風險降到最低，有必要確保設施和設備的規範，包括其施工中所含耐火或不燃材料的要求。如果這不可行，則需要根據易燃性、使用地點、燃燒過程中有毒或有害煙霧的產生以及這些材料的數量和積聚情況對所用材料進行評估。這項評估將包括考慮使用易燃液體(如柴油、液壓系統中使用的機油和潤滑劑)的潛在影響。

將盡一切努力使用不易燃或有限易燃材料，這也將確保符合ONR安全評估原則。作為詳細設計過程的一部分，將詳細考慮通過在設計中採取防火措施降低GDF內火災嚴重性和持續時間的可能性，包括選擇耐火材料、儘量減少可燃物和控制火源(如有可能)。將對整個處置設施內易燃材料的使用和體積進行控制，包括將易燃材料與廢棄物處理和轉運路線小心隔離。

(2) 火災探測

GDF滅火和後果管理研究(Brinckerhoff, 2013)詳細審查了操作設施的火災探測方案，並就施工區域可能採用的技術提供了建議。用於操作區域的一般覆蓋的主要候選檢測技術被認為是攝影影像探測。儘管現有的設計標準有限，但英國供應商在公路坑道保護方面的使用記錄良好。預計到GDF詳細設計和施工開始時，這將是一項成熟的技術。對於易燃材料或電氣設備所在區域的特定危險，將採用其他特定檢測技術。

關於GDF的施工區域，目前正在試驗使用金屬氧化物感測器(MOS)和神經網路來區分火災和柴油煙霧的檢測，到GDF施工時，這可能是一項候選技術。使用濾塵器的空氣取樣系統也被證明可用於礦區，也可用於建築區域。隨著詳細設計的進行，GDF施工和操作區域採用的火災探測技術的精確性質將得到發展。

(3) 滅火

在GDF滅火和後續管理研究中，對操作設施的滅火方案進行了詳細審查。雖然在許多情況下，透過選擇材料可以降低火災蔓延的可能性和嚴重性，但僅此一項並不能實現縱深防禦或將火災風險降低到盡可能低的合理可行水準(As Low As Reasonably Practicable, ALARP)，而且始終存在由材料或設備引起的不可預見火災的可能性。處置坑道和處置窖內的任何火災預計主要來自電氣、車輛、電纜、起重機懸杆等，即使選擇具有降低火災傳播特性的火災，仍可能產生大量煙霧。目前可預見的最大情況是大型裝載車輛上的輪胎發生火災，需要採取措施降低風險，例如使用阻燃輪胎材料。

將提供設施的一般區域覆蓋以及特定火災危險的滅火覆蓋。對於一般區域覆蓋，水基系統是使用預作用灑水器的主要候選系統。由於通風流量大，建議採用高速灑水或噴水系統，透過攝影影像探測等火災成像技術，在確認火災後進行分區和手動啟動。在蒸發岩中，可以使用細水霧滅火系統，這樣可以減少岩石中的水含量，降低溶解風險。對於特定的危險缺氧系統，細水霧和氣體抑制劑可能是候選者。將採用車輛和特定的高危險工廠專案的車載抑制系統。

透過部件佈局之考慮，可以降低由較小火災發展為火災的可能性。GDF

的一個基本設計目標是最大限度地降低火災發生的可能性，如果發生火災，則限制火災的規模和持續時間。

設施建造所涉及的材料防火性能，包括設施內使用的車輛和設備，會對火災的性質產生重大影響。材料的選擇應考慮到建築材料固有的可燃性、對火焰迅速蔓延的敏感性和燃燒產物的毒性等標準。已對在GDF地下設置防火分區的可行性進行了調查，並認為在操作側和施工側有固定設施的部分區域內都可能設置防火分區。GDF各區域的建議耐火時間至少基於60分鐘的耐火時間，有些區域的設計耐火時間更長。建議的耐火時間為初始建議值，預計將隨著設計進展進行確認或調整。

豎井和其他高優先順序基礎設施(如變電站和泵站)的設計將包括滅火研究(Brinckerhoff, 2013)中建議的防火分區，以確保該基本基礎設施的耐火性和人員安全。

通風系統將在控制地下火災蔓延方面發揮重要作用。人們還認識到，火災可能會破壞正常的通風流動。施工區和處置區的通風系統將被隔離，由兩個獨立的系統提供，影響一個系統的火災不應破壞另一個系統。

管理消防安全的其他設施和預防措施包括：

- 地面、消防和救援站—服務於地面和地下設施，這將是一個民用消防站和一個礦區救援站的組合。
- 地下消防站—將提供兩個此類設施，一個用於施工區，另一個用於處置區。
- 消防系統—GDF 的消防供水將包括兩個加壓總水管，在地面有一個應急儲存供水。火災範圍將以適當的間隔設置在通風入口道路和其他火災風險最大的位置。
- 可攜式或設備安裝式滅火器-這些滅火器將由乾粉、二氧化碳、泡沫或水組合而成，放置在重要位置，如變電站和機房。
- 消防和救援計畫-該計畫將顯示所有範圍、消防栓、閘門、消防站和消防點的位置。

6. 應急準備

在緊急情況下，地下設施可能需要疏散，例如：

- 火災
- 湧流
- 重大落石

已經提出了一個防火分區方案，通過減少到相對安全的地方(如安全避難所或受保護的走廊)的行程距離，有助於地下人員的安全疏散。人們認識到，在GDF中，地面以下的行進距離可能很大，因此，可能需要人員逐步逃生，最終到達地面，或者在某些情況下，儘管不可取，在救援隊到達之前，保持在相對安全的地方。為了滿足這兩項要求，將在提供分區滅火、適當通風和防煙以及向所有人員提供自救裝置的同時，開發密封式自立安全避難所的位置。

隔間、滅火和防煙選項的設計應能共同提供GDF內令人滿意的整體防火佈置。將與當地應急服務部門一起制定包括消防在內的回應計畫，並定期舉行聯合演習，以測試這些計畫的效率。

設施內可能發生湧流(突然、意外流入GDF，有可能使人員暴露在危險中)。湧流可能與氣體、水或濕時可能流動的物質有關。在施工階段，尤其是在巷道和豎井施工的早期階段，發生此類湧流的可能性可能最大。最佳實踐是充分研究進行挖掘的地質環境和過去的採礦歷史。除這些研究外，通常在掘進前鑽孔，採取適當的預防措施，如防噴和灌漿，以減少流量，並協助地下水管理。在整個施工過程中，為了推進所有開挖，將採用此最佳實踐。

設施中也可能發生落石，特別是在施工期間，或者如果安裝的支架發生故障。假設已制定程式，以便在施工過程中發生落石時，盡可能減少傷害。如果在岩石支護失效的設施部分發生落石，則有可能完全限制或阻止進入。如果這種情況發生在服務坑道中，則會有另一種出口方式。如果落石阻塞了一個入口的挖掘，將會有緊急程序來影響被落石困住的人員的安全恢復。

GDF的施工區和安置區都需要單獨的疏散計畫。然而，兩個疏散計畫都需要相互補充，因為從施工區逃到安置區應該是可能的，反之亦然。

7. 控制系統

系統將提供對整個GDF中執行操作的系統和設備的控制。它們將允許對設備進行本地和遠端控制，監測場區狀態，從各種儀錶系統獲取資料，並提供運轉性能記錄。

長期目標是使所有主要處置活動都能從地面中央控制室得到控制和監測。然而，更複雜的操作，如入口單元內的操作，有時可能需要本地操作，操作員可通過視窗直接觀察，以識別和糾正問題，並幫助維護工作。此外，在調試期間和初始運轉期間，將對操作進行本地控制，直到獲得遠端操作的信心。這些系統要求將反映在提供從本地控制站、地下控制室或地面中央控制室控制地下操作的選項的理念中。為了支援這種方法，將在整個GDF提供適當的照明標準，以確保所有必要的操作、維護、檢查和測試活動都能安全進行。

控制系統將包括許多安全電路。它們必須獨立于正常的控制電路。由於這些安全電路以及控制系統的其他元件將被歸類為對電廠安全至關重要的，因此整個控制系統將由備用電池電氣系統供電。

控制系統將與許多其他系統介面。其中一個系統，即庫存跟蹤系統，將資訊傳遞給控制系統並接收來自控制系統的資訊，以確保每個廢棄物包裝的正確處置記錄。控制系統還將與其他重要系統(如通風和火災探測)連接，提供必要的狀態和警報指示。電子控制系統將符合既定的核工業標準。

3.3.12 第十二章、回填、密封、封閉和除役

在封閉階段要考慮的關鍵活動有：

- 處置區的回填和密封
- 入口坑道、豎井和鑽孔的回填和密封
- 地面建築物和設施的拆除和除役以及現場恢復
- 機構控制

在決定何時封閉該設施後，所有的廢棄物已被置於地下進行最終處置，將考慮到當地社區的意見。這將允許當地社區對設施是否可以繼續開放一段時間或場址最終狀態的性質提出意見。考慮到與管制單位和當地社區的討論結果，將對實施封閉後運轉的潛在影響進行評估，以優化流程。關閉作業結束時，地面場址的

具體情況還需要與政府、管制單位和當地社區協商一致。

回填材料將包括Nirex參考處置窖回填(Nirex Reference Vault Backfill, NRVB)、水泥灌漿、膨潤土和破碎的母岩，以提供封閉後安全功能，並將根據主地質環境進行選擇。回填材料的品質控制將在來源處進行，並在地下開採之前在現場再次進行。大多數設計設想這種情況是逐步發生的，處置坑道/處置窖回填完成後就立即密封，在填充時密封就安置相關模組，最後在所有廢棄物都安置好後密封整個處置設施。然而，由於不同地質環境、基礎處置概念和廢棄物類型(LHGW或HHGW)的特性，回填可能在計畫的不同階段進行，即在運轉階段或在封閉階段，廢棄物同時被安置在其他處置窖和處置窖坑道中。這一過程的重點是儘量減少由於深部開口引起的岩石力學、水文地質和地球化學擾動造成的工程障壁和母岩的潛在退化。該方法旨在降低與維護和監測相關的運轉單位的風險，以及與棄土管理和潛在長期排水相關的環境影響。然而，早期回填可能會導致潛在的衝突，以保持再取出的方便性。與延期回填相比，及時回填處置區具有顯著的效益。即時回填的主要優點是：處置系統的可預測性更強，發生失效的可能性更小，對操作人員的劑量影響更小，潛在的成本更低。而即時回填存在相關的潛在問題，包括水泥化回填材料固化導致的溫度升高和相關氣體的產生，這是由於早期回填會增加活性，並可能導致潛在的衝突，以保持易於再取出。只有在與所有利益相關者充分協商的基礎上，才能對這種權衡進行明智的評估。

1. 運轉階段處置窖和處置坑道回填

(1) LHGW 處置窖—低強度沉積岩

目前假設，在低強度沉積岩的說明性設計中，處置窖將採用水泥化灌漿進行回填和密封，分為兩部分：

- 局部回填，以填充包裝周圍和附近的空間
- 周邊回填，以填充廢棄物堆與處置窖牆壁和端部之間的空隙

需要指定的地下區域(中央配料和混合區域)用於濕拌第一次廢棄物處置產生的水泥化灌漿，因為每個LHGW處置窖將在廢棄物安置完成後回填。乾回填材料將運至現場，並臨時存放在地面筒倉中。然後，根據需要，這些材料將經由施工取水井氣動輸送至中央配料和混合區。回填配料區將位於處置設施的操作側，並由一系列筒倉組成，用於儲存乾燥的回填材料。材料將

在該區域進行混合，然後轉移到靠近處置窖的混合區域。並對混合區提供灌漿，及對每個模組提供服務。

將對回填材料的生產進行品質控制，如果任何材料被認為不合適，將由施工返回道路上的移動筒倉收集，以便回收和移除。這可以在地下進行，也可以在地表回收和處理材料。

假設回填比(回填體積與處理後的廢棄物體積之比)約為1:1，以滿足DSS的要求。還假設廢棄物上方的頂部空間是回填的。假設在每個處置窖的廢棄物安置完成後，通過從處置窖和側壁懸吊的預裝管道注入灌漿，逐步進行回填(如圖3-40)。

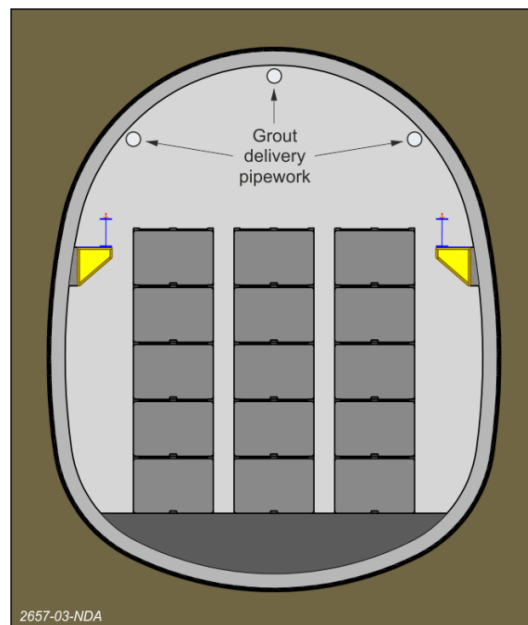


圖 3-40 低強度沉積岩處置窖回填佈置

(2) LHGW 處置窖—蒸發岩

目前設想對廢棄物包裝進行化學處理。這是透過將氧化鎂(MgO)放在每一堆廢棄物包裝。當每個廢棄物堆疊放置時，這些將被放在廢棄物包的頂部。MgO緩衝材料將儲存在地表，並通過施工取水口運至地下。在將MgO緩衝材料送入處置窖之前，需要地下臨時儲存庫來儲存MgO緩衝材料。

在蒸發岩的說明性設計中，目前建議在處置窖內不需要回填。在放置廢棄物包之後，將對處置窖密封，如第12.3節所述。說明性設計說明是基於自

然蠕變，隨著時間的推移最終封閉原本開挖區位。然而，對於較薄的蒸發岩地層，可以使用碎鹽來儘量減少這種蠕變引起的局部擾動。

(3) HHGW 處置坑道

當處置坑道中的所有處置孔都已填滿時，將用預壓實的膨潤土塊回填處置坑道。膨潤土塊堆和處置窖牆之間的剩餘空間將用膨潤土顆粒回填。根據(SKB, 2010)中描述的瑞典核子燃料及廢棄物管理公司(SKB)的概念，隨著回填工作在坑道沿線進行，這些顆粒將分階段被推送到剩餘的空隙中。處置坑道將逐步回填，作為處置過程的一部分，在低強度沉積岩說明設計中使用預壓實膨潤土顆粒。處置坑道將逐步回填，作為處置過程的一部分，在蒸發岩說明性設計中使用壓碎的母岩。

2. 封閉階段處置窖和處置坑道回填

(1) LHGW 處置窖—高強度岩石

在LHGW處置窖內安置廢棄物後，將使用Nirex參考處置窖回填(NRVB)水泥化材料進行回填和密封。儘管只有一種回填類型可供使用，但有兩種方式進行回填：

- 局部回填，以填充包裝周圍和附近的空間。
- 周邊回填，以填充廢棄物堆和牆壁之間以及處置室末端之間的空隙。

在處置窖施工期間，將使用臨時設施進行一些初始周邊回填(如承重地板下的一層)。乾回填材料將按要求運至地面，並臨時存放在地面的筒倉中。單獨的材料將被轉移到地下的中央配料和混合區。該回填配料區將位於處置設施的安置側，並由一系列筒倉組成，用於儲存乾回填材料。將在該區域混合成分，然後轉移至回填廊道內的攪拌機。回填廊道將位於處置窖上方，一個廊道將用於回填兩個處置窖(如圖3-41)。回填廊道將寬3.0 m×高3.0 m，並包含與位於處置窖牆上的灌漿漏斗相連的攪拌機和鑽孔，這些灌漿漏斗將通過沿窖牆的垂直穿孔管將灌漿導入處置窖。一旦所有廢棄物都安置好，就要進行這過程。假設回填率約為1:1。回填提供技術背景中概述的封閉後安全功能，該比率是根據待安置的廢棄物庫存得出的。還假設廢棄物上方的頂部空間需要回填的。回填將在最終廢棄物安置後進行一次作業活動。

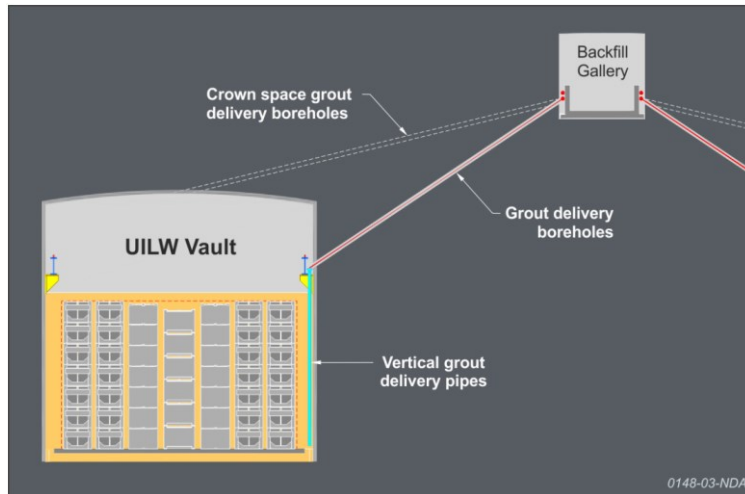


圖 3-41 處置窖回填廊道橫截面

3. 密封策略

GDF的密封策略在下面的章節中描述。歐盟委員會(EC)DOPAS專案的工作仍在繼續，RWM是該專案的積極參與者。該專案旨在評估利用工業規模試驗建造處置庫填塞和密封的可行性。它的目的是測量和分析它們的特性，並評估它們在處置場條件下的功能如何隨時間變化，特別是它們在安全目標方面的水力功能。

密封將在整個GDF的特定位置建造。每個LHGW處置窖將在每端密封，每個HHGW處置坑道將在其入口密封。密封件將建造在服務坑道的特定位置，提供通往處置室和坑道的通道，例如隔離模組，並考慮到滲透性較高的地層相交的位置。在計畫進行密封的區域開挖時應小心，以優化密封結構和性能。在豎井和巷道與設施水平面相交的位置建造密封組件，並在設施水平面和地面之間的每條進出路線的位置建造額外的密封組件。每一條通道都將在地面密封，並標記和記錄位置。密封件之間的大量回填材料應根據地質環境而定。

(1) 高強度岩石

除了在處置室的每一端和處置坑道的入口放置外，還將建造由混凝土結構保留的壓實膨潤土組成的低滲透密封件，以隔離處置室模組、處置區、豎井和巷道。為優化密封效率，入口/出口的橫截面積應保持在施工、通風和操作的最小可行範圍內。

將提供足夠的空間，以便能夠在具有低滲透性特徵的母岩區域內建造每

個低滲透密封。密封件的建造標準應確保其滲透性能至少與建造密封件的母岩一樣低，以儘量減少放射性核種通過隧道開挖擾動帶(Excavation Damaged Zone, EDZ)的移動。

(2) 低強度沉積岩

處置設施預計將在低滲透環境中建造。然而，每個HHGW處置坑道的一端將用高度壓實的膨潤土和混凝土隔板密封。遮罩門將在坑道入口提供密封。將在處置坑道接收區和填充的中間區域的末端建造密封。

密封將在處置窖和處置坑道內保留回填材料，並將放射性核種長期遷移的可能性降至最低。為了優化密封效率，密封件的準確位置將根據每個處置窖/處置坑道進行調整，入口/出口的橫截面積將保持在施工、通風和操作的最小可行範圍內。

每個SILW/LLW處置窖的每一端都要密封，類似的密封將放置在坑道中，為每個LHGW處置模組提供通道。這種類型的密封也將在UILW處置窖的出口端建造。UILW處置窖入口的密封將由現有的遮罩門提供。

此外，低滲透密封(由混凝土結構保留的40 m長的高度壓實膨潤土)將放置在設施水平面的主要處理設施通道(豎井和巷道)中。然後放置回填材料以填充任何空隙。密封系統的最終設計將考慮到佈局和地質環境，並考慮在通道與較高滲透性地層相交的地方提供額外的密封。密封件的建造標準應確保其滲透性能至少與密封件所在的母岩一樣低，並將通過EDZ的放射性核種傳輸降至最低。

(3) 蒸發岩

除LHGW處置窖外，所有其他地下開挖，包括HHGW處置坑道，將在密封件之間用破碎的母岩回填，然後通過建造鋼性混凝土牆進行密封。根據需要，在混凝土構件周圍有一個接觸灌漿的鋼性混凝土牆。與HHGW處置相關的處置坑道接收區和輔助服務坑道將填充碎石鹽，並定期放置坑道密封。坑道密封可能包括0.5—1.0 m範本，間距15—30 m，用混凝土填充。

為優化密封效率，入口和出口的橫截面積應保持在施工、通風和操作的最小可行範圍內。安裝密封件是為了隔離和防止進入處置窖。在某些長期情況下(如生成氣體的鹽水置換)，它們還將放射性核種遷移的可能性降至最低。

豎井將以兩種密封方式之一種進行填充。美國WIPP工廠提出的一種方案是，在每個豎井的底部使用飽和鹽混凝土建造一個密封件，其整體尺寸足以填滿豎井的嵌入部分。剩餘的填料將是各種壓實粘土層、碎鹽層和瀝青止水帶，上面和下面都有混凝土塞。頂部160 m為壓實岩石填料。第二種選擇是使用由鹽混凝土和瀝青組成的多組分密封件填充豎井，如德國的Gorleben。密封系統的最終設計將考慮到佈局和地質環境，可能需要提供額外的密封。

4. 封閉和除役

關閉時，處置窖和處置坑道將已經密封和回填，只需逐步回填剩餘的坑道、設施(車間等)、豎井和巷道。附錄F中給出了回填工程量的完整細目。

剩餘的地下設施將採用大體積回填材料進行回填，回填材料將根據母岩的不同而有所不同，以便盡可能合理地恢復母岩的自然條件。在高強度岩石中，岩體回填將包括碎石，而在低強度沉積岩體回填將包括砂(70%)和膨潤土(30%)。在蒸發岩的設計中，大量的回填土將包括碎蒸發岩，這些碎蒸發岩已被運至現場。

封閉操作將以提供必要的封閉後安全功能的方式進行。封閉時GDF中存在的環境(初始狀態)將為GDF在關閉後階段的演變模擬提供基礎。地面設施將除役，拆除工程設備並拆除。將對地表環境進行修復和美化，直至達到政府、管制單位和當地社區同意的最終狀態。在封閉階段，將繼續監測封閉操作和環境。為便於規劃，已包括10年的概念期，在此期間將實施回填、密封和封閉。

在封閉階段，將繼續監測封閉操作和環境(見該報告第13節)。GDF的記錄將被放入國家檔案館，供後代使用。政府、管制單位或與當地社區簽訂的協定中可能要求的場址任何自然標記都將進行。封閉後，設施將由負責機構控制的當局負責，該當局可進行一段時間的關閉後監測。

3.3.13 第十三章、監測

GDF開發的每個階段，都可以監測一系列參數，追蹤處置設施的功能及其對周圍環境的影響。監測可以1、透過說明理解系統行為來支援安全案例的開發；2、透過檢查是否符合安全案例的論點和假設來提供安全保證，證明符合管制要求和條件。因此，監測可以支持決策，有助於建立對地質處置的信心，並有助於加強處置系統。

英國過去已經考慮過監測方案，並確定監測環境。然而，監測規範僅針對特定部分的處置系統制定，例如放射性監測、運轉期間監測 ILW 和 LLW 處置窖、和封閉後監測。一旦確定潛在的地質處置設施場址，需要回應管制單位和當地公共利益相關者的參與意見，以作為場址監測方案的修正及進一步進展。監測方案規範能提供完整的監測實施框架，以解決處置監測的問題，該規範概述制定詳細場址監測方案的策略，並根據一系列監測次級方案確定目前對監測要求、參數和技術的認知理解(如圖 3-42)。

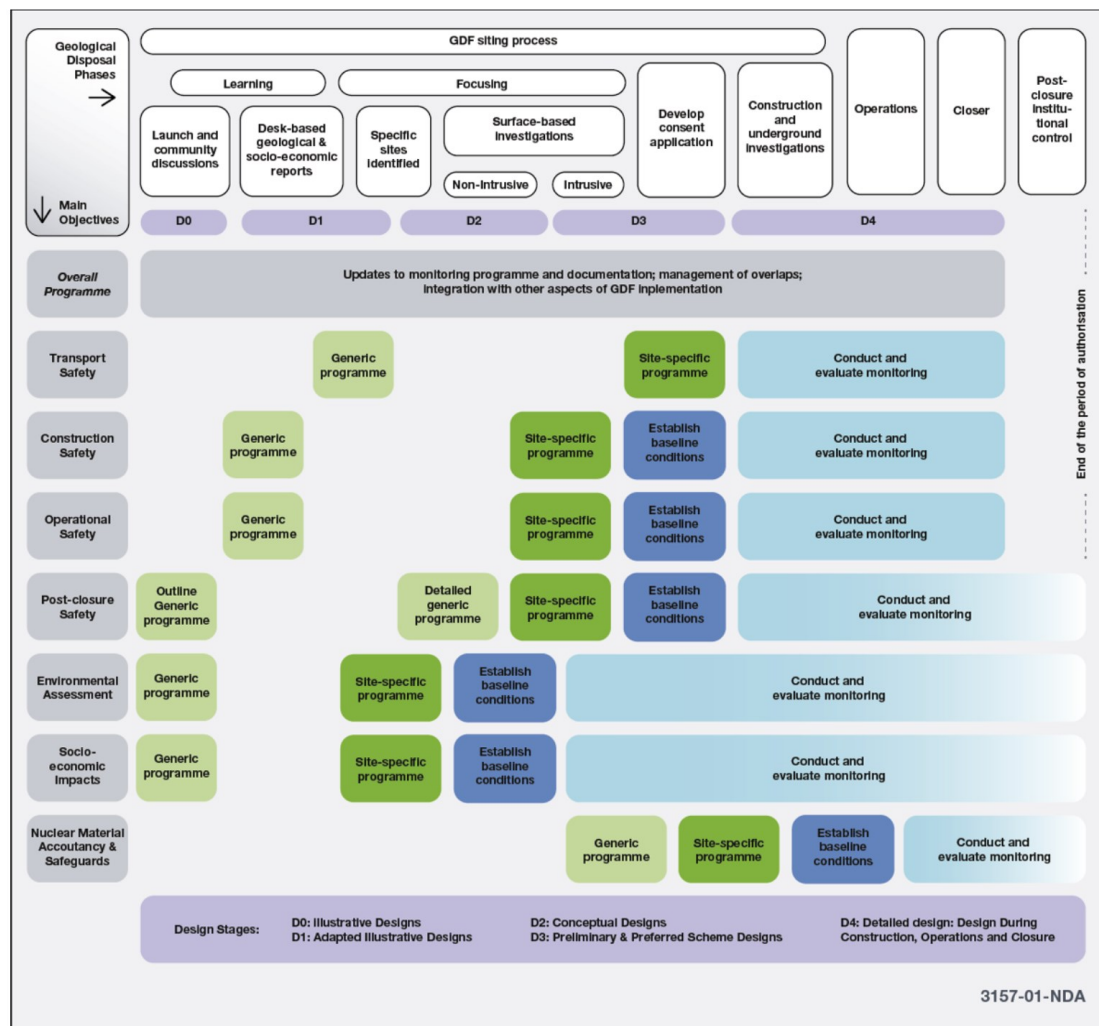


圖 3-42 RWM 監測計畫進一步發展的框架

國際合作專案與英國同期進行，確立了監測的原則和目標。其中包括國際原子能總署(IAEA)出版關於監測 GDFs 的技術文件和歐洲主題網路(ETN)考慮了放射性廢棄物方面作用的監測。

國際原子能總署意識到 GDFs 的生命週期內進行監測的重要性，並強調基準監測和應急計畫對於解決意外或系統異常行為的重要性。指導意見還包括一項原則，即 GDF 在封閉後期間應設計為本質安全和被動安全，不需要後代採取進一步行動，特別是長期安全不應依賴監測。

處置系統功能方面，RWM 監測計畫的制定將以從歐盟 MoDeRn 計畫 (MoDeRn; Monitoring Developments for Safe Repository Operation and Staged Closure; 監測處置庫安全運轉和分階段封閉的發展情況，RWM 是其合作夥伴)和正在進行的 MoDeRn2020 計畫(RWM 也是合作夥伴)中吸取的經驗為基礎。MoDeRn 專案(監測工作流程)開發的結構化方法以及對技術可行性和利害相關者參與的理解，已於監測方案規範中制定，如圖 3-43 所示。

環境監測方面，RWM 正與其他歐洲廢棄物管理組織合作，為潛在地質處置場長期環境監測和測試建立一個參考框架。這項工作是在歐洲「實施地質處置-技術平臺(IGD-TP)」的支持下進行的。

從圖 3-43 可見，監測計畫將從資料和資訊的收集開始，以支持基準條件的建立。隨著施工期間，以及整個正在進行的施工、運轉和封閉活動中進行監測，監測程序將不斷演進。將監測程序延長到封閉後的哪個時間段將由後代人們決定。以下是每個階段活動的摘要，重點是與處置系統功能相關的監測。

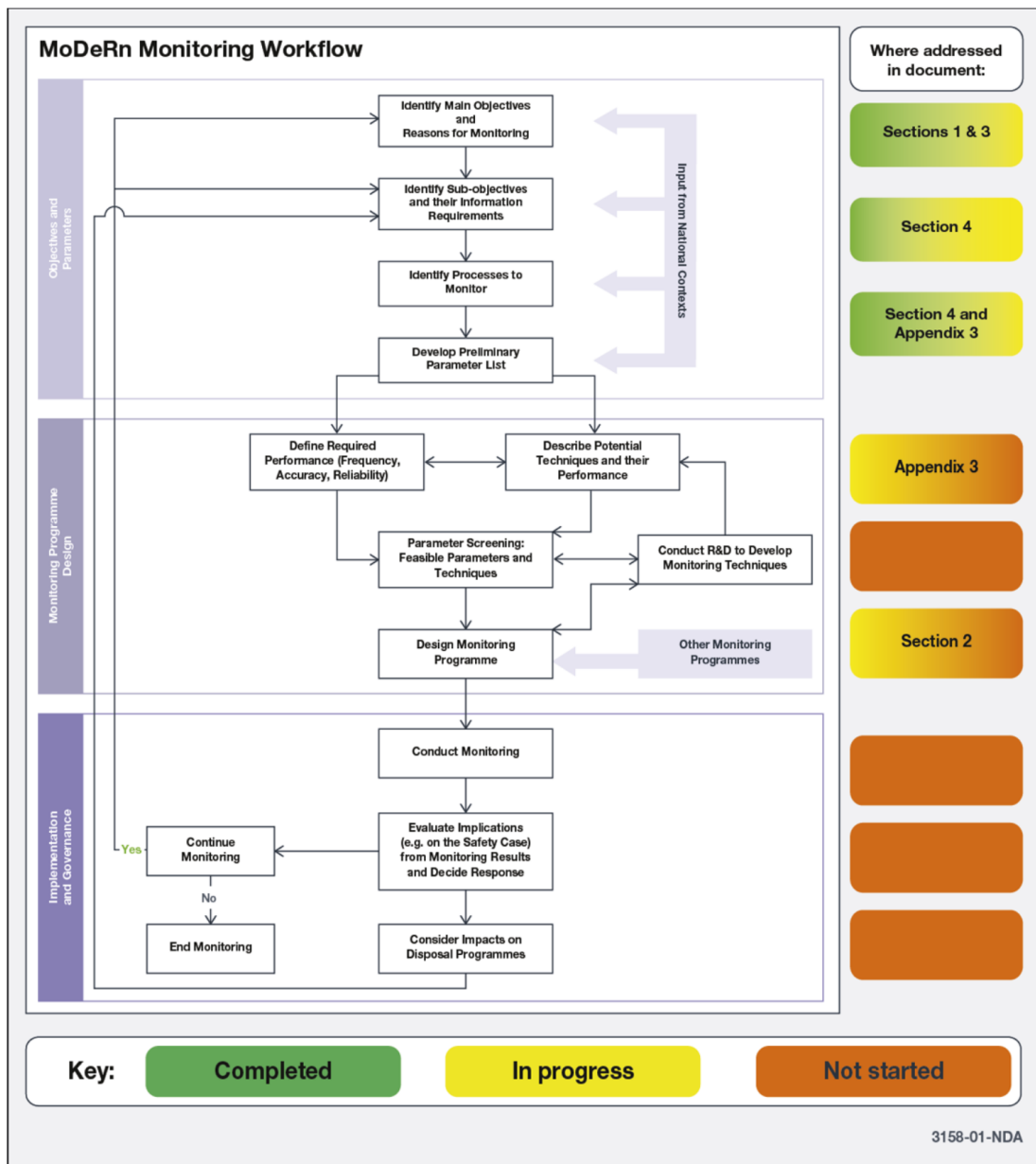


圖 3-43 MoDeRn 監測工作流程和對確定 RWM 監測計畫的當前進展的分析

1. 基準監測

建立 GDF 之前，監測計畫將從收集基準監測資訊開始，提供一個基準來衡量未來的變化。在此期間建立的許多監測系統可能會在計畫的剩餘時間內運行，以追蹤地質、水文地質和環境變化，並幫助評估作為計畫實施而制定的解決和改善措施的執行情況一部分。地質和水文地質參數可能包括地面高程和地下水壓力，以及許多其他參數。環境監測可能涉及空氣品質、地表水和地下水質、生物多樣性和背景輻射水準等問題。

2. 施工監測

施工階段將對地表和地下參數進行監測，進一步瞭解設施的施工、運轉和封閉對現場安全狀況的影響。這項工作可以包括，例如：

- 監測地表移動確定預期行為，並支持地工模型的開發，建立對岩石支撐設計的信心；
- 透過監測確認現場的開發方式符合任何排放許可；
- 監測地下水流入量和地下水化學等參數，支援開發安全案例和地質處置設施設計。

於施工期間，監測將支持地質處置設施設計的詳細反覆運算結果。

3. 持續運轉和封閉期間的監測

運轉期間將透過被動措施，即不依靠人為干預或任何主動工程系統的措施以及人和系統的主動措施，來保護公眾和環境。其目的是透過被動措施盡可能提供合理可行的保護。運轉期間的監測活動應驗證運轉安全目標是否得到滿足。說明性設計規定包括：

- 包件監測 – 運移廢棄物時的記錄，接收時的監控和檢查。選擇性監控廢棄物包件，以確認包件的來源和內容、功能和完整性；
- 場域和設備的計畫預防性維護和日常狀態監測；
- 運轉期間的監測要求還將包括因這些活動同時進行而實施的施工監測。

隨著設施封閉的進展，預期工程障壁系統的設置亦將逐步進行。預期將逐步和有計畫地從部分依賴主動安全措施和監測轉向完全依賴被動安全措施。

4. 封閉後監測

環境機構關於授權要求的指導文件 (Guidance on Requirements for Authorisation, GRA) 建議：「不得過分依賴人為行動來保護人員和環境，並且在聲明後必須確保對環境安全的保證不取決於監測或監視授權期結束」。

然而，在封閉後，當代人必須決定地質處置設施的監測水準。這種地質處置設施監測的持續時間將取決於後代人根據當前一代人提供的指導、監測系統提供的資訊和其他因素來作出決定。因此，不排除封閉後的監測，前提是它不會對環境安全案例產生不可接受的影響。

3.3.14 第十四章、安全和保障

由於 GDF 是一個民用核設施，能夠接受 I 至 III 類核物料進行處置，因此安全計畫必須由核管理辦公室(Office for Nuclear Regulation, ONR)根據《核工業安全條例 2013》(62) 批准。

1. 安全

根據 ONR CNS 指導文件，提供有關避免披露可能有助於個人或團體計畫進行盜竊或破壞之指引資訊，該報告未包含 GDF 保護核物料和其他放射性物質及其相關因素，此詳細資訊將包含在 GDF 安全計畫中，詳細說明現地保護 GDF，核物料和其他放射性物質以及敏感核資訊的安全制度。假設 GDF 的設計和建造將提供適當的處置安全特性，以便從一開始就可作為 I 類設施運轉，儘管從第一次收到 ILW 和 LLW 起，GDF 最初設計將作為 III 類設施進行運轉。這種方法將確保未來有足夠的地表區域和基礎設施可用，並大幅減少對 GDF 輔助和運轉的不必要干擾，以便在處置 I 類和 II 類核物料時，為隨後若再進行重新分類做好準備。此處還假設收到第 II 類物料之前，GDF 將重新分類。處置大量鈾和高濃縮鈾之前，假定 GDF 將重新歸類為 I 類民用許可核設施。每一次重新分類都將涉及加強對進入所有地區的控制，包括足夠的檢測和監視系統，以識別惡意活動，並提供足夠的武力作為以防止盜竊和制止破壞企圖。如有必要，可在專案早期進行重新分類，但這將涉及人力和成本。

廢棄物安置區將被歸類為指定區域，包括地表廢棄物接收和處理建築物。該區域的完整範圍如圖 E/DRG/0041023 所示。這些設施將集中在廢棄物安置入口(巷道或豎井)、鐵路到達和調度線附近，建立一個單獨的區域。

此外，必須在運輸安全聲明和相關的運輸安全計畫中說明核物料運至 GDF 現場和 GDF 場內的運輸，該計畫也必須得到 ONR CNS 的批准。

2. 保障措施

英國是《核子不擴散條約》的簽署國，並承諾將其民用核計畫中的核物料用於和平用途。查核條約遵守情況是由國際原子能總署視察員根據其與成員國的保障協定進行。保障措施是一種技術和政治措施，可以阻止並最終發現某些核物料從民用轉為非民用。

GDF 安置的任何核物料都需要對地下和地面設施進行保障監督查核。查核動作是為了提供獨立的保證，確保核物料不會從其申報的處置中轉移。該查核系統的基礎最好是在設施的設計和建造階段透過所謂的「設計保障」來建立，並需要儘早與歐盟委員會和國際原子能總署的保障監督檢查機構進行磋商。雖然查核系統將仿照保護 GDF 的一般方法，但隨後將根據特定地點的 GDF 設計、母岩以及所安置核物料的類型和形式進行調整。設計必須包括足夠的保障措施，以保證核物料不會被轉移。一個有效的、由經營者提供的核物料核算和控制系統將是保障措施的一個重要面向。國際原子能總署和/或歐洲聯盟委員會視察員可使用各種技術措施(如遏制和監視系統)，以及透過追蹤和監測物料，對該系統進行獨立查核。

GDF 的保障規定水準將取決於所放置核物料的可接近性、設計的複雜性、從核材料到安置的追蹤能力以及可回收性。歐盟委員會和國際原子能總署將對照提交的設計查核 GDF 的建造活動，並可能在運轉階段查核核物料的放置。由於 GDF 的設計初期可能易於回收廢棄物，因此可以預期繼續進行安全防護檢查，直到密封和封閉為止。如所述，保障核物料的措施只有在核物料確實無法取出的情況下才能終止，儘管這將與長期取出的任何潛在要求相抵觸。

在英國地質處置設施核保障措施的應用中，可以找到更多關於 GDF 保障措施應用的細節。

3.3.15 第十五章、可再取出性

1. 背景

(1) 英國定義

「再取出性(Retrievability)」被當作一個總含括用語，指的是安置後從 GDF 中取出放射性廢棄物的多種不同方法。以下用語最初由 CoRWM 向政府建議中提出，隨後被 RWM 採納：

- **可逆性(Reversibility)**：英國使用的技術用語，它透過顛倒原始的放置過程來描述取回(例如，處置窖使用放置起重機移除所放置的 ILW 包件，類似從中期儲存移除廢棄物包件的過程)。可逆性僅在任何形式的回填或密封發生之前才能實現，並且取決於廢棄物包件、處置庫和坑道以及

安置設備的持續整合程序。在其他一些國家/地區，「可逆性」表示在分階段決策過程中可以逆轉決策的能力。

- **可再取出性(Retrievability)**：在有可能從 GDF 中取出廢棄物的情況下，使用該術語，其方法是即使在處置窖和坑道被回填之後，仍允許取出廢棄物的方法。例如，安置和處置窖/坑道已回填後，保持輔助坑道開放一段時間，並確保任何回填材料都能輕易移除，就可以實現這一目標。
- **可恢復性(Recoverability)**：CoRWM 開發的術語，定義透過採礦或類似侵入方法從封閉 GDF 中清除廢棄物的情況。一旦回填輔助坑道和/或封閉地質處置設施，就需要進行侵入式再挖掘作業來取出廢棄物。這可能會有更大的技術挑戰，比其他形式的再取出更昂貴。

(2) NEA 再取出性等級

核能署(Nuclear Energy Agency, NEA)的可逆性和可再取出性計畫在 2007 年至 2011 年間分幾個階段進行。此計畫開發一個通用的再取出性等級，並說明廢棄物包件的生命週期階段、整個生命週期中再取出的容易程度和成本之間的關係，以及如何安全保證每個階段從主要的主動控制變為被動安全的變化(如圖 3-44)。NEA 再取出性等級是通用的，可應用於任何地質處置設施。

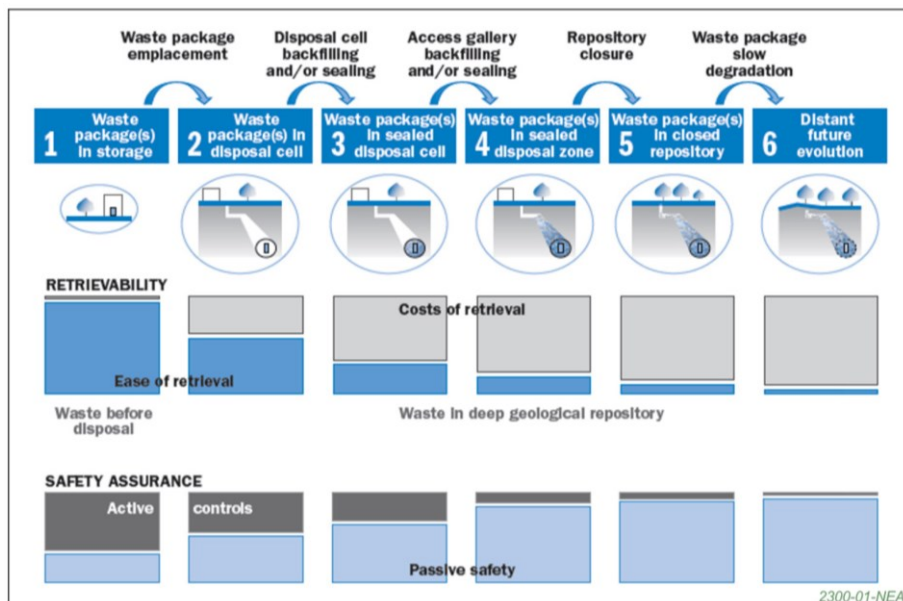


圖 3-44 NEA 對於放射性廢棄物可再取出性等級

NEA 有關等級與 CoRWM 有關英國 GDF 當前術語以及 GDF 生命週期的不同階段大致一致，如表 3-3 所示。

表 3-3 NEA 放射性廢棄物再取出性等級與 CoRWM 再取出性術語之相關性

NEA 再取出性等級	階段描述	CoRWM 術語	GDF 階段
第 1 階段	儲存中的廢棄物包件	可逆性	施工前/ 施工階段
第 2 階段	廢棄物處置單元中的廢棄物包件		可再取出性
第 3 階段	密封處置單元中的廢棄物包件	可恢復性	
第 4 階段	密封處置單元內的廢棄物包件		可恢復性
第 5 階段	封閉處置庫中的廢棄物包件	可恢復性	
第 6 階段	未來的演變		可恢復性

(3) 當前再取出性方法

廢棄物「可再取出性」的程度和所需再取出性方法的類型，取決於一系列因素，包括：

- 廢棄物類型
- 處置概念
- 安置就位後經過的時間
- 地質處置設施封閉的程度
- 周圍地質環境的性質

有關再取出性的未來決策將需要考慮相關的場址特定特性。RWM 認識到政府的觀點，即一旦處置設施廢棄物運轉作業停止，是否保持 GDF (處置窖和坑道) 開啟可在稍後日期再決定。儘管 RWM 認為，一些地質處置概念某些類型回填材料延後進行填料有其局限性。隨著選址過程的進展，將與獨

立管制機關和當地社區討論決定是否可再取出。最終設計將反映根據這些討論做出的決定。

同時，根據《實施地質處置白皮書》中規定的政府政策，進行設計開發時，不排除再取出性選項。可再取出性的策略和要求在 DSS 第 B 部分中有詳細說明。本節的其餘部分不同的說明性設計中如何處理可再取出性。

2. LHGW 包件的再取出性

對於高強度岩石和低強度沉積岩中的說明性設計，ILW 和 LLW 的安置過程在原理上將類似應用於地面儲存的過程。穩定的處置窖設計將允許 ILW/LLW 處置窖保持打開狀態，直到所有廢棄物都已置放就位，這時可以決定回填所有處置窖。假設對環境條件進行適當控制以確保包件完整性，則逆轉放置過程只需要重新使用 UILW 和 RSILW 處置窖中的遠端處理系統，以及重新使用 SILW/LLW 處置窖中的堆疊車。然而，使用橋式起重機拆除包件比使用 SILW 處置窖中的堆疊車更具選擇性，並按照先進先出的原則進行操作。

打開已封填窖體會造成岩石的意外力學破壞、進水、爆炸性氣體聚積和廢棄物包件加速退化的相關風險，並顯著增加總體通風量的要求，給工人帶來潛在的風險，因此需要對建築物進行廣泛的監測和維護。安置後立即回填每個處置窖可降低這些風險，並為廢棄物包件提供物理保護。

一旦處置窖被回填，廢棄物包件將更難取回，需要一個清除回填的計畫。目前已經進行研究證明 LHGW 包件之可再取出性，如 Nirex 證明了利用高壓水流從用 NRVB 回填的處置坑道中回收 ILW 包件的可行性。隨著 GDF 的回填和密封的進行，從設施中回收廢棄物將變得越來越困難。封閉後將需要一個重新開採的計畫，以現有技術而言應該是可行；然而，危害健康和不利環境影響的風險將會增加。

對於蒸發岩中的說明性設計，ILW 和 LLW 的處置過程原則上類似應用於地表儲存的過程，允許處置窖仍在運轉時回收單個或批次的廢棄物包件。因此，從這些處置窖中再取出只需要重新使用堆疊車。然而，根據母岩的蠕變速率，包件隨著時間演進將更難取回。經過較長時間後，重新挖掘程序將是回收廢棄物包件的唯一方法。

3. HHGW 包的可再取出性

(1) 高強度岩石

高強度岩石中係假設緩衝材料與處置罐的安置同時放置在每個處置孔中。處置坑道將在其內的所有處置孔填滿後立即回填。因此，逆轉安置過程的潛在性被限制在很短的時間內。從處理孔回收廢棄物包件首先需要去除緩衝材料膨潤土。SKB 已經證明飽和膨潤土可以用鹽水泥漿從處置孔中去除。如果決定在處置坑道回填後取回處置罐，將需要拆除處理坑道封堵處並重新開採放置在處置坑道內的膨潤土回填物。SKB 作為原型處置場計畫的一部分，已經測試拆除處置坑道封堵處、沉積坑道回填和處置孔緩衝區材料的情況。回收封閉後處置的用過核子燃料需要重新開採原已安置在坑道中的大量回填材料。

(2) 低強度沉積岩

在較低強度沉積岩中係假設每個處置坑道都將在放置處置罐的過程中逐漸填充乾燥的粒狀膨潤土緩衝材料。目前設想使用螺旋鑽系統進行緩衝材料的放置，以達到所需的回填密度。該系統不容易逆轉，但是在技術上可行。對主要通道進行密封之前，透過再取出方法，即結合用於拆卸處置隧道封堵和膨潤土的方法，將處置容器從隧道中移出。一旦主要通道回填完成，如果要求回收處置罐，則將成為一個再挖掘過程。

(3) 蒸發岩

蒸發岩中係假設隨著處置罐的安置，每個處置坑道都逐步回填。一旦回填完成，如果需要回收處置罐，則將成為一個重新挖掘過程。

3.3.16 第十六章、盤存量變化的影響

1. 介紹

本報告中的設計基於核種盤存量，然而，需要地質處置的最終盤存量存在不確定性來源，這些已包括在 RWM 的工作計畫中。這些因素包括盤存量中目前查明的廢棄物、物料數量和放射性核種含量的不確定性，以及核電廠和生產這些廢棄物和物料的其他設施於未來運行情況的不確定性。

為了評估這些不確定性對地質處置方案的影響，已經為可能需要地質處置的廢棄物盤存量制定了一系列情節方案。RWM 希望能夠證明 GDF 可以安全處置這些盤存量。這些情節還向當地社區提供 GDF 處置設施可與地方結合的未來願景性，並允許評估地質處置不確定性的影響。特別是，可以了解廢棄物類型的變化、廢棄物包件數量的減少，或增加與 GDF 尺寸和設計，以及設施提供的安全和環境保護之間的關係。共定義了 12 種敏感性情節，代表英國放射性廢棄物盤存量(UK Radioactive Waste Inventory, UKRWI)可能發生的潛在變化。

這些情節如下：

- **情節 1：更多氧化物燃料的再處理**- 對傳統壓力式反應爐(Pressurised Water Reactor, PWR)和先進氣冷反應爐(Advanced Gas Cooled Reactor, AGR)中使用的燃料進行再處理，將導致 HLW、分離的鈾和高濃縮鈾的盤存量增加，但會減少 SF 的庫存。這種情況發生的可能性非常低，因為沒有計畫再處理這些燃料。
- **情節 2：更少 Magnox 燃料的再處理**- 目前假設所有 Magnox SF 都將再處理。然而，這種情況考慮 Magnox 再處理廠沒有完成燃料再處理的結果。Magnox SF 需要在 GDF 中處置。HLW、ILW、DNLEU 和 Pu 的數量會減少，MOX SF 的數量也會減少。
- **情節 3：運轉中反應爐延役** - 一些目前運轉中的反應爐可以延長運轉年限。這個情節探索這些反應爐運轉更長時間會產生的額外廢棄物。
- **情節 4：UKRWI 不確定性估計的確認** - 廢棄物生產商為確認 UKRWI 而提交的資料，包含對體積不確定性的估計，包括上限(情節 4a)和下限(情節 4b)。這個情節探索使用 UKRWI 廢棄物產生的不確定性的影響。
- **情節 5：分離的鈾未作為 MOX SF 處置** - 民用鈾長期管理的首選策略是作為 MOX 燃料再利用。這種情況考慮對這一政策的改變，這表示需要在 GDF 中以其他形式處置 Pu 盤存量。
- **情節 6：LLW 來自低放射性廢棄物處置場** - 可能有必要在低放射性廢棄物處置場(LLWR)挖取出一些廢棄物，以便在 GDF 中處置。但目前無法量化其體積，儘管廢棄物中的低放射性對 GDF 的影響很小。
- **情節 7：耗乏鈾增加** - 英國的鈾濃縮預計將持續到 2023 年，在英國增加鈾濃縮將導致 DNLEU 庫存增加，這個情節考慮額外的 DNLEU 對

GDF 的影響。

- **情節 8：新建計畫，增加反應爐** - 當前核能發展的目標是 16 GW(e)。這不是政府的目標，政府支持工業界提出未來發展的計畫。根據既定的行業目標，2013 年衍生庫存量包括一個 1616 GW(e) NNB 計畫，該計畫假設由六個歐洲壓力式反應爐(EPR)和六個 AP1000 反應爐組成。為了探究建造更多(或更少)反應爐的影響，給出了與單個 EPR 和單個 AP1000 反應爐相關的庫存清單。
- **情節 9：包括外國廢棄物和物料** - 英國政府的政策是，除非在特定和有限的情況下，否則不得向英國進口或從英國出口放射性廢棄物。例如，英國製造的廢棄密封源從海外返回進行處理和處置。在這種情況下，可以將廢棄物添加到英國庫存量中，如果達成協議，則將放射等效(或替代)的廢棄物返回原產國。
- **情節 10：替代包件假設** - 廢棄物的替代包件假設，包括使用新包件或替代包件，將影響 2013 年的庫存包件量以及廢棄物包件和處置單元的數量。此方案考慮這些替代假設的影響。
- **情節 11：石墨廢棄物不需要地質處置** - 反應爐除役石墨的基準策略是地質處置。透過地質處置來管理石墨廢棄物，提供一種適合於規劃目的可靠基準策略。將反應爐排定為延長的靜止期，這表示有足夠的時間制定替代方案，以便將來可以適當了解有關放射性石墨廢棄物管理的任何未來決定。此外，NDA 已經確定促使對此策略位階進行審查的因素。為了說明 NDA 策略位階發生變化的可能性，本方案探討了石墨未處置對地質處置設施的影響。
- **情節 12：短半化期的中放射性宣佈可適合在 LLWR 進行管理** - 2013 年英國放射性廢棄物清單包括 42 個 ILW，廢棄物生產商希望通過使用放射性衰變儲存和/或除污過程進行近地表處置，將其作為 LLW 進行管理。部分可燃廢棄物有望焚燒，部分金屬廢棄物有望回收利用。然而，只有那些已經建立除污或焚燒過程的 ILW 被排除在 2013 年的產生的庫存清單之外。這個情節探索這些 ILW 廢棄物未處置對地質處置設施的影響。

這些情節的潛在影響將在下小節中討論。在確定的 12 種情節中，有 6 種已

經進行了定量評估，即情節 2、3、4、8、11 和 12。附錄 H 中列出處置窖和坑道數量以及地下空間的預期變化。

(1) 對 GDF 地面設施的影響

對於不同的盤存量具敏感性情節，GDF 的地面設施將保持不變。無論盤存量情況如何，仍然需要廢棄物接收和轉移建築以及施工輔助建築。設計的主要影響將是對地下儲存空間和運轉的影響。但是，由於所需的處置窖和坑道數量的變化，開挖材料的體積將發生變化，可能導致儲存在地表或需要運出現場的材料體積發生變化。

目前，假設盤存量和調度只需要一條地下廢棄物安置路線。

(2) 對包件和處理複雜性的影響

技術背景中討論將在 GDF 中處理和處置的廢棄物包件類型。上文確定的一些盤存量敏感情節要求在 GDF 內處置不同的廢棄物包件設計，使之與盤存量中已經假定的設計相同。包括這些額外廢棄物包件類型將要求 GDF 處置系統能夠提升和安置這些包件。根據這些附加包件類型的數量，提升機制的變化可能會影響安置率，從而影響作業計畫。增加一些廢棄物包件類型可能還需要這些廢棄物的專用基礎設施和處置窖，例如包括額外的屏蔽區域，可以從其屏蔽運輸容器中取出包件。添加一些廢棄物，例如經過熱處理的 ILW，還需要在與其他廢棄物類型分開的專用窖內進行處置。這可能會對額外的處置窖及其相關的基礎設施產生需求，並改變 GDF 的地下空間。

(3) 對 GDF 空間的影響

說明性設計和佈局是基於假定參數和典型的母岩特性，而特定場址的設計顯然取決於所選場址的特徵，如局部應力場和斷層帶。

目前，高強度岩石 GDF 的盤存量空間為 7.6 平方公里。廢棄物包件數量的變化將導致處置窖和坑道數量的變化，這也將導致整個 GDF 地下空間的變化。對於定量評估的盤存量敏感度情節，在高強度岩石中，空間範圍為 6.8 至 9.5 平方公里。這相當於地下空間的潛在變化，從減少 11% 增加到 25%。

目前，低強度沉積岩中的 GDF 盤存量空間為 15.3 平方公里。對於定量評估盤存量敏感度情節，空間將從 14.4 到 21.5 平方公里不等。這相當於空

間的潛在變化，從減少 6%增加到 41%。

目前，蒸發岩 GDF 的盤存量空間為 10.3 平方公里。廢棄物包件數量的變化會導致處置窖和坑道數量的變化，也會導致整個 GDF 地下空間的變化。對於上述盤存量敏感度情節，空間將在 10.0 平方公里到 11.9 平方公里的範圍內變化。這相當於空間的潛在變化，從減少 3%到增加 16%。附錄 H 中提供與不同敏感度情節相關的 GDF 地下空間變化匯總表。

(4) 對運轉計畫的影響

第 8.2 節詳述目前的庫存運轉計畫。運轉計畫以產生廢棄物的日期和處置不同數量廢棄物包件的假定輸送量為基礎，這些廢棄物包件隨著時間推進在 GDF 進行處理和處置。廢棄物包件的總輸送量被視為初始階段的最高數量，包件數量在 GDF 的處置時間內通常會減少。目前假定的廢棄物包件數量遠低於目前 GDF 假定的最大輸送量，因此，如果需要，目前設計具有處置和接收每年增加的包件數量的靈活性。在目前的計畫中，廢棄物在 2040 年至 2190 年間之 150 年期間可以得到處置，而 GDF 將在 2200 年封閉。

如果盤存量情況發生變化，那麼這可能導致 GDF 計畫發生變化。在定量評估的 8 個敏感度情節中，已計算出對運轉計畫具有最重要影響的兩個情節是：情節 4a - 高容量不確定性，和情節 4b - 低容量不確定性。

在情節 4a 中，儘管廢棄物處置量增加，但總體執行時間框架沒有變化，廢棄物仍在 2040 年至 2190 年之間處置。然而，增加的 UILW 包件數量表示，透過入口單元的輸送量必須增加到每年 2500 包，並以更高的速率持續更長時間，這表示需要三班工作，這將增加營運成本。即使考慮到這一較高的處置率，廢棄物也將在 2040 年至 2129 年之間進行處置；這比目前接受的計畫(2040-2105 年)要長 24 年。這也意味著 DNLEU 的處置發生在 2129-2139 年之間。

SILW/LLW 和 RSILW 處置罐數量的增加表示將有更多的廢棄物需要處置。這將導致需要提升處置窖建造和安置作業的速度，以確保這些廢棄物在國家核能安全計畫有關 ILW 處置目標達到之前完成處置。

情節 4a 還設想，從 2075 年起，玻璃化廢棄物 HLW 處置罐數量將增加(+3241)。這些額外的處置罐表示 HLW/SF 的處置時間從 2075 年延長到 2121

年，這樣將比原來的處置計畫時間增加 16 年。這表示鈾/高濃縮鈾廢棄物的處置將於 2121 至 2126 年開始。額外的處置罐可填補從處置鈾/高濃縮鈾到 MOX SF 之處置時間的部分運轉停止期，但這表示鈾/高濃縮鈾廢棄物將需要在臨時設施中具更長時間進行儲存。

對於方案 4b，儘管處置廢棄物的數量有所減少，但在 2040-2190 年之間，處置廢棄物的執行時間框架沒有總體變化。UILW 包件數量的減少表示經由入口單元的初始輸送量可以從 2040-2051 年的 2300 包降低到每年 2000 包。2051 年降低到每年 1500 包，這也可能導致改為兩班制，從而降低營運成本。較低的速率表示處置廢棄物所需的安置作業更少。處置期限將比目前接受的時間短，在 2094 年完成，而不是目前假定的 2105 年完成，這也表示 DNLEU 可以在 2094-2105 之間處置完成。

SILW/LLW 和 RSILW 處置罐數量的減少表示需要處置的廢棄物更少。這表示處置窖施工和安置作業的速度可以降低。但是，處置窖在裝滿廢棄物之前將保持較長時間的開放狀態。

方案 4b 還減少了玻璃化 HLW 處置罐的數量。這些較少的處置罐表示遺留 HLW/SF 的處置時間從 2075 年到 2106 年，相當於比參考案例情節減少 3 年。鈾/高濃縮鈾廢棄物的處置將於 2102 年至 2104 年開始，這增加處置鈾/高濃縮鈾和 MOX SF 之間 22 年操作時間間隔。

3.3.17 第十七章、推動計畫的方式

本報告總結英國地質處置設施需要準備的通用設計。描述廢棄物安置的過程和處置設施處置 LHGW 和 HHGW 所需的設計特點。本報告中所述的說明性設計也已編制完成，以使 RWM 能夠對安全、環境、社會和經濟影響進行相關評估，並對設施開發成本進行評估。本次內容更新是為量化在地質處置設施之說明性設計和更新盤存量所採用設計變更和改進的影響，以便該最新設計可作為支持選址過程的決策判斷。需要強調的是，雖然這些說明性設計是針對三種母岩(高強度岩石、低強度沉積岩和蒸發岩)所發展的，但並不表示這些設置在任何方面都是首選的，即並非任何說明性設計都必須用於選定的場址，或該設計內任何概念都比其他概念更為優選。實施地質處置的框架如所述，流程如圖 3-45 示。



圖 3-45 推動計畫過程的圖表

隨著上述過程的進行，將獲得地質環境和特定場地特徵的詳細資訊。在獲得更具體的資訊之前，將繼續採用的方法是定義一些適用於典型及潛在的英國地質環境的通用地質處置概念。一般 DSSC 文件將首先描述一般要求，反映現場和處置概念尚未確定的事實。這些文件將定期更新，例如對法規的變化作出反應，並對從進行評估和進一步研究中學到的知識作出反應。特別是 DSS 第 B 部分，隨著特定場址的資訊在更詳細的層次變得可使用，並且隨著已認識到的問題得到解決，DSS 將從一般需求發展到特定場址的需求。有些問題是一般性的，是其他國家在實施地質處置時面臨的，有些是英國特有的。

隨著過程的進展，還需要保持和定期更新通用說明性設計和本報告內容，以考慮到未來的要求，並支持更廣泛的利害相關者參與和廢棄物包件評估過程。預計這些說明性設計將繼續被要求和更新，因為設計將從其當前的說明性狀態到概念和初步設計階段，一直向前推進，直到在特定場址制定地質處置設施的詳細設計。

3.4 芬蘭 STUK GUIDE YVL D.5 放射性廢棄物的處置

3.4.1 第一章、前言

101. 核能發電廠運轉與除役期間，累積用過核子燃料、低與中放射性廢棄物以及很低放射性廢棄物。芬蘭核能發電廠所產生的用過核子燃料，將封裝並在建造於母岩深處的處置場。核能發電廠與其他核子設施運轉所產生的低與中放射性廢棄物，經處理後將處置於中等深度母岩所建造的處置場。核能發電廠與其他核子設施除役所產生的低與中放射性廢棄物，也規劃處置於中等深度所建造的處置場。很低放射性廢棄物可以處置於地表面所建造的處置場。〔2018-02-13〕

101(a) 根據核能法(990/1987)第6a節，在芬蘭因使用核能所產生有關的放射性廢棄物，將在芬蘭國內處理、貯存及處置，但有下列例外：

- 將來或已經運送至國外供研究的少量放射性廢棄物
- 含少量放射性物質的放射性廢棄物且已經運送至其他國家進行適當的處理
- 芬蘭研究反應器運轉所產生有關的放射性廢棄物。

運送至國外進行處理的放射性廢棄物，將送回芬蘭進行最終處置。〔2018-02-13〕

102. 處置放射性廢棄物的進程包括處置場址的選擇與特性調查、研發處置方法與技術、以及開發方法並蒐集必要的數據以評估處置設施的運轉與長期安全。處置作業的執行包括開挖地下空間與其他建造工程、包封廢棄物以供處置、將廢棄物包件運送至處置空間、假若有需要，安裝其他工程障壁、並回填封閉所開挖的空間。〔2018-02-13〕

103. 本指引闡明處置設施與前述的行動。本指引的3至7章涵蓋處置設施與放射性廢棄物處置方法的要求、和執照申請者或持照者有關的責任、以及放射性廢棄物管理持照者的責任。第8章說明管制監督。〔2018-02-13〕

104. 核能法(990/1987)規定有關安全使用核能的基本要求。輻射法(592/1991)規定有關輻射工作輻射防護的一般原則與條款。〔2013-11-15〕

105. 根據核能法第7 h節，放射性廢棄物的管理在廢棄物處置後，在最終處置執行時期不會造成超越認為可接受水平的輻射曝露。放射性廢棄物處置應以永久的方式為之，且應優先考慮安全來規劃，並不需要監視最終處置場址來確保長期安全。〔2018-02-13〕
106. 輻射與核子安全局放射性廢棄物安全處置法(STUK Y/4/2016)為有關放射性廢棄物的最終處置。輻射與核子安全局的安全使用核能法與核能發電廠緊急應變法也適用於有關放射性廢棄物處置。〔2018-02-13〕
107. 操作與包裝用過核子燃料以供處置，規定於指引YVL D.3「操作與貯存核子燃料」，處理與包裝其他放射性廢棄物，規定於指引YVL D.4「低中放射性廢棄物與核子設施除役廢棄物處置前的管理」。製造與安裝處置設施的障壁與岩石建造，則規定於指引YVL D.7「用過核子燃料處置設施排放的障壁」。STUK所頒布的其他數個指引YVL，也適用於放射性廢棄物的處置。本指引引用這些適用的指引；在適用時，亦明確指出相關的章節。〔2018-02-13〕

3.4.2 第二章、適用範圍

201. 本指引說明於母岩內建造處置場來廣泛處置放射性廢棄物。〔2018-02-13〕
202. 本指引所涵蓋放射性廢棄物的類別包括用過核子燃料、核子設施運轉所產生的放射性廢棄物、拆除核子設施所產生的放射性廢棄物、以及將於為放射性廢棄物所設計處置場處置的其他放射性廢棄物。〔2018-02-13〕
203. 本指引涵蓋處置設施的整個生命週期(場址調查、設計、建造、運轉及封閉)，並且說明處置設施的運轉安全與證明處置的長期安全。〔2018-02-13〕

3.4.3 第三章、輻射曝露與放射性排放的限制

1. 處置設施的運轉

301. 處置設施與其運轉應設計成，在正常運轉時，對人口中個人所造成的年劑量限值不得超過0.01毫西弗(核能法令 161/1988 第22d節)。〔2018-02-13〕
302. 已移除。〔2018-02-13〕
303. 處置設施與其運轉應設計成，可確保代表性個人的年劑量低於下列數值(核能法令 161/1988 第22b與22d 節)：
- a. 預期運轉事件的結果為0.1毫西弗；
 - b. 第1類假設事故事件為1毫西弗；及
 - c. 第2類假設事故事件為5毫西弗。〔2018-02-13〕
304. 放射性物質排放至環境的瀰散分析與由於排放所造成的輻射劑量說明於指引YVL C.4「評估在核子設施附近公眾的輻射劑量」。〔2018-02-13〕
- 304(a).有關放射性物質排放與輻射劑量的分析，應涵蓋處置設施正常運轉條件、預期運轉事件以及假設事故。〔2018-02-13〕
- 304(b).擬分析事件的範圍，應完整評估預期運轉事件與假設事故所造成的排放與輻射劑量。〔2018-02-13〕
- 304(c).有關於公眾的輻射防護，應主要藉由確定性安全分析來證明達成要求。此外，假若基於確定性安全分析，事故可能導致嚴重後果，則應藉由機率風險評估來分析有關事故，評估由其所造成事故與潛在放射性排放的機率。〔2018-02-13〕
305. 已移除。〔2018-02-13〕
306. 已移除。〔2018-02-13〕

2. 長期安全

(1) 輻射劑量約束

307. 放射性廢棄物的處置，應設計成使輻射衝擊來自預期演化的結果：

- a. 對代表性個人的年劑量維持低於0.1毫西弗；與
- b. 對於其他個人的平均年劑量維持非常低。

這些約束適用於整個評估週期，在此週期可以充分可信地評估人類可能接受的輻射曝露，且至少可以延伸至數千年(核能法令 161/1988 第 22d 節)。〔2018-02-13〕

308. 移至A08b與A08c段。〔2018-02-13〕

309. 移至A08e段。〔2018-02-13〕

310. 對代表性個人的劑量約束，每年0.1毫西弗，表示居住在處置場址環境中一個自給自足家庭或小村社區的平均個人劑量。在此最高的輻射曝露來自不同的曝露途徑。在此社區的生活環境中，假設存在有小湖與淺水井。〔2018-02-13〕

311. 除了在301段所提到的社區，對於居住在大湖或海邊環境的較大人群，應說明其年劑量。這些劑量的許可與否，取決於曝露人群的大小。然而，最大的劑量約為上述307段第a點所規定代表性個人劑量約束的1至10%。〔2018-02-13〕

(2) 放射性物質的排放約束

312. 放射性廢棄物的排放應設計成如同預期演化的結果。因處置放射性廢棄物導致放射性物質排放至生活環境的長期平均數量，應保持低於STUK對每一核種所分別規定的約束。這些約束應定義成：

- a. 來自處置的輻射衝擊，最大時可以等於在地殼中天然放射性物質所造成的；與
- b. 對於大規模而言，輻射衝擊應維持非常低(核能法令 161/1988 第 22d節)。
- c. 這些約束也適用於限制來自超過307段所指評估期限的輻射曝露。

〔2018-02-13〕

313. 第312段所稱放射性排放至生活環境的核種具體約束如下：

- a. 對長壽阿伐發射的鐳、鈾、鏷、銻、銻與錫同位素為0.03吉貝克/年；
- b. 對核種硒-79、鈮-94、碘-129及鐳-237為0.1吉貝克/年；
- c. 對核種碳-14、氯-36及銫-135與長壽鈾同位素為0.3吉貝克/年；
- d. 對核種錫-126為1吉貝克/年；
- e. 對核種塔-99為3吉貝克/年；
- f. 對核種鋳-93為10吉貝克/年；
- g. 對核種鎳-59為30吉貝克/年；及
- h. 對核種鈾-107為100吉貝克/年。〔2013-11-15〕

※單位的前置倍數（吉）：代表十的九次方(G)

314. 第313段的約束，應適用於活度排放最早在數千年後可能遷移至生活環境。這些活度排放可以用最多100年週期的移動平均來加以計算。特定核種的活度排放與其對應約束值的商之和應小於1。〔2018-02-13〕

(3) 地表環境的程式化模式

314(a).根據STUK法規Y/4/2016第35節第3段，如核能法令所指在評估期間對人們所造成的輻射曝露，對所排放放射性物質應用長期平均的最大值，也應採用地表環境程式化模式來評估，同時考慮地表的替代演化。〔2018-02-13〕

314(b).地表環境的程式化模式，應用於評估超越第307段所指評估週期的輻射曝露。〔2018-02-13〕

314(c).地表環境的程式化模式，應充分涵蓋超越第307段所指評估週期地表環境的長期發展。〔2018-02-13〕

314(b).地表環境的程式化模式，應分析居住在處置場址周圍的一個自給自足家庭或小村社區的平均個人劑量。在此，最大的輻射曝露來自不同的曝露途徑。在社區的生活環境中，地表環境的條件容許存在有一個小湖與一個淺水井。〔2018-02-13〕

(4) 削弱長期安全的稀有事件

315. 根據STUK法規Y/4/2016第11節第1段，應評估削弱長期安全稀有事件的

機率與其對處置系統與處置的長期安全。應盡可能評估由其所引起的輻射曝露。引起大量輻射曝露事件的機率應很低。此外，根據第2段，應評估在封閉後期間由於人類無意闖入置放區所造成的輻射曝露。〔2018-02-13〕

316. 由於人類活動削弱長期安全的稀有事件，至少應考慮包括岩石移動 (rock movement) 而破壞處置罐的完整性。〔2018-02-13〕

316(a). 由於人類活動削弱長期安全的稀有事件，至少應考慮包括在處置場址鑽探中等深度的水井，與岩心鑽或鑽孔而挖到處置廢棄物包件。在此情況下，假設並不知道處置廢棄物的存在，且此事故最早可能發生在處置設施封閉後200年。〔2018-02-13〕

317. 應盡可能評估316段與316a段所指事故的機率與對安全的重要性，以及由其所造成活度排放與年劑量。可能造成確定性效應輻射曝露的機率應很低。〔2018-02-13〕

(5) 其他生物種的保護

318. 根據STUK法規Y/4/2016第35節第2段，應評估處置對動物群與植物群的可能衝擊。〔2018-02-13〕

319. 應評估在處置場址環境陸生與水生族群的典型輻射曝露。可以假設生物群保留存在於目前的狀態。〔2018-02-13〕

320. 評估所得的輻射曝露應遠低於基於目前所知將引起對任何生物重大傷害的劑量。〔2018-02-13〕

3.4.4 第四章、處置方法的規劃

1. 逐步執行

401. 根據STUK法規Y/4/2016第8節第1段，應特別注意影響長期安全的因素，分階段執行處置。處置設施建造、運轉以及封閉的規劃，應藉由貯存時，利用高品質技術與研究數據，以及藉由調查與監測來建立了解障壁的性能與長期安全，且可以用來說明放射性廢棄物活度的降低。〔2018-02-

402. 放射性廢棄物處置涵蓋下列執行階段：

- a. 擬定處置概念；
- b. 處置場址的選定與特性調查，此可能包括於場址內建造一座地下實驗設施；
- c. 處置設施的設計與相關的研究發展工作；
- d. 處置設施的建造與試運轉；
- e. 廢棄物置放活動與處置設施的其他運轉；
- f. 回填與封閉處置空間與其他地下空間；以及
- g. 當有要求時，處置設施封閉後的監測措施。

這些階段有可能平行同時進行。〔2018-02-13〕

403. 必須優先考量安全，以排程與執行各種不同的處置階段。考量處置概念與場址的合適性、技術的可行性、以及長期安全分析的結果與可靠度，應整體評估是否準備好前進至下一個階段。〔2018-02-13〕

2. 障壁與長期安全功能

404. 根據STUK法規Y/4/2016第30節，處置的長期安全應經由互補的障壁來達成長期安全功能，使一個或多個長期安全功能劣化，或母岩與氣候發生如預期的改變，也不會破壞長期安全。〔2018-02-13〕

405. 基於擬處置廢棄物的特性，於規劃處置時，至少應考慮下列工程障壁：

- a. 廢棄物基體；
- b. 廢棄物容器；
- c. 廢棄物包件周圍的緩衝材；
- d. 處置空間的回填材；以及
- e. 處置設施的封閉結構。〔2018-02-13〕

406. 當藉由工程障壁所提供的長期安全功能時，至少應考慮下列因素：

- a. 在廢棄物基體內，放射性物質的固定性；
- b. 廢棄物包件化學應力的耐力；
- c. 廢棄物包件機械應力的耐力；

- d. 緩衝材的緊緻度與因岩石移動所導致的降伏；以及
 - e. 緩衝材、回填材以及封閉結構的特性，此可以維持其他工程障壁的性能並限制放射性物質遷移穿過開挖的空間。〔2018-02-13〕
407. 包圍處置空間母岩的功能如同天然障壁。〔2018-02-13〕
408. 當定義藉由天然障壁的長期安全功能時，至少應考慮下列因素：
- a. 岩石的穩定度與不透水性；
 - b. 低流量的地下水流；
 - c. 有利的地下水化學環境；
 - d. 放射性物質在岩石中的遲滯；以及
 - e. 對天然現象與人類活動的防護。〔2018-02-13〕
409. 應對每一長期安全功能設定性能目標。如此，應考慮在每一評估週期影響處置條件的因素，以及其綜合效應。〔2018-02-13〕
- 409(a).根據STUK法規Y/4/2016第32節第1段，工程障壁的特性應能在一段時間內有效防止放射性物質排放至包圍處置空間的母岩。或者，在地表處置很低放射性廢棄物時，可防止放射性物質進入生活環境，此段時間與廢棄物內放射性的半化期比較時須足夠長，此週期對短壽廢棄物至少應為數百年，而對長壽廢棄物至少應為數千年。〔2018-02-13〕
410. 在定義由工程障壁所提供長期安全功能的性能目標時，應考慮在廢棄物內放射性物質的數量與半化期。〔2018-02-13〕
- 410(a).用過核子燃料處置的出發點，應為工程障壁所提供的長期安全功能至少長達10000年將有效限制放射性物質排放進入母岩。〔2018-02-13〕
411. 設計的目的應使處置概念在當母岩改變時不會大量削弱長期安全功能。〔2018-02-13〕
- 411(a).設計的另一目的，應使處置場內工程障壁的特性在所定義的評估週期內，不會隨時間改變而大量削弱長期安全功能。〔2018-02-13〕

3. 處置場址與設施

- 411(b).處置設施的選址與定位，應證明所選場址處置深度的岩石體積足夠大且內聚(cohesive)，以及對處置空間與廢棄物包件置放的長期安全具有有利的特性。〔2018-02-13〕
412. 處置場址的母岩在相當程度上應具有天然障壁的特性，而可支持408段所闡述的長期安全功能。顯示不適合當處置場址的因素至少包括下列：
- a. 鄰近可利用的天然資源；
 - b. 岩石的強度具有超高岩石應力；
 - c. 異常高的地震或板塊活動；以及
 - d. 異常惡劣的地下水特性，例如缺乏緩衝容量，以及具有高濃度可能削弱長期安全功能的物質。〔2018-02-13〕
413. 母岩的特性應具備有利於工程障壁的性能。在母岩中的此種條件，對長期安全功能而言很重要，因此必須足夠穩定。〔2018-02-13〕
414. 對於處置場址內的地下水流途徑而言，處置空間的位置應放在有利的地點。〔5018-02-13〕
415. 應考慮母岩的地質結構、導水度、地下水化學以及岩石的機械穩定性，以長期安全為優先，來安排處置深度與處置空間的位置。〔2018-02-13〕
416. 用過核子燃料的處置場應位於地下數百公尺的深度，以適當減輕地表天然現象，例如冰河與人類活動，的衝擊。對於低中放射性廢棄物的處置場，應位於地下至少數十公尺的深度。應驗證所選定的處置深度合乎安全。〔2018-02-13〕

3.4.5 第五章、處置設施與處置運轉的規劃與設計

1. 輻射安全

501. 規劃與設計處置設施與在其內執行作業，應考慮下列數點：
- a. 應根據指引 YVL C.2「核子設施工作人員的輻射防護與曝露監測」所規定的輻射條件，來在設施內部進行分區。

- b. 布置設計與系統和組件的設計，應遵照指引 YVL C.1 「核子設施的結構輻射安全」，並考量地下空間與在其內執行工作的特殊性質。
- c. 根據指引 YVL C.6 「核子設施內的輻射監測」，設施內應配置輻射監測系統。
- d. 有關限制與監測潛在放射性排放的要求列於指引 YVL C.3 「限制與監測來自核子設施的放射性排放」。〔2018-02-13〕

502. 規劃運轉應使工作人員的輻射曝露合理抑低。必要時，應使用輻射屏蔽或遙控。〔2013-11-15〕

2. 系統、結構及功能的設計

(1) 安全分類

503. 已移除。〔2018-02-13〕

503(a).根據STUK法規Y/4/2016第5節第1段，應定義放射性廢棄物設施運轉的安全功能與長期安全功能，並將與其執行有關的系統、結構及組件加以分類。此項分類，若有必要，應基於運轉安全、長期安全、或兩者兼具，來考慮所使用的系統、結構及組件。〔2018-02-13〕

503(b).根據STUK法規Y/4/2016第5節第2段，安全分類應使用於決定系統、結構及組件的品質要求。〔2018-02-13〕

503(c).根據STUK法規Y/4/2016第5節第3段，執行運轉安全功能的系統、結構及組件以及其連接的系統、結構及組件，所設定的要求與判定符合要求，均應與有關項目的安全分類相稱。〔2018-02-13〕

504. 設施內人員輻射防護或防止或限制放射性排放重要的系統、結構及組件，應依處置設施運轉安全加以分類。重要的功能顯然可能包括廢棄物包件的傳送、輻射度量以及在置放放射性物質的隔間消防。〔2018-02-13〕

504(a).有關於處置設施運轉相關分類的要求，列於指引YVL B.2 「核子設施內系統、結構及組件的安全分類」。〔2018-02-13〕

504(b).根據STUK法規Y/4/2016第5節第4段，執行長期安全功能的系統、結構及組件，應設計、製造及安裝成使其品質水平，與證明其品質水平所需要的評估、檢查及測試，應與相關項目的安全重要性相稱。〔2018-02-13〕

505. 主要負擔長期安全的系統、結構及組件，顯然可能包括廢棄物包件與其周圍的緩衝材料、回填與封閉結構以及包圍處置設施地下設施的母岩。〔2018-02-13〕

505(a).當其建造估計會衝擊實際的處置空間或在某些其他方式會衝擊處置的長期安全，則指定為EYT類的地下設施或此類設施的部分，應歸類為EYT/STUK。〔2018-02-13〕

(2) 處置設施的建造、運轉及封閉

505(b).根據STUK法規Y/4/2016第21節，設計處置設施應考慮在其運轉結束後，設施封閉的安全。處置設施應設計、建造及運轉，使其可封閉而不會破壞長期安全。〔2018-02-13〕

506. 在設施建造與運轉期間，應執行研究與監測方案，以確保欲開挖的場址與岩石適合進行處置，並蒐集有關於母岩的安全相關特性與障壁性能的補充資訊。此方案至少應包括：

- a. 欲開挖岩石體積的特性；
- b. 監測在處置空間周圍岩石內的岩石應力、位移及變形；
- c. 監測在處置空間周圍母岩的水文地質；
- d. 監測地下水化學；
- e. 監測工程障壁的性能；以及
- f. 監測地表環境。〔2018-02-13〕

507. 已移除。〔2018-02-13〕

507(a).處置設施與其空間的選址，應基於岩石的合適性分類。在建造前應評估處置空間周圍母岩的合適性，在建造後應證明其符合要求。〔2018-02-13〕

507(b).岩石合適性分類應考慮對長期安全重要母岩的結構與特性。〔2018-02-13〕

507(c).對用過燃料處置設施岩石合適性分類的要求，列於指引YVL D.7的6.2章。〔2018-02-13〕

508. 處置空間與其他地下空間，應建造、運轉及封閉，使得對長期安全重要的岩石特性仍保留足夠。〔2018-02-13〕

508(a).應盡可能限制有害長期安全物質進入處置空間的入口，且應監測其在處置空間內的濃度。〔2018-02-13〕

508(b).就廢棄物置放與相關監督活動而言，處置空間應儘速回填與封閉。〔2018-02-13〕

508(c).設計封閉應著重建立封閉結構，使其不會形成至地表面的水流途徑而具有比周圍母岩更好的導水性。〔2018-02-13〕

509. 設計處置設施的布置，應使會影響處置安全的活動，發生在處置設施內不同的位置均適當地隔離。〔2018-02-13〕

510. 移至指引YVL D.7。〔2018-02-13〕

(3) 系統、結構及組件的設計

511. 設計處置設施運轉階段的系統、結構及組件，應適當考慮其安全分類、預期使用壽命以及環境條件。設計系統、結構及組件，應考慮預期運轉的事件與假設事故。〔2018-02-13〕

512. 有關於處置設施鋼筋混凝土結構設計的要求，列於指引YVL E.6「核子設施的建築結構」。〔2018-02-13〕

513. 有關於系統與組件的一般設計，列於指引YVL B.1「核能發電廠的安全設計」。〔2018-02-13〕

513(a).有關於電機與儀控設備的要求，列於指引YVL E.7「核子設施的電機與儀控設備」。〔2018-02-13〕

513(b).有關於空調與通風系統的要求，列於指引YVL B.1第5.5節。〔2018-02-13〕

514.有關於吊運設備的要求，列於指引YVL E.11「核子設施的吊運設備」。〔2018-02-13〕

514(a).有關於障壁系統設計的要求，列於指引YVL D.7。〔2018-02-13〕

3. 事件與事故的預防

(1) 欲確保的功能

515.應採取措施以確保處置設施內的任何功能，若該功能失效可能誘發事故而導致放射性物質排放或設施工作人員的輻射曝露。在確保功能時，應盡可能應用冗餘原則(redundancy principle)以及分離與多樣性原則。〔2018-02-13〕

515(a).欲確保的單一失效功能，應基於其安全功能與其確保來決定。典型地包括：

- a. 用過燃料處置罐傳送電梯或載具的制動系統；
- b. 可能曝露於高輻射劑量房間內的輻射度量；
- c. 在火災時可能引起重大輻射災害或其他受威脅地區的消防警報與滅火設備；
- d. 對設施運轉安全重要的電源。〔2018-02-13〕

(2) 內部危害

515(b).根據STUK法規Y/4/2016第18節地2段，需要考慮的內部危害應包括火災、洪水、爆炸、電磁輻射、重物墜落、各種不同類型的岩滑以及其他可能的內部事件。〔2018-02-13〕

516.預防火災與爆炸主要應基於減少火災與爆炸的負載、房間布置規劃以及消防隔間。通常不得將會增加火災負載或構成引燃或爆炸危害的物質或設備，置於對安全重要的消防隔間內或置於其鄰近地區。在此種隔間內所使用的材料，主要應為不可燃且耐熱。〔2018-02-13〕

517.處置設施應裝備自動消防警報系統，以能定位任何火災。在火災可能引

起重大輻射災害或其他威脅的設施房間與系統，應裝備適當的消防滅火系統與適於消防操作的第一反應消防設備。有關於消防安全布建的要求，列於指引YVL D.8「核子設施的消防」。〔2018-02-13〕

(3) 外部危害

517(a).根據STUK法規Y/4/2016第17節第2段，外部事件應包括特殊的氣候條件、地震事件、發生在設施環境事故的效應以及其他由環境或人類活動所導致的因素。其設計也應考慮目的在破壞廠區的非法行動以及墜機。
〔2018-02-13〕

518. 設計處置設施運轉時，必須考慮的天然現象至少應包括閃電、地震及洪水。只要會影響運轉安全與/或長期安全的其他外部事件均應列入考慮。
〔2018-02-13〕

519. 為防止非法行動，保護放射性廢棄物的處置，應裝備保安措施，其規模應與來自非法行動的威脅相稱。有關於保安措施規劃與設計的要求，列於指引YVL A.11「核子設施的保安」與指引YVL A.12「核子設施的資訊保安管理」。〔2018-02-13〕

(4) 核子臨界

520. 根據STUK法規Y/4/2016第32節第3段，包含用過核子燃料的處置包件應設計成，在處置條件下具有高確定度，不會發生分裂的自持鏈(self-sustaining chain)反應。〔2018-02-13〕

520(a).設計應涵蓋潛在的臨界條件，包括喪失廢棄物罐的防漏緊密度，且廢棄物罐需耐受住機械或腐蝕誘發的變形。〔2018-02-13〕

520(b).長期臨界安全分析應考慮分裂自持鏈反應的可能性，並盡可能分析此事件的結果。〔2018-02-13〕

4. 核子保防

521. 在設計與運轉擬供處置用過核子燃料或其他核子物料的設施時，應遵照指引YVL D.1「核子保防管制」的規定，建立核子保防的安排與措施。
〔2018-02-13〕

522. 有關於用過核子燃料處置設施核子保防的特殊要求，規定於指引YVL D.1第3.7章。〔2018-02-13〕

5. 可逆性

523. 基於安全理由，應在處置設施運轉階段備有，從處置空間將廢棄物包件可逆性的便利。〔2018-02-13〕

524. 處置應設計成可逆性的便利且不會降低長期安全。〔2018-02-13〕

525. 可逆性應不會降低其他處置廢棄物的運轉或長期安全。〔2018-02-13〕

3.4.6 第六章、處置設施的試運轉與運轉

601. 有關處置設施建造與試運轉的要求，列於指引YVL A.5「核子設施的建造與試運轉」。指引YVL A.6「核能發電廠運轉的作為」為運轉的要求。處置設施運轉執照持有者應具備核能法令第36節與STUK法規Y/4/2016第24節所要求的文件。這些文件應持續更新，使其總是反映設施目前的結構與狀態。〔2018-02-13〕

601(a).根據指引YVL A.5第514段，STUK將遵照核能法第20節執行檢查，以確保在核子設施開始運轉前，設施已經達成所有對其所設定的要求。檢查的目標與內容，規定於指引YVL A.1「使用核能的安全管制監督」第3.7與4.6章。〔2018-02-13〕

601(b).持照者應對地下設施與相關的系統和結構，進行其自己的試運轉檢查。此後，持照者應書面向STUK申請試運轉檢查。〔2018-02-13〕

601(c).在試運轉前，STUK或持照者應檢查處置設施的組件與結構或其零件。〔2018-02-13〕

601(d).在地下設施的試運轉檢查時，STUK將檢查：

- a. 已經執行且可接受，地下設施系統岩石工程結構與地面的建造檢查，以及相關的其他系統，例如消防與輻射防護結構以及任何系統的試運轉檢查。

- b. 任何不合格的項目，均已經以可接受的方式處理；以及
- c. 持照者已經執行其試運轉檢查。〔2018-02-13〕

601(e).對於在處置設施開始運轉後所建造的所有地下設施且對安全重要(安全分類3與EYT/STUK)者，STUK將執行試運轉檢查。在試運轉檢查後，地下設施將被批准成為處置設施運轉的一部分，並可供進行處置活動。
〔2018-02-13〕

601(f).有關於處置設施系統建造與試運轉檢查的要求，列於指引YVL B.8，與輻射監測系統有關的部分，列於指引YVL C.6，與岩石結構有關的部分，列於指引YVL D.7，以及與核子設施結構和設備有關的部分，列於指引YVL E系列。〔2018-02-13〕

602. 處置設施運轉執照的持有者應備有運轉經驗回饋方案，以有系統地蒐集、分析及報告有關設施及其他類似設施的運轉經驗與事件，並供後續安全研究。基於後續追蹤與反映建造與處置方法的進步，應考慮加強安全的可行性，且執行被認為合理的任何改進措施。指引YVL A.10「核子設施的運轉經驗回饋」與運轉經驗回饋方案的要求有關。〔2018-02-13〕

603. 處置設施運轉執照的持有者，應保存處置廢棄物的紀錄，至少提供準確至每一個別廢棄物包件的下列資訊：

- a. 廢棄物類別、其處理與包裝方法及安全重要的結構和材料特性；
- b. 廢棄物包件的識別標誌與在處置空間的位置；以及
- c. 重要核種活度的上限值，對於用過燃料準確至個別處置罐，對於其他廢棄物則準確至個別處置空間。〔2018-02-13〕

603(a).基於處置設施運轉的安全與處置的長期安全，對於擬處置的放射性廢棄物與廢棄物包件應訂立準則，送進處置設施的廢棄物應遵守此準則。有關於加諸用過核子燃料的準則要求，規定於指引YVL D.3。〔2018-02-13〕

604. 在有關處置設施試運轉後，假若持照者有意修改STUK已經核准的任何系統、結構及組件或設施的作業方式，則此項修改計畫在其執行前，應

經過STUK核准，如同核能法令第112節的規定。設施的修改應遵照指引YVL A.1所規定的要求。〔2018-02-13〕

605. 移至指引YVL D.7。〔2018-02-13〕

606. 移至指引YVL D.7。〔2018-02-13〕

607. 已移除。〔2018-02-13〕

608. 在處置設施建造與試運轉前，應執行設施環境放射性狀態的基準調查，如同指引YVL C.7「核子設施環境的放射性監測」的規定。〔2018-02-13〕

609. 由處置設施排放至環境放射性物質的數量，應藉由在放射性物質潛在排放途徑執行代表性的度量來加以監測。指引YVL C.3規定排放度量。〔2018-02-13〕

610. 在處置設施的周圍應執行輻射監測方案，其範圍應基於可預期的放射性物質排放來決定。指引YVL C.7規定環境輻射監測。〔2018-02-13〕

611. 處置設施作業人員的輻射防護與曝露監測，應遵照指引YVL C.2來執行。〔2018-02-13〕

612. 處置設施應備有緊急應變措施，其範圍應與預期的事故相稱。緊急應變規劃的要求，列於指引YVL C.5「核能發電廠的緊急應變」。〔2018-02-13〕

613. 已移除。〔2018-02-13〕

3.4.7 第七章、提報給輻射與核子安全局(STUK)的文件

1. 原則決定與許可過程

701. 已移除。〔2018-02-13〕

702. 已移除。〔2018-02-13〕

703. 移至304c段。〔2018-02-13〕

703(a).放射性廢棄物處置設施視同一般性的核子設施(核能法第11節、核能法令第6節)，其建造受制於政府的原則決定。核能法令第24節與指引YVL A.1規定預期設施申請原則決定時，應提報的附加文件。〔2018-02-13〕

703(b).當申請一項原則決定時，應證明所選擇處置場址的岩石體積足夠大，可以容納處置設施的地下空間。〔2018-02-13〕

703(c).當申請放射性廢棄物處置設施的建造執照時，指引YVL A.1所規定的文件與下列文件應提報STUK審核：

- a. 處置場址的初步地質、水文地質及地下水化學模式；以及
- b. 處置設施的初步布置定位計畫。〔2018-02-13〕

703d. 當申請放射性廢棄物處置設施的運轉執照時，指引YVL A.1所規定的文件應提報STUK審核。當適用時，亦應提報下列文件：

- a. 處置場址的地質、水文地質及地下水化學模式；
- b. 處置設施的布置定位計畫；以及
- c. 定位第一處置空間的詳細計畫與設施運轉的開始。〔2018-02-13〕

703(e).只要其目的在既存運轉執照條件下擴建處置設施，STUK將審核此項補充文件。〔2018-02-13〕

703(f).討論預期擴建工程對既存核子設施安全的潛在衝擊報告，應提報STUK審核。〔2018-02-13〕

703(g).只要其目的在既存運轉執照條件下，進行核子設施擴建部分的試運轉，STUK將審核此項補充文件。〔2018-02-13〕

7037(h).擴建工程的試運轉需經STUK核准，如同核能法第20節所規定。〔2018-02-13〕

703(i).在頒發建造執照前，欲在處置場址建造地下研究設施，作為預期處置設施的一部分，應提報下列文件供STUK審核：

- a. 與706段所述文件對應於初期安全分析報告的必要部分；
- b. 說明研究設施建造對處置場址母岩特性的潛在效應，特別著重長期

- 安全；
- c. 安全分類文件的建議書；
- d. 在建造期間品質管理的報告；
- e. 只要核子物料擬置放於處置場內，則應安排必要的核子保防計畫，以防止核子武器擴散；以及
- f. 說明有助於 STUK 管制的安排。
- g. 在研究設施建造期間，這些文件應持續更新。〔2018-02-13〕

2. 安全論證

704. 應藉由安全論證來證明符合有關長期輻射安全的要求，與處置方法和處置場址的合適性。安全論證至少應包括：

- a. 處置系統的說明；
- b. 障壁與其所提供長期安全功能的定義；
- c. 長期安全功能的性能目標規格；
- d. 情節的定義(情節分析)；
- e. 藉由概念與數學模式並決定必要的模式參數，說明影響放射性物質排放與遷移及長期安全功能的因素；
- f. 分析由處置廢棄物排放，穿過障壁並進入生物圈放射性物質的數量，並分析其所導致的輻射劑量；
- g. 評估削弱長期安全功能稀有事件的機率，與由此事件所導致的活度排放和輻射劑量；
- h. 不確定度與敏感度分析；
- i. 補充考慮；以及
- j. 將分析結果與 307 和 313 段所規定的安全要求加以比較。
- k. 安全論證內容的詳細要求，列於本指引的附件 A。〔2018-02-13〕

704(a).再提報申請建造與運轉執照前，應提報準備安全論證的計畫供STUK備查，並執行週期性的安全審查。〔2018-02-13〕

704(b).只要沒有包括在安全論證或其專題報告附件之內，經要求，執照申請者應提報STUK必要的文件供比較，以進行如818段所指的比較分析。

[2018-02-13]

705. 移至603a段。 [2018-02-13]

3. 安全分析報告與其附件

706. 當準備有關處置設施的初期與最終安全分析報告時，有適用時，應遵照指引YVL B.1第6章所規定的要求。此外，安全分析報告至少應提供：

- a. 說明在設計處置設施時所採用的安全原則、設計基礎及其他準則；
- b. 基於調查結果，詳細說明處置場址與其母岩；
- c. 說明擬處置的廢棄物、其處理與包裝方法、處置廢棄物包件的特性、在其周圍擬安裝的任何障壁以及回填和封閉結構；
- d. 說明 603a 段所指的準則與其理由；
- e. 說明處置設施(開挖、工程結構及系統)與其執行(建造、運轉及封閉)；詳細說明已經執行的設施部分與後續將建造部分的計畫；
- f. 詳細說明處置活動，在初期安全分析報告以大綱呈現，以及在最終安全分析報告詳細說明；
- g. 說明處置設施的工作人員與用以證明人員勝任安全重要職位的程序，在初期安全分析報告以大綱呈現，以及在最終安全分析報告詳細說明；
- h. 說明擬在處置設施執行的研究與監測方案(506 段所指的方案、老化管理方案、運轉經驗回饋方案)；在初期安全分析報告以大綱呈現，以及在最終安全分析報告詳細說明；
- i. 有關處置設施運轉安全的分析摘要，說明工作人員的輻射曝露與潛在放射性排放以及正常運轉時作業事件和事故所導致的輻射劑量；
- j. 有關長期安全的安全論證摘要；
- k. 岩石合適度分類的原則與準則；以及
- l. 說明地下設施系統，包括其結構與功能。[2018-02-13]

707. 資訊可以用所要求的準確度在安全分析報告中呈現，或者可以在安全分

析報告中摘述，而於個別的專題報告中詳細說明來補充安全分析報告。

[2018-02-13]

4. 週期性安全審查

708. 放射性廢棄物處置設施運轉期間，持照者應至少每15年一次執行週期性安全審查(核能法(990/1987)第7e節)。 [2018-02-13]

709. 週期性安全審查應涵蓋評估處置設施的安全與處置的長期安全以及為維持與強化安全的潛在發展目標，同時適當考慮602段的規定及其他。

[2018-02-13]

710. 應更新安全分析報告與安全論證，以反映安全審查的結果。 [2018-02-13]

711. 有關於週期性安全審查的要求，列於指引YVL A.1。 [2018-02-13]

5. 報告

712. 在建造與試運轉期間的報告，列於指引YVL A.5。 [2018-02-13]

713. 對位於核能發電廠地區處置設施運轉的定期報告，說明於指引YVL A.9「核子設施運轉的定期報告」。 [2018-02-13]

714. 在506段所指的研究與監測方案所獲結果與解釋，應至少每年一次提報STUK備查。 [2018-02-13]

715. 603段所規定的紀錄摘要，應每年提報STUK備查。

3.4.8 第八章、輻射與核子安全局的管制監督

1. 處置設施建造、運轉及封閉的監督

801. 移至703a段。 [2018-02-13]

802. 移至703c段。 [2018-02-13]

803. 移至703d段。 [2018-02-13]

804. STUK遵照指引YVL A.1與YVL A.5，監督放射性廢棄物處置設施的建造與試運轉。對於在處置設施執行作業，是否適用指引YVL A.6，STUK將頒布分別的決定。設計、製造、建造、安裝、檢查、測試及證明符合用過燃料處置障壁的要求，說明於指引YVL D.7。〔2018-02-13〕
805. 在頒發建造執照前，於處置場址建造地下研究設施且預期作為處置設施的一部分時，STUK監督研究設施的設計與建造，遵照有關處置設施建造相同的程序，直至STUK認為合適的程度。〔2018-02-13〕
806. 處置設施各種不同部分的建造，可以逐步執行。個別建造階段開始的先決條件，為STUK已經核准703d與703f段以及指引YVL D.7所規定的文件，以及已經完成指引YVL D.7所規定的檢查準備就緒。〔2018-02-13〕
807. 移至601a段。〔2018-02-13〕
808. 移至601b段。〔2018-02-13〕
809. 移至601d段。〔2018-02-13〕
810. 已移除。〔2018-02-13〕
811. 移至指引YVL D.7。〔2018-02-13〕
812. 移至指引YVL D.7。〔2018-02-13〕
813. 假若在設施運轉期間，處置設施的一部分被回填與封閉，應遵守說明於604段經核准的程序。〔2018-02-13〕
814. 具有廢棄物管理責任的持照者，當已經完成處置設施封閉所有必要的措施時，應申請終止其廢棄物管理責任的命令(核能法令第84節)。終止廢棄物管理責任的先決條件，為STUK已經確認放射性廢棄物遵照其所核准的方法永久處置(核能法第33節)，且已經正式完成核能法第32節所規定的措施。〔2018-02-13〕
815. 處置設施永久封閉的先決條件，為STUK已經核准有關封閉的計畫，其應包括：

- a. 說明處置場封閉的執行技術；
- b. 安全論證的更新，適當考慮 506 段所指研究與監測方案的結果和封閉的執行；以及
- c. 封閉後潛在監測措施的計畫與遵照核能法令第 85 節所指禁止措施管制區的建議。〔2018-02-13〕

2. 安全論證的監督

816. 在提報申請原則決定前，規劃建造處置設施的任何人，均可根據核能法第55(4)節，申請STUK審查其製備安全論證的計畫，並頒布初期指令說明安全審查應考慮的事項。〔2018-02-13〕
817. 當審查建造與運轉執照申請案與週期性安全審查時，STUK將審核安全論證。〔2018-02-13〕
818. STUK執行安全論證所涵蓋安全分析的比較分析，獨立於執照申請者或持照者或由外部專家所執行的安全分析。〔2018-02-13〕

3.4.9 附件 A、安全論證

A01.根據STUK法規Y/4/2016第35節第1段，應藉由安全論證來證明符合有關核子與輻射安全的要求，以及處置方法、工程障壁和處置場址的合適性。安全論證應研究處置系統的可能演化，包括削弱長期安全稀有事件所引起的演化。例如，安全論證包括基於演化與補充考慮所做計算型的安全分析。〔2018-02-13〕

1. 處置系統的說明

A02.安全論證應包括處置系統的說明：放射性物質的數量、障壁與其特性、地下設施以及在處置場址的地表環境。〔2018-02-13〕

2. 障壁與長期安全功能的定義

A03.安全論證應提出安全概念與障壁以及其所提供的長期安全功能。〔2018-02-13〕

A03(a).安全論證應包括說明障壁所提供的長期安全功能如何運作與彼此互補，以確保長期安全不會過度依賴任一長期安全功能。〔2018-02-13〕

A03(b).安全論證應提出長期安全功能是如何定義的。〔2018-02-13〕

3. 長期安全功能性能目標的定義

A03(c).安全論證應提出對長期安全功能的性能目標是如何定義的。每一個性能目標，如同確保安全性能的障壁特性，的說明也應是有道理的。〔2018-02-13〕

A03(d).所建立的性能目標準則，應藉由障壁性能分析來加以辯證。〔2018-02-13〕

A03(e).應提出性能目標的合規時間。〔2018-02-13〕

4. 情節的定義

A04.應有系統的建立用以評估處置系統替代演化的情節，以涵蓋有關於長期安全的任何事件與因素，且其可能來自：

- a. 外部因素，例如氣候變遷、地質事件或人類活動；
- b. 處置系統內部相關的因素：放射、機械、熱傳、水文、化學、生物以及輻射；及
- c. 品質不合格的障壁；
- d. 以及前述所有因素的綜合效應。〔2018-02-13〕

A04(a).應合理選擇情節。〔2018-02-13〕

A05.基準情節應假設達成對每一安全功能所定義的性能目標。〔2018-02-13〕

A05(a).一個或數個長期安全功能下降對功能的影響，應藉由不同的情節來分析。〔2018-02-13〕

A05(b).對於316與316a段所指削弱長期安全的稀有事件，應建立擾動情節來分析。〔2018-02-13〕

A05(c).應指出與辯證，在情節中長期安全功能下降性能的預期程度。〔2018-

02-13]

5. 模式與輸入數據

A06. 為分析來自處置廢棄物放射性物質的排放與遷移，應建立概念模式來說明其底層的事件與過程。〔2018-02-13〕

A06(a). 為辯證所設定的性能目標與長期安全功能的劣化，應建立概念模式以說明長期安全功能與其影響因素。〔2018-02-13〕

A06(b). 應基於既不高估也不過度低估長期安全功能的性能原則，來簡化導至概念模式得數學模式，並決定所需要的輸入數據。〔2018-02-13〕

A07. 模式化與決定輸入數據，應基於最佳可用實驗知識與專家判斷。例如，此可藉由實驗室實驗、地質調查及天然類比的證據獲得。〔2018-02-13〕

A07(a). 模式與輸入數據應與情節、評估週期以及處置系統一致。〔2018-02-13〕

A07(b). 應呈現並辯證適用於某一特定情節，對安全重要輸入數據變動的範圍。〔2018-02-13〕

A07(c). 當輸入數據由於，例如母岩的不均質性，而與隨機變異有關，應採用涵蓋隨機變異的模式。〔2018-02-13〕

A08. 計算模式與輸入數據的選擇以及性能目標的決定，應基於放射性物質實際排放量與實際輻射曝露的原則，且應高度確定低於得自安全分析的值。〔2018-02-13〕

6. 安全分析與削弱長期安全的稀有事件

A08(a). 應藉由確定性分析，定義由處置廢棄物排放穿過障壁所造成進入生物圈放射性物質的數量與其所導致的輻射劑量，來證明符合第3.2章所列輻射劑量與排放的約束值。

A08(b). 在分析有關於307段所指期間的地表環境與遵照304a段所指地表環境的程式化模式進行分析時，應考慮由於地表與海平面的改變所導致的生

活環境變遷。〔2018-02-13〕

A08(c).在分析有關於307段所指期間的地表環境時，可以假設植物群與生活人口以及人類習慣、營養需求以及新陳代謝均與目前的類似。〔2018-02-13〕

A08(d).根據314a段所指地表環境程式化模式所執行的分析中，人類習慣、營養需求以及新陳代謝可以假設與目前的類似。〔2018-02-13〕

A08(e).當應用劑量約束(constraint)於分析有關於307段所指期間的地表環境，與遵照314a段所指地表環境程式化模式進行分析時，應假設曝露來自放射性物質由處置場排放並遷移至近地表地下水體且更進一步至地面水道，至少應考慮下列曝露途徑：

- a. 使用污染水做為家庭與灌溉用水以及供動物用水；與
- b. 使用來自陸地或水生環境污染的天然或農作產品。〔2018-02-13〕

A08(f).只要有可能，應定量評估316與316a段所指削弱長期安全稀有事件的結果與機率；否則，應定性評估其意義。〔2018-02-13〕

7. 不確定度的處理

A09.應藉由適當的方法來有系統地評估有關安全論證不確定度的意義，包括例如敏感度與機率性評估。〔2018-02-13〕

8. 補充考慮

A10.當必要時，實際安全分析應以補充考慮來支持，包括例如用程式化方法計算、與天然類比比擬、觀察處置場址的地質歷史，「如果」類型的考慮，此測試障壁性能與機率評估的健壯性。〔2018-02-13〕

A10(a).當評估週期增大時，補充考慮的意義更顯重要；延展超越1百萬年時間範圍的安全評估，主要可以基於此種考慮。〔2018-02-13〕

A10(b).在實際安全分析外也應平行執行補充考慮，以強化分析結果或其中某一部份的可信度。〔2018-02-13〕

9. 分析結果與安全要求的比較

A10(c). 在安全論證中，安全分析的結果應與有關長期安全的要求進行比較。
〔2018-02-13〕

A10(d). 安全論證也應涵蓋有關於符合安全要求可信水平的評估，並評估對可信水平具有最大衝擊的不確定度與假設。〔2018-02-13〕

10. 安全論證的結構與文件

A11. 安全論證的結構與表現，應清晰證明符合安全要求。〔2018-02-13〕

A11a. 安全論證底層的基本假設與採用的方法、所獲得的結果、以及該部分與整體論證的關係，應容易被確定(清晰與可追溯)，且假設的理由、所採用的輸入數據與模式，應很容易在文件中找到(透明)。〔2018-02-13〕

A11(b). 應說明在分析中所採用的模式與計算方法。模式與其對應的輸入數據，應以可容許執行比較分析證明所作分析的精準水平來加以說明。
〔2018-02-13〕

A11(c). 安全論證應以專題報告補充，其目的在於闡明長期安全評估是基於何種實驗研究與分析設計。〔2018-02-13〕

A11(d). 安全論證的更新應提出與前一安全論證比較與顯示最重大的改變。
〔2018-02-13〕

11. 安全論證的品質

A12. 安全論證的品質應藉由處置設施設計、建造及運轉有關的管理系統來確保。執行專案的團體應具備適當的組織、足夠的使用能力以及適當的現場資訊管理系統。〔2018-02-13〕

A13. 應有系統地規劃準備安全論證的各種不同階段，對安全最重要研究與分析的代表性與可信度，假若有必要，應藉由例如獨立於執照申請者或持照者的專家審查或分析來確認。〔2018-02-13〕

A14. 於編撰安全論證有關的關鍵選擇、假設及結論，應加以記錄。〔2018-02-

A15.安全論證應包括有關於進一步發展安全措施的評估，例如進一步研究的必要性與不確定度的降低。〔2018-02-13〕

3.5 國際高放處置設施審查要項研析及建議

3.5.1 瑞典 SSMFS 2008:21 安全法規審查要項建議

瑞典於2008年底根據瑞典《核活動條例(Nuclear Activities Ordinance)》(1984:14)第20a和21條頒布了處理核燃料和放射性廢棄物之安全法規。該法規並不適用於低放射性廢棄物的掩埋設施。該法規針對各項攸關核燃料和放射性廢棄物處置之安全進行整體性的規定，內容涵蓋障壁系統應以多層障壁進行設計，以確保在封閉後能維持其功能。設計及施工方面，也應運用現階段之最佳可行技術進行，並且考量能夠承受封閉後任何情況對處置場之安全影響因素。以上對於處理核燃料和放射性廢棄物之內容為一般性的要求，但仍需注意不同場址之地質狀況對於設施之設計而言可能會有不同之要求，以符合安全功能。

此外，進行安全分析時必須考量設施建設前、運轉階段、以及封閉階段對於可能造成處置場安全之因素，並且運用合理之模型與參數進行驗證。安全分析報告亦要提供分析結果之不確定性，以確保在選址前對場址之地質狀況做最充分的了解，並在建設及運轉階段針對理解不足或有最新技術之運用進行修正，才能充分掌握各項資訊可有效降低處置安全之不確定性，進一步確保符合環境之影響和人類健康之安全。

3.5.2 瑞士 ENSI-G03/e 深層地質處置場設計導則審查要項建議

此導則(ENSI-G03/e)為瑞士有關深層地質處置場之設計原則及相關要求，其管制機構為瑞士聯邦核子安全檢查署(Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, ENSI)，此導則適用於2003年3月21日《核能法》(SR 732.1)第3條所定義的深層地質處置場。導則中規範之設計原則包含處置場之主要設施、試驗設施、試驗區、以及必要的地下通道結構，並且依據《核能法》和《核能條例》規範地質處置場的規劃、建造、運轉和封閉的階段和許可步驟，並提供簡化之示意圖(如圖 3-

1 所示)讓讀者更容易了解導則之內容。各個階段均依據其安全性提供相關之設計要求。重要決策、品質管理及相關文件的保存等在此導則中亦有相關規範。

此外，有關地質處置場運轉階段和封閉的許可證申請，此導則也依據相關法規規定，要求在不同的處置階段提供所需之安全論證(safety case)，其詳細程度取決於所申請之處置階段，且必須依當前狀況和科學技術的最新水平定期更新。

我國高放射性廢棄物處置以深地層之坑道處置方向進行發展，本年度之計畫研究方向主要著重於設施之設計及建造。此導則前半部分明確的規範了處置場之規劃、建造、運轉和封閉的各個階段要求，以及說明各階段適用之法規，並用簡化之示意圖進行說明，值得我國高放射性廢棄物處置進行設施設計時作為重要參考。

3.5.3 英國 NDA 通用處置設施設計報告審查要項建議

英國 RWM 於 2016 年發表的「通用處置設施設計」報告是通用處置系統安全論證系列文件的一部份，目的在於將 RWM 有關英國地質處置所發展的許多說明性設計，向各有關團體提供充分的資訊。英國政府實施地質處置方法的說明，以及 RWM 在該過程中的作用，包含在通用處置系統安全論證概述中。為確定地質處置設施(GDF)可位於潛在合適地點，英國政府正與願意參與選址過程的地方社區合作，制定基於同意的方法進行選址，目前正在進行中，尚未確定 GDF 的場址。

DSSC/412/01 報告內容屬功能設計階段之內容，雖未涉及安全分析報告審查技術內容之訂定，但該報告已針對地質處置設施工程設計之主要項目提出功能需求，其設計項目與考量內容值得作為工程設計審查項目與功能要求研訂之參考。該報告採用 6 種不同的處置概念進行說明，亦可由相同功能考量在不同設計概念中實現方式的差異，訂定出適用範圍較廣泛的設計要項審查方向或考量方式。

此外，該報告將環境衝擊減輕影響對策與永續發展納入其工程設計要求中，考量依我國制度需另撰寫環境影響衝擊評估送環保署審查，建議此部分不需納入審查要項之中。

值得一提的是，該報告在工程設計建造的考量上，特別敘明將考慮興建與運轉同步進行的相關設計考量與運轉安全規劃等考量，與一般常見之興建與運轉分

開考量的論述方式有所不同。考量未來興建處置場時亦可能發生邊施工邊運轉的情況，此部分值得做為管制要項研擬的參考，例如：興建與運轉區域需具備獨立的排氣與排水系統、分開的進出動線設計與管制等。

該報告中之第八章、地下佈局和運轉說明，第九章、LHGW 處理和安置，第十章、HHGW 處理和安置，第十一章、地下設施、基礎設施和服務，第十二章、回填、密封、封閉和除役等內容，介紹有關說明性設計描述了廢棄物安置的過程，以及處置設施處置 LHGW 和 HHGW 所需的設計特徵。地面設施的設計在這一階段是理想化的，不涉及空間和地形細節方面，這些細節只有在確定一個或多個特定場址後才能執行詳細地形調查。地面設施允許接收和轉運廢棄物，並透過聯絡通道或豎井將其轉移到地下。地面設施還包括必要的基礎設施，以支援正在進行建造作業並提供基本服務(如：電力、水和通風)。說明性設計假設有四條獨立的地下通道，以讓進出安全、施工和運轉活動之通道能分隔開來，以及讓施工和運轉有獨立通風回路。

地下佈局是理想化的，因為處置窖和處置坑道係以統一的尺寸建造。為提供一定的靈活性，它們被佈置成模組化組合，並在適當母岩中建造。實際上，在特定場址，處置窖和處置坑道的位置和尺寸將根據特定場址的水文地質和大地工程條件確定。說明性設計和佈局是基於假定參數和典型的母岩特性；特定場址的設計將取決於所選場址的地質特徵，如局部應力場和斷層帶的分佈和特性。一些 LHGW 元件需要屏蔽，並被運輸到地下的操作入口單元，從可重複使用的屏蔽運輸容器中移除，並透過遠端搬運轉運到處置窖，以便透過遠端操作的橋式起重機進行安置。HHGW 採用專門設計的屏蔽運輸容器進行地下運輸。然後將處置容器從運輸容器中轉移安置在處置坑道內。

該設施的開發和運轉過程需要幾十年的時間。根據管制機構和當地社區之協商討論結果，將實施封閉後運轉的潛在影響評估。當決定於何時封閉該設施後，所有的廢棄物已被安置在地下進行最終處置，需要考慮到當地社區的意見。封閉作業結束時，地面場址真實條件將依據英國政府、管制機構和當地社區共同協商一致的方式進行。當決定封閉設施時，將實施地下設施回填計畫，該計畫還包括建造一系列封填作業，最終回填並密封豎井和聯絡通道，也包括地面設施的除役。發展這些說明性設計有助於深入瞭解高放處置設施設計，包括：如何在不同地質環境中進行廢棄物處置；如何在開發的所有階段解決安全問題；開發可能需要多

長時間；以及可能需要多少成本，這些成本受到許多因素的影響，但最重要的是廢棄物的庫存清單、廢棄物產生的時間、每個實施階段的時間和持續時間、地質處置設施所在位置的地質環境和地質處置設施本身的設計。明瞭這些設計，將可提供高放處置設施審查要項的瞭解及掌握，並提供國內未來的參考。

3.5.4 芬蘭 STUK GUIDE YVL D.5 指引報告審查要項建議

芬蘭對於放射性廢棄物最終處置的輻射曝露與放射性排放的限制要點可歸納如下。

1. 處置設施的運轉

- 處置設施與其運轉應設計成，在正常運轉時，對人口中個人所造成的年劑量限值不得超過 0.01 毫西弗(核能法令 161/1988 第 22d 節)。
- 處置設施與其運轉應設計成，代表性個人的年劑量低於下列數值(核能法令 161/1988 第 22b 與 22d 節)：
 - a. 預期運轉事件的結果為0.1毫西弗；
 - b. 第1類假設事故事件為1毫西弗；及
 - c. 第2類假設事故事件為5毫西弗。
- 放射性物質排放至環境的瀰散分析與由於排放所造成的輻射劑量說明於指引 YVL C.4 「評估在核子設施附近公眾的輻射劑量」。有關放射性物質排放與輻射劑量的分析，應涵蓋處置設施正常運轉條件、預期運轉事件以及假設事故。
- 擬分析事件的範圍，應完整評估預期運轉事件與假設事故所造成的排放與輻射劑量。
- 有關於公眾的輻射防護，應主要藉由確定性安全分析來證明達成要求。此外，假若基於確定性安全分析，事故可能導致嚴重後果，則應藉由機率風險評估來分析有關事故，評估由其所造成事故與潛在放射性排放的機率。

2. 長期安全

- 放射性廢棄物的處置，應設計成使輻射衝擊來自預期演化的結果：

- a. 對代表性個人的年劑量維持低於0.1毫西弗；與
- b. 對於其他個人的平均年劑量維持非常低。

這些約束適用於整個評估週期，在此週期可以充分可信地評估人類的輻射曝露，且至少可以延伸至數千年(核能法令 161/1988 第 22d 節)。

- 對代表性個人的劑量約束，每年 0.1 毫西弗，表示居住在處置場址環境中一個自給自足家庭或小村社區的平均個人劑量。在此最高的輻射曝露來自不同的曝露途徑。在此社區的生活環境中，假設存在有小湖與淺水井。
- 對於居住在大湖或海邊環境的較大人群，應說明其年劑量。這些劑量的許可與否，取決於曝露人群的大小。然而，最大的劑量約為上述前段第 a 點所規定代表性個人劑量約束的 1 至 10%。

第四章、設施設計及建造專章草案研擬

原能會物管局規劃透過參酌國際組織高放最終處置安全規定或導則、核能先進國家相關法規、安全要求或導則、及國際間高放最終處置設施安全分析報告審查案例，研擬我國用過核子燃料最終處置設施安全分析報告導則，並以安全分析報告設施設計部分之內容為優先發展方向，109 年先行研提安全分析報告導則設施設計及建造專章內容，以為未來持續發展完整安全分析報告導則之基礎。

原能會於 105 年發布修正「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」，該導則細分為十二章，為放射性廢棄物最終處置安全分析報告導則的良好範本；另外，物管局曾於 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」(紀立民，2015) 計畫，研擬高放最終處置設施安全分析技術規範之內容，並於期末報告提出技術規範草案，以供後續擴大諮商時做為快速檢視或修訂草案之參考

4.1 導則架構研擬

為能妥善規劃高放處置設施安全分析報告設施設計專章所需涵蓋的範圍，有必要先行初步匡列安全分析報告導則的整體章節架構，以利專章架構及內容擬定工作的推動。本計畫經兩次計畫工作會議就安全分析報告導則架構討論，工作會議中章節架構討論之要點整理如下：

- 我國高放射性廢棄物最終處置相關法令，目前有「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」及「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」，章節架構需符合其相關規定。
- 現行法規「低放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則」已為放射性廢棄物最終處置安全分析報告導則提供了完善的模式，因此其章節架構應用於高放射性廢棄物最終處置應具備一定程度的適用性，可針對廢棄物特性差異，如衰變熱、活度特性、多重障壁系統設計、安全分析時間尺度、被動安全功能及再取出要求等因素，考慮高放廢棄物的處置需求，納入高放最終處置安全分析報告導則。
- 針對高放射性廢棄物的特殊敏感性，考慮於導則中設置保防(safeguards)

計畫專章，以確保處置設施的保防應變能力；未來可視「保安計畫及料帳管理計畫」專章編撰結果，再行決定保防計畫是否獨立為專章。

- 針對用過核子燃料最終處置安全分析報告中設施設計所需資訊與技術，繼續進行國際高放最終處置安全分析報告資訊蒐集與研析，並彙整各國處置計畫設施設計案例與審查要項，使我國安全分析報告導則設施設計章節研擬工作能符合我國最終處置的需求，亦能與國際相關規範同步。

參酌現行法令及前述二項文件，擬定之整體章節架構如表 4-1 所示。

表 4-1 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則架構

第一章、綜合概述
第二章、場址之特性描述
第三章、設施之設計基準
一、設計目標與功能需求
二、地面設施設計
三、連通設施設計
四、地下設施設計
五、多重障壁系統設計
六、輻射安全設計
七、輔助系統及設備
八、公用系統及設備
九、再取出設計
十、封閉設計
第四章、設施之建造
一、施工計畫
二、同步施工與運轉
三、地下工程
四、施工期間地下水管理
第五章、設施之運轉
第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫
第七章、設施之安全評估
第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫
第九章、品質保證計畫
第十章、消防防護計畫
第十一章、封閉及監管規劃
第十二章、保安計畫及料帳管理計畫
第十三章、保防計畫

4.2 設施設計及建造審查要項

我國用過核子燃料最終處置計畫第一階段「潛在處置母岩特性調查與評估」於 106 年完成，台電公司並提出「我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告(SNFD2017)」。

高放最終處置計畫發展的過程，皆以瑞典與芬蘭的 KBS-3 處置概念為基礎，SNFD2017 報告亦以相同處置概念說明處置計畫第一階段推動的成果。同時，現行「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」中明確規定高放射性廢棄物最終處置應採深層地質處置，且處置設施應採多重障壁設計，故安全分析報告導則專章的研擬，即依此原則發展。

台電公司 SNFD2017 報告所採用之處置概念與瑞典 KBS-3 相似，深層地質處置設施之細部設施可分為地面設施、連通設施與地下設施，為方便說明，以 KBS-3 概念為例，各設施如圖 4-1 所示。其中重要的多重障壁系統主要屬於地下設施，包括處置容器、緩衝層、回填層、封塞、及處置母岩，構成將高放廢棄物與外界環境隔離的多重障壁系統，如圖 4-2 所示。

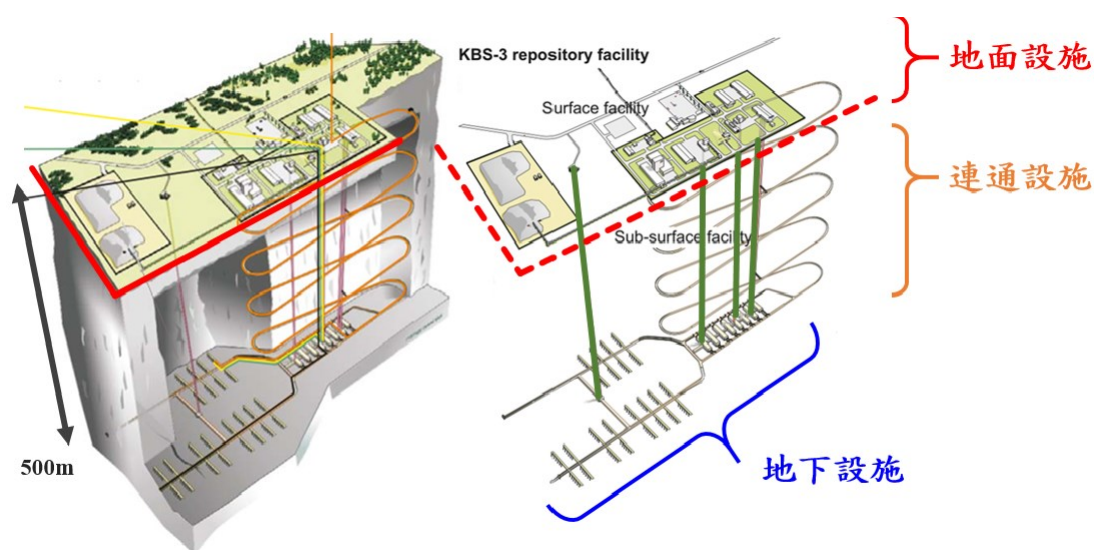


圖 4-1 瑞典 KBS-3 處置概念及設施分類示意圖

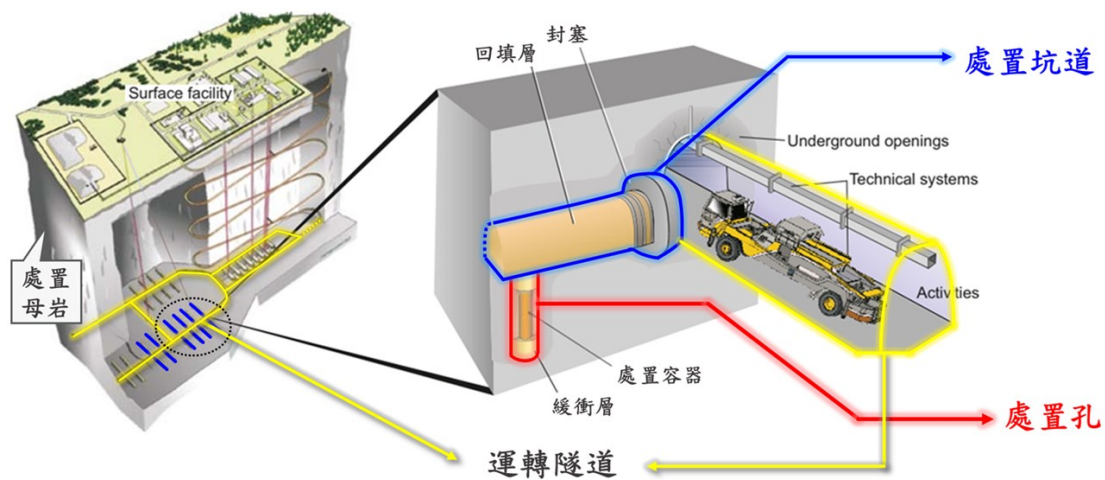


圖 4-2 地下設施處置區域及多重障壁示意圖

根據對各國高放最終處置計畫經驗與案例的掌握，及對我國放射性廢棄物相關安全分析報告導則(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」) 條文內容的檢視，可確保高放處置設施安全分析報告導則之審查要項的完備，後續詳細條文的研擬，即可按此要項發展完整的條文內容。

以下採表列方式呈現針對設施設計與建造專章所提出之審查要項，也是構成專章條文內容的基礎，如表 4-2 所示。

表 4-2 安全分析報告導則設施設計及建造專章審查要項

第三章、設施之設計基準	
一、設計目標與功能需求	<ul style="list-style-type: none"> • 安全準則。 • 安全功能。 • 設計考慮因素： <ol style="list-style-type: none"> 1. 廢棄物因素。 2. 場址特性因素。 3. 天然事件/作用因素。 4. 作業影響因素。 5. 人類無意闖入因素。
二、地面設施設計	<ul style="list-style-type: none"> • 地面設施類型與功能。 • 影響因素與考量： <ol style="list-style-type: none"> 1. 廢棄物接收與暫貯。

	<ul style="list-style-type: none"> 2. 包封設施。 3. 場址特性之考量。 4. 天然事件/作用。 5. 作業安全。
三、連通設施設計	<ul style="list-style-type: none"> • 出入口。 • 豎井。 • 斜坡道。
四、地下設施設計	<ul style="list-style-type: none"> • 設施內容： <ul style="list-style-type: none"> 1. 地下控制中心。 2. 作業準備區。 3. 運轉隧道。 4. 處置坑道。 • 設計考量： <ul style="list-style-type: none"> 1. 處置坑道及處置孔佈局配置。 2. 處置坑道軸向方向。 3. 對處置岩體造成的損害。
五、多重障壁系統設計	<ul style="list-style-type: none"> • 處置容器。 • 緩衝層。 • 回填層。 • 處置母岩。 • 封塞與密封。 • 其他多重障壁系統替代設計。
六、輻射安全設計	<ul style="list-style-type: none"> • 安全限值。 • 輻射屏蔽。 • 職業曝露合理抑低。
七、輔助系統及設備	<ul style="list-style-type: none"> • 處置作業。 • 運轉作業。 • 再取出作業。
八、公用系統及設備	電力、通訊、通風、供水、防火、照明、緊急應變。
九、再取出設計	<ul style="list-style-type: none"> • 作業流程與可行性。 • 作業方式與技術。 • 對運轉安全及長期安全之影響。 • 作業安全。
十、封閉設計	<ul style="list-style-type: none"> • 回填程序。 • 回填材料選擇。 • 封閉時環境初始狀態。 • 地表環境復原。

	<ul style="list-style-type: none"> • 封閉後監測。
第四章、設施之建造	
一、施工計畫	
二、同步施工與運轉	<ul style="list-style-type: none"> • 啟動條件。 • 分期施工。
三、地下工程	<ul style="list-style-type: none"> • 施工技術與機具。 • 隧道支撐與襯砌。 • 開挖剖面形狀及尺寸。 • 地盤監測系統。
四、施工期間地下水管理	<ul style="list-style-type: none"> • 場址母岩水文地質特徵考量。 • 局部地下水管理。

4.3 設施設計及建造專章內容研擬

高放射性廢棄物包括用過核子燃料與再處理所產生之萃取殘餘物，目前國內雖以用過核子燃料為主，但經討論本導則以「高放射性廢棄物」最終處置設施安全分析報告導則為名稱，除提供較大的包容性，也與現行法規「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」與「高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則」皆以高放射性廢棄物為名稱，做法一致。

高放最終處置設施安全分析報告導則設施設計與建造專章內容研擬工作，係累積研究團隊 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」所獲經驗，以及本年度研析國際組織相關導則與各國最終處置計畫相關法規、案例報告、導則等準備工作，然後開始進行。導則研擬發展過程，概略陳述如下：

- 109 年第一季進行國際資訊蒐集與研析，展開章節架構討論。
- 第二季進行導則章節架構的研議。
- 109 年第二次工作會議(6 月 4 日)確定章節架構。
- 第三次工作會議(8 月 12 日)決議參考英國核能除役管制局通用地質處置設施設計報告(NDA DSSC/412/01) 為設施設計專章藍本，將團隊分為二組分別獨立進行條文研擬工作。
- 9 月 14 日收齊兩組提出之個別版本，轉發研究團隊成員審閱及比較分

析。

- 第四次工作會議(9月30日)進行兩個版本的整併，分別摘取兩版本中較完備者再分組進行下一階段條文細修。
- 10月8日及10月19日再進行兩循環的條文精修，團隊成員反覆提出參考修正意見或修訂建議。
- 10月28日彙整各組精修完成版本交團隊成員通篇審閱，11月2日完成專家會議版之專章內容。
- 11月6日舉辦專家座談會，邀請黃慶村先生、魏聰揚先生、鄭武昆先生、紀立民先生及台電公司代表等出席，與團隊成員齊聚討論交換意見，提出多項建議及修正意見，專家會議紀錄列於本報告附錄二。
- 針對專家座談會之建議修訂專章條文，於11月10日再傳團隊成員修訂確認，於11月13日完成設施設計與建造專章條文內容初稿。

經上述程序，本研究研議完成之高放射性廢棄物最終處置安全分析報告導則設施設計及建造專章草案條文內容及說明列於表 4-3，完整的導則章節架構及設施設計與建造專章具體條文，列於本報告附錄三。

表 4-3 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計及建造專章(草案)

條文	說明
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。	<ul style="list-style-type: none">• 參考低放廢棄物最終處置設施安全分析報告導則，第三章之一、設計目標與功能需求。• 此處說明與本條文相關的事項：如重要性的說明或解釋、國際組織的要求或標準、其他國家法規採納情形、國內應有的考量等文字闡述。

<p>(一) 設計準則：高放處置設施之設計準則，至少包括下列：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第二章說明範疇，說明設計目標與功能需求之基本要求。 • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章之一、設計準則。
<p>(二) 安全功能：以深層地質處置與多重障壁之整合設計隔離廢棄物並遲滯核種釋出，並能抵抗天然事件及防止人類未來活動無意闖入處置設施。包括下列：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 	
<p>(三) 影響設計的因素與設計基準：說明高放處置設施對於各類影響因素之設計基準考量，包括下列各項：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 廢棄物因素：包括廢棄物的輻射與衰變熱特性、設施接收與處置作業能力等。 2. 場址特性因素：包括場址的地形、水文與地質等環境條件。 3. 天然事件/作用因素：天然事件/作用可能對運轉期間與封閉後長期安全導致的危害。 4. 作業影響因素：施工及運轉作業的安全性，且作業需避免損及障壁系統長期安全功能。 5. 人類無意闖入因素：未來人類活動對設施的干擾。 6. 深層地質處置因素：應採取深層地質處置方式。 7. 多重障壁因素：應採取多重障壁系統方 	

<p>式進行設計。</p>	
<p>二、地面設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。</p> <p>(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：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 <p>(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：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 廢棄物接收與暫貯設施之功能目標與設計考量。 2. 廢棄物包封設施之功能目標與設計考量，及其結構、系統與組件分類。 3. 前述設施因應場址特性之設計考量。 4. 天然事件/作用可能對前述地面設施於運轉期間導致的危害，所進行之設施設計考量。 5. 前述地面設施對於作業安全之設計考量。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國NDA通用處置設施設計報告第六章之設施設計考量所列之地面支援設施。 • 參考104年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(一)地表設施。 • 「2.包封廠房」其安全考量與用過核子燃料貯存設施類似，但並不屬於處置系統安全功能考量範疇。未來於撰寫運轉作業與安全分析時，須注意其運轉期間之安全功能評估與要求。
<p>三、連通設施設計：說明重要設施的名稱、功能、</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國NDA通用處置設施設計報告第七

<p>規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。連通設施設計包括以下各項：</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(三) 若為斜坡道，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統，並應有避車道、排水系統、防落石、防止車輛失速滑移之設計等。</p>	<p>章之設施設計考量，依地質環境不同，通達地下的設施可能是採用豎井與斜坡道的組合、或是單獨採用豎井或斜坡道。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(二)連通設施。
<p>四、地下設施：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。</p> <p>(一) 地下設施之設計：說明地下設施/作業區之設計。包括所處之地質環境與深度、地下設施規劃配置、支撐設計、變形監測系統、通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、排水系統之設計等，並應考慮適當的備援系統。設施至少包含：</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 地下控制中心：包含主要設計功能之說明。 2. 作業準備區：包含作業車輛停車間、材料/零件暫貯區之設計。 3. 運轉隧道：包含隧道斷面大小、跟處置坑道的連結、及隧道監測維護等之設 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(三)聯通設施。

<p>計。</p> <p>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。</p> <p>5. 其他設施之功能說明。</p>	
<p>(二) 地下設施設計之考量：</p> <p>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。</p> <p>2. 處置坑道軸向應盡可能與最大水平主應力方向平行。</p> <p>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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 第 1、2 點依據英國 NDA 通用處置設施設計報告第八章內容，提出處置孔和處置坑道以模組化佈局設置，及處置坑道與最大水平應力方向平行。 • 第 3 點為參考德國 BMUB 高放處置安全要求 (2010.09.30) 第 8.2 節。
<p>五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用的工業規範與標準、所使用的尺寸、數量、材料性質、與設計方法等。</p> <p>多重障壁系統之設計包括下列各項：</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(四)工程障壁系統設計。

<p>(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。</p>	
<p>(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。</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第十二章，提出(四)回填層之： • 第 1 點，回填材料依據地質環境母岩特性進行選擇。 • 第 2 點，早期回填處置系統的可預測性更強，發生失效的可能性更小，對操作人員的劑量影響更小，潛在的成本更低。
<p>(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。</p>	
<p>(六) 其他多重障壁系統替代設計方案：前述各項設計，申請者若採用其他多重障壁系統替代方案時，需說明能達到相同之安全功能與障壁能力。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 台電公司代表於專家座談會中建議，未來未必採用 KBS-3 處置方式，故保留此彈性。
<p>六、輻射安全設計：</p> <ol style="list-style-type: none"> (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 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(八)輻射防護與環境監測系統。 • 參考低放廢棄物最終處置設施安全分析報告導則，第三章之五、輻射安全設計。

<p>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：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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。 	<ul style="list-style-type: none"> • 內容屬於輻射安全法規對一般人之要求，安全分析報告於「輻射安全」設計目標亦須說明工作人員之安全設計目標。
<p>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：</p> <ol style="list-style-type: none"> (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。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(七)輔助系統。
<p>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：</p> <ol style="list-style-type: none"> (一) 電力。 (二) 通訊。 (三) 通風。 (四) 供水。 (五) 防火。 (六) 照明。 (七) 緊急應變。 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第十一章內容，提出公用系統和設備項目。
<p>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：</p> <ol style="list-style-type: none"> (一) 說明再取出的時機、作業流程及高放處置設施備有將高放射性廢棄物從處置孔再取 	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(十一)廢棄物再取出設計。

<p>出的作業可行性。</p> <p>(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；再取出設計應需考量異常狀況、意外事故及自然災害。</p> <p>(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。</p> <p>(四) 說明再取出之作業人員作業安全及輻射安全規劃、再取出後暫貯或處理設施的規劃。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考芬蘭 STUKYVL D.5 導則 5.5 可逆性 • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第十五章，提出再取出設計，參考廢棄物「可再取出性」的程度和所需再取出性方法的類型、取決因素，與其他有關再取出的技術方法等。
<p>十、封閉設計</p> <p>(一) 回填：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等的密封與回填規劃。</p> <p>(二) 回填材料種類：說明回填材料選擇的根據，以盡可能合理地恢復母岩的自然條件。</p> <p>(三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時高放處置設施存在的環境初始狀態，以供封閉後處置設施演變過程模擬之基本資料。</p> <p>(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。</p> <p>(五) 封閉後監測：說明高放處置設施封閉後之監測計畫，包括監測設施、監測期間、監測作業方式、監測記錄資料管理等。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第三章、第三節之(十二)除役與封閉。 • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第十二章，提出封閉階段至封閉後監測等相關程序及作業。 • 封閉設計條文於未來編撰第十一章「封閉及監管規畫」時，可考慮是否移至該章。
<p>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。</p>	
<p>第四章、設施之建造</p>	
<p>放處置設施的建造應配合設計與安全評估，持續進行場址調查，額外取得地質、地球物理、地球化學、水文、氣象、與其他材料與設計資料，以確認與</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考低放廢棄物最終處置設施安全分析報告導則，第四章之二、施工計畫。

<p>安全功能相關設計、概念模式、參數值、與評估的適當性，並反映於申請運轉執照之報告中。說明高放處置設施之建造考量，至少須包括下列各項：</p> <p>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。</p>	
<p>二、 同步施工與運轉：</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第四章之 2.同步建造與運轉。

<p>三、地下工程：</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考 104 年物管局委託研究計畫「附錄：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要」，第四章之三、地下工程。 • 參考 NDA 通用處置設施設計報告第四章之 3. 開挖剖面與岩石支撐。地質處置設施的地下結構之開挖剖面及尺寸，根據母岩大地工程特性及現地應力來決定，將可提供於建造、運轉、封閉階段充足的長期穩定性。其中，開挖剖面與岩石支撐系統設計是由結盟廢棄物管理機構及國際礦坑與隧道開挖先例經驗所決定。
<p>四、施工期間地下水管理：</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 參考英國 NDA 通用處置設施設計報告第四章之 4. 建造期間之地下水管理。地下設施及支援性服務例如排水與通風設計之前，母岩內詳細的水文地質特徵化須先被要求。隧道與豎井建造之設計與執行步驟，將根據鑽孔探測所提供的詳細資料，規劃去適應各局部條件的對策措施。

第五章、結論與建議

5.1 成果與結論

本計畫工作範疇主要分為兩方面，一為國際高放射性廢棄物最終處置計畫相關資訊蒐集與研析，及彙整各國高放處置設施安全分析報告審查要項；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設施設計章節內容。工作成果分別說明如下。

一、國際高放最終處置資訊蒐集與研析，成果包括：

1. 國際原子能總署「放射性廢棄物地質處置設施 - 特定安全導則」SSG-14 報告內容研析與討論，並將全文內容中文化。
2. 瑞典輻射安全管制局對放射性廢棄物及其處置之法規與一般性建議(SSM FS 2008:21)內容研析與整理。
3. 瑞士聯邦核子安全檢查署深層地質處置場設計原則及安全案例要求(ENSI-G03/e)之研析。
4. 英國核能除役管制局通用地質處置設施設計報告(NDA DSSC/412/01)研析及主要內容中文化。
5. 芬蘭輻射及核能安全局放射性廢棄物處置指引(STUK GUIDE YVL D.5)之研析與整理。

二、研擬我國高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計章節，具體成果包括：

1. 我國高放射性廢棄最終處置設施安全分析報告設施設計章節架構發展，並提出審查要項建議。
2. 完成高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則設施設計與建造章節(草案)內容研擬。
3. 彙整專家意見及研究團隊內部討論，提出高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則內容研擬之後續規畫與發展建議。

本計畫之執行，集結了國際組織高放最終處置相關指導原則、各國最終處置相關法規及案例，建立我國高放射性廢棄物最終處置安全分析導則內容發展的基

礎；所提出的設施設計及建造專章條文草案，亦足以作為持續發展完整安全分析報告導則的範例，有助於後續完成安全分析報告導則全部內容，完備我國放射性廢棄物相關管制法規。

5.2 建議

本計畫研究過程中團隊成員歷經五次工作會議，詳細討論高放最終處置設施安全分析報告導則內容研擬工作，依據多次會議之討論及專家座談會議的建言，提出下列建議。

1. 高放射性廢棄物最終處置相關課題普遍受到各核能國家重視，持續投入許多資源進行研發工作，其成果也不斷發表與更新當中；故我國應繼續關注國際相關動態，蒐集各國高放最終處置最新發展資訊，取得最佳技術，以利國內高放最終處置計畫之管制技術發展與驗證工作。
2. 國際上高放最終處置近年研發重點之一，在於安全論證(safety case)技術發展方面，透過階段性安全評估成果的反覆辨證，建立對於處置安全的信心，需要長期累積對於處置設施安全性研發活動的論據，作為處置設施長期安全的支持證據。因此，國內對於高放最終處置計畫的長期研發工作，以及相應的計畫管制作為，都需要持之以恆來進行。同時，對應的管制法規建立，可配合處置計畫的發展逐步推動，以體現政府對於放射性廢棄物最終處置工作的重視。
3. 國內對於超 C 類廢棄物(GTCC)的處置方式，目前定位不明確，本計畫專家座談會議中，與會專家提出是否於高放處置設施安全分析報告導則中納入，但事實上目前國內對於此類廢棄物的相關資訊頗為有限，缺乏基礎的處置概念，故暫不列入本導則考慮的範圍。未來對於此類廢棄物的處置計畫如何推動，提請權責單位留意。
4. 鑒於最終處置技術與安全評估技術仍在國際上持續發展中，有關處置區配置及工程障壁系統型式各國作法不一，我國未來可能採用型式於現階段不易確定，建議於導則研擬內容中採開放式做法，僅做原則性說明，以保留彈性容許處置設施申請者採取最新/最佳的技術。
5. 本年度首先針對導則之設施設計與建造專章內容進行研擬，建議於未來

編撰導則其他章節時，需要持續回頭檢視設施建造專章條文於導則內與其他內容安排的妥適性。例如第三章有關設施封閉的條文，未來移至第十一章「封閉與監管計畫」的可行性；而若干「影響設計的因素」條文，屬原則性者是否移至第一章「綜合概述」中揭示等。

6. 高放處置設施安全分析報告專章編撰過程中，針對尚未確定之專有名詞，建議可列舉清單持續供主管機關參考納入名詞彙編。

參考文獻

- 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，104FCMA020。
- 黃偉慶等，2016，用過核子燃料處置安全審驗技術建立之國際資訊研析，原能會物管局委託研究計畫成果報告，105FCMA010。
- 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，106FCMA010。
- 黃偉慶等，2018，107 年用過核子燃料處置安全審驗及平行驗證技術建立，原能會物管局委託研究計畫成果報告，107FCMA003-01。
- 黃偉慶等，2019，108 年用過核子燃料處置審驗技術研析及驗證工作，原能會物管局委託研究計畫成果報告，108FCMA001。
- 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，中華民國 98 年 4 月 13 日，行政院原子能委員會會物字第 0980006863 號修正發布。
- 高放射性廢棄物最終處置及其設施安全管理規則，中華民國 102 年 1 月 18 日，行政院原子能委員會會物字第 1020001007 號令修正發布。
- 高放射性廢棄物最終處置設施場址規範，中華民國 106 年 3 月 29 日，行政院原子能委員會會物字第 10600039311 令修正發布。
- Baldwin, T., Chapman, N., and Neall, F., (2008), “Geological Disposal: Options for High-level Waste and Spent Fuel.”, Contractor Report to the NDA, UK.
- Golder Associates, (2016), “GDF Ventilation Study.”, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- Hicks, T., Baldwin, T., Hooker, P., Richardson, P., Chapman, N., McKinley I., and Neall, F., (2008), “Concepts for the Geological Disposal of Intermediate-level Radioactive Waste.”, Galson Sciences Report to NDA 0736-1, UK.
- IAEA, (2011a), “Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste.”, IAEA Specific

- Safety Guide, No. SSG-14, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- IAEA, (2011b), “Disposal of Radioactive Waste.”, IAEA Specific Safety Requirements, No. SSG-5, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.
- NDA, (2010), “Geological Disposal: Generic Disposal Facility Designs.”, NDA Report No. NDA/RWMD/048, Nuclear Decommissioning Authority (NDA), Harwell Campus, Didcot, UK.
- NNC, (2002), “Nirex Vault Environment Feasibility Study: Summary Report.”, C6776/DSR/003, Issue 2, NNC Limited, UK.
- Nagra, (2002), “Opalinus Clay Project - Demonstration of feasibility of disposal for spent fuel, vitrified High Level Waste and long-lived Intermediate Level Waste.”, Summary Overview, Swiss National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste, Switzerland.
- Nirex, (2005), “Generic Repository Studies: Generic Repository Design.”, Nirex Report, N/077, United Kingdom Nirex Limited, Harwell, Didcot, UK.
- Nirex, (2005), “Outline Design for a Reference Repository Concept for UK High Level Waste / Spent Fuel.”, Technical Note, United Kingdom Nirex Limited, Harwell, Didcot, UK.
- Ove Arup and Partners, (2016), “Assessment of the Current GDF to Withstand Loss of Offsite Power.”, 233944-01, UK.
- Parsons Brinckerhoff, (2012), “GDF Vault Design Enhancement: Rationalisation of cross section, length and spacing of GDF disposal vaults and tunnels and examination of the potential use of multi horizon layouts.”, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- Parsons Brinckerhoff, (2013), “GDF Fire Suppression and Consequence Management Study”, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- Radiation and Nuclear Safety Authority Regulation on the Safety of Disposal of Nuclear Waste (STUK Y/4/2016), Finland.
- RWM, (2015a), “Geological Disposal: Implications of the 2013 Derived Inventory on

- the generic Disposal System Safety Case.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. NDA/RWM/129, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2015b), “RWM Engineering Design Manual.”, RWM120 Rev.1, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016), “Geological Disposal Generic Disposal Facility Design.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/412/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016a), “Geological Disposal: Derived Inventory Report.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/403/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016b), “Geological Disposal: Generic Transport System Designs.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/411/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016c), “Geological Disposal: Generic Disposal System Specification: Part B: Technical Requirements.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/402/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016d), “Geological Disposal: Disposal System Safety Case: Data Report.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/422/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016e), “Geological Disposal: Design Status Report.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. NDA/RWM/141, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016f), “Geological Disposal: Science & Technology Plan.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. NDA/RWM/121, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- RWM, (2016g), “Geological Disposal: Generic Operational Safety Case Main Report.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/202/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.

- RWM, (2016h), “Geological Disposal: Generic Disposal System Specification Part A: High Level Requirements.”, Nuclear Decommissioning Authority (NDA) Report No. DSSC/401/01, Radioactive Waste Management Limited (RWM), Harwell Campus, Didcot, UK.
- SSMFS, (2008), “The Swedish Radiation Safety Authority’s regulations and general advice concerning safety in connection with the disposal of nuclear material and nuclear waste.”, SSMFS 2008:21, Swedish Radiation Safety Authority (SSM) Regulatory Code, Stockholm, Sweden.
- SKB, (2010), “International, Design, production and initial state of the backfill and plug in deposition tunnels.” , Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company, SKB, TR-10-16.
- STUK, (2013) “Security of a nuclear facility.”, GUIDE YVL A.11, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2013) “Information security management of a nuclear facility.”, GUIDE YVL A.12, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2013) “Buildings and structures of a nuclear facility.”, GUIDE YVL E.6, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2018) “Disposal of nuclear waste.”, GUIDE YVL D.5, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2018) “Release barriers of spent nuclear fuel disposal facility.”, GUIDE YVL D.7, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Construction and commissioning of a nuclear facility.”, GUIDE YVL A.5, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Conduct of operations at a nuclear power plant.”, GUIDE YVL A.6, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Safety design of a nuclear power plant.”, GUIDE YVL B.1, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Structural radiation safety at a nuclear facility.”, GUIDE YVL C.1, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.

- STUK, (2019) “Radiation protection and exposure monitoring of nuclear facility workers.”, GUIDE YVL C.2, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Limitation and monitoring of radioactive releases from a nuclear facility.”, GUIDE YVL C.3, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Assessment of radiation doses to the public in the vicinity of a nuclear facility.”, GUIDE YVL C.4, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Radiation monitoring at a nuclear facility.”, GUIDE YVL C.6, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Regulatory control of nuclear safeguards.”, GUIDE YVL D.1, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Predisposal management of low and intermediate level nuclear waste and decommissioning of a nuclear facility.”, GUIDE YVL D.4, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2019) “Electrical and I&C equipment of a nuclear facility.”, GUIDE YVL E.7, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.
- STUK, (2020) “Handling and storage of nuclear fuel.”, GUIDE YVL D.3, Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finland.

附錄 I

國際原子能總署 (IAEA)

「放射性廢棄物地質處置設施」

特定安全導則 SSG-14 報告中文化研析

目錄

第一章、前言.....	1
背景 (1.1—1.7).....	1
目的 (1.8).....	2
範圍 (1.9—1.13).....	2
架構 (1.14—1.15).....	3
第二章、地質處置及其實施情形概述 (2.1—2.6).....	4
第三章、法律和組織基礎結構 (3.1).....	6
政府職責 (3.2—3.3).....	6
管制機構的職責 (3.4—3.7).....	7
經營者的職責 (3.8—3.13).....	8
第四章、安全方法 (4.1—4.2).....	9
發展階段之安全的重要性 (4.3—4.7).....	9
圍阻 (4.8—4.9).....	11
隔離 (4.10—4.12).....	11
多重安全功能 (4.13—4.16).....	12
被動安全 (4.17—4.18).....	13
第五章、安全論證與安全評估 (5.1—5.5).....	14
安全論證與安全評估的準備、核准、與使用 (5.6—5.7).....	15
安全論證與安全評估的範疇 (5.8—5.19).....	15
編撰安全論證與安全評估文件 (5.20—5.24).....	18
對安全的瞭解與信心(5.25—5.26).....	19
第六章、逐步開發地質處置設施的要項.....	21
逐步開發與評估 (6.1—6.3).....	21
場址特徵化 (6.4—6.24).....	22
設計 (6.25—6.35).....	26
廢棄物接收 (6.36—6.41).....	28
建造 (6.42—6.46).....	29

運轉 (6.47—6.55).....	30
封閉 (6.56—6.59).....	31
監測方案 (6.60—6.64).....	32
被動式安全特徵的監測與管制 (6.65—6.66).....	33
封閉後與監管期間 (6.67—6.68).....	33
負責與管制核子物料國家系統的考量 (6.69—6.74).....	34
核子保安措施 (6.75—6.76).....	35
管理系統 (6.77—6.84).....	35
現有的處置設施 (6.85—6.92).....	36
參考文獻.....	39

第一章、前言

背景

1.1. 放射性廢棄物係指含有放射性核種或被放射性核種污染，濃度或活度超過管制機構所規定的解除基準，且不再進一步使用之氣態、液態或固態形式之物料。放射性廢棄物產自核電廠和研究用反應器的運轉、核子燃料循環操作、及其他使用放射性物料的活動。放射性廢棄物對於人類健康和環境構成潛在危害，必須加以管理以確保任何相關風險不超過可接受基準。

1.2. 「地質處置」一詞係指將固體放射性廢棄物處置於位在穩定地質層的地下處置設施內，以提供對廢棄物的長期圍阻，並將其隔離於鄰近的生物圈之外。「處置」意指無回收意圖之廢棄物，雖實務上仍不排除執行回收作業的可能性。地質處置是一種特別用於危害性較高放射性廢棄物的處置方法，因為這些廢棄物在長時間下具有顯著的放射性危害。

1.3. 本安全導則針對與放射性廢棄物地質處置設施之發展與管制有關的決策者、管制機構和經營者提供指引，當中就如何滿足特定安全要求 SSR-5 [1]所規定的放射性廢棄物處置安全要求提出建議。本安全導則和參考文獻[1]與「基本安全原則」[2]規定的放射性廢棄物各種管理活動所適用的安全原則是一致的，這些原則構成了「用過燃料管理安全和放射性廢棄物管理安全聯合公約」的技術基礎[3]。輻射防護的相關原則和要求也分別規定在「基本安全原則」[2]和「國際游離輻射防護與輻射源安全基本安全標準」[4]。

1.4. 放射性廢棄物地質處置的相關研究已進行了數十年[5]，但在地層中進行放射性廢棄物處置的實際經驗仍然有限。對於高放射性廢棄物，一些國家已經對地質處置設施的預定場址進行特性調查，而數個國家已建造了地下實驗室或設施，對母岩進行特性調查；另外，只有少數幾個中放射性廢棄物的地質處置設施在運轉。關於地質處置設施的封閉經驗則非常有限。

1.5. 地層中進行處置被認為特別適用於中、高放射性廢棄物的長期管理解決方案，可行性研究、場址特定安全論證及運轉經驗普遍加強了對地質處置安全的信心。

個別國家採用這一方案是由國家決策者在考慮到經濟和社會因素，及國家放射性廢棄物管理政策、需求和規定的情況下所作的決定。

1.6. 如上所述，地質處置設施在建造和運轉方面的經驗不多，而設施封閉方面的實際經驗則甚為有限。因此，本安全導則中所提出的建議，是根據國際原子能總署[2]和其他國際組織為放射性廢棄物地質處置建立的安全原則，以及根據不同國家的實務經驗。隨著更多經驗的取得以及地質處置計畫趨於成熟，本安全導則未來將進行修訂與擴充。

1.7. 與核能設施相比，地質處置設施在安全上所採取的作法有明顯的區別，這主要是因為諸如燃料製造廠、核電廠或再處理設施等核設施，其核心任務是在於運轉期間，並與發電等生產活動有關，故核設施倚賴其所採用的主動安全系統之運轉限制和條件。而與核設施不同的是，地質處置設施的核心任務是提供長半化期廢棄物極長時間下(數千年甚至更長時間尺度)的被動安全，在此情況下，運轉限制和條件對於地質處置設施具有不同的重要性，因為評估總體安全性時，係假設這些措施就確保安全性而言不具有效果或不可依靠。

目的

1.8. 本安全導則之目的是就放射性廢棄物地質處置設施的發展與管制提供指引和建議，以達到參考文獻[1]中所規定的安全要求，主要提供參與地質處置之管制與執行人員使用。本安全導則未涉及採用地質處置作為廢棄物管理選項的決策。

範圍

1.9. 本安全導則之範疇是開挖式地下處置設施的安全發展。本導則不適用於深鑽孔處置設施，此種設施的相關建議在文獻[6]中提供。將放射性廢棄物處置於既有已開挖處所的設施可考慮適用，但需要符合參考文獻[1]所規範的相同安全要求。

1.10. 本安全導則主要關注於場址選定後與地質處置設施發展相關的活動。應注意選址包含從初始概念設計及選址到確認建造處置設施的場址等一系列活動。雖然本安全導則包含了場址特性調查和場址確認，但並未包括場址選擇的部分，這是由於選址包括了許多非技術性和特定於社會環境方面的議題。附錄 I 提供有關

選址技術與科學方面的一般性建議。

1.11. 本安全導則適用於因所含放射性核種與活度特性，而不適合在掩埋設施或近地表設施中進行處置的固體廢棄物。不過，適合處置於近地表設施中的廢棄物也可能會改為處置於地質處置設施中(例如，將低放射性廢棄物與中放射性廢棄物共同處置)。當採取這類行動方案時，參考文獻[1]中的安全要求雖仍適用，但本安全導則有某些內容可能並不適用。根據 BSS[4]中所規定的分級作法，所選擇的處置系統必須與廢棄物的潛在危害相對應，以提供對廢棄物的圍阻及將廢棄物與人類和環境隔絕的能力。

1.12. 地質處置設施的廢棄物運輸安全性，規定於放射性物質安全運送規則[7]中。本安全導則中並未提供關於封裝廠及可能與處置設施同在一地的其他作業廠的安全指引；這類設施適用 IAEA 的非反應器設施安全標準[8]。

1.13. 有些國家考慮處置計畫發展時，將可逆性納入處置設施的設計整合或運轉規定中(見 2.6 節)，包括廢棄物的可再取出性。在某些國家，封閉後可再取出是一項法律規定，並構成選項的邊界條件，且仍必須滿足處置安全要求。參考文獻[1]指出，「基於廢棄物可再取出或有助於再取出的特別規定，不可藉以放寬任何安全標準或要求；同時必須確保任何再取出的規定，不致對處置系統的安全或功能造成難以接受的不利影響」。本安全導則適用於所有地質處置設施，無論是否將可再取出性納入設計或運轉計畫中。

架構

1.14. 第 2 章說明地質處置及其實現，以及逐步發展地質處置設施的作法。第 3 章說明組織責任方面的指引。第 4 章討論安全作法，第 5 章提供準備安全論證和安全評估的指引。第 6 章提出了地質處置設施發展特定步驟的指引。附錄 I 提供有關地質處置設施選址的補充資料和指引，特別是有關資料需求，而附錄 II 則提供了封閉後安全評估的補充資料。

1.15. 參考文獻[1]中規定了 26 項適用於放射性廢棄物地質處置的具體安全要求，本安全導則中的建議即為支持這些要求。為方便起見，本安全導則將重述參考文獻[1]中各項安全要求的文字，然後再列出相關建議。

第二章、地質處置及其實施情形概述

2.1. 地質處置是將固體放射性廢棄物處置於地下穩定地層的設施中。地質處置的重要特徵之一，是設施封閉後的安全性部分由地層的固有特性以被動方式所提供。特定設施的處置深度取決於眾多因素，包括(但不限於)：氣候及地下水條件、岩石穩定性、母岩成分、廢棄物之性質與危害性等。

2.2. 將放射性廢棄物圍阻並隔離於生物圈之外是被認可的管理策略[1]。廢棄物可藉由一系列配套的障壁來達成圍阻與隔離，如廢棄物型體、廢棄物容器、回填材料與母岩地質等，各種障壁可在不同的時間尺度發揮其功效。處置深度與母岩地質環境特性提供廢棄物與生物圈的隔離，並減少無意或未經核准的人類闖入的可能性。此外，將廢棄物處置於穩定的地層深處，亦能顯著降低氣候與其它地表作用帶來的影響。

2.3. 地質處置設施的發展過程，可以在輻射安全的考量下，劃分為三個時期：

- (1) 運轉前時期：包含概念的定義、場址調查與確認、安全評估、場址選擇、設計研究，以及運轉期間與封閉後在安全論證方面的發展，以便能設置核准條件、取得核准、及進行處置設施的建造與初始運轉作業。用於運轉管理決策所需的必要監測與測試計畫須於此時期備妥。第 6 章與附錄 I 提供選址的進一步建議。
- (2) 運轉時期：始於處置設施首次接收廢棄物。自此開始，廢棄物管理活動可能會衍生輻射曝露，即須依據輻射防護與安全的要求而對其進行管制。監測、監視、與測試計畫持續提供運轉管理決策所需的資訊，並為設施的封閉或部分封閉提供決策基礎。運轉時期與封閉後時期的安全論證與安全評估必須依據需求來進行更新，以反映實際的經驗與增加的知識。在運轉時期中，設施在進行置放廢棄物的同時，部分區域可能也正在進行建造及封閉作業。此時期包含封閉前再取出廢棄物之作業(若有再取出之必要)、及完成廢棄物置放與封閉的後續作業。
- (3) 封閉後時期：始於所有工程圍阻及隔離特徵全部完工，運轉的建築物與輔助服務均已完成除役而設施處於最終組態(configuration)。在封閉之後，處置設施的安全性是由場址與設施的固有特性及廢棄物包件的特性等，

以被動方式提供，雖然監管作業可能會持續進行，包含某些封閉後的監測，例如為了提供公眾保證的目的。當滿足所有必要的技術、法律、與財務方面要求時，設施的執照亦將終止。

2.4. 地質處置設施的發展可能長達數十年。在如此長時間尺度下，資訊的數量龐大而多樣(從場址特性調查與其他支持安全論證的活動中獲得)，因而有必要將計畫細分為一系列步驟，使工作可藉由可管理的「套裝包」(packages)來加以實施、審查與評估，以達到對全程計畫實行適當管制的整體目標。這是由一系列逐步推動的過程所組成。地質處置設施的經營者可能會在計畫中訂定許多的步驟。不過，本安全導則所指的逐步推動過程，係指管制與政治決策過程所需的步驟。

2.5. 選址之後，對於任何處置計畫而言，均應進行分屬各種領域的許多活動，包含詳細的場址特性調查與確認、地質處置設施設計、處置設施建造、處置設施運轉(即廢棄物接收與置放)，以及處置設施的封閉。這些活動不一定是循序進行，有可能會彼此重疊。當中最後三項可對應到地質處置設施管制許可的三個重要步驟(見圖 1)。依照各國的國情需要可能會增加額外的步驟。場址特性調查與設計作業可預期地將會某種程度持續，直到設施封閉。

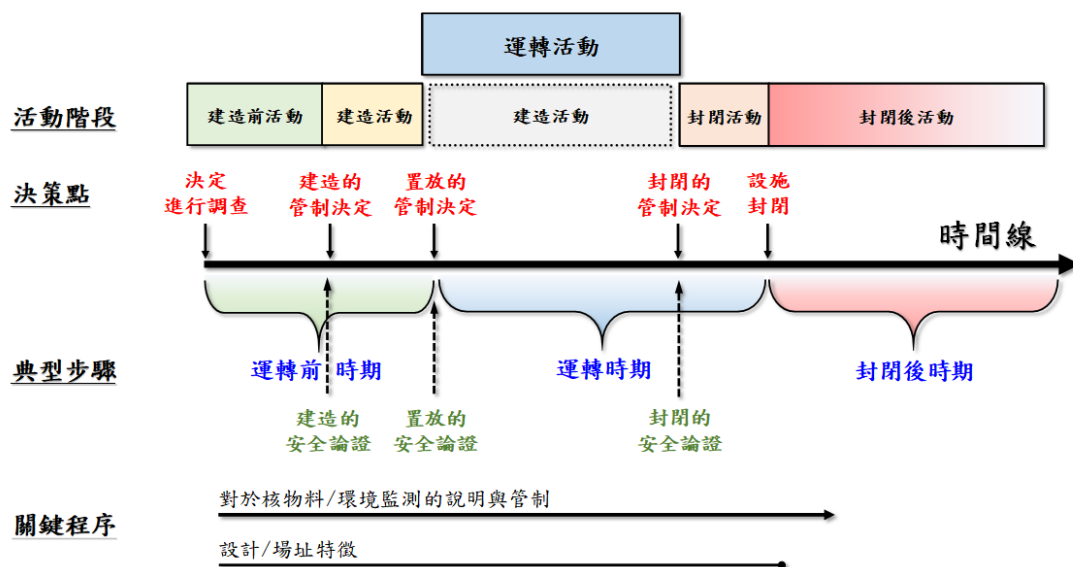


圖 1 地質處置設施發展時間軸圖示

2.6. 逐步推動的處置過程為計畫提供了彈性，以便能根據新的技術資訊來進行調整。處置計畫的逐步推動過程有助於在處置設施發展中考慮可逆性，同時允許於各個步驟對是否進行下一步驟來做出決策，或等待更多資訊以便決策，或者推翻原有的決策。

第三章、法律和組織基礎結構

3.1. 地質處置設施需在三種類型組織下進行發展，各組織有其分配之責任，包含：國家政府、指定的管制機構(或多個機關)，以及設施的經營者。本章將提供各組織應盡責任之建議。

政府職責

3.2. 地質處置需在國家法律和組織架構內進行特殊考慮，因為發展此類計畫所需的時間較長。

SSR-5 要求 1 (參考文獻[1])：政府責任

政府需要建立並維持合宜的政府組織、法律和管制架構。在此架構內，放射性廢棄物處置設施的設計、建造、運轉和封閉等責任必須明確被分派。包含：確認國家層級對不同類型的處置設施的需求；規範不同類型設施的發展和申照程序之步驟；明確責任分配，財務和其他資源的安全確保，並提供與計畫中的處置設施有關的獨立管制功能。

3.3. 地質處置的國家、法律和組織架構必須包括以下內容：

- (a) 制訂長期管理各種類型放射性廢棄物的國家政策；
- (b) 建立明確的法律、技術和財務責任給參與地質處置設施發展的組織；
- (c) 確保財務規定的充分性和安全性，例如，要求廢棄物所有者建立分開的資金；
- (d) 定義每個階段的地質處置設施發展、運轉和封閉的完整流程，包括每個步驟的法律和管制要求，給決策單位和利害相關團體；
- (e) 確保必要的科學和技術專家能夠支援場址和設施的發展、管制審查和其他國家審查功能；

- (f) 定義法律、技術和財務責任，並在必要時提供可見的封閉後之任何監管安排，包括確保處置廢棄物安全所需的任何監測和其它準備。

還應確保有關地質處置的特定法律和法規與國家法律系統架構的協調性。利害相關團體之參與形態在放射性廢棄物地質處置的決策過程中將根據國家法律、法規和指引而有改變。利害相關團體(利害相關者)參與的相關資訊，請參閱參考文獻[10]。

管制機構的職責

3.4. 這些建議是針對單一管制機構。但實際上，地質處置設施的安全管制可能涉及多個管制機構的參與，以解決可能同步進行的核能、工業和採礦安全以及環境保護和輻射防護等活動。

SSR-5 要求 2 (參考文獻[1])：管制機構的責任

管制機構應建立不同的管制要求給不同類型的放射性廢棄物處置設施處置發展，並應制訂程序，以達到申照程序各個階段的要求。還應為處置設施的開發、運轉和封閉設定個別的條件，並應進行必要的活動以確保條件能夠滿足。

3.5. 制訂專門針對地質處置設施的法規、導則和其他管制標準時，管制機構應確保與國家政策保持一致，並適當考慮參考文獻[1]中列出的目標和標準。法規和導則可能包括：

- (a) 運轉和封閉後安全有關的輻射防護標準和環境保護標準；
- (b) 對處置設施安全論證內容的要求，包括安全評估和管理系統；
- (c) 處置設施的選址、設計、建造、運轉和封閉的標準和要求；
- (d) 廢棄物、廢棄物形式、處置容器、任何回填物和密封材料以及待處置廢棄物包件中其他組件的標準和要求；
- (e) 利害相關團體的參與規定。

3.6. 管制機構必須建立並記錄其使用程序，以評估地質處置設施的安全性，並要求經營者在申照程序中遵循的程序，以證明其符合安全要求[1]。管制機構制訂的程序和管制機構的職責可能包括：

- (a) 經營者提供的資訊規格；
- (b) 審查所需提交的文件並評估對法規要求的遵守情況；
- (c) 核發核准和許可證，並制訂符合法律和法規的條件；
- (d) 檢查和稽查經營者的資料收集、安全評估以及建造和運轉中的活動，以確保品質並符合執照核准條款；
- (e) 定期檢討核准、核照審查和檢查的程序，以確定它們是否繼續適用或需要修改；
- (f) 利害相關團體的參與；
- (g) 終止管制措施的要求。

3.7. 管制機構必須安排獨立的研究和評估，並必須參與必要的國際合作以履行其管制功能，還應定期審查其法規和導則的適當性。如果管制機構採納經營者所進行足夠水準的適當研究並經獨立的專家審查，則可以不必進行獨立研究。

經營者的職責

SSR-5 要求 3 (參考文獻[1])：經營者的責任

放射性廢棄物處置設施的經營者應對其安全負責。經營者應進行安全評估並制訂和維護安全論證，並應按照國家制訂發展所有必要的項目，進行選址和評估、設計、建造、運轉、封閉以及必要時在封閉後進行監視，符合法規要求並符合法律和法規基礎架構。

3.8. 經營者負責發展安全的地質處置設施。發展處置設施和安全論證的設計時，經營者必須考慮到待處置放射性廢棄物的特性和數量、當時的地質環境、可用的工程和採礦技術以及國家法律基礎設施和法規要求。

3.9. 經營者必須進行或委託進行必要的研究和發展，以確保和證明計畫的技術操作可以安全地完成，並進行必要的研究以調查、瞭解和支持地質處置設施的安全基礎[1]。包含對場址的所有調查、處置設施的設計以及制訂適當安全論證所必需的廢棄物特性。

3.10. 經營者必須制訂技術規範，以確保按照法規要求和安全論證中包含的假設來建造、運轉和封閉地質處置設施。包括廢棄物接收標準以及在建造、運轉和封

閉過程中要應用的其他控制和限制。

3.11. 經營者應在運轉期間和封閉後期間進行安全評估，並必須透過制訂安全論證證明處置設施的適用性。

3.12. 為了滿足要求，經營者必須保留與安全論證和地質處置設施的輔助安全評估的所有相關資訊，以及證明符合法規要求的記錄。此類資訊和記錄必須由經營者保留，除非或直到另一個組織對設施承擔責任之前，此時應將記錄轉移給承擔該責任的組織。

3.13. 經營者應避免在解決長期安全目標和運轉目標之間存在潛在的利益衝突，即，運轉便利性不應危害長期安全。

第四章、安全方法

4.1. 安全方法包含地質處置設施的整個處置週期從頭到尾都確保人員和環境安全的所有方式。政府和管制機構一開始便以國家層級正式的制訂安全對策文件並定期的更新，對於地質處置計畫是會有幫助的。OECD [11]已定義安全對策稱為「採用高水平之整合方法以實現安全處置」。包含選擇場址以及處置設施的設計、建造和運轉對策。此外，該對策可能包含建議有關安全論證準備和維護，來用於決策和管制批准程序(請參閱第 5 章)。

4.2. 迄今為止，還沒有專門的國際標準來保護環境免受游離輻射的有害影響。根據 BSS [4]的要求和國際放射防護委員會(International Commission on Radiological Protection)的建議[12]，假設，能夠保護人們免受與地質處置設施有關的輻射危害，也將滿足可以環境保護的原則。參考文獻[13]和[14]討論了環境輻射防護的主要問題以及為此目的可能制訂的標準。

發展階段之安全的重要性

SSR-5 要求 4(參考文獻[1])：處置設施的發展和運轉階段對於安全的重要性
放射性廢棄物處置設施的發展和運轉的整個過程中，經營者應開發對設施可用選項的相關性及其對安全性的影響之相關知識。以利運轉階段和封閉後提

供最佳的安全性。

4.3. 地質處置設施的發展涉及場址特徵化的迭代過程、安全論證的設計和演變以及輔助安全評估，以提供最佳的運轉和封閉後安全(參閱參考文獻[1]之附錄)。放射性廢棄物地質處置設施可能會在數年或數十年的時間內發展和運轉。關於概念選擇、場址選擇和評估、設計、建造、運轉和封閉設施等應預期隨著計畫的發展而做出關鍵的決定，。在此過程中，將根據當時可用的資訊(可能是定性和/或定量)以及可以對該資訊的信心度來做出決策。設施的發展、運轉和封閉決定受外部因素的影響，例如國家政策和優先權。「在做出決定之前，必須對每個處置設施的安全性建立足夠的信心」[1]。

4.4. 「在每個主要決策點，必須考慮到處置設施的可用設計和運轉計畫對安全性的影響。在每個決策點，最重要的是確保運轉階段和封閉後的安全。如果一個以上的選項能夠提供所需的安全層級，則還必須考慮其他因素。這些因素可能包括公眾的接受程度、成本、場址所有權、現有的基礎設施和運輸路線」[1]。

4.5. 處置系統的關鍵因子(即處置設施及其所處的環境)應在適當和實際的情況下，使用標準化和可接受的測試方法進行鑑定，以使其對執行所需功能的能力有信心。如果採用新技術，則應在計畫進度表兼容的時間範圍內發展和鑑定新技術。

4.6. 主動和被動系統可提供運轉之安全性。主動系統可以包含放射性物質釋放的監視和操作控制，而被動系統可以包含諸如障壁之類的工程特性。適當情況下，應從運轉中的核子設施採用的運轉經驗和技術(例如，燃料裝卸技術)用於發展運轉安全性安全系統。封閉後時期的安全機制與運轉期間所採用的機制不同，因此，第4章的其餘部分提供了有關地質處置設施封閉後安全方法的建議。

4.7. 放射性廢棄物地質處置的目的是提供對生物圈進行廢棄物中放射性核種的圍阻和隔離。尚沒有一種普遍接受的方法來區分有助於圍阻的地質處置系統和有助於隔離的地質處置系統的安全特性。儘管將安全特性分為圍阻和隔離並不是至關重要的，且不一定相互排斥，但為了清楚起見，本安全導則將針對圍阻和隔離採取以下說明：

(a) 地質處置系統的圍阻特性包含處置設施和母岩構造的過程和特性，目

的為確保放射性核種保留在設施的處置區內。

- (b) 地質處置系統的隔離特性包含母岩的過程和特性，這些過程和特性可確保放射性核種仍留存在地質圈內，並與生物圈實體上分隔，(即將廢棄物與人類隔離的特性)或僅以輻射劑量已不顯著的數量遷移到生物圈的特性。

圍阻

SSR-5 要求 8 (參考文獻[1])：放射性廢棄物的圍阻

應設計工程障壁，包括廢棄物的型體和包件，並選擇處置環境，以圍阻與廢棄物相關的放射性核種。應提供圍阻措施，直到放射性衰變至顯著的減少其造成的危害為止。此外，廢棄物產生熱能的情況下，應在廢棄物仍產生熱能的數量內提供圍阻措施，其數量可能會對處置系統的性能產生不利影響。

4.8. 廢棄物的圍阻即將處置設施設計為延遲或放射性核種外釋的最小化。可以透過耐用的廢棄物型體和包件來提供圍阻，與其他工程障壁和地質構造相容。針對特定廢棄物型體和場所的安全論證和輔助安全評估將提供對於處置系統圍阻功能之必要證明。對於低活度的長半化期廢棄物，由持久性廢棄物包件提供的長期圍阻措施可能不可行或不必要。

4.9. 對於高濃度的放射性廢棄物，例如用過核燃料(如果指定為放射性廢棄物)和來自燃料後處理的玻璃化廢棄物，工程障壁必須在數百年至數千年的時間內提供幾乎完全的圍阻。確保大多數較短半化期的放射性核種在原處衰變，並且當存在明顯的熱梯度時，與廢棄物形體劣化和放射性核種遷移相關的不確定性將降低(即放射性核種的任何外釋只有在放射性衰變熱大幅減少後才會發生)。

隔離

SSR-5 要求 9 (參考文獻[1])：放射性廢棄物的隔離

處置設施的選址、設計和運轉應提供放射性廢棄物與人和生物圈隔離的功能。這些特性應為短半化期廢棄物提供數百年的隔離，為中、高放射性廢棄物提供至少數千年的隔離。另外，應考慮處置系統的自然演變和引起設施干擾的事件。

4.10. 隔離是指可與生物圈進行實體分離之處置環境中，保留廢棄物並使其危險遠離生物圈，讓人類在未使用特別技術能力下，難以接觸到廢棄物，此環境限制大多數長半化期放射性核種的移動性。對於放射性廢棄物的地質處置，由於處置深度的原因，主要是由母岩層提供隔離。

4.11. 將地質處置設施定位在穩定的地質構造中之適當深度，可以保護設施免受地貌形成過程(如侵蝕和冰川作用)的破壞。遠離已知的地下礦產資源和其他有價值資源的區域，以減少對地質處置設施造成無意干擾的可能性。

4.12. 應考慮廢棄物的性質和危害、現地的地質和水文地質條件(包括壓力水頭梯度)以及地球化學和地質力學特性，確定適當的地質處置設施深度。

多重安全功能

SSR-5 要求 7 (參考文獻[1])：多重安全功能

應選擇母岩處置環境，應設計處置設施的工程障壁，並應運轉設施以確保透過多重安全功能提供安全性。廢棄物應透過處置系統的許多實體障壁來提供圍阻和隔離。這些實體障壁的功能是透過各種物理和化學方法以及各種操作來控制。應當說明各個障壁和控制裝置的功能以及整個處置系統在安全情況下所假定的執行能力。處置系統的整體功能不應過度依賴於單個安全功能。

4.13. 多個安全功能透過確保地質處置系統的整體功能不會過分依賴單個安全功能，從而增強安全性和對安全性的信心。多個安全功能的存​​在可確保即使一個安全功能無法充分發揮預期的功能時(例如，由於不可預見的過程或不太可能發生的事件)，其他安全功能將確保處置系統的整體性能不會受到損害。

4.14. 從長遠來看，不能排除工程障壁系統的逐步劣化。因此，放射性核種可能會釋放到地質環境中，並最終進入生物圈。處置系統應提供自然和工程特性的組合，以透過保持包件的完整性，限制放射性核種和廢棄物形態的溶解度，最大程度地減少地下水流入量和/或為廢棄物較長的遷移傳輸時間來維持廢棄物的有效圍阻和隔離。放射性核種從處置設施到生物圈的傳輸，限制流入使其傳輸需要較長的時間，包括低滲透性地層，低水力梯度和地層的滲透性。工程障壁和處置岩體的遲滯和沈澱能力將進一步降低生物圈中任何可能的放射性核種濃度。另外，放射性衰變逐漸減少了處置系統中存在的放射性核種的活度。用於回填或密封的

材料應具有不會過度劣化地質障壁安全功能的特性。

4.15. 可以透過物理實體來提供安全功能，例如廢棄物形式、廢棄物包件、回填或母岩構造，其特性既有防止或限制放射性核種的遷移。還可以透過化學性質或方法來提供安全功能，例如溶解度、腐蝕速率、溶解速率或滲出速率。特定的障壁可以執行許多安全功能。例如，回填除了保留放射性核種外，還可以對地下水進行化學處理。因此，可以透過考慮由單個障壁提供的安全功能來實現確保通過多重安全功能提供安全的要求，尤其是對於危害程度較低的廢棄物。

4.16. 地質處置系統的性能取決於不同的實體組件和具有不同安全功能的其他特性，其重要性可能會在不同時間段內發生變化。為了滿足多重安全功能的要求，對於安全論證，有必要解釋和證明每個實體組成和其他特徵提供的功能，並指出其預期發揮功能的時間範圍。對於安全論證，也有必要確定補充的安全功能將是有效的，如果實體組成或其他安全功能不能充分發揮作用時。

被動安全

SSR-5 要求 5 (參考文獻[1])：處置設施安全的被動方式

經營者應評估場址並設計、建造、運轉和封閉處置設施，以最大程度地通過被動方式確保安全，並在封閉設施後將採取措施的必要性降至最低。

4.17. 在運轉期間，例如由包件材料提供的被動特性(例如障壁和圍阻)可提供安全性。但是，在運轉期間「必須採取某些主動控制措施」[1]。

4.18. 封閉後的安全性由諸如地質障壁和工程障壁等被動系統提供。適當深度進行地質處置可提供隔離作為一項固有的安全功能。封閉後，不應依賴監測或監管來確保設施的安全，如果今世後代選擇這樣做。至少在封閉後的一定時期內，很可能會實施和維持被動的監管，例如標記和對土地使用的控制。在地質處置設施封閉後的一段時間內，也可以應用諸如監測之類的積極監管措施，例如，以解決公眾關注和核照要求，或作為防止人類闖入的保護措施。

第五章、安全論證與安全評估

5.1. 安全論證是辯證與證據的集合，用來驗證場址內的一處特殊設施、部分設施或活動的安全性。安全論證至少應針對地質處置設施開發、運轉、與封閉的各個主要階段進行安全論證，且可能包含某些或所有提報給管制機構的文件，以尋求核准執行下一個步驟。安全論證將隨著設施的發展、運轉、與封閉而逐漸強化，以便將所有安全相關的事件與採取的補救措施做成紀錄，並隨時備妥一套最新的文件用來證明設施的安全性，以及預期設施在長期內仍然維持安全。本章內文將分別使用「運轉安全論證」與「封閉後安全論證」兩個名詞。而在實務上，這兩者可能是分離的實體，亦或者是設施整體安全論證的一部分。

5.2. 「安全論證應包含安全評估的產出，並配合額外的資訊，包含支持設施健全性與可靠性的證據與理由、及其設計、設計邏輯、以及安全評估品質與基本假設。安全論證亦可能包含放射性廢棄物處置相關的一般辯證與資訊，使得安全評估的結果能做全面性的觀察」[1]。此辯證包含預測核種釋出與曝露於天然背景濃度及輻射程度的比較，以及跟天然類比的比較。開發中「任何步驟或設施運轉或封閉時所留存的不確定性與任何未解決的議題，必須於安全論證中註明」[1]。若對安全評估具有影響的未解決議題，則有可能必須進一步的說明。

5.3. 安全評估是一使用適當方法以系統性分析設施的相關風險，以及場址與設施設計是否有能力去符合安全要求的過程。一個地質處置設施的安全評估「必須包含設施整體性功能的定量分析、相關不確定性的分析、以及與相關設計要求與安全標準的比較...。任何可能影響到結果的科學認知、資料、或分析的明顯不足之處亦應於安全評估中被鑑別出來」[1](參閱附錄 II-封閉後的安全評估)。

5.4. 「安全評估必須由設施經營者提供輸入資訊給進行中的決策」[1]，例如有關於研究、場址特性調查、設施設計、資源分配、以及廢棄物接收準則發展等主題之決策。安全評估包含判定關鍵不確定性與安全相關作用的分析。這些分析可改善對地質處置設施功能的瞭解，並有助於做為安全論證中提出安全辯證的基礎。

5.5. 設施經營者發展的安全論證，應提供給其他有興趣的團體例如國家與地方政府，以促進相關決策過程，以使設施經營者能夠繼續推動下一步驟的設施開發或

運轉。

安全論證與安全評估的準備、核准、與使用

SSR-5 要求 12 (參考文獻[1])：處置設施安全論證與安全評估的準備、核准、與使用

設施經營者應在處置設施開發、運轉、與封閉後各個階段，準備與更新安全論證與其支持性安全評估。安全論證與支持性安全評估應提報管制機構核准。安全論證與支持性安全評估應足夠詳細與全面性，以提供管制機構在各個階段決策所需的技術資訊。

5.6. 安全論證必須於地質處置設施開發的早期準備，以導引研究與發展、場址特性調查、設計與規劃等活動[1]。安全評估過程應包含評估所建議概念模式健全性的計算，針對相關核種、路徑與釋出機制的決定如何符合管制要求的可能性及進一步有待確認的需求。範疇界定之計算通常根據有限的資料，例如從文獻的研究、材料規格、實驗室研究、天然類比研究、初步場址調查、以及廢棄物特性調查。資料的獲取將逐步持續於整個過程，直到處置設施永久封閉，或所建議的概念確定為不可接受的。

5.7. 「安全論證應隨著專案計畫的進展而逐步發展與闡明」[1]，以提供地質處置設施各關鍵階段發展執照申請的基礎(見圖 1)。管制機構可能會在做出地質處置設施發展與運轉的下一階段決策前，要求更新或修訂安全論證。安全論證的正式性與技術詳細程度，將取決於專案計畫開發的階段、當前的決策、資訊公開的對象、以及特定國家要求。

安全論證與安全評估的範疇

SSR-5 要求 13 (參考文獻[1])：安全論證與安全評估的範疇

處置設施的安全論證應說明所有安全相關方面的場址、設施設計、管理措施、與法規管制。安全論證與支持性安全評估應驗證保護人類與環境的程度，並應向管制機構與其他有興趣的團體保證將可符合安全要求。

5.8. 安全評估結果應能提供一可驗證個別系統組件功能的方式。如果採用模組化模擬分析會是容易執行的作法。各個組件預期行為的驗證與組件設計的反覆改進，

或組件預期行為的確認，以確保其有效功能，可增加對於整個系統功能的信心程度。

5.9. 地質處置設施安全論證包含對於運轉時期與封閉後期間的安全評估。運轉時期的安全論證與支持的安全評估，設施的安全將依賴主動與被動措施，而封閉後的安全論證與支持的安全評估，設施安全將僅能依賴被動障壁。此外，設施在整個運轉時期，將受管制稽查與輻射監測。因此，在為驗證運轉時期與封閉後之安全性，所發展管制準則及安全論證與支持的安全評估皆有所差異。

5.10. 地質處置設施在運轉時期的安全論證應針對所有運轉作業，包含廢棄物置放、置放與回填期間任何地表下施工作業、設施封阻與封閉等說明相關的輻射曝露。若意圖在廢棄物置放完成後，設施仍保持開放一段長時間，則運轉時期的安全論證應包含考慮此時期必要的設備裝修與更換。這可能包含應說明當設施仍開放時廢棄物可被安全再取出。

5.11. 「應考慮在正常運轉與在所預期運轉情況下導致的職業曝露與公眾曝露。對於頻率較低但有顯著放射性後果的事故(亦即短期內可能使輻射劑量超過年劑量限值的事件)，必須考慮其發生的可能性及其可能輻射劑量的規模」[1]。

5.12. 封閉後之安全論證應說明在極長時間(尺度)下(即此時間範圍是相較於廢棄物仍具有危害性時期)，地質處置設施與其區域性環境較有的可能的演變情節，以及可能影響設施功能之可能性較低的事件。為符合要求[1]，地質處置設施的安全論證與支持性評估需要：

- (a) 提出充分瞭解可能會明顯影響地質處置系統的關鍵特徵、事件、作用及可能演變的情節是合理產生之證據；
- (b) 提供地質處置系統功能符合於所有安全相關要求之估算；
- (c) 判定並提出相關不確定性分析。

5.13. 封閉後之安全論證應根據定量分析並應進一步以定性辯證支持。例如可能包含根據天然類比研究與古水文地質研究所提出的多種理由。安全論證的主要部分是關注在該驗證已經考慮了所有重要不確定性。

5.14. 管制機構應規定或提供關於時間尺度的指引以進行安全評估。管制要求得

指定針對劑量限值或風險限值進行劑量或風險的計算比較，評估時間至少達數千年且可能延長超過此時間尺度，例如估計達尖峰劑量的時間。然而，時間尺度超過數千年時，考慮未來地質圈與生物圈情況的不確定性，依據考慮處置系統特性的天然演變情節，以及人類行為與特性的「典型化」作法(亦即在某些特定條件下)，例如使用參考生物圈，所作適當的簡化假設下進行的參考計算可能就已足夠[15]。

5.15. 封閉後之地質處置系統，需依據預期演化與某些特定(低可能性)演化進行安全評估，且應進行敏感度與不確定性分析，了解地質處置系統與組件的功能，於各類預期演化過程與事件作用下之表現。應藉由低發生機率情節可能導致之主要後果，探討與了解處置系統之韌性。安全評估應包含人類無意闖入到已封閉處置設施中的計算[1]，這類計算可採用類似生物圈計算之特徵行為簡化分析方式(關於安全評估的進一步細節，請參閱附錄 II-封閉後的安全評估)。

5.16. 分析已封閉之處置系統時，應適度減少考量複雜作用過程之需求。雖然被動特徵考量並非一定不具複雜性，但在選址與設施設計時，應儘可能避免選擇或設計需要考量複雜作用過程之場址特徵或設計特徵。如此，亦可能減少開發安全評估模式時，需要求解耦合作用過程之需求。對於有機會使處置系統評估作業設定更複雜之因子，亦可能因此限縮這些因子應考量範圍的需求。如果能避免考量複雜作用過程的需求，在考量相對單純的環境下，對於需要考量之特徵、事件與作用[16]，將可更清楚的呈現其時間與空間變異性。採用這種方法，將可以減少安全評估中需要考量之關鍵參數數量，亦能使用較簡化之模式進行安全評估作業。雖然減少需考量特徵將具前述優點，場址選擇的決策標準仍應以場址自然環境所具備之圍阻與隔離能力為準。

5.17. 劑量計算或風險評估作業應依管制法規要求之曝露情節與時間範圍進行計算。管制法規通常會指定用於劑量計算之曝露群體或個人的代表特徵。極長時間尺度的劑量計算結果將具高不確定性，此時補充辯證資料將有助於勾勒安全性，例如：採用自然原始環境下之核種濃度與通量作為安全指標[17]。

5.18. 安全論證應包含設施封閉計畫。場址特性調查、處置設施建造與運轉期間應更新與增加新增之細部資訊。初步封閉計畫包含於處置設施運轉核准範圍，但

應認知到封閉計畫將會隨著運轉過程進行更新。如果有可能，應在與處置設施相同情況下，進行封閉計畫之設計與測試。

5.19. 隨著地質處置設施的開發與運轉過程，安全論證與相關安全評估應會更為詳細，詳如表 1。

編撰安全論證與安全評估文件

SSR-5 要求 14 (參考文獻[1])：安全論證與安全評估的文件編製要求

安全論證與安全評估文件內容之精度與品質，應足以作為各階段之決策支援資訊，且足以提供對此文件執行之獨立審查與評估所需資訊。

5.20. 安全論證與其安全評估支援文件的範圍與架構設定，取決於該地質處置設施計畫所處階段與其國家要求。同時亦須考量各類相關團體的需求。安全論證文件化過程的重要考量為決策的正當性、推論的可追溯性、以及資訊的透明度。基於不同團體之需求差異，可能須需要準備不同資訊詳細程度之文件。

5.21. 安全論證文件應詳細說明與提供論據、推論，支持證據等，並以透明、可追溯，且具說服力的方式呈現內容。同樣的，與安全評估相關文件內容應有助於對模型、數據、假設和定性論證的理解。

5.22. 文件的透明度相當重要，特別當審查專家或非專家審查者並未直接參與處置設施的開發、運轉或管制作業時尤甚。關鍵性的辯證、決策、與假設應撰寫於高階文件中，而非撰寫於僅供少數專家執行審查的詳細技術文件中。

5.23. 可追溯性對於品質保證作業亦相當重要，特別是當進行設計、程序、模式、資料或假設的變更作業時。同時，亦為管制機構、獨立審查者、與其他人評量論證強度與關鍵資料品質的重要因素。

5.24. 安全論證與安全評估文件的數量與內容，將隨著整個處置設施的生命周期推進而增加。需基於此概念，擬定文件架構與報告編撰作業指引。過於複雜的文檔層級與不夠簡潔的規定，將可能會隨著設施發展進程而衍生問題。

對安全的瞭解與信心

SSR-5 要求 6 (參考文獻[1])：對處置設施安全的了解與信心要求

為實現安全與具有足夠的信心，處置設施經營者應充分掌握處置設施特徵、處置環境特徵，以及會影響封閉後長期安全的因子。

5.25. 對於處置系統功能的了解，主要是透過對掌握其內部與外部特徵、事件與作用的資訊累積與知識發展。「在初期的概念發展階段，所獲得的資料與了解程度，需能提供足夠的信心，以利投入資源執行下階段的調查」[1](參閱附錄 II，II.61–II.71)。而設施建造準備階段、運轉階段與封閉階段，了解程度需足以支持安全論證所需，如此方能促進決策制定並獲管制單位核准執行。

5.26. 不確定性的判釋與敘述，為封閉後安全評估作業之主要部分，應使用各種技術加以評定。用於分析處置系統特定功能或特定事件與作用的細部模型，應使用於探討特性，並據以決定在整體安全評估中如何處理系統組件、特徵與事件。系統層級與細節層級均可使用敏感度分析、不確定性分析、與限值計算。對於穩態與時變情境分析，均可採用機率式與定率式計算。分析目標為利用定量或定性分析的方式，於可能或不可能的地方，儘可能地減少與確保安全相關的不確定性。若該判斷準則經過一段時間後，其不確定性可能導致該準則不再適合做為決策基礎時，應謹慎處理。

表 1 處置設施各階段的安全論證與安全評估支援文件特徵

設施階段	安全論證特性	安全評估基準
初步場址調查與初步設施設計	運轉階段的安全論證概述，封閉後階段的初步安全論證。	初步場址調查獲取的資料、初步設計研究與封閉計畫、廢棄物存量、材料行為的概略資料、來自相似場址與作用的資料與觀察。
場址特性調查與確認	詳細程度足以作為建造階段決策基礎的中期運轉階段與封閉後階段安全論證	地表與地表下調查獲取的詳細場址調查資料、設施設計與建造的詳細計畫、廢棄物存量、特定場址環境的材料行為資料、運轉計畫與封閉計畫。有關建造階段的管制決策。
建造	詳細程度足以作為調試與運轉決策基礎的最終運轉階段與更深入的封閉後階段安全論證	建造期間獲取的場址資料、廢棄物存量、任何廢棄物置放測試、以建造的設計、運轉期間將測試的封閉計畫、詳細的運轉的計畫。有關運轉階段的管制決策。
運轉	依調試與運轉的經驗與資料，可視需要定期更新運轉安全論證。作為封閉決策基礎的最終封閉後階段安全論證。	使用來自試運轉與運轉的經驗與資料，更新運轉與封閉後的安全評估(包含來自現地測試、監測、實驗與封閉計畫測試的資訊)。有關封閉階段的管制決策。
封閉後	為確保處置系統的預期行為，可增加額外的封閉後階段安全論證。	若出現與安全論證有關的新科學證據，可以選擇性更新封閉後階段的安全評估。

第六章、逐步開發地質處置設施的要項

逐步開發與評估

SSR-5 要求 11 (參考文獻[1])：逐步開發和評估處置設施

放射性廢棄物處置設施應經由開發、運轉和封閉一系列步驟。必要時，應對每一階段場址之設計、建造、運轉、管理及處置系統功能和安全的各種方案選項進行迭代評估來取得支持。

6.1. 地質處置設施的發展可能需要數十年時間。在投入額外資源之前，應先在開發過程中先行評估關鍵決策點之安全目標，並將計畫劃分成具體可行之一系列步驟。具體典型步驟應符合管制或政府之決策方向，以能符合規定要求並能核准地質處置設施(建造)、核准接收和安置廢棄物(運轉)以及核准永久封閉設施(封閉)。在每個步驟中，都需要更新安全論證[1]。這種方法可為技術項目計畫和安全論證之品質提供多樣化的機會，以支持決策制定過程，並能為這些計畫方案提升安全可靠度。隨著計畫執行，透過逐步推動的過程以及成熟的安全評估技術，將可強化地質處置設施的安全性和可行性。圖 1 說明了處置設施的開發時間表，包括決策點和活動階段的規範。

6.2. 關鍵計畫(例如場址特徵化、設計活動、說明核物料的管制和環境監測、安全評估)在處置設施的開發過程中，在多個步驟中持續進行(見圖 1)。隨著資訊成熟化和安全論證、設計和場址特徵化的逐步發展，這些來自關鍵計畫的資訊應在其他相關計畫之間交流及共享資料(例如，安全論證應將不確定之相關性結果給予場址特徵和設計計畫，應該使用功能監測來確認安全論證中的假設)。逐步的程序是個反復修改的迭代過程，當這些資訊在一系列步驟過程不斷發展時，應該將資訊的價值最大化。

6.3. 可以引入其他步驟來促進設施設計、試運轉、廢棄物接收和運轉以及封閉後要項的計畫管理，並且可以作為安全論證審查或支持安全評估的補充內容。審查的性質將取決於各國的實務做法和有關設施遭遇的問題項目。

場址特徵化

SSR-5 要求 15 (參考文獻[1])：處置設施的場址特性

處置設施的場址應充分詳細的特徵化，足以全盤瞭解場址特性和場址隨時間演變的過程。這些應該包括其現況條件、可能的天然演變和可能的天然事件，以及處置相關期程內在場址鄰近地區可能影響設施安全的人為規劃和活動。場址特性亦應瞭解場址和設施相關之特徵、事件和作用對場址安全和設施功能之影響。

6.4. 在放射性廢棄物處置設施的選址過程，通常分為四個階段(如圖 2)：(i) 概念和規劃階段，(ii) 區域調查階段，(iii) 場址調查階段，以及(iv) 詳細場址特徵描述階段，進行現場確認而可建造處置設施(有關前三個階段的資訊，請參閱附錄 I，該內容應配合本章閱讀)。場址現場調查應從早期區域調查階段的一般性研究，隨著具體目標和不確定特徵的確立，而逐步進展到更詳細描述的計畫方案。應執行詳細的場址特徵描述以確認將建造處置設施的場址現場，該調查工作可在建造和運轉階段持續進行。

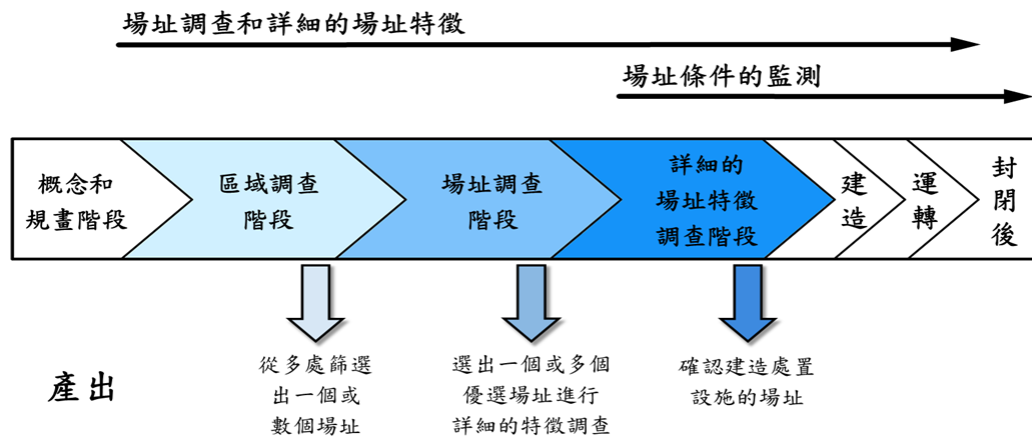


圖 2 選址過程各階段示意圖

6.5. 場址特徵化是為了瞭解場址的天然特徵、事件和作用(現在、過去和未來可能的情況)，並瞭解其空間和時間延伸範圍和變化性而執行的工作。場址特徵調查有助於場址的綜合描述，其中可能包括有關人為特性的資訊(例如，環境研究所需的土地使用和運輸基礎設施)。應瞭解任何場址特徵調查的背景和目標，以

便明確界定必要的現場特徵調查作業的程度和重點。現場特徵調查包括資料蒐集(即量測、取樣和監測)和資料解釋，進而產生資訊和知識。現場特徵調查實質上在場址調查的早期階段即開始，隨著設施開發計畫的進展，調查作業預期將逐步增加，直到場址確認和開始建造處置設施。

6.6. 詳細調查引導與包含整個場址確認階段，應在優選場址(或多處場址)進行詳細調查，以能充分詳細地描述地質和水文地質系統，包括：

- (a) 支持或確認優選場址的選擇；
- (b) 提供詳細設計、安全評估、環境影響評估和處置設施許可所需的額外現場具體資訊。

6.7. 場址特徵化應包括地面調查和地下調查。後者可作為開始建造處置設施的先導作業，藉此可於潛在處置場的地下實驗室或岩石特性調查設施中進行特性調查和現地試驗。此外，地下調查可以作為處置設施建造的整體和前期的一部分，此情況下，建造作業的核准(尚非運轉之核准)僅基於地面調查的結果。地面調查應包括但不限於遙感(如衛星監測、航空攝影、地震監測)和航空量測、地質和地球化學製圖和露頭地層取樣、地面和鑽孔地球物理調查、鑽孔取樣、井測和水文地質試驗。

6.8. 應在開發過程的早期階段確定場址特徵調查計畫的目標，包括需要什麼樣的資訊、為什麼需要這些資料以及如何獲取這些資料。清楚認知資料蒐集和解釋之目標細節和方法，可能因為理解安全論證和支持安全評估的發展，而改變或修正調查的優先項目。

6.9. 應執行詳細的場址特徵調查計畫，以提供必要的場址具體數據，做為地質處置設施長期圍阻與隔離廢棄物的安全評估技術基準。應取得定量資料之詳細程度足以提供最終處置使用(就數據的準確性和精密度及其在空間和時間變異的代表性而言)。SSR-14 附錄 I 提供了關於場址調查和特徵調查計畫預期提供資訊類型的額外指引。然而，所列項目可能並不詳盡，特定場址的條件將最終決定資訊的需求項目和詳細程度。

6.10. 場址特徵調查所獲得的知識，將用來作為場址天然特徵的可靠科學描述，

並證明對安全重要作用(如地質、水文、地球化學、力學作用)的瞭解。這些知識具必要性並可提供地質處置系統的安全評估技術基準的信心。

6.11. 除了提供當前場址特徵的描述外，場址特徵調查計畫應勘查對照和解釋資訊，以支持說明場址過去演變的模型。這應包括調查地質圈受到過去地表環境和氣候變化的長期穩定性，以及包括斷層作用、岩石破裂和火山活動的構造作用，古水文地質研究在這方面特別重要。考慮此類變化的時間範圍應至少與安全評估中未來時間範圍相當。此類資訊可用於支持場址未來天然演變的情境，並用於評估可能影響處置系統功能的特徵、事件和作用的相關性，包括天然因素和工程因素之間的相互作用。

6.12. 場址特徵調查計畫的空間和時間尺度，其範圍應足以對所關注時間範圍內可能影響場址安全現象，得到適當的瞭解，並據以開發可靠的物理作用模型。

6.13. 場址特徵調查應以反復精進安全評估的方式進行，由其提供安全論證發展所需的輸入資料，並反向又由安全論證發展的引導進行場址特徵調查。

6.14. 應藉由額外的現場、實驗室和地下研究獲得場址及其周圍環境的詳細資訊。此類研究應允許根據場址特定具體數據模擬放射性核種的傳輸，以利確定場址現場的詳細工程特性，並有助於設施設計的發展。

6.15. 應實施詳細的場址特徵化計畫，以便提供必要的特定場址具體資料，做為詳細處置設計的技術基礎。必要的資訊包括地球科學參數，提供作為影響與處置設施設計有關水流流入特性之影響因子瞭解。場址特性調查應能確認可用於廢棄物處置之坑道和通道建造有關之岩石體積量及其最佳配置。詳細的場址特性調查計畫亦須提供必要的場址特定數據，以支持處置設施的建造和運轉可能需要的任何環境影響評估，並提供任何管制許可決定有關的輸入數據。

6.16. 場址特徵化計畫應確定建造前、建造時和運轉階段要監測的場址條件，並應建立所需的量測詳細程度(例如準確性和精確度)，以確保場址天然系統的適當背景記錄，根據該記錄可以與未來場址監測結果相比較，進而判定因設施建造與運轉而導致的任何變化。背景監測資訊可包括，例如：水壓量測、地下水和地表水的化學成分、地表水流和天然背景輻射放射性。監測的取樣頻率應有足夠的解

析度，可允許早期警示因設施建造與運轉所導致的任何顯著場址情況變化。施工所造成干擾的資訊亦可用於測試與發展場址的模式。

6.17. 如果決定進行封閉後監測。例如，用來驗證與保證場址行為符合預測，則應事先規定這方面的要求。

6.18. 場址特徵化計畫應包括一個管理系統，以確保資料品質和長期可用性，以及數據可獲得性。管理系統應將場址特性調查資料納入考慮，包含空間分布的資訊與時間序列資料，這些資訊對於支持建立未來監測的基準是必要的。

6.19. 管理系統應容許跨學科領域的整合與協調，以支持多重目標(亦即科學、工程、與安全目標)。作為場址特性調查一部分而進行的活動，應盡可能對場址天然特徵的任何影響能最小化，以確保不損害長期安全性。

6.20. 來自場址特徵化活動的資訊，有可能為各種決策機制提供訊息。對場址條件適宜性的確認，將可支持管制機構核准進行下一階段的發展計畫，即處置設施的建造和/或運轉提供支援。只要有必要(包括進入運轉期)，應繼續進行場址現場特性調查，以提供對處置區域具體瞭解所需的基本數據，並支持持續的開挖作業，進一步為將來的監測提供適當的基準，有助於確認早期安全評估中所做的假設並支持封閉後的安全論證。

6.21. 應建立準則說明與權衡設施經營者何時得從場址特性調查的前一個階段進入下一階段(例如，從地面調查移到地下調查)，在什麼條件下，可以確認場址適合於處置設施的建造或運轉，以及何時可以認為調查已經完成。

6.22. 決策的一項關鍵要求，可能是最難證明的一項要求，將涉及到場址資訊的充分性。最終，決定何時完成場址特性調查的依據是：確認其目標已經達到支持安全評估，處置設計和環境影響評估所需數據的數量和品質方面已得到滿足，或提供更多信心瞭解系統和作用過程。當場址現場調查部分，蒐集的任何其他數據不會對安全產生重大影響時，則支持安全評估和封閉後安全論證的資料數量和品質，將被認為已經足夠。例如，敏感度研究可能顯示關鍵資料的不確定性是可以控制的，計算出的劑量和風險仍在法規限值、約束值或目標值的範圍內，任何進一步的資料收集都不會增加對安全論證的信心。這可作為決定安全評估現場調查

已完成的有用依據(儘管要指出的是，繼續進行監測可能是有價值的)。

6.23. 場址確認階段通常包括在開始全面建造處置設施之前，對優選場址進行詳細研究和調查。應將處置系統跟所有相關準則謹慎比較，確認處置系統若依照設計進行建造與運轉，是否能履行所需功能。在確認場址的適宜性後，應向管制機構申請設施建造核准，其中應包含足夠的資訊，以便可以就批准設施建造做出決定。該申請內容應包括根據場址調查、特徵調查和確認活動所得結果進行的安全評估。場址確認研究將由管制機構審查所有相關資訊，以決定場址適宜性。如果符合所有必要的要求，則由管制機構核准(發給執照、許可建造、或其他形式的許可)處置設施建造的許可。特性調查作業通常會持續到建造和運轉階段，以便提供進一步的資料，並進一步減少安全論證中任何殘留的不確定性。

6.24. 為安全起見，應根據有關國家主管機關的要求，結合場址特性調查進行環境影響評估作業。根據相關的國家法律，環境影響評估可能會涉及面很廣，可能包括潛在處置設施對公眾健康和環境，以及對環境的影響評估。亦可能包含針對處置設施所在場址，如何避免或減輕對其他局部地區或區域影響的討論。

設計

SSR-5 要求 16 (參考文獻[1])：處置設施之設計

處置設施及工程障壁之設計應能拘限廢棄物及其可能產生之災害，使其在物理與化學上與母岩地質及(或)地表環境相容，以提供封閉後與處置環境完整安全功能。處置設施與其工程障壁之設計應提供運轉期間之安全。

6.25. 設施設計應能提供運轉與封閉後的安全，並應考慮監測、核物料料帳與管控、地下活動同步進行(例如開挖、廢棄物置放、以及設備的維護、翻新、與更換)、與廢棄物再取出或可逆性的任何要求。

6.26. 雖然處置定義為將廢棄物置放於適當的設施而無意圖再取出，但在某些狀況下，有可能在設施封閉前的任何時期需要將廢棄物取出(安全移除廢棄物的設計)。若廢棄物可再取出的能力被列為設計要求，則應儘早於設計過程中考慮，且此方式不應危及設施封閉後的安全。為了滿足各種設計要求，應採取最佳化方法，此為一致性的設計原理。

6.27. 雖然再取出在設施開發的各階段都有可能，但在設施封閉後，可再取出性僅會在特殊情況下被考慮。然而，在某些國家，封閉後可再取出性係法律要求，並構成可用選項的邊界條件，亦為處置必須滿足的安全要求。

6.28. 設施設計應足夠詳細與正確，以便在評估運轉與封閉後安全性時，能夠適當評估設計要求的影響。當設施設計隨著設施發展階段演變時，安全評估亦應更新，以評估設計變更的影響是否符合法規準則。

6.29. 設施設計應達成封閉後安全性的健全性、簡要性、技術可行性與被動安全性。如第4章所指出，設施設計的運轉安全性包含主動與被動系統。地面作業安全的相關設施設計，其運轉時期(廢棄物裝卸與貯存)的安全性應反映先進的輻射防護與工業安全實務，可參照既有的核子設施。同步進行地下作業(開挖與廢棄物置放)的設施設計，其安全性應反映最佳輻射防護、工業、礦業、與土木工程安全實務的組合。

6.30. 地質處置設施封閉後時期的設計，其安全性應使母岩地質環境的固有特性與補充天然障壁系統的工程障壁發揮最佳化使用。高放射性與中放射性廢棄物處置設施預期須比一般工業設施的使用有更長時間。藉由天然環境條件的天然類比研究，了解古代文物與人為結構物在地質環境中隨時間變化的行為，將有助於提升對處置設施長期功能評估的信心。證明廢棄物罐製造與工程障壁建造(例如在地下實驗室中)的可行性是相當重要的，以便於對可達成功能獲得相當程度信心。

6.31. 地質處置設施應設計使得若有可分裂物質時，在運轉期間仍可處於次臨界組態。應評估封閉後時期處置系統的可能演化，亦應說明此時期的核子臨界議題，並確保次臨界條件將可維持的信心。

6.32. 運轉作業應根據可能輻射曝露情況與潛在污染進行劃分。需要輻射管制或有污染可能的作業場所，應位在設施的特定地區，以便進行適當的進接控制。在符合管制通行的運轉要求下，必要時可採分區作法，越位於內部的工作區將適用更嚴格的管制。

6.33. 運轉時期的輻射監測設計應考慮預期運轉情況與假想事故。應建立監測站量測例如外部輻射強度、可能的空氣與地下水污染。監測站應設立於場址內輻射

管制區與非管制區，以及處置設施附近的場址邊界外選定地點。

6.34. 為確保安全評估與安全論證的健全性，設施設計的過程應在有組態變更管控的管理系統內進行。工程障壁設計屬性應針對運轉安全性[註 2]與封閉後安全等級進行劃分，以確保障壁的安全特性分級能符合設計要求的安全分級應用。

6.35. 依照管理系統對資料完整性的要求，安全相關設施設計的文件編製應該透明並歸檔，以達成未來世代福祉的需求。

註 2：用於運轉的工程障壁通常稱之為「具安全重要性的結構、系統、與組件」。

廢棄物接收

SSR-5 要求 20 (參考文獻[1])：處置設施之廢棄物接收

處置設施廢棄物包件與未包覆廢棄物之接收標準，應與安全論證處置設施運轉與封閉後所提出之標準完全一致。

6.36. 規劃處置的廢棄物存量與廢棄物接收準則，應發展做為安全論證的一部分，並應向管制機構提出以獲得運轉許可。運轉將確保廢棄物能被安全裝卸，且廢棄物種類與廢棄物包件可滿足長期安全所需的安全功能。

6.37. 最終已接收與已置放的廢棄物存量應加以追蹤登錄，安全論證中應包含向管制機構提出申請設施封閉的許可。

6.38. 廢棄物特性調查對於運轉與封閉後的安全極為重要，且為相關安全論證的一部分。廢棄物接收準則的發展，可藉由管制機構、處置設施經營者、與廢棄物產生者之間反覆的溝通來達成。廢棄物接收準則應包含運轉與封閉後重要的廢棄物安全特性，應指定下列內容：

- (a) 廢棄物與廢棄物體可容許的化學性質範圍與物理性質；
- (b) 各廢棄物包件可容許的尺寸、重量與其他製造規格；
- (c) 各廢棄物包件可容許的放射性強度；
- (d) 各廢棄物包件可容許分裂物質的數量；
- (e) 可容許的表面劑量率與表面污染；
- (f) 隨附文件的要求；

(g) 各廢棄物包件可容許的衰變熱。

廢棄物產生者與處置設施經營者可能須考慮額外的廢棄物接收準則，例如廢棄物處理過程中所採用的處理方法、氣體產生的潛在性(例如經由輻射分解、腐蝕或微生物的影響)、或廢棄物的成分(例如存在自由液體、空隙體積、有機成分)。

6.39. 採用地質處置的廢棄物應進行特性調查，俾提供足夠的資訊確保送往處置的廢棄物包件符合廢棄物接收準則，若否，則可由廢棄物產生者或處置設施設施經營者採取修正措施[1]。決定是否接收廢棄物包件，主要根據前處理測試、製程管控、處理過程等相關紀錄。由於廢棄物包件有潛在高劑量風險，「處理後測試與進行修正措施，實務上應盡量避免使用」[1]。

6.40. 管理系統的紀錄應有結構性，以登錄廢棄物接收的相關資訊，包含前述各節所示的資料，與廢棄物產生與處理的紀錄。

6.41. 預定的廢棄物接收準則應儘早發布，以便進入處置設施前，廢棄物能在產生地進行配套的安全管理。

建造

SSR-5 要求 17 (參考文獻[1])：處置設施之建造

處置設施之建造應符合在安全論證與其支援安全評估所通過之設計依據。建造應維持處置環境之安全功能，如同在安全論證中所呈現封閉後重要的安全功能。建造實施也應確保運轉期間之安全。

6.42. 地質處置設施須遵照管制機構要求，於設施建造安全論證獲得核准後，方可開始建造。若處置設施規劃將建構地下岩石特性調查或實驗設施為將來的一部分，則應提供充分文件證明該特性調查設施的建造與運轉，亦符合處置設施的管制要求。

6.43. 設施建造應遵照已核准的設施設計，與開始建造後經核准的設計變更來進行。處置設施的配置將受限於母岩的條件，因此建造過程中有可能必須進行設計變更。建造期間，應進行母岩調查，以驗證處置設施配置的適宜性。

6.44. 處置設施的開挖與建造應避免對地質環境產生不必要的干擾，例如因開挖

造成不必要的大範圍擾動帶、導入對母岩不利的化學性物質、與導入對母岩水文地質與地球化學性質的瞬間變化。應儘可能保留母岩隔離與圍阻的固有特性。

6.45. 地質處置設施開始運轉與置放廢棄物後，建造仍可能持續進行。為確保設施建造相關地下作業的安全性，需考慮開挖與廢棄物置放的可能作業，且建造應整合最佳的放射性、工業、與土木工程安全實務。

6.46. 地表建造活動的安全應參考既有的核子或工程設施，採用最先進工業安全實務。

運轉

SSR-5 要求 18 (參考文獻[1])：處置設施的運轉

處置設施運轉應遵照執照所規定的條件與相關的法規，以維持在運轉期間的安全，並保持在封閉後對安全重要安全論證所假設的安全功能。

6.47. 獲得運轉許可(執照)的條件之一為，在開始從事有關放射性物料的作業以前，運轉者必須對於安全接收、置放，假若必要時，包括異常事件與緊急情況時廢棄物包件的再取出，證明設施的結構、系統、組件、服務、功能及程序之妥善。應進行試運轉以評估正常作業設計的妥善，包括作業程序，以安全操作、置放，且若必要時再取出廢棄物。

6.48. 有關放射性物料的運轉獲准後，設施運轉應遵照運轉執照所規定的條件與相關法規進行，以對工作人員、公眾及環境提供適當的輻射防護。運轉應遵照核准的程序，以確保安全[4，18，19]。

6.49. 操作、貯存、或置放廢棄物地區的出入口，應加以管制，以確保安全與實體防護物料。對於任何非法入侵，應備有偵測措施，以便迅速採取對策(見 6.69-6.74 節)。

6.50. 封閉作業為設施運轉期間的一部分，且應由主管機關另行核准；安全論證應定期更新，以反映這些封閉作業。處置設施的某些部分，例如處置坑道，實務上應儘速加以回填，以降低對母岩的干擾。此種漸進式的封閉作業，應經安全管理機構核准。

- 6.51. 應考量同時進行建造與廢棄物置放的可能性。這些作業應遵照輻射防護、開挖安全以及工業安全的規定，對於具體的作業均有適當的規定。
- 6.52. 地質處置設施可能運轉數十年，以置放來自核能發電廠運轉或除役的廢棄物。作業程序應涵蓋在此運轉期間內的維修與可能的修繕或設備更新。對於設備、程序，及必要時它們的安全論證異動之文件，應清晰完整。
- 6.53. 在運轉期間，應監測工作人員的曝露與放射性物質的外釋(主要是外釋至空氣中)，以闡明包括程序變更的設計變更，並降低外釋且使曝露合理抑低。
- 6.54. 在運轉階段，運轉者應分析各種不同的外部事件(例如：火災、洪水、爆炸)，對於處置設施與工作人員的安全，以作為證明安全的一部分。
- 6.55. 某些地質處置方案，在停止廢棄物置放後，設施被設計成仍維持開放一段相當長的時間。此將進一步延長運轉期間，提供較多有關設施功能的監測數據(例如：廢棄物包件的腐蝕、回填材料的受潮、以及水文條件的改變)。應建立程序以評估監測數據，對於延長運轉期限所造成設施封閉後設施安全的衝擊(例如，基於監測數據對安全再評估)。監測數據的文件、任何對基準條件改變的文件、以及若必要時，延長運轉期限對於設施封閉後安全衝擊的文件，均應清晰完整。

封閉

SSR-5 要求 19 (參考文獻[1])：處置設施的封閉

處置設施的封閉，應能提供安全論證已經證明在封閉後對安全重要的安全功能。包括設施主動管理過渡期的封閉計畫，應明確定義且可執行，以使設施在適當的時間進行安全封閉。

- 6.56. 地質處置設施的封閉包括下列作業，例如回填與封閉處置設施的地下開口處。封閉的目的為試著儘可能回復母岩在任何開挖前的初始天然狀態。
- 6.57. 地質處置設施封閉後功能，在初始設計與後續安全論證更新時，即應妥善考慮。在主管機關核准設施封閉前，應更新安全論證，以充分證明封閉系統有效，且地質處置設施在封閉後的安全符合法令規定。可以藉由驗證與了解場址的自然演化、現場測試、數據分析與建模、以及適當的天然類比，來證明封閉系統的有

效性。

6.58. 「必須遵照安全主管機關在核准設施時所設定的封閉條件，來封閉處置設施。尤其要特別注意在這段期間所發生的權責異動。同樣地，封閉物件的施作可以與廢棄物的置放作業同時進行。回填與置放密封或封蓋，可以延遲至完成廢棄物置放之後，例如：為了供監測以評估封閉後有關安全的事項；或者因為公眾接受的緣故。假若在完成廢棄物置放後一段期限內，並不會安置這些封閉物件，則必須在安全論證中考量運轉期間與封閉後的安全」[1]。

6.59. 地質處置設施的封閉，也應包括地表面設施的除役，並進行任何必要的環境復原，且可能包括建造耐久的標誌。

監測方案

SSR-5 要求 21 (參考文獻[1])：處置設施的監測方案

在處置設施建造與運轉前和期間，均應執行監測方案。若其為安全論證的一部分，則在封閉後也要執行監測方案。應基於防護與安全的目的來設計此方案，來蒐集更新必要的資訊。由此所獲得的資訊，乃是用來證明在設施運轉期間，對工作人員與公眾的安全以及環境保護。為證明不存在任何會影響設施封閉後安全的情況，亦應執行監測方案。

6.60. 所謂監測，即為連續或定期觀測放射性或其他參數，或是決定結構、系統或組件的狀態。「在處置設施發展與運轉的每一階段，均應執行監測」[1]。監測對安全評估提供輸入數據，持續確保設施的運轉安全，並確認對封閉後安全所做的假設與實際的情況一致。

6.61. 在建造前並配合安全論證的發展，即應界定監測方案。在開始建造作業前，即應執行包括母岩特性的場址背景調查。監測方案應定期修訂，以反映在建造與運轉期間所獲得的新資訊。對於運轉前與運轉期間所應執行監測活動的討論，列於參考文獻[20]。

6.62. 監測方案應包括在安全論證內，且應隨每一次修訂安全論證時，加以更新。在運轉期間，監測方案應作為符合運轉法令規定與執照條件並包括符合環境與輻射防護安全規定的證明[4]。

6.63. 監測方案應由安全主管機關或其他權責機構，進行稽核與獨立驗證。

6.64. 在封閉後的期間，地質處置設施應為被動式的安全設計，且應不需要依靠封閉後的監測方案來提供安全保證。假若有需要，政府或安全管制機構可以執行封閉後的監測，以提供公眾保證，但是不得影響被動式的安全設計。

被動式安全特徵的監測與管制

SSR-5 要求 10 (參考文獻[1])：被動式安全特徵的監測與管制

應採用適當程度的監測與管制，以防護與維持被動式安全特徵，使其達到封閉後安全論證所指定安全功能必要的安全程度。

6.65. 在本安全指引的意涵中，「監測」一詞表示實體檢查處置設施，以證明其完整性，可以防護或維持被動式安全特徵(障壁)。監測應著重於直接與處置系統關鍵安全功能有關的障壁功能元素。「對於地質處置...被動式安全特徵(障壁)應足夠牢固而不需要修理或更新」[1]，以達成其所規定的安全功能。監測作業應不影響設施封閉後的安全。

6.66. 地質處置設施應設計成被動式安全，且在封閉後，不應依靠介入、監測或管制來確保其安全。

封閉後與監管期間

SSR-5 要求 22 (參考文獻[1])：封閉後與監管期間

對於封閉後期間應規劃計畫，以闡明監管與處置設施資訊的保存安排。這些計畫應與被動式安全特徵一致，且應為安全論證的一部分，此安全論證為設施被批准封閉的依據。

6.67. 在封閉後期間地質處置設施的設計是屬於被動安全(亦即，不需要介入來確保安全)，且「放射性廢棄物處置設施的長期安全不應依靠主動式監管」[1]。

6.68. 應建立被動式監管，來防止或降低無意人類活動的可能性，這些活動可能干擾廢棄物或使地質處置設施的安全特徵被破壞。監管可包括建造耐久的標誌、將設施的紀錄列入國家的與國際的檔案，以供未來的人類知悉，以及將設施的責

任轉移給一個承繼組織。對於將責任由一世代轉移至次一世代，可能需要建立適當的機制。

負責與管制核子物料國家系統的考量

SSR-5 要求 23 (參考文獻[1])：負責與管制核子物料國家系統的考量

在設計與運轉處置設施時，遵照負責與管制核子物料協定的規定，應考量使負責與管制核子物料所規定的措施，不會影響安全[21-23]。

6.69. 負責與管制核子物料的系統，適用於可裂材料且潛在可萃取形態含量顯著的物料[21-23]。國際原子能總署(IAEA)核子保防的目的，在於及時偵測到顯著量的核子物料被由和平的核子作業轉移至製造核子武器或其他核爆裝置或其他未知目的的用途。藉由早期偵測，來防止核子物料移作他用的風險。地質處置提供長期被動式核子保安，符合 IAEA 核子保防的目的。

6.70. IAEA 核子保防的規定，適用於地質處置設施發展的全部三個階段(見 2.3 節)。適用於地質處置設施，IAEA 的正式指引仍在發展建立中。然而，IAEA 已經頒布實體防護指引，此應列入此種設施的考量。

6.71. 安全所需要某些資訊，也可以做為 IAEA 核子保防的目的來用。互補與共有的資訊，在處置設施發展的早期即應確認，且可能包括：

- (a) 監測數據提供背景資訊以進行後續安全評估，來確保作業安全與設施性能，並證明符合長期安全的條件；
- (b) IAEA 核子保防所量測用過核子燃料的核種組成，可用於評估次臨界與衰變熱的計算；
- (c) 量測放射核種的外釋與環境監測的數據，可以用來確保不會發生有關可裂物料未宣示的活動。

6.72. 在運轉前的期間，IAEA 核子保防的規定，需要提供場址原始未干擾前的資訊，最好是包括：開挖開始前設施與運轉的草案；擬採行地下探勘的工作；以及地區的一般資訊(例如當地的採礦作業)。早期獲得設計資訊與任何既存或背景數據是必要的，可供 IAEA 進行評估核子保防的規定並建議設計變更，以利核子保防的執行。這些資訊亦用來規劃核子保防措施，以確保其不會影響設施安全建造

與運轉。

6.73. 在運轉期間，IAEA 核子保防專注於確保與可裂物料有關知識的連續性，與防止發生與此物料有關任何未宣布的作業。知識的連續性由 IAEA 與國家系統保持著並負責與管制。運轉者需要保存充分的紀錄，以供國家與 IAEA 的要求。

6.74. IAEA 對於地質處置設施的政策為，即使廢棄物已經封閉於地質處置設施後，仍然規定需要持續核子保防。在封閉後期間，IAEA 核子保防實際上可能採用遙測方法(例如，衛星監測、空中照相、微震監測)，但是較簡單的行政安排也是可行。「必須避免侵入性的方法，因為其可能影響封閉後的安全」[1]。持續採用核子保防措施，可以增進對長期行政管制措施的信心，並防止對地質處置設施的無意干擾。基於此，核子保防可以增進封閉後對安全的信心。

核子保安措施

SSR-5 要求 24 (參考文獻[1])：核子保安措施的相關規定

應採取整合方法以確保放射性廢棄物處置之安全及核子保安措施。

6.75. 「應採取必要的核子保安措施，以防止個人未經授權進入設施及放射性物質未授權轉移，應採取整合方法實施安全及核子保安措施」[1、2、24]。

6.76. 「所採取核子保安的安全層級，應與放射性危害及放射性廢棄物的性質相當」[1]。當適用核子保安要求時，其安全層級的要求將是最嚴格的(另請參閱 6.69-6.74)。

管理系統

SSR-5 要求 25 (參考文獻[1])：管理系統

提供品質保證的管理體系應適用於所有處置設施開發及運轉的所有步驟與安全有關的活動、系統及組件。每一元素的品質保證級別應與其安全重要性相當。

6.77. 參考文獻[25]建立了每個組織內管理系統之設置、實施、評估及持續改進的要求，管理系統設計用於實施安全、健康、環境，保安、品質與經濟因素目標的

整合管理系統。安全是管理系統所依據的基本原則，管理系統定義了適用實施流程的組織架構。管理系統還定義所有涉及之設計、實施與評估流程及執行活動各類人員及組織之職責與權限及活動如何執行。在地質處置設施開發及運轉所有階段中，管理系統應用於所有的過程、活動、系統及組件。

6.78. 運轉管理系統應遵守管理系統的國家標準，並應儘可能使用國際認可的法規、規定及標準[25-27]。適當的管理系統整合了安全、健康、環境、保安、品質與經濟等因素，促進人們對場址特性、設計、建造、運轉、封閉與封閉後符合安全相關要求及標準的信心。應依據系統安全評估結果及對安全重要性進行分級之實施管理系統要求的結果，確認相關活動、系統與組成。

6.79. 運轉管理系統應為管制機構及適當的合格認證組織所接受。管理系統應得到運轉組織高階管理階層的認可，並承諾保證於整個組織中全面實施。

6.80. 應定期由適當的外部機構對運轉組織進行評估，以確保運轉組織作為管理體系之一部分遵守所訂定的程序。

6.81. 由於地質處置使用天然障壁及工程障壁，因此管理系統之設計應納入天然系統之固有不確定性的事實，並可能需以特殊程序以系統性處理長期安全評估中此類不確定性。

6.82. 對於地質處置設施，管理系統及其品質保證方案應提供達到所需品質目標的客觀證據(如材料樣本及文件證據)之生產、保留及保存。

6.83. 應考量記錄之實體及電子形態，以確保可取得所需資訊，並為未來世代的利益進行適當的存檔(另見 6.68 節)。

6.84. 對於所有開發階段及活動，運轉人員應確定其人員配置要求，應招募及培訓適當的合格人員，培養並維持安全文化。應體認處置設施可能會運轉數十年，運轉人員應經由訓練、教育及知識傳授等措施，維持其素養(competency)及安全文化。

現有的處置設施

SSR-5 要求 26 (參考文獻[1])：現有的處置設施

應定期評估現有處置設施的安全性，直到運轉執照終止。運轉期間規劃進行重大安全修改或授權條件變更時，應評估其安全。如果不符合本安全要求出版物所規定的任何要求，在考慮到經濟及社會因素下，應採取提昇設施安全性的措施。

6.85. 目前並無高放射性廢棄物處置設施及僅有少數中放射性廢棄物地質處置設施。較舊設施未依目前安全標準建造，可能無法符合參考文獻[1]中的所有安全要求。

6.86. 需對現有設施進行封閉後之安全評估，以確認其是否符合目前封閉後的安全標準。運轉中設施的評估應基於目前所規劃的持續運轉、最終封閉及任何封閉後的監管。

6.87. 若評估顯示該設施符合目前封閉後安全標準，則無需採取進一步措施。若評估顯示該設施不符合目前安全標準，下一步決定設施是否仍可運轉，可能需要收集更多有關場址特性的資訊。

6.88. 若不符合安全標準的現有設施仍持續安全運轉及隨後之安全封閉，則必須使其達到適當的安全功能基準。因此有必要對可能採取的補救行動進行評估及比較，如目前廢棄物接收標準、操作與維護程序以及封閉計畫等的變更。亦可能需要新的監測及偵測程序(monitoring and surveillance procedures)。

6.89. 可能需要決定是否應採取補救措施。若需要的話，則應採取最佳行動。輻射防護術語是涉及正當化及最佳化原則[4]。正當化涉及對可能的補救行動與不採取任何行動進行實質比較，然後確定那些行動(如果有的話)為弊大於利。確定了採取補救行動類型後，應將各種補救行動進行比較，以提供決策選用方案的依據。這種比較應考量最佳方案之確認的所有因素(即最大效益的補救行動)。

6.90. 最適化原則為主要的輻射防護原則，涉及採取補救行動或對設施運轉計畫及程序進行變更的決策。應根據封閉後對人類及環境的輻射影響、對人類及環境的非輻射影響、社會影響、財務成本及其他因素，將各種修補行動及變更進行比較，作為決策的參考依據。可行性研究及實證方案可用來支持決策過程。因所需考量的議題範圍很廣，其好處是讓監督機制(如當地社區)以外之利益團體參與補救行動之評估比較及現有設施之運轉變更。

6.91. 與運轉中設施相比，封閉設施(或地質處置設施的封閉區域)採取補救行動之選擇受到較大的限制。開放設施(或開放設施的一部分)採取補救行動可能需投入大量資源，並造成工作人員的顯著輻射暴露及風險。

6.92. 此外，補救行動的適當時機也是一個問題。早期採取補救行動可能有利亦有弊。例如早期補救行動時之廢棄物型體及包裝的劣化較少，更容易自設施中移動廢棄物，但早期補救行動因核種衰變較少，造成工作人員的輻射暴露可能較高。解決補救行動的時間問題之一種方法，是實施一次最適化演練，在不同時間將補救行動當作單獨方案。與運轉設施一樣，其好處是讓利益團體參與封閉設施補救行動的決策。

参考文献

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSR-5, IAEA, Vienna (2011).
- [2] EUROPEAN ATOMIC ENERGY COMMUNITY, FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, INTERNATIONAL MARITIME ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, UNITED NATIONS ENVIRONMENT PROGRAMME, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA, Vienna (2006).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, IAEA International Law Series No. 1, IAEA, Vienna (2006).
- [4] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna (1996) (under revision).
- [5] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Engineered Barrier Systems (EBS) in the Safety Case: Design Confirmation and Demonstration (Proc. Workshop, Tokyo, 2006), OECD, Paris (2007).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Borehole Disposal Facilities for Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. SSG-1, IAEA, Vienna (2009).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, 2009 Edition, IAEA Safety Standards Series No. TS-R-1, IAEA, Vienna (2009).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Fuel

- Cycle Facilities, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-5, IAEA, Vienna (2008).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 1, IAEA, Vienna (2010).
- [10] INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY GROUP, Stakeholder Involvement in Nuclear Issues, INSAG-20, IAEA, Vienna (2006).
- [11] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Post-Closure Safety Case for Geological Repositories, Nature and Purpose, OECD, Paris (2004).
- [12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Committee on Radiological Protection, Publication 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [13] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Framework for Assessing the Impact of Ionising Radiation on Non-Human Species, Publication 91, Elsevier, Amsterdam (2003).
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 103, Elsevier, Amsterdam (2007).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “Reference Biospheres” for Solid Radioactive Waste Disposal, IAEA-BIOMASS-6, IAEA, Vienna (2003).
- [16] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste, An International Database, OECD, Paris (2000).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Indicators for the Safety Assessment of Radioactive Waste Disposal, IAEA-TECDOC-1372, IAEA, Vienna (2003).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR OFFICE, Occupational Radiation Protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).
- [19] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANIZATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION,

- UNITED NATIONS OFFICE FOR THE CO-ORDINATION OF HUMANITARIAN AFFAIRS, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, IAEA, Vienna (2002).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Monitoring of Geological Repositories for High Level Radioactive Waste, IAEA-TECDOC-1208, IAEA, Vienna (2001).
- [21] The Agency's Safeguards System, INFCIRC/66/Rev.2, IAEA, Vienna (1968).
- [22] Model Protocol Additional to the Agreement(s) Between State(s) and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards, INFCIRC/540(Corrected), IAEA, Vienna (1997).
- [23] The Structure and Content of Agreements between the Agency and States Required in Connection with the Treaty on the Non-proliferation of Nuclear Weapons, INFCIRC/153(Corrected), IAEA, Vienna (1972).
- [24] The Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities, INFCIRC/225/ Rev. 4(Corrected), IAEA, Vienna (1999).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of the Management System for Facilities and Activities, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for the Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-3.4, IAEA, Vienna (2008).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment for Near Surface Disposal of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. WS-G-1.1, IAEA, Vienna (1999).
- [29] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities, Vol. 1: Review and Enhancement of Safety Assessment Approaches and Tools, IAEA, Vienna (2004).
- [30] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Disposal of Radioactive Waste: Review of Safety Assessment Methods, OECD, Paris (1991).

- [31] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Systematic Approaches to Scenario Development, Rep. NEA Working Group on the Identification and Selection of Scenarios for Performance Assessment of Radioactive Waste Disposal, OECD, Paris (1992).
- [32] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Management of Uncertainty in Safety Cases and the Role of Risk (Proc. Workshop, Stockholm, 2004), OECD, Paris (2005).
- [33] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories, its Development and Communication, OECD, Paris (1999).
- [34] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Use of Natural Analogues to Support Radionuclide Transport Models for Deep Geological Repositories for Long Lived Radioactive Wastes, IAEA-TECDOC-1109, IAEA, Vienna (1999).

附錄 II

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 專家座談會議記錄



時間：109 年 11 月 6 日 星期五 AM 11:00

地點：國立中央大學工程一館 E-117 會議室

主持人：黃偉慶教授

出席人員：黃慶村、紀立民、魏聰揚、鄭武昆、李在平、董家鈞、石瑞銓、林伯聰、楊長義、林文勝、李明旭、林善文、周冬寶、楊樹榮

紀錄：陳冠宇

頁數：2

一、主持人簡報 (11:00 起)。

二、座談會議討論及專家建議事項：

1. 目前高放研究團隊參照低放安全分析報告導則之經驗來研擬高放安全分析報告導則，考量高放射性處置複雜程度高於低放處置，安全分析報告應採主報告配合技術報告的方式來呈現。
2. 國際上高放最終處置計畫發展的重點在於安全論證(safety case)，透過安全評估的階段性成果進行反復的論據並建立信心，故建議研究團隊將安全論證的概念納入安全分析報告導則研擬之設計及建造專章內容中。
3. 建議高放處置設施安全報告導則之章節架構，應考量未來能與高放安全報告審查導則章節範圍與內容能作相互對應，以達盡善避免遺漏部分。
4. 高放處置安全分析報告導則應作為原則性完整基礎描述，提供未來申照者明確目標進行準備，不需包含過多細節性的內容。
5. 針對尚未確定專有名詞建議保留對應英文文字，同時可列舉清單持續供主管機關參考納入名詞彙編；另有關地下設施處置區域部分，未來可能配置情形並未確定(如未必為單層平面)，故文字上宜保留彈性避免過多限制。
6. 建議團隊方面可針對現有的法規提出導則專章內容外，另外可向主管機關提出相關研究發現與檢討等，做為未來高放處置計畫管理策略調整及相關法規修訂之方向與建議。
7. 考量目前台電公司尚未確定採用瑞典 KBS-3 或未來其他國家所列舉之高放處置設計模式，建議可於第三章加入「十、其他替代設計方案」，以容許未來

申照者如採納不同於 KBS-3 之處置方案時，得向主管機關提出專案申請，以取得審查同意。另外，所提章節架構之第十二章保安計畫及料帳管理計畫與第十三章保防計畫，宜考慮其內容是否重複。

8. 針對導則專章條文內容修訂之建議，歸納整理如附件表。

三、散會 (12:30)。

附件表

高放導則內容修訂建議：	
第三章、設施之設計基準	
建議名詞部分可參考 SNFD2017，如連通設施之「斜坡道」取代原「傾斜隧道」。	
一、設計目標與功能需求	建議加入「保護工作人員、保護一般公眾、保護後代子孫、維持場址穩定性」等原則性文字。
(一) 設計準則	
2.輻射安全	考慮刪除(1)、(2)點說明文字。
3.降低維護需求	處置設施封閉後應無維護需求，建議修改。
三、連通設施設計	第(二)點已有豎井設施之說明，故建議「(三) 若為傾斜隧道/豎井....」移除豎井一詞。
五、多重障壁系統設計	建議說明中加列考慮有關「材料製造及取得之可行性」。
八、再取出設計	<ol style="list-style-type: none">1. 國外文獻皆視「再取出」為非必須執行的選項之一，故建議所撰文字可作修訂以保持內容之空間與彈性。2. 第(一)點「...處置孔再取出的作業便利性」，認為如何達到便利性上較不易有明確定義或描述，建議可否修改文字為處置孔再取出的作業概念、設計及相關機具設備等。3. 「...高放射性廢棄物最後一個處置容器...」，建議移除「最後一個」等字。
九、封閉設計	第(五)點「封閉後監測設施」建議於說明中表示應請申照者提出封閉後監測計畫予主管機關審查。
第四章、設施之建造	
二、同步施工與運轉	第(一)點，理論上其地下公共設施應先完成時，主管機關方才准許進行處置作業，故不應屬於可與廢棄物處置同時進行之建造工作，相關文字建議修改避免矛盾。
三、地下工程	第(四)點，建議將現行可及的鑽炸或機械等開挖技術，來減少開挖擾動帶(EDZ)發生之觀念予以涵括至條文中。
建議第四章部分加入「地上工程」一節，用以說明若未來包封廠房建設於處置場址範圍之地面設施內，所需準備及擬定之相關計畫等。	

(此頁空白)

附錄 III

法規名稱：高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告導則(草案)

法規體系：放射性物料

壹、依據

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

貳、目的

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

參、報告內容概要

詳如附錄。

肆、修改

本導則如有未盡事宜，得視需要修訂之。

附錄 高放射性廢棄物最終處置設施安全分析報告內容概要

第一章、綜合概述

第二章、場址之特性描述

第三章、設施之設計基準

一、設計目標與功能需求：說明處置設施之設計基準、設計要項與設計規格等。

(一) 設計準則：高放處置設施之設計準則，至少包括下列：

1. 法規依據。
2. 輻射安全：保護工作人員、一般大眾以及其他物種，使不受輻射傷害。

(二) 安全功能：以深層地質處置與多重障壁之整合設計隔離廢棄物並遲滯核種釋出，並能抵抗天然事件及防止人類未來活動無意闖入處置設施。包括下列：

1. 運轉期間處置設施安全功能目標。
2. 封閉後處置系統安全功能目標。

(三) 影響設計的因素與設計基準：說明高放處置設施對於各類影響因素之設計基準考量，包括下列各項：

1. 廢棄物因素：包括廢棄物的輻射與衰變熱特性、設施接收與處置作業能力等。
2. 場址特性因素：包括場址的地形、水文與地質等環境條件。
3. 天然事件/作用因素：天然事件/作用可能對運轉期間與封閉後長期安全導致的危害。
4. 作業影響因素：施工及運轉作業的安全性，且作業需避免損及障壁系統長期安全功能。
5. 人類無意闖入因素：未來人類活動對設施的干擾。
6. 深層地質處置因素：應採取深層地質處置方式。
7. 多重障壁因素：應採取多重障壁系統方式進行設計。

二、地面設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

(一) 地面設施類型與功能：說明高放處置設施之地面設施類型與設計功能，

包括以下各項：

1. 運輸與交通設施。
2. 包封廠房。
3. 施工/維修廠房。
4. 緩衝/回填材料廠房。
5. 行政管理建物。
6. 岩屑堆置區。
7. 其他相關法規所要求之設施。

(二) 地面設施設計之考量：說明影響高放處置設施之地面設施的因素與設計考量。包括以下各項：

1. 廢棄物接收與暫貯設施之功能目標與設計考量。
2. 廢棄物包封設施之功能目標與設計考量，及其結構、系統與組件分類。
3. 前述設施因應場址特性之設計考量。
4. 天然事件/作用可能對前述地面設施於運轉期間導致的危害，所進行之設施設計考量。
5. 前述地面設施對於作業安全之設計考量。

三、連通設施設計：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。連通設施設計包括以下各項：

- (一) 應有至少二處以上的斜坡道/豎井設施設計，以確保兼顧人員進出、材料與設備運輸、處置容器運輸、通風、水電供應、緊急逃生與事故應變等用途。
- (二) 若為豎井設施，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、捲揚系統等。
- (三) 若為斜坡道，應說明出入口位置、附設的通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統，並應有避車道、排水系統、防落石、防止車輛失速

滑移之設計等。

四、地下設施：說明重要設施的名稱、功能、規格、數量、與配置，及其相關重要結構、系統、與組件之設計。

(一) 地下設施之設計：說明地下設施/作業區之設計。包括所處之地質環境與深度、地下設施規劃配置、支撐設計、變形監測系統、通風系統、管線系統、緊急逃生系統、照明系統、排水系統之設計等，並應考慮適當的備援系統。設施至少包含：

1. 地下控制中心：包含主要設計功能之說明。
2. 作業準備區：包含作業車輛停車間、材料/零件暫貯區之設計。
3. 運轉隧道：包含隧道斷面大小、跟處置坑道的連結、及隧道監測維護等之設計。
4. 處置坑道：包含處置孔、處置容器置放方式、處置孔間距等之設計；以及完成處置後的坑道，如何持續進行維護或分區封閉的設計考量。
5. 其他設施之功能說明。

(二) 地下設施設計之考量：

1. 處置坑道及處置孔以模組化佈局設置，以便在特定場址調整設計時可提供靈活性；這些模組可根據母岩地質環境的構造進行佈置。
2. 處置坑道軸向應盡可能與最大水平主應力方向平行。
3. 鑽孔、斜坡道/豎井、及其他隧道之設計應對處置岩體造成的損害為最小。若這些設施不再需要時，則應進行封塞或密封。

五、多重障壁系統設計：說明相關結構、系統、與組件之設計，含適用的工業規範與標準、所使用的尺寸、數量、材料性質、與設計方法等。多重障壁系統之設計包括下列各項：

(一) 處置容器：應具有長時間保持完整性、能抵抗處置環境影響、能限制近場之熱與輻射影響、維持廢棄物於次臨界狀態等能力，且對其他工程障

壁無不利影響。

- (二) 緩衝層：應具有長期完整包圍及保護處置容器抵抗外部應力/水流/化學腐蝕、適當導熱性、吸附與遲滯核種等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
- (三) 處置母岩：需具有長期維持處置孔力學穩定、工程障壁熱穩定，及有利於多重障壁系統遲滯功能等特性。
- (四) 回填層：應具有長期維持處置坑道穩定、保護緩衝材料於處置孔中、限制地下水流動等能力，且對其他工程障壁無不利影響。
 - 1. 回填材料依據地質環境母岩特性進行選擇，提供處置場封閉後安全功能。
 - 2. 處置孔與處置坑道應及早回填，以減少發生失效的可能性及對操作人員的劑量影響。
- (五) 封塞與密封材料：應具有長期封塞地下坑道與密封地下孔洞/裂隙之能力，以防止因人工開挖/鑽鑿之地下空洞/鑽孔成為核種傳輸捷徑。
- (六) 其他多重障壁系統替代設計方案：前述各項設計，申請者若採用其他多重障壁系統替代方案時，需說明能達到相同之安全功能與障壁能力。

六、輻射安全設計：

- (一) 安全限值：說明設施內外各區域或作業之輻射限值與輻射防護分區規劃。
- (二) 輻射屏蔽設計：針對暫貯廢棄物含有放射性核種之活度、比活度及貯放位置，說明暫貯設施輻射屏蔽結構體之材料、組成、比重、厚度及幾何空間位置等有關設計資料。
- (三) 職業曝露合理抑低：說明設施運轉期間，合理抑低工作人員輻射劑量所採行之設計或措施，至少包括下列各項：
 - 1. 輻射管制區與監測區之劃分及其輻射防護及監測設備等之設計。
 - 2. 廢棄物接收、包封、暫貯、搬運、置放、回填、封塞、再取出及控制

室等作業區職業曝露合理抑低之設計。

七、輔助系統及設備：說明如吊卸系統、通訊系統、通風冷卻系統、供水系統、壓縮空氣系統、捲揚系統、排水系統等輔助系統及設備之設計。包括下列各項：

- (一) 處置作業輔助系統及設備設計。
- (二) 運轉作業輔助系統及設備設計。
- (三) 再取出作業輔助系統及設備設計。

八、公用系統及設備：說明各項公用系統及設備之設計，至少包括下列各項：

- (一) 電力。
- (二) 通訊。
- (三) 通風。
- (四) 供水。
- (五) 防火。
- (六) 照明。
- (七) 緊急應變。

九、再取出設計：高放處置設施之設計，需確保高放射性廢棄物放置後五十年內可安全取出。至少包括：

- (一) 說明再取出的時機、作業流程及高放處置設施備有將高放射性廢棄物從處置孔再取出的作業可行性。
- (二) 說明高放射性廢棄物再取出的規劃作業方式與可行技術；再取出設計需考量異常狀況、意外事故及自然災害。
- (三) 說明再取出設計不會降低最終處置場的運轉安全及長期安全。
- (四) 說明再取出之作業人員作業安全及輻射安全規劃、再取出後暫貯或處理設施的規劃。

十、封閉設計

- (一) 逐步回填：說明處置坑道、運轉隧道、設施工作區、豎井和斜坡道等的密封與回填規劃。
- (二) 回填材料種類：說明回填材料選擇的根據，以盡可能合理地恢復母岩的自然條件。
- (三) 封閉時環境初始狀態：說明封閉時高放處置設施存在的環境初始狀態，以供封閉後處置設施演變過程模擬之基本資料。
- (四) 地表環境復原：說明地面設施拆除後對地表環境之修復和美化。
- (五) 封閉後監測：說明高放處置設施封閉後之監測計畫，包括監測設施、監測期間、監測作業方式、監測記錄資料管理等。

十一、設計成果檢附適當比例尺之詳細圖說，細部設計或分析資料得列為報告附冊備查。

第四章、設施之建造

高放處置設施的建造應配合設計與安全評估，持續進行場址調查，額外取得地質、地球物理、地球化學、水文、氣象、與其他材料與設計資料，以確認與安全功能相關設計、概念模式、參數值、與評估的適當性，並反映於申請運轉執照之報告中。說明高放處置設施之建造考量，至少須包括下列各項：

- 一、施工計畫：處置設施之建造為長期且大規模的施工計畫，應擬具可行施工計畫，包括工程經營管理、施工佈置、施工材料、施工方法、施工機具設備、施工程序、施工時程、職業安全衛生、水土保持與環境保護、品管與品保方案及緊急應變處理等。
- 二、同步施工與運轉：
 - (一) 說明進行同步施工與運轉前，需先完成之公用系統及設備與輔助系統及設備。
 - (二) 分期施工：若採分期施工規劃，於運轉期間仍同時分區分期施工者，應說明施工作業如何避免對運轉作業與已完成處置的地點產生干擾。

三、地下工程：

- (一) 施工技術與機具：說明採用的隧道施工方式，並評估對周圍岩體的擾動程度。
- (二) 隧道支撐與襯砌作業：說明施工階段支撐與襯砌作業方式，並評估施工材料是否對障壁長期功能產生不利影響。
- (三) 地質處置設施的地下結構，包括斜坡道、運轉隧道、處置坑道等之開挖剖面形狀及尺寸，應根據母岩的大地工程特性及現地應力情況來決定，須於建造、運轉、封閉階段提供足夠的長期穩定性。
- (四) 開挖剖面與岩石支撐系統設計應參考國內及國際隧道開挖相關經驗來決定，並須建立地盤監測系統，以提供對開挖維護之決策需要。

四、施工期間地下水管理：

- (一) 地下設施及連通設施之施工作業需充分考慮場址內母岩的詳細水文地質特徵。
- (二) 根據鑽孔探測詳細資料，說明各局部地下水管理的規劃與措施。

第五章、設施之運轉

第六章、設施之組織規劃、行政管理及人員訓練計畫

第七章、設施之安全評估

第八章、輻射防護作業及環境輻射監測計畫

第九章、品質保證計畫

第十章、消防防護計畫

第十一章、封閉及監管規劃

第十二章、保安計畫及料帳管理計畫

第十三章、保防計畫

行政院原子能委員會放射性物料管理局

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

子項計畫二：最終處置場地下設施現地實驗與
地震分析之數值模擬平行驗證
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：黃偉慶 教授

子計畫主持人：張瑞宏 教授

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：109FCMA004

中 華 民 國 一 〇 九 年 十 二 月

(此頁空白)

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

子項計畫二：最終處置場地下設施現地實驗與 地震分析之數值模擬平行驗證

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：張瑞宏

研究期程：中華民國 109 年 2 月至 109 年 12 月

研究經費：新台幣伍拾萬元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 109 年 12 月

(本報告內容純係作者個人之觀點，不應引申為本機關之意見)

(此頁空白)

摘要

為了能夠了解工程障壁系統之全尺寸現場實驗的流程、設備和任務，本研究參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，依據實驗中的主要條件，建立模擬實驗過程之數值驗證模型，與實驗數據進行相應的數值結果比對，並針對相關之效應進行參數分析。其次，在處置運轉期間，極可能因為地震而引發處置隧道之不穩定性，為觀察其效應，本研究參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受地震負載的作用下之動態力學行為，與台電 SNFD2017 報告之分析結果進行平行驗證，並依此模型進行參數分析。此外，由於不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，為了確認本研究發展之平行驗證技術的可行性，本研究因此研析其中二份報告之內容，並針對此類案例進行第三方之平行驗證計算，期能進一步觀察案例中分析結果之相應趨勢。

(此頁空白)

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	ix
第一章、緒論.....	1
1.1 前言.....	1
1.2 研究動機.....	1
1.3 研究主題與方法.....	2
第二章、處置場概況與分析之相關文獻.....	4
2.1 當前用過核子燃料最終處置方法.....	4
2.2 我國最終處置推動之相關研究.....	4
2.2.1 地質環境.....	5
2.2.2 處置設計與工程技術.....	5
2.2.3 安全評估.....	6
2.3 各國處置場概況.....	6
2.3.1 瑞典.....	7
2.3.2 芬蘭.....	9
2.4 我國最終處置規劃與目標.....	11
2.5 處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之國際資訊研析.....	12
2.5.1 處置隧道地震分析之國際資訊研析.....	12
2.5.2 處置設施現地實驗研究之國際資訊研析.....	15
第三章、國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算.....	19
3.1 前言.....	19
3.2 隧道斷面開挖之穩定分析.....	19
3.2.1 模型幾何介紹.....	20
3.2.2 材料參數.....	20
3.2.3 初始條件及邊界條件.....	21

3.2.4	分析結果.....	22
3.2.5	邊界條件機制之影響分析.....	24
3.3	隧道斷面受震之穩定分析.....	29
3.3.1	模型幾何介紹.....	29
3.3.2	材料參數.....	29
3.3.3	動力分析方法.....	29
3.3.4	初始條件與邊界條件.....	30
3.3.5	分析結果.....	31
3.3.6	邊界條件機制之影響分析.....	32
3.3.7	地震加載機制分析.....	35
3.3.8	地震加速度大小之影響分析.....	37
3.4	小結.....	46
第四章、最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與驗證.....		47
4.1	前言.....	47
4.2	溫度場之三方平行驗證.....	47
4.2.1	模型幾何配置.....	47
4.2.2	材料參數介紹.....	49
4.2.3	初始條件與邊界條件.....	49
4.2.4	溫度場分析結果驗證.....	50
4.3	飽和度之平行驗證.....	54
4.3.1	材料參數介紹.....	54
4.3.2	初始條件與邊界條件.....	58
4.3.3	水-力學分析結果驗證.....	60
4.3.4	極低母岩滲透係數到達飽和時間探討.....	61
4.4	邊界孔隙水壓影響分析.....	62
4.4.1	案例介紹.....	63
4.4.2	到達飽和時間分析結果.....	64
第五章、國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證.....		65
5.1	前言.....	65
5.1.1	現地實驗介紹.....	65

5.2 溫度場之平行驗證.....	68
5.2.1 模型幾何設置.....	68
5.2.2 熱傳導之材料參數介紹.....	69
5.2.3 初始條件與邊界條件.....	70
5.2.4 溫度場分析結果驗證.....	72
5.3 飽和度之平行驗證.....	77
5.3.1 材料參數介紹.....	77
5.3.2 初始條件與邊界條件.....	81
5.3.3 飽和度分析結果驗證.....	83
5.3.4 飽和度之完全耦合與依序耦合比較.....	87
5.3.5 結果分析.....	87
5.4 邊界溫度之影響分析.....	89
5.4.1 案例介紹.....	89
5.4.2 結果分析.....	89
5.5 水力傳導係數之參數分析.....	92
5.5.1 案例介紹.....	92
5.5.2 結果分析.....	93
第六章、最終處置設施現地實驗與地震分析審查重點與注意事項之建議.....	96
6.1 處置場審查重點.....	96
6.2 最終處置設施地震分析相關審查重點之建議.....	96
6.3 最終處置設施現地實驗相關審查重點之建議.....	98
第七章、結論.....	100
7.1 國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算結論.....	100
7.2 最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與溫度之三方平行驗證結果.....	100
7.3 國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證結果.....	101
參考文獻.....	103

圖目錄

圖 2-1 KBS-3 處置概念示意圖[3].....	7
圖 2-2 CLINK 示意圖 紅線範圍為廢棄物罐密封設施與 CLAB 設施區[4].....	8
圖 2-3 用過核子燃料處置場概要[4].....	8
圖 2-4 芬蘭的地質處置系統[4].....	9
圖 2-5 芬蘭的地質處置工程障壁系統[4].....	10
圖 2-6 芬蘭處置場示意圖-1	10
圖 2-7 芬蘭處置場示意圖-2	11
圖 2-8 我國用過核燃料之歷程規劃與目標.....	12
圖 2-9 瑞典歷史地震分布圖.....	13
圖 3-1 隧道上 4 個記錄點之示意圖.....	19
圖 3-2 模型示意圖.....	20
圖 3-3 模型邊界條件示意圖(紅色部分為鉸接束制).....	20
圖 3-4 模型受力的(紅線部分為母岩受壓之位置)示意圖	21
圖 3-5 模型記錄點示意圖.....	22
圖 3-6 處置隧道受力行為雲彩圖.....	24
圖 3-7 案例 C-1 之模型邊界條件示意圖.....	25
圖 3-8 案例 C-2 之模型邊界條件示意圖.....	25
圖 3-9 案例 C-3 之模型邊界條件示意圖.....	26
圖 3-10 地震加速度歷時圖.....	31
圖 3-11 處置隧道受震行為雲彩圖.....	32
圖 3-12 本節案例 D-2 邊界條件示意圖	33
圖 3-13 母岩域 E 點位置示意圖	37
圖 3-14 母岩底部的選取位置.....	41
圖 3-15 母岩受震 A3 區域 MISES 應力分布.....	41
圖 3-16 母岩受震 A3 區域主應力分布.....	42
圖 3-17 母岩受震 A2 區域 MISES 應力分布.....	42
圖 3-18 母岩受震 A2 區域主應力分布.....	41

圖 3-19 母岩受震 A1 區域 MISES 應力分布	41
圖 3-20 母岩受震 A1 區域主應力分布	42
圖 3-21 母岩未受震 A3 區域 MISES 應力與主應力分布	42
圖 3-22 母岩未受震 A2 區域 MISES 應力與主應力分布	43
圖 3-23 母岩未受震 A1 區域 MISES 應力與主應力分布	43
圖 3-24 母岩 A4 區域受震時之 MISES 應力分布	44
圖 3-25 母岩 A4 區域受震時之主應力分布	44
圖 3-26 母岩 A4 區域未受震時之應力之 MISES 應力與主應力分布	45
圖 4-1 處置場模型之斷面長寬	50
圖 4-2 處置場模型之內部幾何配置圖	50
圖 4-3 衰變熱比率與時間的關係圖	52
圖 4-4 模型分析位置示意圖	51
圖 4-5 點 A 溫度分析結果	51
圖 4-6 點 B 溫度分析結果	52
圖 4-7 點 C 溫度分析結果	52
圖 4-8 全域模型邊界孔隙水壓示意圖	62
圖 4-9 力學邊界條件示意圖	62
圖 4-10 各案例邊界孔隙水壓示意圖	63
圖 5-1 CRT 的位置示意圖[11]	66
圖 5-2 CRT 的位置示意圖[11]	67
圖 5-3 CRT 的加熱器熱能與水壓強度歷時圖[11]	70
圖 5-4 處置場模型之幾何配置圖[11]	71
圖 5-5 邊界熱對流與溫度設置示意圖	71
圖 5-6 處置罐與母岩中點溫度歷時圖[11]	72
圖 5-7 C3、R10、R5 路徑圖[11]	72
圖 5-8 文獻 C3 路徑線之各點溫度歷時圖[11]	73
圖 5-9 本文 C3 路徑線之各點溫度歷時圖	74
圖 5-10 文獻 R10 路徑線之各點溫度歷時圖[11]	74
圖 5-11 本文 R10 路徑線之各點溫度歷時圖	75
圖 5-12 文獻 R5 路徑線之各點溫度歷時圖[11]	75

圖 5-13 本文 R5 路徑線之各點溫度歷時圖.....	76
圖 5-14 第 200 天溫度雲彩圖(圖左為文獻、圖右為本文)[11].....	80
圖 5-15 膨潤土之保水曲線[11].....	80
圖 5-16 飽和度對應 M.S. [11].....	80
圖 5-17 邊界孔隙水壓位置示意圖.....	82
圖 5-18 力學邊界示意圖.....	82
圖 5-19 文獻 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖[11].....	84
圖 5-20 本文 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖.....	85
圖 5-21 文獻不同時間之徑向距離與飽和度關係圖[11].....	85
圖 5-22 本文不同時間之徑向距離與飽和度關係圖.....	90
圖 5-23 文獻之飽和度雲彩圖[11].....	90
圖 5-24 本文之飽和度雲彩圖.....	91
圖 5-25 依序耦合 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖.....	92
圖 5-26 原始案例 R10 路徑線之溫度歷時圖.....	90
圖 5-27 CASE1 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖.....	90
圖 5-28 CASE2 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖.....	91
圖 5-29 CASE3 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖.....	91
圖 5-30 CASE1 之 C3 路徑線飽和度歷時圖.....	93
圖 5-31 CASE2 之 C3 路徑線飽和度歷時圖.....	94
圖 5-32 CASE3 之 C3 路徑線飽和度歷時圖.....	94

表目錄

表 3-1 母岩設置之材料參數.....	20
表 3-2 應力結果分析比較.....	22
表 3-3 本研究之安全係數計算結果.....	23
表 3-4 台電之安全係數計算結果.....	23
表 3-5 案例 C-1 與參考案例應力分析比較結果.....	26
表 3-6 案例 C-2 與參考案例應力分析比較結果.....	27
表 3-7 案例 C-3 與參考案例應力分析比較結果.....	27
表 3-8 案例 C-1 之安全係數計算結果.....	28
表 3-9 案例 C-2 之安全係數計算結果.....	28
表 3-10 案例 C-3 之安全係數計算結果.....	28
表 3-11 應力結果分析比較.....	32
表 3-12 本研究之安全係數計算結果.....	32
表 3-13 台電之安全係數計算結果[1].....	32
表 3-14 案例 D-1 與參考案例應力分析比較結果.....	33
表 3-15 案例 D-2 與參考案例應力分析比較結果.....	33
表 3-16 案例 D-1 之安全係數計算結果.....	34
表 3-17 案例 D-2 之安全係數計算結果.....	34
表 3-18 案例 D-1 與參考案例應力分析比較結果.....	35
表 3-19 案例 D-2 與參考案例應力分析比較結果.....	35
表 3-20 案例 D-1 之安全係數計算結果.....	35
表 3-21 案例 D-2 之安全係數計算結果.....	36
表 3-22 E 點之應力分析在不同案例比較結果.....	36
表 3-23 案例 E-1 之應力分析結果.....	37
表 3-24 案例 E-2 之應力分析結果.....	38
表 3-25 案例 E-3 之應力分析結果.....	38
表 4-1 熱傳導分析之材料參數[9].....	51
表 4-2 最高溫度及峰值溫度發生區間比較.....	53

表 4-3 水力分析之材料參數[9].....	54
表 4-4 處置場各材料之孔隙水壓與飽和度對應關係[9].....	55
表 4-5 相對滲透係數與飽和度對應關係[9].....	57
表 4-6 熱傳導係數與飽和度對應關係[9].....	60
表 4-7 處置場各材料之水力分析初始條件[9].....	61
表 4-8 滲透係數案例介紹.....	60
表 4-9 到達飽和時間分析結果.....	61
表 4-10 極低母岩滲透係數到達飽和時間分析結果.....	62
表 4-11 邊界孔隙水壓案例介紹.....	63
表 4-12 各案例到達飽和時間.....	64
表 5-1 處置場之幾何尺寸圖[11].....	71
表 5-2 初始熱傳導分析之材料參數[11].....	72
表 5-3 膨潤土顆粒之熱傳導係數對應關係[11].....	72
表 5-4 膨潤土三部件之熱傳導係數對應關係[11].....	70
表 5-5 熱源強度歷時表[11].....	71
表 5-6 本文與文獻溫度峰值比較[11].....	80
表 5-7 水-力分析之材料參數[11].....	82
表 5-8 水力傳導係數對應孔隙比與溫度關係[11].....	82
表 5-9 相對水力傳導係數對應飽和度關係[11].....	79
表 5-10 處置場各材料之初始條件[1].....	81
表 5-11 實驗濾水器之水壓歷程表[1].....	83
表 5-12 各點飽和度比較表.....	84
表 5-13 依序耦合與完全耦合飽和度比較.....	92
表 5-14 邊界溫度案例介紹.....	89
表 5-15 水力傳導係數參數分析案例說明.....	92
表 5-16 C3 路徑線各點之飽和度比較.....	95

第一章、緒論

1.1 前言

在現今社會各種發電方式中，核能發電雖然效率極高，但所產生的用過核子燃料及其他放射性廢棄物，需要進行妥適的貯存與處置，以免對生物圈造成傷害。國際間多年研究一致認為「深層地質處置」對於用過核子燃料是最好的處置方法，利用「多重障壁系統」有效阻隔放射性廢棄物對生物圈可能造成的影響。

1.2 研究動機

用過核子燃料最終處置場位於深地層，其處置概念為在廢棄物罐周圍填入緩衝材料與回填材料，組合成為處置區「近場」之「工程障壁」。雖然目前全世界尚無商業運轉之最終處置場，但已有瑞典、美國、加拿大等國家在地下實驗室進行試驗，其中部分現地實驗(Canister Retrieval Test, CRT)係為全尺寸的現場實驗，在力求符合真實處置場之條件下，模擬用過核子燃料處置場中的處置孔及其周圍之部分工程障壁；同時，實驗的過程與結果亦提供了進行額外研究的可能性，包括處置孔安裝過程中的施工流程和設備配置規劃、實驗期間緩衝材料中熱-水-力(T-H-M)耦合效應之評估等。另一方面，對於後續的數值分析而言，模擬實驗過程之數值模型的建構、與實驗數據相應的數值結果比對，皆為確認相關數值驗證技術之建立與開發能力的重要評量依據。

用過核子燃料埋放於深數百公尺之處置場中，其處置隧道必須維持力學之穩定。然而，在處置運轉期間，極可能因為地震或地層變動等不可預期之自然災害因素，弱化天然障壁之力學行為，引發處置隧道之不穩定性，由此伴隨的災損效應將會加速障壁之劣化。為確保處置隧道於地震負載的作用下，依然能維持運行期間的穩定性，需利用數值分析工具模擬處置設施之實際負載環境，針對處置隧道之地震承載過程進行動態應力分析，就其可能引致之力學效應進行評估，以確認處置隧道於地震作用下的穩定性具有安全餘裕。

深層處置場之多重障壁系統，其衰變熱將導致處置場發生熱-水力-力學的耦合作用，由於此耦合效應在許多變因的交互影響下，使得障壁系統之模擬分析成

為一組複雜之議題。為考慮工程的安全及穩定性，在處置場再飽和程序之運作期間，對於此些耦合行為須有詳細的評估，在材料及數值模型的建立上，亦需要審慎的處理，始能獲得較符合實際狀況的分析結果。對此，目前在國際上雖已有多方面的研究，但不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，因此在數值計算驗證技術的發展及實際應用上仍有相當大的研討空間。

本項子計畫係針對國際技術報告現地實驗結果之數值模擬、國內階段成果報告對處置隧道地震分析進行平行驗證計算，以及對最終處置場熱傳導及耦合效應計算進行三方比較分析與驗證，茲分項說明如後。首先，為了能夠了解工程障壁系統之全尺寸現場實驗的流程、設備和任務，本研究擬參考瑞典或其他國際評估報告所提供的現地實驗成果，依據實驗中的主要條件，建立模擬實驗過程之數值驗證模型，與實驗數據進行相應的數值結果比對，並針對相關之效應進行參數分析。其次，在處置運轉期間，極可能因為地震而引發處置隧道之不穩定性，為觀察其效應，本研究將參考國內外相關文獻建立處置隧道之數值分析模型，模擬處置隧道在承受地震負載的作用下之動態力學行為，與台電 SNFD2017 報告之分析結果進行平行驗證，並依此模型進行參數分析。此外，由於不同之國際階段成果或評估報告針對相同案例之部分分析結果並不盡相同，為了確認本研究發展之平行驗證技術的可行性，本研究因此將研析其中二份報告之內容，並針對此類案例進行第三方之平行驗證計算，期能進一步觀察案例中分析結果之相應趨勢。

1.3 研究主題與方法

本文各項主題之研究方法由下列陳述。

(1) 處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之國際資訊研析：

本文之研究將參考瑞典 SKB、SKI 的研究，進行相關的資訊研析。

(2) 國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證：

在 SKB 現地試驗中，使用自由控制的人工加熱器與濾水器來模擬用過核子燃料及周邊地下水的影響，故可藉由其來考驗數值模擬的驗證技術。

本研究使用有限元素軟體 ABAQUS 建立同樣尺寸之模型並利用現地試驗數據進行數值模擬分析，和瑞典研究機關分析結果進行比對以模擬最終處置場的真實情形。

(3) 國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算：

將用過核子燃料埋放置深五百公尺之最終處置場中，運轉期間，需要維持力學上的穩定，提供其中之人員與機具可以操作運行。而在運行期間，地震為有機會導致最終處置隧道不穩定自然災害因素，為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性，將與台電報告進行平行驗證分析。

(4) 最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與驗證：

針對 SKB、SKI 文獻中分析案例進行三方平行驗證。目的在於確認本研究對於深層地質處置場分析得到結果，能與瑞典 SKI 及 SKB 當局的類似。以確保本研究對於深層地質處置場溫度場分析，有足夠技術及經驗。

(5) 最終處置設施現地實驗與地震分析審查重點與注意事項之建議：

完成各項研究結果後，將提出處置設施相關的地震分析重點與注意事項建議。

第二章、處置場概況與分析之相關文獻

2.1 當前用過核子燃料最終處置方法

用過核子燃料意指在核子反應器運轉至無法再有效地支持核分裂反應且被移出反應器核子燃料；高放射性廢棄物意指備供最終處置之用過核子燃料或其經過再處理所產生的萃取殘餘物。高放射性之廢棄物具有相當高的放射性，會釋放大量之衰變熱，所含的放射性核種中，如 ^{99}Tc 、 ^{135}Cs 、 ^{129}I 等分裂的產物及 ^{237}Np 、 ^{239}Pu 、 ^{243}Am 及 ^{247}Cm 等錒系核種，其半衰期長達了數十萬年，對人體具有長期潛在的輻射危害[1]。所以各國努力審慎尋找共同認同的處置方式，以安心地放置此用過核子燃料，以確保不會影響至現今的生態環境，亦是核能技術之發展指標之一。

用過核子燃料最終處置之基本要求是選擇適當之環境，將用過核子燃料永久地安置，使其與人類生活圈隔離，來確保民眾安全及環境的品質，促進非核害環境之永續發展。海床處置、深孔處置、冰層處置、井注處置、太空處置以及深層地質處置是多種曾經被各國所考慮的處置方案。而上述這些方案經過國際間多年之研究後，一般各國咸認「深地層處置」是較為可行的一種處置方式。而所謂的「深地層處置」即是採用「多重障壁」的概念，利用深部岩層之隔離阻絕地特性，將用過核子燃料深埋存在深約 300 m 至 1,000 m 之地下岩層中，再配合其包封容器、緩衝與回填材料等工程設施——由人工與天然障壁所形成之多重障壁系統，可以有效使外釋而遷移之核種受到隔離與阻絕的效果，以換取足夠之時間，讓用過核子燃料之輻射強度在影響人類目前生活環境之前已衰減至法令規定所容許的限值。[1]

2.2 我國最終處置推動之相關研究

我國預期的管理處置方式為乾式貯存後再進行最終處置，且學習參考目前他國進行用過核子燃料處置方式。而目前認可較為可行的方式為「深地層處置」，在參考國外研究經驗，台灣電力公司報告[1]以「地質環境」、「處置設計與工程技

術」及「安全評估」為工作推動的三大主軸如下：

2.2.1 地質環境

1. 區域環境地質：

有鑑於地質圈對用過核子燃料地質處置的重要性，針對我國國土範圍不同潛在處置母岩的地質環境特徵，根據既有公開資料，宏觀說明大地構造環境與地質圈長期演化特性，完成 SNFD2017 報告[2]撰寫。

2. 深地層特性：

深地層特性以本土深地層現地量測數據建立的參考案例，分別針對影響處置安全重要的地下水傳輸特性，包括：水文地質、水文地球化學、核種傳輸路徑、岩石特性等，建構整合的地質概念模式(Geosynthesis)[12]，並參考瑞典(SKB)最新處置技術[13]，建立本土參考案例。參考案例為工程設計與安全評估分析技術發展之基礎，據以與瑞典 SKB 進行國際交流，相關成果均為 SNFD2017 報告[2]撰寫的主要內容；

3. 地質處置合適性研究：

地質處置合適性研究蒐集影響本土地質圈長期演化的相關資訊，內容包括我國國土的大地構造(涵蓋火山活動及斷層作用)、抬升與沉陷作用、氣候與海平面變遷等，建立處置環境長期穩定性的影響因子的量測技術及評估能力，提供後續階段安全評估之用。

2.2.2. 處置設計與工程技術

處置設計與工程技術中，深層地質處置場技術主要利用多重障壁概念，利用多層障壁來阻滯用過核子燃料中的放射性核種的遷移，當核種到達人類生活環境時，放射性已衰減至安全限值以下。多重障壁可分成天然障壁(處置母岩及岩石圈)及工程障壁(廢棄物本體、廢棄物罐、緩衝材料與回填材料)。當考量工程障壁在吸附核種及遲滯核種遷移的安全功能上所扮演的角色，針對工程障壁包括廢棄物本體、廢棄物罐、緩衝材料及回填材料的研究，對近場環境功能/安全評估益形重要。由於工程障壁需配合當地之地質環境條件，現階段在尚未決定處置場址之

前，技術之發展是參考國外與我國相類似之潛在處置母岩所發展的工程障壁系統，或引進相關技術及設備，或加入國際合作取得共同研究成果，期獲得本土適用的處置技術基礎。

2.2.3.安全評估

安全評估依照國際原子能總署(IAEA)的定義，「功能評估」為：對廢棄物處置系統或分系統功能進行預估，並將分析所得結果與適當之標準或準則進行比較；「安全評估」則是以輻射劑量(radiation dose)或輻射風險(radiation risk)為主要指標，評估整體處置系統之安全性[3]。功能/安全評估的最終目的，在於整合廢棄物特性、工程障壁功能及場址特性，就整個處置系統的功能進行整體性的量化分析與模擬，以評估處置系統的適當性與安全性。依深地層處置的概念設計需求，功能/安全評估系統建構分為：近場、遠場及生物圈。在近場部分，其主要安全功能為隔離，藉由廢棄物罐、緩衝材料及回填材料所構成的近場環境，提供放射性核種與地質圈環境隔離的第一道屏障。而遠場環境其主要安全功能為遲滯，藉由地質岩層極低的地下水流速，以及核種與地質圈的地球物理及化學相關過程與機制，如錯合、吸附/脫附、溶解/沉澱、氧化/還原、母岩基質擴散及酸鹼中和等，達到延遲核種遷移的效果。

生物圈係指放射性核種釋出/遷移後，最終進入與人類活動接觸之生活環境，其範圍包括地表水、土壤及大氣等。生物圈評估的主要功能，是分析計算各種媒介途徑，最後可能衍生的核種濃度與劑量，作為與設計或安全標準比較之基準。現階段已建立功能/安全分析的基礎整合能力，已建立的安全評估模式包括用過核子燃料特性、處置設施概念、近場環境、遠場環境及生物圈傳輸等模組化分項分析系統，經組合後成為一個全系統的功能/安全評估模式，以進行處置設施評估；各分項系統之功能評估，則配合後續詳細場址調查工作之實際狀況，持續提昇評估能力。

2.3 各國處置場概況

對於高階放射性之用過核子燃料的最終處置，國際間研究一致認同採用「深地層處置」的方式進行處理，由於我國對於用過核子燃料處理的發展較晚起步，

故可以藉由核能發展較為先進的國家，進行考察獲取經驗，進而使我國對於深地層處置方向的規畫研擬更有幫助。

2.3.1. 瑞典

瑞典計畫於地底約 500 公尺深的結晶岩層中進行地質處置，利用廢棄物罐、緩衝材料膨潤土 (Bentonite)、以及地質等多重障壁系統作為廢棄物的隔離措施 (稱為 KBS-3 概念)。SKB 以 KBS-3 概念為基礎，選定 Östhammars 市的 Forsmark 作為處置場預定地，並於 2011 年 3 月申請處置場的建設許可。

處置場的 KBS-3 概念如下圖所示。將用過核子燃料密封至廢棄物罐後，周圍再以緩衝材料 (膨潤土) 包覆，最後將其置於力學及化學安定的母岩之中。多個人工障壁與天然障壁組合而成的多重障壁系統是為了能夠將廢棄物長期與外界隔離，即使無法隔離的時候也能夠延遲放射線外漏。有關廢棄物罐的擺設方式，瑞典燃料組件最多收納 12 組，以及 4 組以縱向擺放為主要方式研發，但芬蘭的 Posiva 公司也同時研發了橫向擺放的方式。

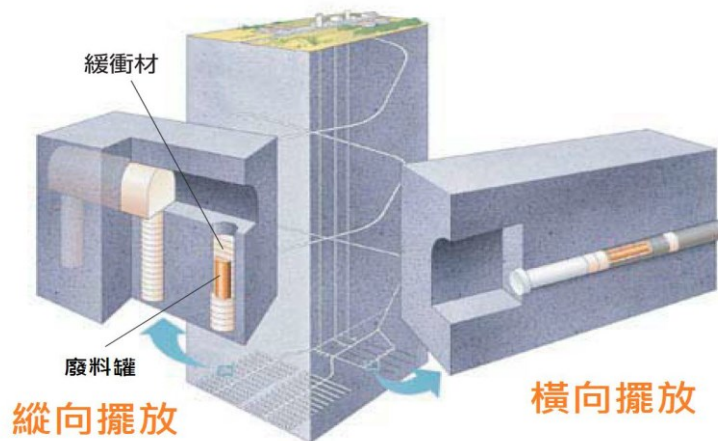


圖 2-1 KBS-3 處置概念示意圖[4]

SKB 為了實施地質處置計畫需建設「廢棄物罐密封設施」與「用過核子燃料處置場」兩項新的設施。廢棄物罐密封設施計畫合併建設於貯存場 CLAB 中，又稱 CLINK 計畫。而用過核子燃料處置場則以 Östhammars 市 Forsmark 作為預定地，目前既存所有反應器停機後，將產生約 6,000 束廢棄物罐 (相當於 12,000 噸鈾燃料)，於地底 500 公尺深進行地質處置。



圖 2-2 CLINK 示意圖 紅線範圍為廢棄物罐密封設施與 CLAB 設施區[4]

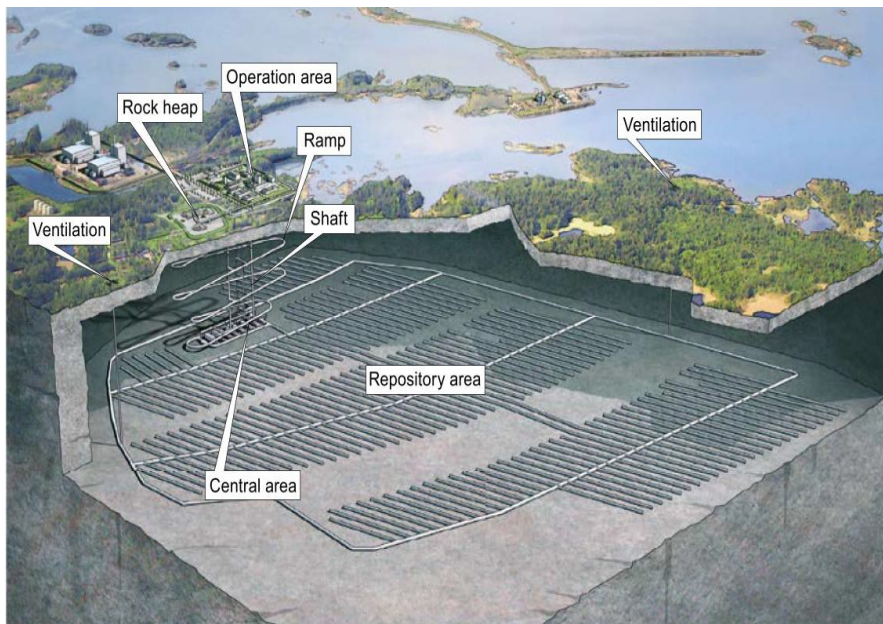


圖 2-3 用過核子燃料處置場概要[4]

完成後的地底設施如上圖所示，全體面積約為 3.6 平方公里、隧道總長為 72 公里（處置地道約 61 公里），此地下設施建設為階段性計畫，先將廢棄物罐安置於一部份的處置地道並掩埋後，再於別處的平行地區繼續建設處置地道，之後重複進行。[4]

2.3.2. 芬蘭

芬蘭於 1994 年修訂核能法，禁止用過核子燃料的進出口，因此各核能電廠所產生的用過核子燃料需於各自於電廠內進行中期貯存。從反應爐取出的燃料先在反應爐中的燃料池進行冷卻，之後再移到電廠內的中期貯存設施進行貯存，最後再將用過核子燃料直接進行最終處置。

經過一連串法律修訂，芬蘭決定將 Olkiluoto 作為用過核子燃料最終處置場預定地。Posiva 於 2012 年提出處置場建設許可，並預計於 2020 年提出營運許可申請、2022 年開始營運。另外為了供應新建中的 Olkiluoto 電廠 3 號機的容量需求，Posiva 提出容量擴大申請，由原本計畫的 4,000 噸提升到目前的 6,500 噸容量。芬蘭的地質處置採用 SKB 開發的 KBS-3 概念，由 Posiva Oy 負責營運。將用過核子燃料中的放射性核種與廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、地質岩層等層層包覆後，形成長期且安定的多重障壁系統。處置方式為將廢棄物罐嵌入處置地道的地面挖掘出的處置孔，再以緩衝材料進行填充。然而，Posiva Oy 也與 SKB 同時進行橫向安置方式的研發（KBS-3H）。[4]

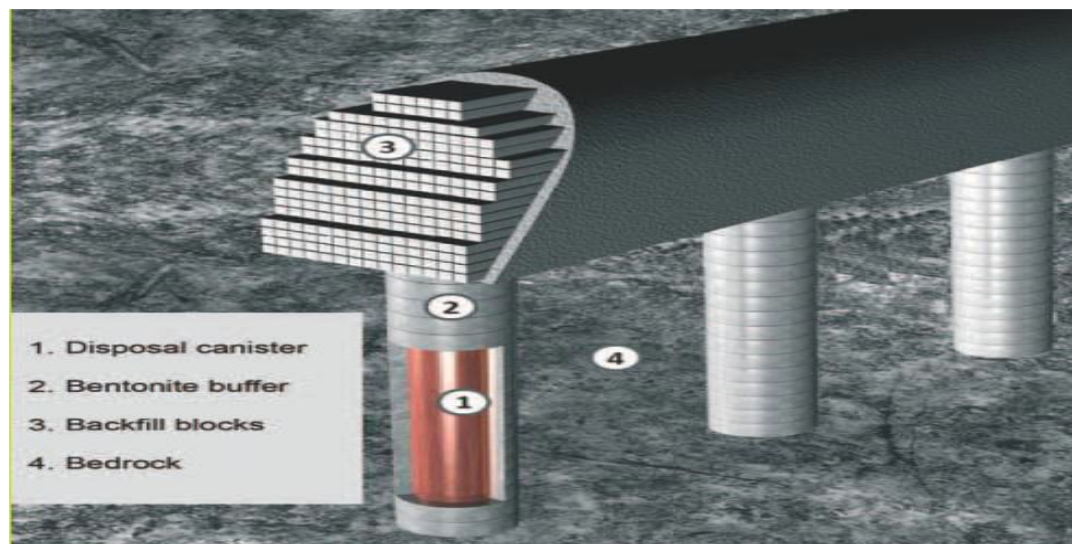


圖 2-4 芬蘭的地質處置系統[4]

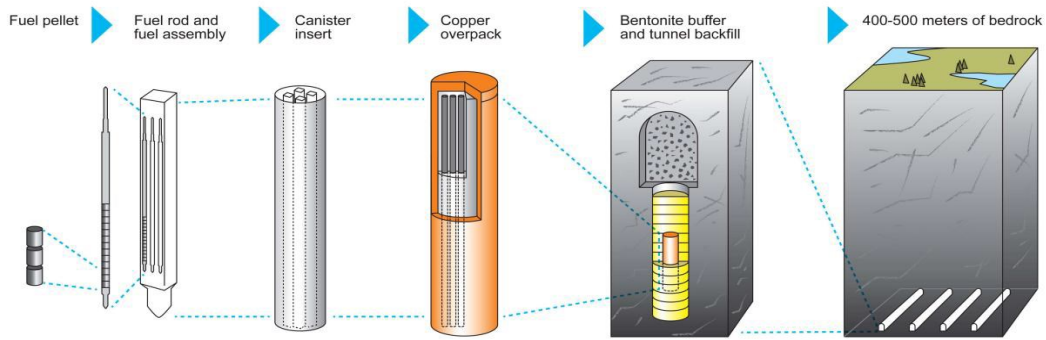


圖 2-5 芬蘭的地質處置工程障壁系統[4]

Olkiluoto 處置場位於 Eurajoki 的 Olkiluoto，將用來處置 Olkiluoto 電廠 1 - 3 號機與 Loviisa 電廠 1、2 號機運轉 50 - 60 年所產生的用過核子燃料，最大可容納 6,500 噸，於地底 400 - 450 公尺深進行處置計畫，處置隧道總長度為 42 公里，處置地區面積為 2 - 3 平方公里。（此為處置 5,500 噸的計畫規模）

封裝設施概念設計圖，其建築包含：封裝設施、通風大樓、提升設備大樓、研究室與辦公室。

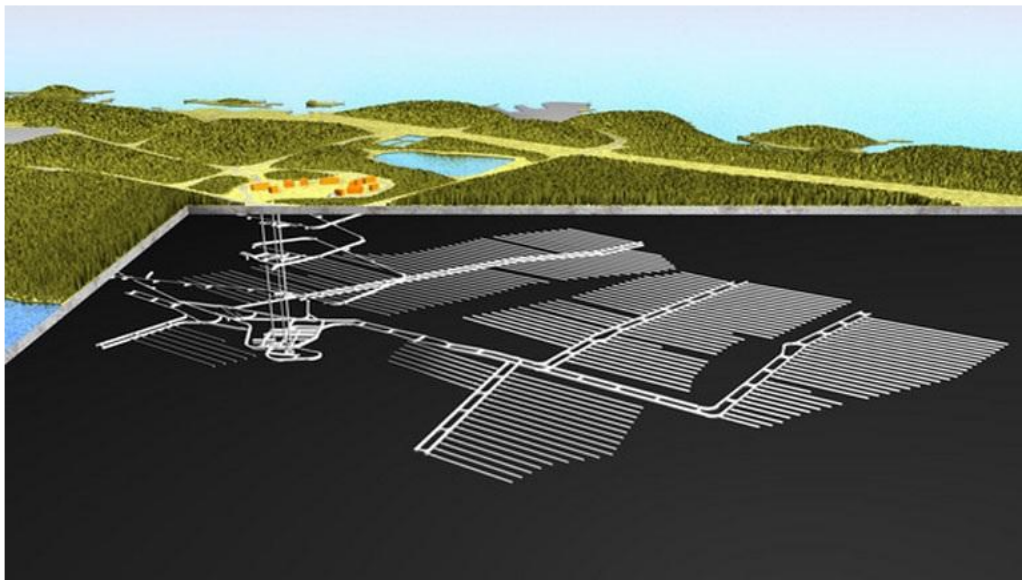


圖 2-6 芬蘭處置場示意圖-1

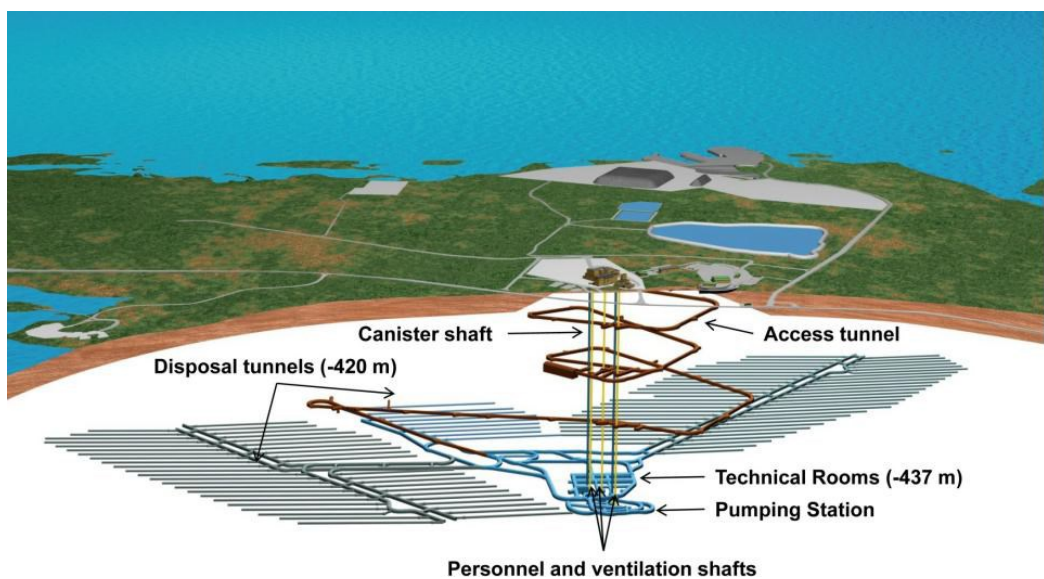


圖 2-7 芬蘭處置場示意圖-2

2.4 我國最終處置規劃與目標

我國對於高放射性之用過核子燃料亦是用深地層處置，再由多重障壁概念將高放射性廢棄物置放於地表下數百公尺或更深處，期待可以在放射性污染到達生態圈時，其危害已衰變至可以忽略的程度。而為了確保高放射性廢棄物最終處置之安全，物管局除了從法規體制上督促台電公司執行處置計畫及技術研發外，另將從計畫整合規劃、營運管理體系方面進行評估，以協助處置計畫之推動，並以下為三個未來期待的目標，策定我國未來對於核能發展之規劃。

1. 完備處置法規體制

「放射性物料管理法」已公佈施行，「放射性物料管理法施行細則」亦已奉行政院核定，除依法要求台電公司提出高放射性廢棄物處置計畫，爾後亦將逐步訂定標準、管制規範及審查規範等，審查體制亦將納入國際機構或專家參與的機制，以昭公信。

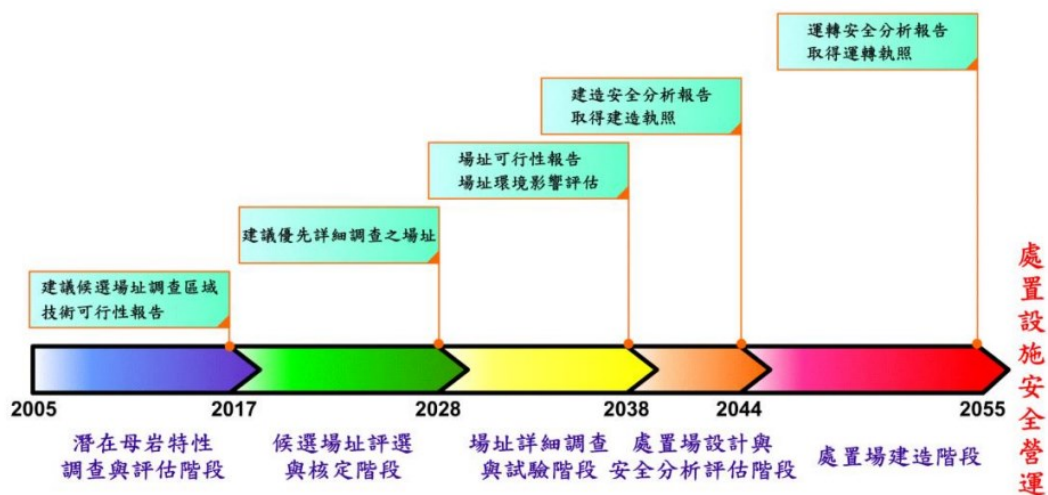
2. 技術研發經費籌措

原能會核定之用過核子燃料最終處置計畫書已具體規劃未來處置計畫的發展方向，供執行單位依循。在技術研發經費方面，放射性物料管理法業已明訂核能發電之經營者應以核能後端營運基金額度提撥百分之二以上之金額籌撥經費，進行放射性物料營運技術及最終處置之研發發展。期使未來「高放射性廢棄物最

終處置計畫」的執行，在充裕之研發經費支援下，能夠保障處置技術的品質及處置場的安全。

3. 積極達成階段目標

原能會為督促台電公司積極推展我國用過核子燃料處置計畫，確保有效達成處置計畫第一階段(2017年)目標，廣邀國內核能、地質、水文、土木等領域之學者專家，針對「2017年用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告」架構內容及其研發要項進行研討，建立處置技術能力，並參酌國外經驗，規劃執行國際同儕審視(peer review)，使報告的品質可以達到國際水準，並藉以向國人展示我國是否具備處置技術能力。並要求處置計畫應廣納國內專家的參與，提昇計畫的品質，藉由計畫的推動培養國內的相關專業能力。另亦應加強資訊公開與公眾溝通事宜，以有效提升民眾對國內解決用過核子燃料安全處置之信心。



2.5 處置設施現地實驗研究及處置隧道地震分析之國際資訊研析

2.5.1 處置隧道地震分析之國際資訊研析

SKB 報告目的是評估 Forsmark 和 Oskarshamn 的用過核子燃料處置場發生未來地震的風險，考慮埋設處置罐後 100 年及 1000 年之情況，分析並預測未來地震對處置場的影響。

地震是地殼表面變形的重要資訊來源，自 1993 年以來，瑞典一直在 BIFROST 項目中使用具有永久性及連續性的 GPS 接收器觀測大規模的表面變形。從以前到現在之重大事件，例如冰河時期，最後一個冰河時代的冰層消失後使地球海平面上升，海平面的上升可能產生垂直以及水平變形，從而導致地震的發生。地殼變形主要有兩種，即純彈性變形和裂縫中剪切滑移引起的變形。以裂縫中剪切滑移為例，其中釋放大量的振動能量，將會造成震源附近之建築物損壞。

因此，此報告最重要的是將深層地質處置場建立在能夠避免出現明顯局部變形區域中。由於處置隧道的安全評估工作在深層地質處置場中扮演極重要之關鍵角色，因此在此報告所討論之相關議題與內容皆可直接應用在處置隧道之相應分析需求中。SKB 報告中[15]，在地震風險中分析了以下幾種議題，如下：

- 瑞典地震發生情況
- 地震變形
- 全球暖化
- 未來的冰河時代

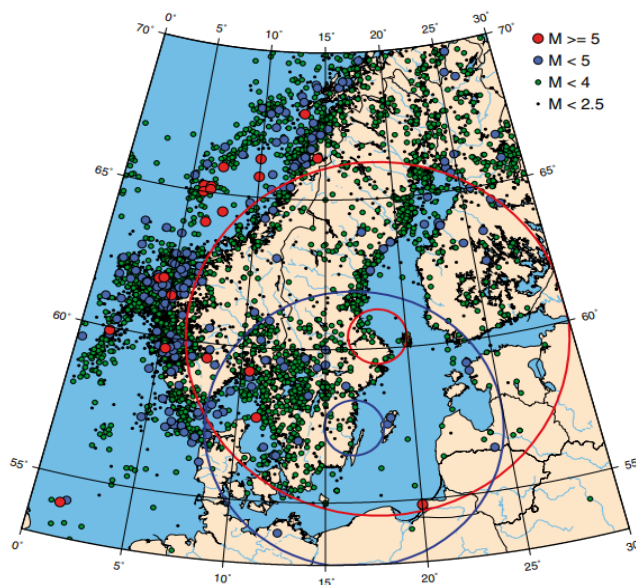


圖 2-9 瑞典歷史地震分布圖

1. 瑞典地震發生情況

在瑞典發生過的地震中，通常是連續地發生小地震，時間較長，發生大地震的機率較小，這種地震模式將導致重大的施工風險。最近的一次此類事件發生在 1904 年，當時庫斯特群島附近發生了 5.4 級地震。因此，儘管瑞典及其周圍地區的地震活動相對其他地震帶較低，為了居住環境以及安全評估，研究地震對建築物造成破壞之可能性是最為重要的。

大約在 10,000 年前，瑞典北部發生非常大的地震。這些中最大的地震規模超過了 MW 8，這些地震可能與冰河時代末期的冰消作用有關，但隨著時間推演，回彈的速度相對於冰河時代已大大降低。因此現今瑞典的地震活動與遠離板塊地震帶的穩定區域一致。

從圖 2-9 可以看出，瑞典在全國發生了相當數量的地震且分佈不均。其中集中在東北沿海，可能與冰河時代冰消後回彈引起的海平面變化有關。另一活躍度較高的西南地區主要跟地質縫合帶有關。

2. 地震變形

地震是沿著地殼破裂面的快速運動產生的。運動的大小與地震的大小密切相關。ML(芮氏)小於 1 的地震通常對應 0.001–1 mm 的滑動，而芮氏 5 級左右的大地震則有 50–500 mm 的滑動。

我們可以使用大地測量方法，例如 InSAR、GPS 等直接觀察與地震有關的地表變形。對於瑞典南部，從 1980 年到 1984 年間，Slunga 1991 估計整個區域的地震水平變形約為 1 毫米/年/ 100 公里。並於 1993 年在瑞典建立了永久性 GPS 網站(SWEPOS)，隨後幾年也在芬蘭建立 GPS 站(FinnRef)。這些網站與挪威 GPS 站一起被合併到 BIFROST 項目中。近十年 BIFROST 分析的數據顯示，在多個觀測站上，觀測到最大垂直回彈速度約為 11 毫米/年，水平位移約為 2 毫米/年。

3. 全球暖化

國際植物保護公約(IPPC)預估，目前全球氣溫將持續上升，在考慮地震活動背景下，海平面上升是全球變暖需要考量的唯一影響。水的膨脹和大陸冰蓋的融化均會導致海平面上升。在下個世紀，國際植物保護公約預測，從 1990 年至 2100 年之間，平均海平面將增加 0.09 至 0.88 m。在下一個千年中，如果持續升溫，

南極冰蓋以及格陵蘭冰蓋很可能都會消失。如果這兩個冰蓋皆融化消失，則海平面估計會上升超過 70 m。海平面的上升將為現今海岸線岩石增加負荷並增加孔隙壓力，導致水平垂直變形的增加並誘發地震。

4. 未來的冰河時代

冰蓋的形成是一個相當緩慢的過程。需花大量的時間才能將可觀的冰蓋覆蓋到 Forsmark 和 Oskarshamn 所在的緯度。冰蓋在覆蓋目標區域之前會減少水平應力，然後在覆蓋時增大水平應力，從而擾亂應力場。應力擾動影響斷層穩定性取決於原始存在的應力場。/Lund 2005/指出，如果原始存在的應力場為走滑狀態(如瑞典南部大部分地區)，則冰蓋隆起會使斷層穩定性降低。而在逆斷層應力場中，例如 Forsmark 處置場，覆蓋的冰蓋則可提高斷層的穩定性。對於本報告中考慮的兩個時期，冰川引起的應力對斷層穩定性不會產生太大影響。

2.5.2 處置設施現地實驗研究之國際資訊研析

1. 現地實驗相關文獻研析

現地實驗為一個符合真實條件下所進行的全尺寸處置場實驗，有助於未來最終處置場的設計與建設。SKB 針對圍繞於處置隧道周圍之開挖擾動帶(即 EDZ)的存在及物理行為進行了廣泛的研究，SKB 用於處置場開挖之方法是參考鑽爆法。於文獻中[5]提出的現場調查是針對一項監管評論，該報告描述了在瑞典 Äspö 硬岩實驗室 TAS04 隧道中開挖時所要求和結果，該項目特別強調了隧道底部的 EDZ，其項目之目標包含：

- (1) 提出使用鑽爆法進行隧道施工所需的要求，使 EDZ 達到最小化，並提出所需的 QA/QC (品質檢查/品質控制) 措施和證明滿足文件的要求。
- (2) 制定一種表徵方法用來確認開挖時造成裂縫的初始狀態。
- (3) 制定了 EDZ 水力特性的表徵方法，並藉由現地實驗證明其是否適合在隧道環境中的應用。
- (4) 提出手段及方法以驗證處置隧道關閉後 EDZ 是否滿足安全要求。

於文獻[5]中的爆破設計採用了 Äspö 硬岩實驗室先前的設計經驗，其基本原理是確保鑽孔和炸藥量的精度，以減少開挖造成的破壞，如何將對隧道開挖造成

的破壞降到最低，這一點非常重要，特定鑽孔和炸藥安裝之間存在一定的相關性。實驗中，就爆炸造成破壞的觀點來看，在爆破的設計上有足夠好的表現，但是破壞的效率並不高，經常遇到巨大岩石或需要對周圍孔洞進行噴砂處理的情況，在這部分上需做出更多的努力來優化爆破設計，以實現更有效的破壞並減少破壞時 EDZ 的發生，因此建議對爆破過程中岩石的破碎過程進行更多研究，特別是脆性結晶岩。[5]

SKB 於 2010 年發布了詳細站點調查的框架程序，並且發布了許多相關計畫（如：SR-Site），此外 SKB 也開發了一套表徵方法、建模方法和計算系統，以便於處置場在建設和營運期間進行詳細的現地調查，由於整個處置場各區域的構造不同，在調查中更是分別針對處置隧道入口、處置場中心及各個處置孔等去進行調查，使其在調查各個區域時能更輕鬆地描述及觀察。

開挖處置隧道（隧道坡道和豎井）前，先提出處置場中的設施模型比例，並根據該模型去預測母岩之穩定性或大量地下水流入之問題。於施工過程中更新各站點的描述模型(site descriptive model, SDM)，定期更新地質及水文模型，對岩石力學以及溫度特性的更新則不須那麼頻繁。建模中，某些情況可能需要特別注意，例如角閃石混入於母岩表面之岩石的範圍和特性，及其分別對母岩之熱傳導、地下水流動和輸送條件的重要性，其他重要的方面包括結構的分類，變形區和離散裂隙網絡(discrete fracture network, DFN)的幾何形狀及特性，以及岩石應力的方向和大小。[6]

2. 現地實驗相關作業研析

SKB 的現地實驗是一個全尺寸的現場實驗，模擬瑞典 KBS-3V 設計的用過核子燃料處置場中的處置孔[11]。實驗於 1999 年至 2006 年在 Äspö 硬岩實驗室進行。實驗包括一個圓柱形處置孔，其上有一個封裝在緩衝材料中的處置罐，連接在母岩和緩衝材料頂部的封塞之間有一垂直的纜線，纜線將緩衝材料固定住並模擬隧道回填的反作用力。該處置罐內部裝有加熱器以模擬用過核子燃料的熱衰變能量，塑料的濾水器則安裝在處置孔壁上並連接到供水系統，可經由人為控制水流來模擬地下水流入。實驗進行 5 年後，實驗被關閉並拆除。在實驗的過程中，還獲得了進行額外研究的可能性，如下：

- (1) 處置孔安裝過程中的施工流程和設備。

- (2) 評估實驗期間緩衝材料中發生的熱-水-力 (THM) 過程。
- (3) 再取出處置罐期間的處理和設備。
- (4) 緩衝材料的 HM 狀態 (密度以及含水量) 已經受到類處置場的條件的影響。
- (5) 類處置場(repository-like)的條件對以下方面的影響：
 - 緩衝材料中微生物的存在。
 - 緩衝材料的水-力學和化學/礦物學性質。
- (6) 實驗的建模和開發模型的能力。

3. 埋設處置罐作業

實驗的進行於 2000 年秋季開始，按以下順序進行：

- (1) 現場準備-混凝土基礎，岩壁縫隙切割，岩錨和儀器鑽孔，岩錨安裝，飽和過濾墊，塞子模板安裝
- (2) 膨潤土塊和膨潤土環的放置以及架設儀器。
- (3) 處置罐的埋設。
- (4) 膨潤土塊和膨潤土環的放置以及架設儀器。
- (5) 用膨潤土顆粒和水填充岩石和膨潤土環之間的空隙。
- (6) 澆注混凝土封塞和放置鋼封塞。
- (7) 維持處置孔中系統的預應力(透過將鋼封塞與混凝土封塞連接岩石的錨釘來達成，防止緩衝材料吸水時向上膨脹)。

4. 監測期間發生的故障

由於在實驗期間加熱器的故障，導致處置罐的熱能功率持續降低，在 2005 年 3 月故障後，36 台加熱器中只有 4 台仍在工作，電力一直保持在 1150 瓦左右，為了維持最後僅存的加熱器正常運作，將處置孔壁上的濾水器中的水壓降低，這導致水流入停止以及作用在封塞上的力量增加。對於模擬來自用過核子燃料衰變熱的加熱器系統在實驗期間存在著問題，經由研究後得到以下的可能原因，處置罐外的電纜由於受到緩衝材料的壓力和扭曲鎖損壞，然而電纜在這些位置仍然可用，故障的主要原因已經發現在處置罐與封塞之間的部分，即在封塞下面設有保護連接器與緩衝材料之間的電纜，而在這裡的電纜屏障有嚴重的損壞，電纜屏障的損失導致地下水進入電纜而導致短路。另外研究了加熱器元件為了發現其他可

能的問題，研究發現化學反應會有暫時性的影響加熱器系統，通常過了一段時間會有所改善，而化學反應不能歸咎成為實驗過程中加熱器完全失效的原因。

5. 模型分析結果與實驗對照

實驗的建模已經在工程屏障系統的專案組內進行，其中它被視為全尺寸實驗任務之一。對於熱傳導問題進行建模的能力結果表現相當不錯，在結果中發現，當對處置罐表面和緩衝材料內的溫度進行詳細研究時，熱傳導係數與飽和度的對應表及處置罐和膨潤土塊之間的內部間隙是有影響的。在考慮水-力分析時，模型能夠根據實驗中的主要條件，研究模擬和實驗傳感器數據之間的一致性，在吸力和 RH(relative humidity, 相對溼度)，潤濕過程的總體趨勢有不錯的結果，然而，這些模型必須在特定的假設條件下來使用。力學部分的模擬被認為是最無把握的，目前力學模型經常需要針對不同情況進行重新校準，以便準確的模擬力學過程，當研究傳感器記錄的總垂直應力並將其與模型模擬的結果和緩衝材料的樣本分析給出的相比較時，傳感器數據顯示出比預期更低的應力大小，這可能是由於傳感器周圍低密度體積所導致的裝置效應，模擬的總體趨勢和應力關係與測量結果一致。

在現地實驗(Canister Retrieval Test, CRT)中，有關埋設和再取出處置罐的問題尚未在實驗的模擬中考慮：

- (1) 在去除緩衝材料之前的隧道回填。
- (2) 再取出處置罐期間輻射屏蔽的處理。
- (3) 處理潛在放射性污染的緩衝材料和洗滌水的技術。

現地實驗與 KBS-3V 設計不同的地方：

- (1) 沒有將隧道回填。
- (2) 缺少從隧道底板到處置孔壁的傾斜槽，目的是為了方便處置罐的安裝。
- (3) 安裝時，顆粒填充槽剛開始由人工的方式將水填充。
- (4) 存在人工潤濕系統（濾水器、管道和水泥之間的分隔條）。
- (5) 存在連接電纜的傳感器。
- (6) 存在加熱器電源線。
- (7) 加熱器頂部有一個額外的封塞（用於保護電纜線）。

第三章、國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算

3.1 前言

用過核子燃料埋放置深五百公尺之最終處置場中，其中處置隧道在運轉期間需要維持力學上的穩定，以提供人員與機具之操作運行。在運行期間，地震為可能導致最終處置隧道不穩定性的自然災害因素之一。為了確認最終處置隧道運行期間的穩定性，本章針對處置隧道進行了 500 公尺深覆土壓力下二維斷面隧道開挖後之穩定分析，以及其在受震期間的穩定分析，並與台電報告附錄[2]進行平行驗證。因此本章沿用台電報告定義之名詞。

3.2 隧道斷面開挖之穩定分析

本節進行深地層下處置隧道開挖後，承受覆土壓力的穩定分析。研究中選取隧道上 4 個記錄點探討其應力行為與安全係數，如圖 3-1。由於台電報告中並未說明相關之邊界條件與記錄點之確實位置，本研究藉由研析得出相近於台電之結果[1]，推斷其應有的條件與參數，並研判台電未詳細說明之參數與機制設定，其中包括隧道上 A、B、C、D 四個記錄點的確切位置。

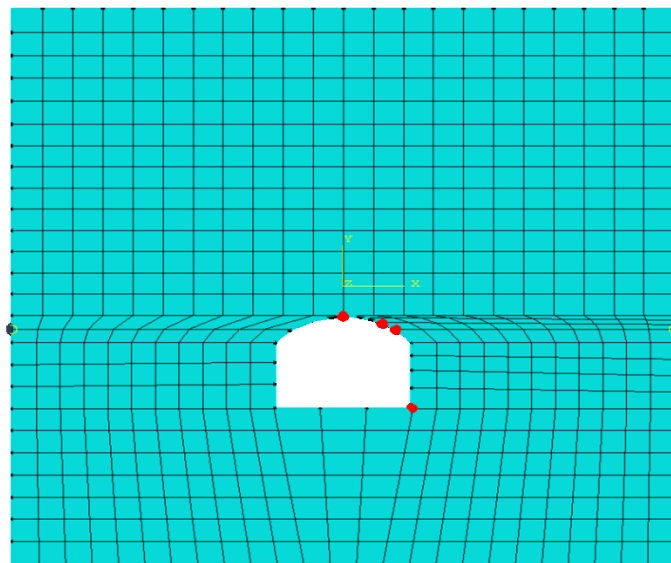


圖 3-1 隧道上 4 個記錄點之示意圖

3.2.1 模型幾何介紹

本節參考國內台電報告中[1]的模型(如圖 3-2)，其岩層模型尺寸寬為 20 公尺、高為 25 公尺，隧道斷面寬為 4.2 公尺、高為 4.8 公尺。使用二維平面應變模型進行分析，元素型式使用 CPE8R，為二維 8 個節點之連體元素。

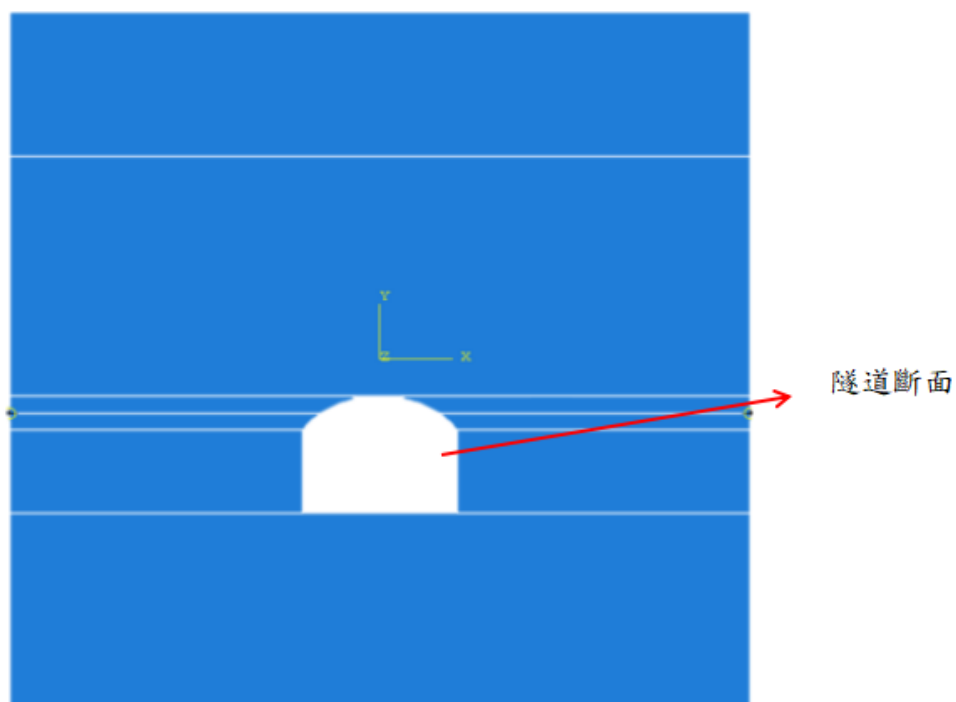


圖 3-2 模型示意圖

3.2.2 材料參數

本研究模型包含母岩斷面與隧道開挖斷面。為模擬開挖後之效應，在隧道開挖斷面處，不設置材料參數，母岩之材料性質包含有密度、楊氏模數、柏松比、內聚力以及摩擦角。參數如表 3-1。

表 3-1 母岩設置之材料參數[1]

密度 (kN/m^3)	內聚力 (MPa)	摩擦角 ($^\circ$)	楊氏模數 (MPa)	柏松比
27.5	27.46	51.05	44.16	0.17

3.2.3 初始條件及邊界條件

在母岩底部設置鉸接束制，而隧道之頂部圓弧與隧道兩旁、底部皆設置鉸接束制，如圖 3-3。並在母岩的側邊與上方加載 13.75MPa 的壓力，如圖 3-4。使用 Abaqus 之 Static, General 模組進行分析。

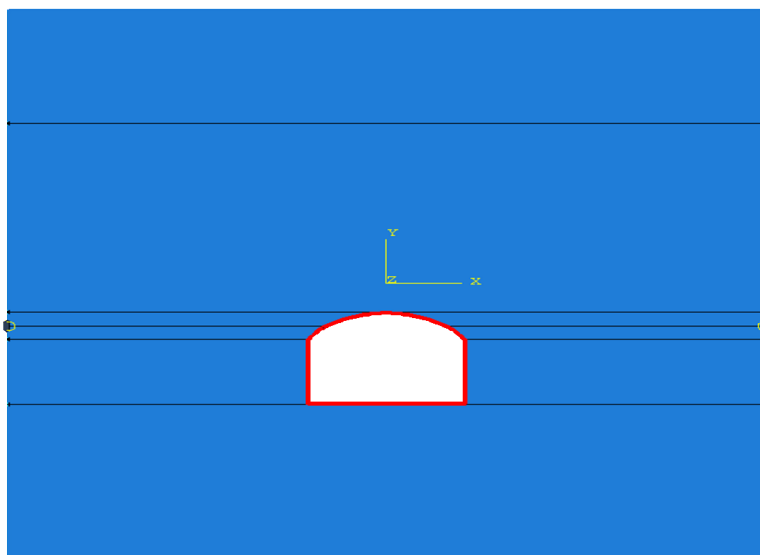


圖 3-3 模型邊界條件示意圖(紅色部分為鉸接束制)

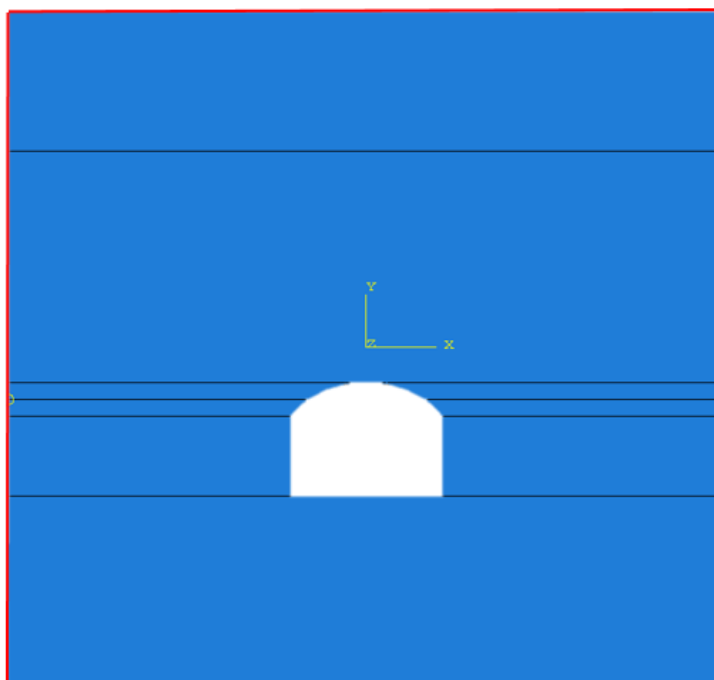


圖 3-4 模型受力的(紅線部分為母岩受壓之位置)示意圖

3.2.4 分析結果

深地層處置隧道的覆土壓力分析，於前述之記錄點觀察處置隧道受壓時產生的應力行為，並進一步計算其相應之安全係數。由於台電報告[1]在此案例中僅提供 4 個記錄點的應力與安全係數之結果，本節亦就此 4 個記錄點之結果進行討論。其中安全係數分別從四個記錄點(A、B、C、D，如圖 3-5 所示)之主應力($\sigma_1+\sigma_3$)與軸差應力($\sigma_1-\sigma_3$)來計算，其中 C 為內聚力，角度為摩擦角。

$$R = \left(\frac{c}{\tan \phi} + \frac{\sigma_1 + \sigma_3}{2} \right) \sin \phi \quad (\text{式 3-1})$$

$$r = \left(\frac{\sigma_1 + \sigma_3}{2} \right) \quad (\text{式 3-2})$$

$$F.S. = \frac{R}{r} \quad (\text{式 3-3})$$

R = 破壞包絡線距莫耳圓圓心之距離，[MPa]

r = 莫耳圓半徑，[MPa]。

c = 凝聚力與摩擦角，[MPa]。

ϕ = 凝聚力與摩擦角，[°]。

σ_1 、 σ_3 = 隨時間改變之最大主應力、最小主應力，[MPa]。

$F.S.$ = 安全係數，[無因次單位]

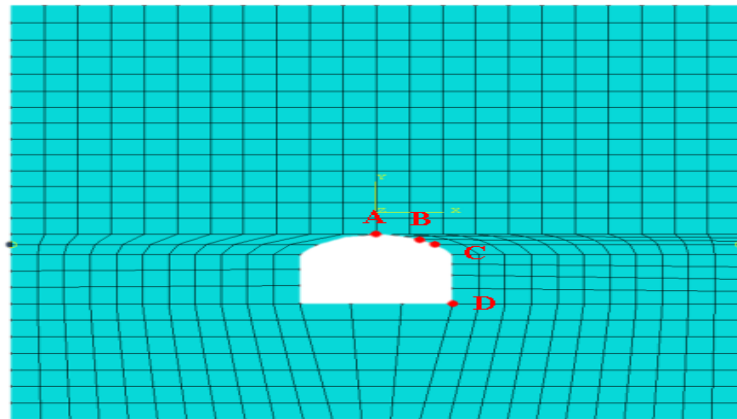


圖 3-5 模型記錄點示意圖

以下分別為對處置隧道 A、B、C、D 四個點進行分析比較，並計算出其安全係數。如表 3-2、表 3-3、表 3-4。

表 3-2 應力結果分析比較

記錄點	本文				台電[1]			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.09	24.858	22.88	30.407	27.1	27.775	26.855	33.98
σ_3 (MPa)	5.057	4.989	4.471	5.398	2.71	2.635	2.035	8.9

表 3-3 本研究之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.15	20.03	28.98	10.02	2.89
B	27.46	51.05	29.85	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.41	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	35.8	25.01	31.19	12.5	2.49

表 3-4 台電之安全係數計算結果[1]

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	29.81	24.39	28.85	12.19	2.37
B	27.46	51.05	30.41	25.14	29.09	12.57	2.31
C	27.46	51.05	28.89	24.82	28.5	12.41	2.31
D	27.46	51.05	42.88	25.08	33.94	12.54	2.71

上述應力結果顯示，本研究與台電報告[1]在主應力上展現相同之趨勢，最大值均發生於 D 點處；在軸差應力的計算上，本研究與台電報告之結果差值介於 7.4%至 14.8%。由於台電在此部分報告列出之結果與分析模型都十分簡略亦無說明邊界條件，對於分析結果論述也很少，只有 4 個記錄點的應力值，其位置亦無明確說明；依此情況，研判本研究之分析模型與台電之模型[1]近似，因此可得到相近之應力分析結果，如圖 3-6。

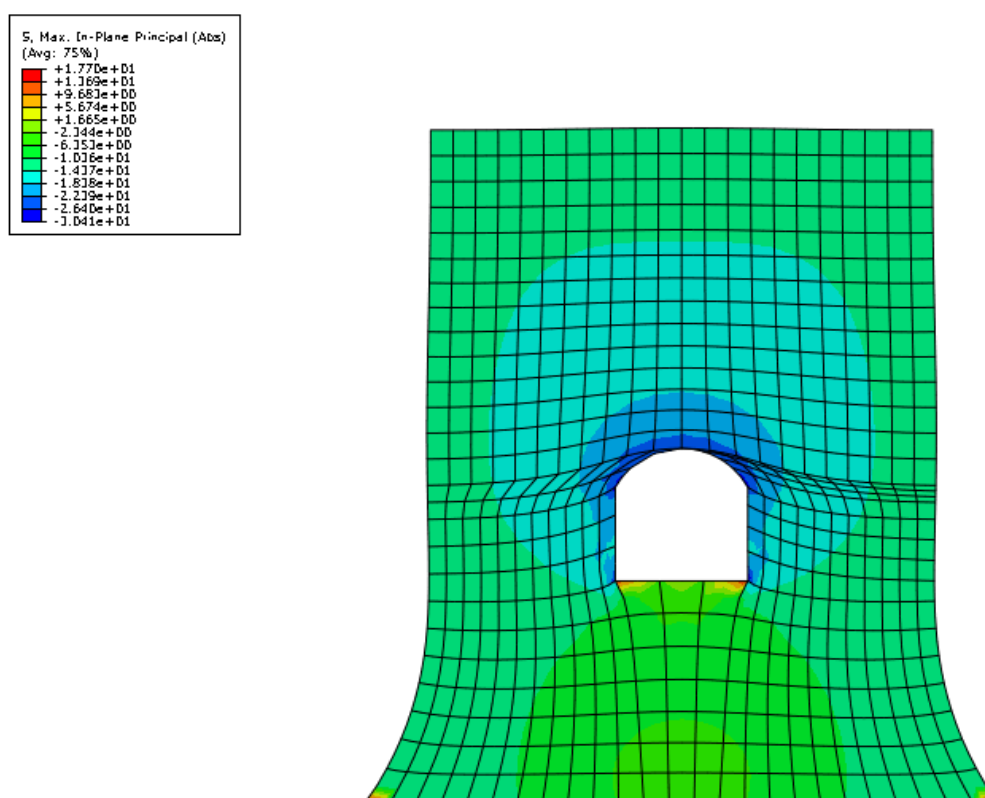


圖 3-6 處置隧道受力行為雲彩圖

3.2.5 邊界條件機制之影響分析

本節將以處置隧道上不同的邊界條件進行機制影響分析。其材料參數與載重設置皆與 3.2 節相同。本節在邊界條件上考慮三種不同的案例，分別為案例 C-1 隧道兩側滾接與隧道頂部底部和母岩底部的鉸接束制、案例 C-2 隧道兩側滾接與隧道頂部和母岩底部的鉸接束制、案例 C-3 隧道頂部與隧道兩側和母岩底部的鉸接束制，分別如 圖 3-7、圖 3-8、圖 3-9 所示。

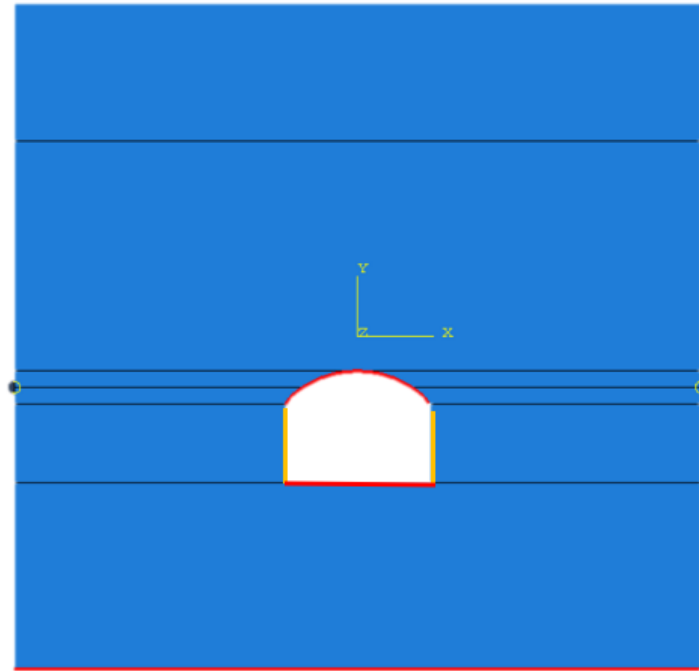


圖 3-7 案例 C-1 之模型邊界條件示意圖
(紅色部分為鉸接束制、橙色部分為滾接束制)

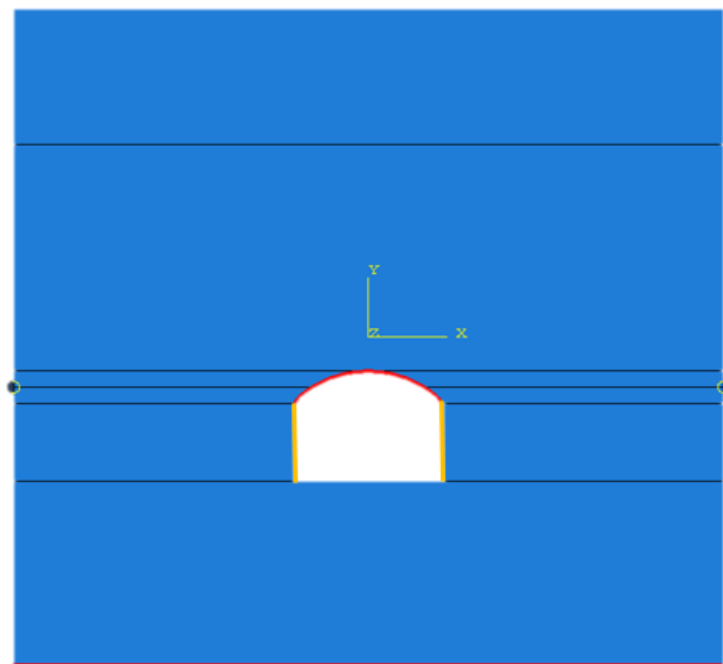


圖 3-8 案例 C-2 之模型邊界條件示意圖
(紅線部分為鉸接束制之位置、橙色部分為滾接束制之位置)

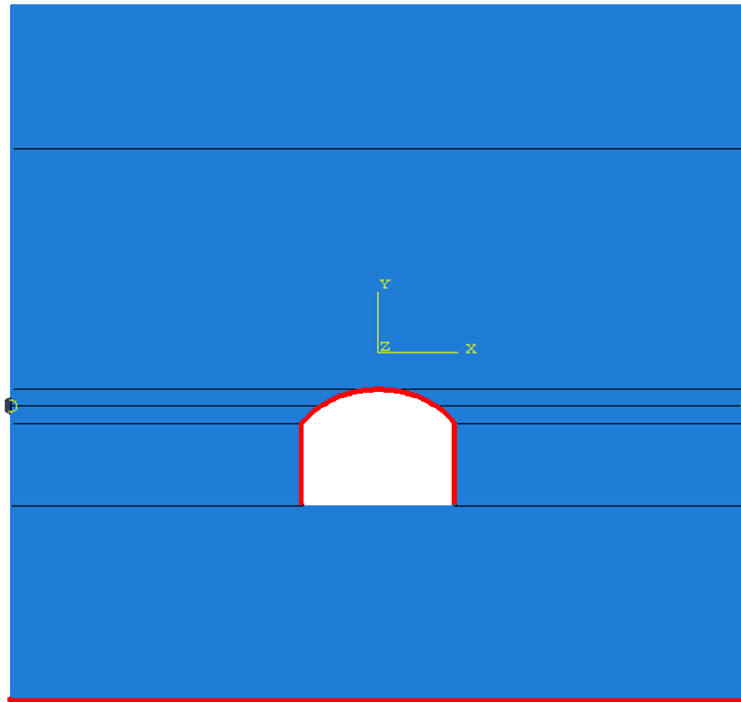


圖 3-9 案例 C-3 之模型邊界條件示意圖
(紅色部分為鉸接束制)

其案例之應力分析結果分別如下表 3-5、表 3-6、表 3-7。

表 3-5 案例 C-1 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 C-1				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	26.572	26.585	20.222	47.825	25.09	24.858	22.88	30.407
σ_3 (MPa)	5.409	5.284	3.404	9.851	5.057	4.989	4.471	5.3978

表 3-6 案例 C-2 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 C-2				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	27.201	27.378	20.536	27.428	25.09	24.858	22.88	30.407
σ_3 (MPa)	5.58	5.386	2.762	6.224	5.057	4.989	4.471	5.3978

表 3-7 案例 C-3 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 C-3				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.089	24.858	22.882	31.072	25.09	24.858	22.88	30.407
σ_3 (MPa)	5.057	4.989	4.472	5.515	5.057	4.989	4.471	5.398

在應力分析結果比較，主應力與 3.2.4 節之參考案例最大差異分別為 57.28%、10.25%、2.19%，得知在隧道兩側為鉸接束制時，驗證結果較接近參考案例。且由上案例 C-1、C-2 得知，隧道底部的束制與否對於 D 點有明顯的影響；相對在案例 C-3 與本研究的全鉸接束制之結果，對 D 點之影響則不顯著。原因為隧道在兩側滾接時，並無支承可以承受垂直負載；而在隧道兩側為鉸接時，即可承受一部分的垂直負載，所以當再加上底部的鉸接束制時，前者在 D 點的變化相對較為明顯。此外，在安全係數結果計算的部分，依案例 C-1、案例 C-2、案例 C-3，分別為表 3-8、表 3-9、表 3-10。

表 3-8 案例 C-1 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	31.98	21.16	29.7	10.58	2.81
B	27.46	51.05	31.87	21.3	29.65	10.65	2.78
C	27.46	51.05	28.63	16.82	26.45	8.41	3.14
D	27.46	51.05	57.67	37.97	39.69	18.99	2.09

表 3-9 案例 C-2 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	32.78	21.62	30.01	10.81	2.77
B	27.46	51.05	32.76	21.99	30	11	2.73
C	27.46	51.05	23.3	17.77	26.32	8.89	2.96
D	27.46	51.05	33.65	21.20	30.35	10.6	2.86

表 3-10 案例 C-3 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.15	20.03	28.98	10.02	2.89
B	27.46	51.05	29.85	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.41	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	36.59	25.56	31.49	12.78	2.46

在此可以發現，在束制隧道底部之後(案例 C-1)，其 D 點之安全係數明顯低於案例 C-2 之結果，而案例 C-3 與本研究的全鉸接束制之結果相較，則無明顯差異，其原因如同上述。其中，在安全係數的部分，由於 σ_3 差距不大，當 σ_1 越大時，其安全係數就越低。

3.3 隧道斷面受震之穩定分析

本節考慮處置隧道在深地層處完成開挖之後，承受覆土壓力，受地震作用的穩定分析。如 3.2 節選取 4 個記錄點，如，觀察其應力行為與安全係數。在此部分，台電報告對邊界條件與地震之承載方式並無詳細描述，本研究因此藉由各類參數分析之結果，判斷地震加速度大小及歷時數值、地震輸入方向與邊界條件束制機制等之影響效應，並依此研判台電報告[1]中的模型設定方式。

3.3.1 模型幾何介紹

其模型幾何為參考國內之台電報告[1]，如 3.2.1 節所述。

3.3.2 材料參數

模型材料參數同上 3.2.2 節，如表 3-1 所示。

3.3.3 動力分析方法

Abaqus 對於線性和非線性的問題均提供了動態分析的功能。在線性系統下，幾乎都是採用基於系統特徵模型的方法，因為他們可以提供對結構行為的觀察；但這種方法並不適用於非線性問題，因為他們通常比直接積分法更不具效率。對於輕度的非線性動態問題，可使用模態投影法，此方法的基礎是使用線性情況下的特徵模型(從特徵分析頻率中提取)當作一個全域的 Ritz 函數(內插函數)。此外，Abaqus/Standard 使用直接時間積分法以及中央差分法，進行顯式法的運算。對於更多複雜的非線性問題，則考慮有限元素模型中的所有自由度，以直接時間積分法得到動態行為。

在動態分析中，選擇運算子用於整合運動方程會被很多因素影響。Abaqus/Standard 是設計於分析結構體，主要是為了尋求結構整體的動態行為，而不是與局部連體有關的波傳行為。結構問題被視為是慣性問題，因為它所需要尋求的時間行為，較波在結構體中傳遞的時間還長。動態積分運算子一般分為隱式及顯式。顯式法中使用的方式基於在時間 t 時可用的值來獲得動態分析在 $t + \Delta t$ 所需的參數，中央差分運算是顯式法中在應力分析上最常見的，但它是有條件式的穩定，他的穩定極限時間增量大約等於彈性波傳經過模型最小元素的時間。隱

式法通過在時間 $t + \Delta t$ 求解動態所需參數來消除時間步長的上限，不僅是時間 t 而是還有 $t + \Delta t$ 處的值。但因為此為隱式法問題，所以必須求解非線性方程。在結構問題上，隱式積分法通常可以給出可接受的解，其時間步長上通常比單純顯式問題的穩定極限大了一至兩個次方，但隨著時間步長 Δt 相對於週期 T 顯著增加，則其行為反應可能會產生問題。在選擇最大時間步長需考慮三個因素:施加荷載的變化率，非線性阻尼和勁度的複雜性以及結構的典型震動週期。通常最大增量與週期比 $1/10$ 是得到可靠結果的經驗法則，因此兩種積分技術依效率比較取決於顯式法的穩定極限及非線性方程用隱式法求解的容易度，而時間增量的大小則取決於隱式法的精確度、顯式法的穩定極限、以及模型尺寸互相比較。[8]

3.3.4 初始條件與邊界條件

在母岩底部與隧道頂、底部與隧道兩側皆設置鉸接束制，如圖 3-3。並在母岩兩側與母岩頂部設置 13.75MPa 的覆土壓力。而地震加速度歷時，本文參考台電報告[2]之離島結晶岩測試區輸入地震歷時圖，惟地震發生的時間地點台電報告並未說明，從母岩底部自由端邊界輸入，地震加速度歷時圖如圖 3-10 所示，以 X 方向為正的方式進行加載。

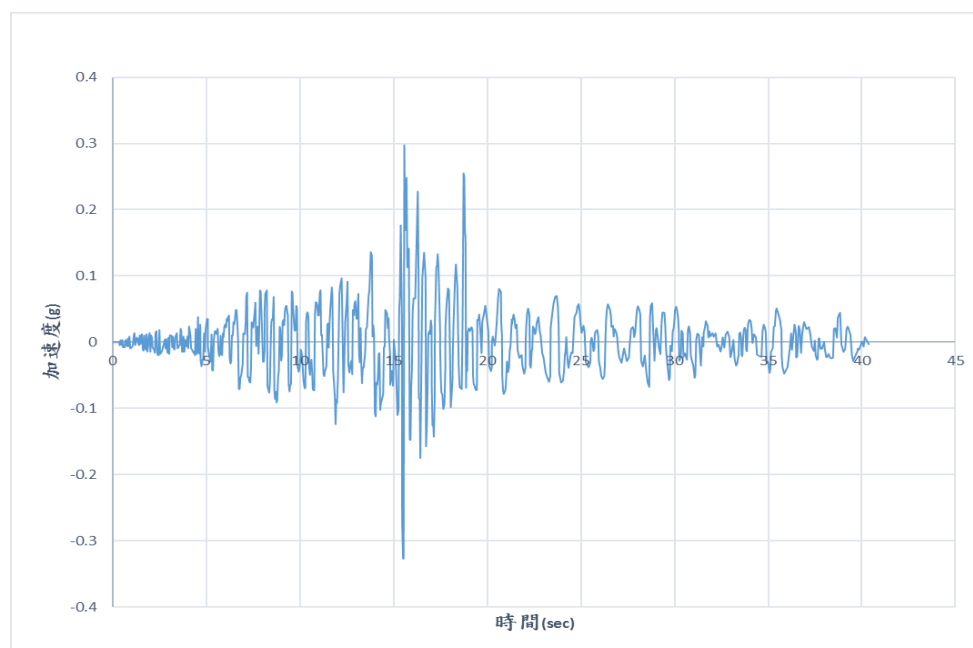


圖 3-10 地震加速度歷時圖

3.3.5 分析結果

此部分與 3.2 節所採用方式相同，皆為應力的計算和檢核。由於輸入地震加速度在歷時 15.5 秒處有最大的加速度值，故檢核時，考慮其波傳時間，將採集此時間點的前後兩秒之應力變化，計算出最小之安全係數，本節研究將取在 17.5 秒時之結果進行運算分析。同樣的，台電在此節案例結果僅提供 4 個記錄點的應力行為與安全係數進行討論。以下為如圖 3-5 所示，依照 A、B、C、D 四個點進行應力結果分析比較(表 3-11)，並計算出其安全係數如表 3-12、表 3-13。

表 3-11 應力結果分析比較

記錄點	本文				台電[1]			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.856	22.876	30.407	26.92	27.535	26.7	33.98
σ_3 (MPa)	5.057	4.989	4.472	5.398	2.565	2.325	1.89	8.9

表 3-12 本研究之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.14	20.03	28.98	10.02	2.89
B	27.46	51.05	29.84	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.4	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	35.8	25.01	31.19	12.5	2.49

表 3-13 台電之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	29.48	24.35	28.73	12.18	2.36
B	27.46	51.05	29.86	25.21	28.87	12.6	2.29
C	27.46	51.05	28.59	24.81	28.38	12.41	2.26
D	27.46	51.05	42.88	25.08	33.94	12.54	2.71

本節研究結果與台電結果的差異，介於 6.81% 至 14.32%。因為台電在參數上敘述較簡略，並未詳細描述模型邊界條件、地震加速度相關的參數、以及輸入機制等，且僅提供此 4 個記錄點之結果，作為討論的依據。本研究因此藉由各類參數分析之結果，結合靜態分析結果，依此研判台電報告中之模型設定方式，如圖 3-11 所示。

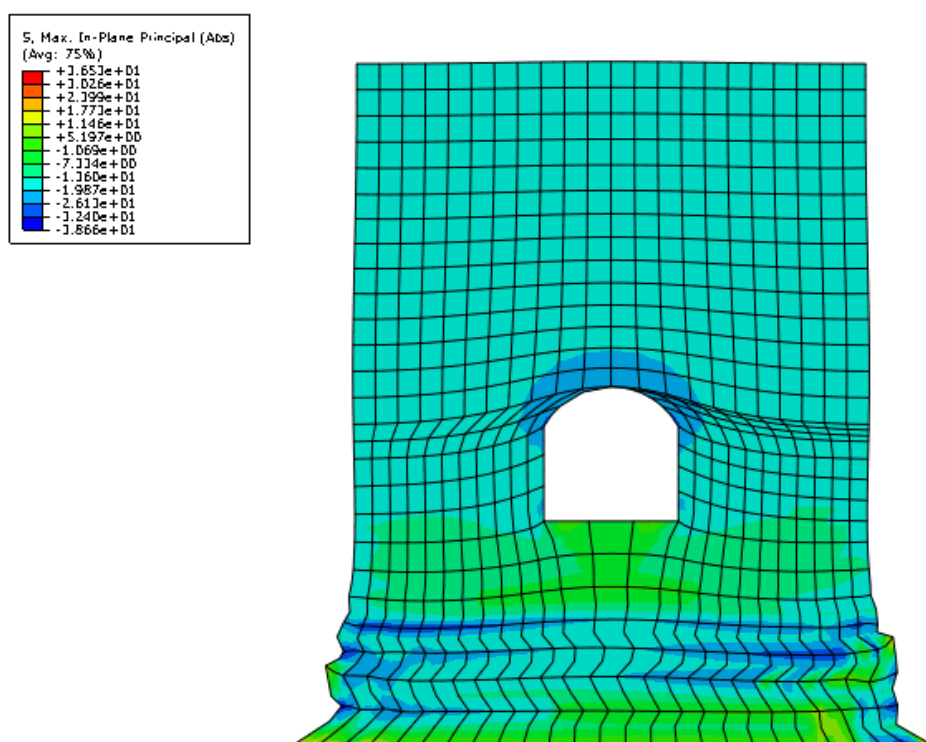


圖 3-11 處置隧道受震行為雲彩圖

3.3.6 邊界條件機制之影響分析

本節針對處置隧道模型邊界條件的設定，進行了三組不同邊界條件之影響分析。除此之外，在以下案例模型中，所採行的幾何與材料參數皆與 3.2.1 節、3.2.2 節相同。案例 D-1 為隧道頂部與兩側鉸接束制，其示意圖如圖 3-9 所示。案例 D-2 為隧道兩側滾接、隧道頂部則束制水平方向，其示意圖如圖 3-12 所示，其為自由端邊界，以模擬地震加載。案例 D-3 為隧道兩側滾接、隧道頂部鉸接束制之固定邊界，以模擬地層載重加載，如圖 3-8 所示。

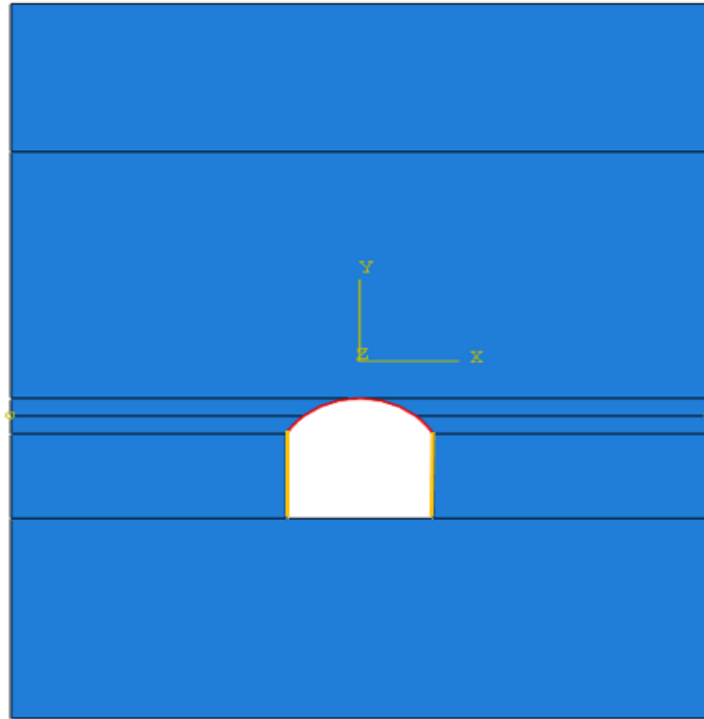


圖 3-12 本節案例 D-2 邊界條件示意圖(紅色為水平束制，黃色為滾接束制)

以下為各案例之應力分析結果，如表 3-14、表 3-15。

表 3-14 案例 D-1 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 D-1				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
$\sigma_1(\text{MPa})$	25.086	24.856	22.878	31.074	25.087	24.856	22.876	30.407
$\sigma_3(\text{MPa})$	5.057	4.989	4.473	5.516	5.057	4.989	4.472	5.398

表 3-15 案例 D-2 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 D-2				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
$\sigma_1(\text{MPa})$	0.563	11.207	20.117	32.356	25.087	24.856	22.876	30.407
$\sigma_3(\text{MPa})$	0.351	1.476	2.561	6.666	5.057	4.989	4.472	5.398

案例 D-3，此邊界條件下的模型在受震時，產生了過大的扭曲變型，導致了模型無法收斂，故而沒有其應力分析之結果比較。而案例 D-1、D-2 的主應力與 3.3.5 節之參考案例差異，則介於 2.19%至 97.76%。由以上案例的比較觀察，發現在受震時，隧道兩旁設置滾接容易產生較大之變形，即使改變了隧道頂部的束制方式，其結果與參考案例結果也有明顯之差異(最大至 97.76%)。以下是安全係數計算結果的部分，分別為表 3-16、

表 3-17。

表 3-16 案例 D-1 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1+\sigma_3$	$\sigma_1-\sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.14	20.03	28.98	10.01	2.89
B	27.46	51.05	29.84	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.41	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	36.59	25.56	31.49	12.78	2.46

表 3-17 案例 D-2 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1+\sigma_3$	$\sigma_1-\sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	0.914	0.212	17.618	0.106	166.38
B	27.46	51.05	12.68	9.731	22.194	4.87	4.56
C	27.46	51.05	22.68	17.56	26.08	8.78	2.97
D	27.46	51.05	39.02	25.69	32.44	12.85	2.53

在此因為案例 D-3 之模型在受震導致變型過大的問題，造成計算上無法收斂，所以並未計算其安全係數之結果。此外，比較其他案例的安全係數，明顯看到案例 D-2 的 A、B 紀錄點明顯大於參考案例結果，因為其紀錄點 A、B 位在隧道頂部上，而隧道頂部的邊界條件在此案例調整為水平束制，放開垂直向的束制造成承受之應力大幅減少，故有此差異。

3.3.7 地震加載機制分析

在完成前述之平行驗證後，本進一步觀察不同地震加載機制的影響，考慮以下兩種案例，觀察比較其結果。案例 D-1 以 Y 方向作為輸入之正向，案例 D-2 為 X 方向與 Y 方向同時輸入，以下為其應力檢核的結果如表 3-18、表 3-19，其安全係數的運算結果為表 3-20、表 3-21。

表 3-18 案例 D-1 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 D-1				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.856	22.876	30.398	25.087	24.856	22.876	30.407
σ_3 (MPa)	5.057	4.989	4.472	5.398	5.057	4.989	4.472	5.398

表 3-19 案例 D-2 與參考案例應力分析比較結果

記錄點	案例 D-2				參考案例			
	A	B	C	D	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.856	22.8762	30.398	25.087	24.856	22.876	30.407
σ_3 (MPa)	5.057	4.989	4.472	5.398	5.057	4.989	4.472	5.398

表 3-20 案例 D-1 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.14	20.03	28.98	10.02	2.89
B	27.46	51.05	29.85	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.4	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	35.8	25	31.18	12.5	2.5

表 3-21 案例 D-2 之安全係數計算結果

記錄點	C(MPa)	摩擦角	$\sigma_1 + \sigma_3$	$\sigma_1 - \sigma_3$	R(MPa)	r(MPa)	F.S.
A	27.46	51.05	30.14	20.03	28.98	10.02	2.89
B	27.46	51.05	29.85	19.87	28.87	9.93	2.91
C	27.46	51.05	27.35	18.4	27.9	9.2	3.03
D	27.46	51.05	35.8	25	31.18	12.5	2.5

兩個案例中之機制影響分析結果與 3.3.5 節之參考案例結果相較，差異不顯著，其最大差異僅為案例 D-2 之 0.03%。可能原因為模型邊界條件為隧道內部的鉸接束制，而記錄點亦在隧道內部上，所以不同的地震加速度輸入方式對於記錄點上的影響較小，因此本節也對於不同加載機制在記錄點外的影響做討論。研究發現，因為覆土壓力相對較大，所以地震的加載對於母岩中的應力增量有限；分析中也觀察了多個母岩域的位置，其中在母岩域上的 E 點其增量較為顯著，因為此點距離地震輸入位置較近，結果如下表 3-22。案例 D-1、D-2 的主應力與本研究之差異為 50.9%、26.84%，而其餘母岩與本研究結果差異落在 0%至 5%之間，因結果大致相同，故僅展示 E 點結果進行討論。E 點位置如圖 3-13 所示。

表 3-22 E 點之應力分析在不同案例比較結果

	參考案例	案例 D-1	案例 D-2
記錄點	E	E	E
σ_1 (MPa)	16.652	8.175	12.182
σ_3 (MPa)	1.291	3.007	2.782

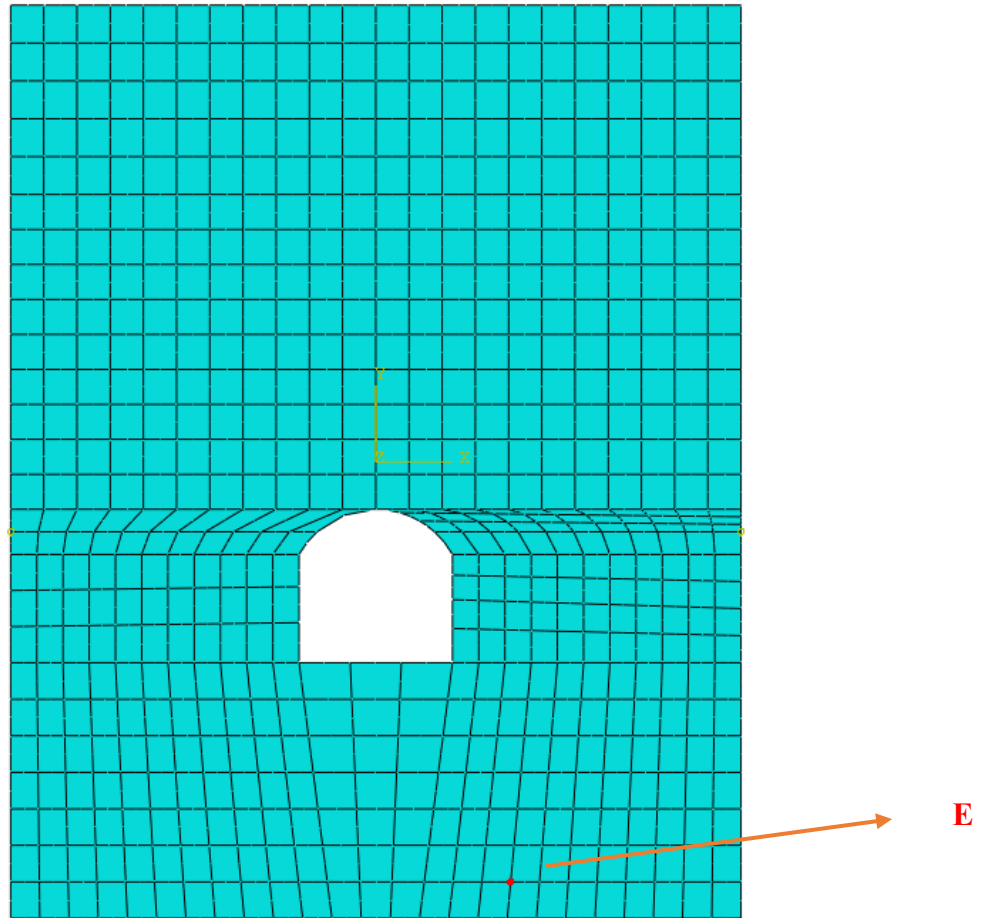


圖 3-13 母岩域 E 點位置示意圖

3.3.8 地震加速度大小之影響分析

本節擬觀察不同大小地震力對於本案例的分析影響，在此考慮地震加速度進行 1/2 倍、2 倍、4 倍的影響測試，依順序為案例 E-1、案例 E-2、案例 E-3，應力分析結果如下表 3-23、表 3-24、表 3-25。

表 3-23 案例 E-1 之應力分析結果

案例 E-1				
記錄點	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.8557	22.8762	30.4105
σ_3 (MPa)	5.05684	4.9891	4.47185	5.39853

表 3-24 案例 E-2 之應力分析結果

案例 E-2				
記錄點	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.8557	22.8762	30.4201
σ_3 (MPa)	5.05684	4.9891	4.47186	5.40071

表 3-25 案例 E-3 之應力分析結果

案例 E-3				
記錄點	A	B	C	D
σ_1 (MPa)	25.087	24.8557	22.8762	30.4287
σ_3 (MPa)	5.05684	4.9891	4.47186	5.40312

上述三個案例應力分析結果與 3.3.5 節之參考案例十分接近，原因為地震對於深地層處置隧道附近的影響可能遠不及覆土壓力，所以在覆土壓力的施加下，地震對於處置隧道的影響並不顯著。另外可以觀察 3.2 節隧道斷面之開挖穩定分析和 3.3 節的隧道斷面受震穩定分析的比較，結果顯示，兩者的最小安全係數皆是 2.49 符合上述判斷。

為了進一步了解地震影響，分別在母岩底層(A3)與距離底層 1 公尺(A2)及 2 公尺(A1)和母岩上層(A4)(距離底層 16.95 公尺)進行受震與未受震比較，母岩底層與上層示意圖如圖 3-14。以下是 A1、A2、A3 區域受震與未受震之應力分析，受震應力行為如圖 3-15、圖 3-16、圖 3-17、圖 3-18、圖 3-19、圖 3-20 所示，未受震應力行為如圖 3-21、圖 3-22、圖 3-23 所示。結果顯示在不同地震下，母岩 A3 有較高的拉應力、壓應力，A2 區域應力有相近之趨勢，在 A1 上，Mises 應力與主應力均顯示，此處受力較為平均且應力大小已明顯與地震加速度相關。此外，與未受震案例對照，了解在 A1 區域時，受震與未受震之 Mises 應力已十分相近，認為地震造成的應力增量在此層已不明顯。進一步觀察母岩上層 A4 區域，其應力行為如圖 3-24、圖 3-25、圖 3-26，結果顯示不同的地震加速度作用於此處，母岩的應力值幾近相同，且 Mises 應力與主應力亦與未受震時十分接近。結合本節在母岩底層、記錄點和母岩上層之應力結果，確定在覆土壓力下，地震對於隧道附近的應力增量有限，但在母岩底層區域則有明顯影響。

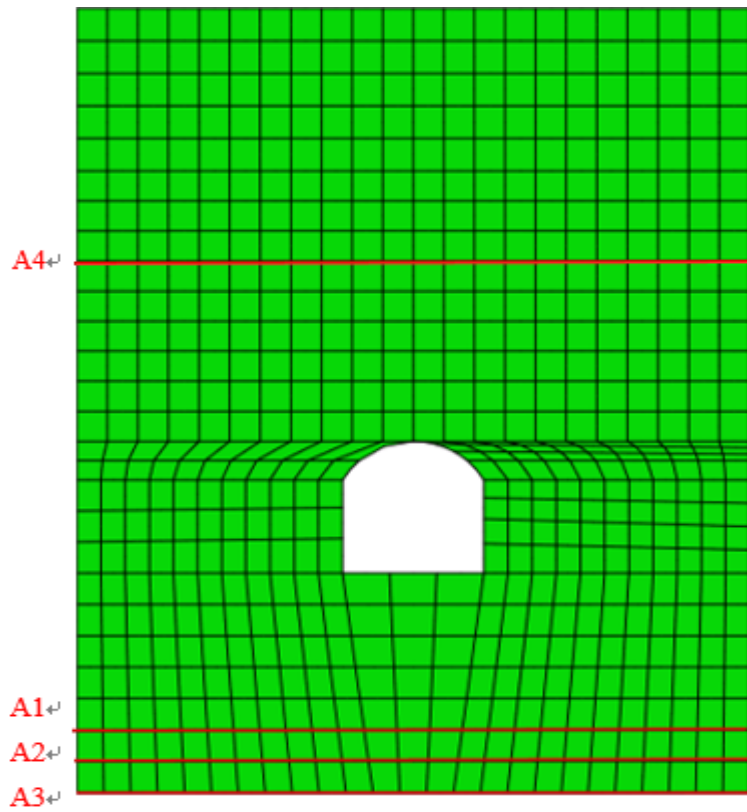


圖 3-14 母岩底部的選取位置(顏色線條位置)

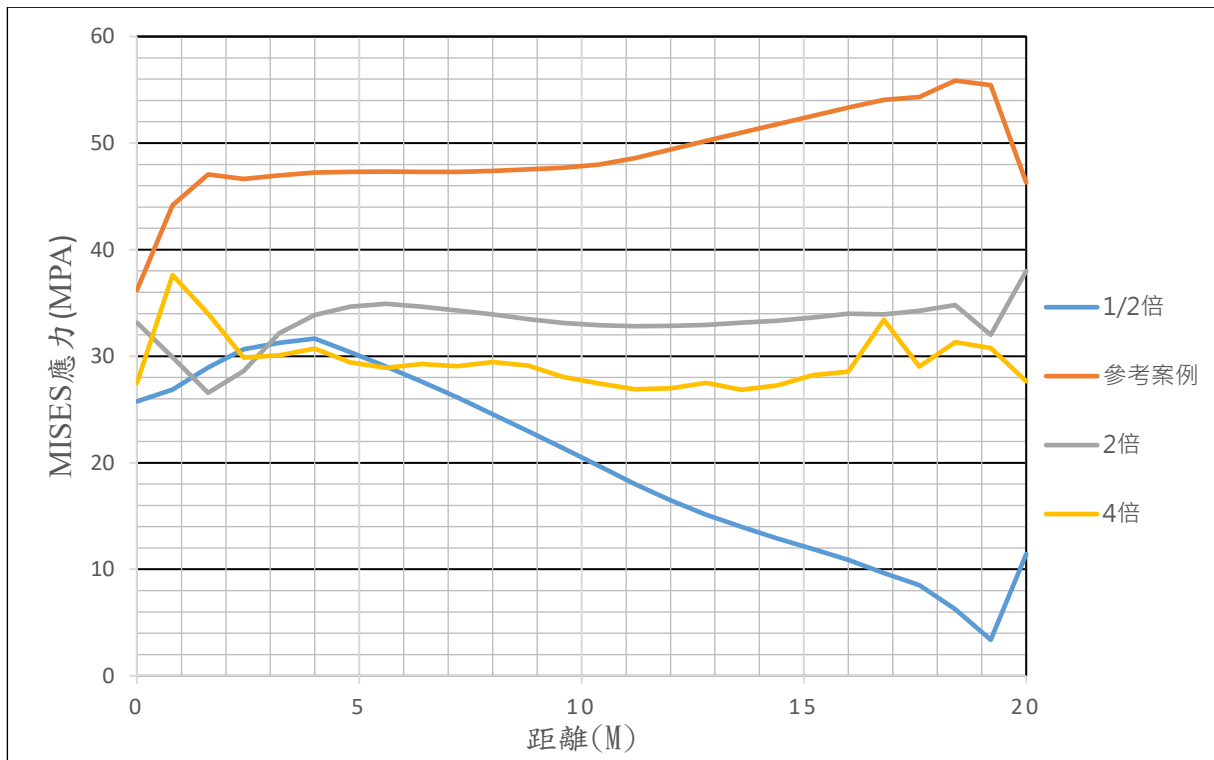


圖 3-15 母岩受震 A3 區域 Mises 應力分布

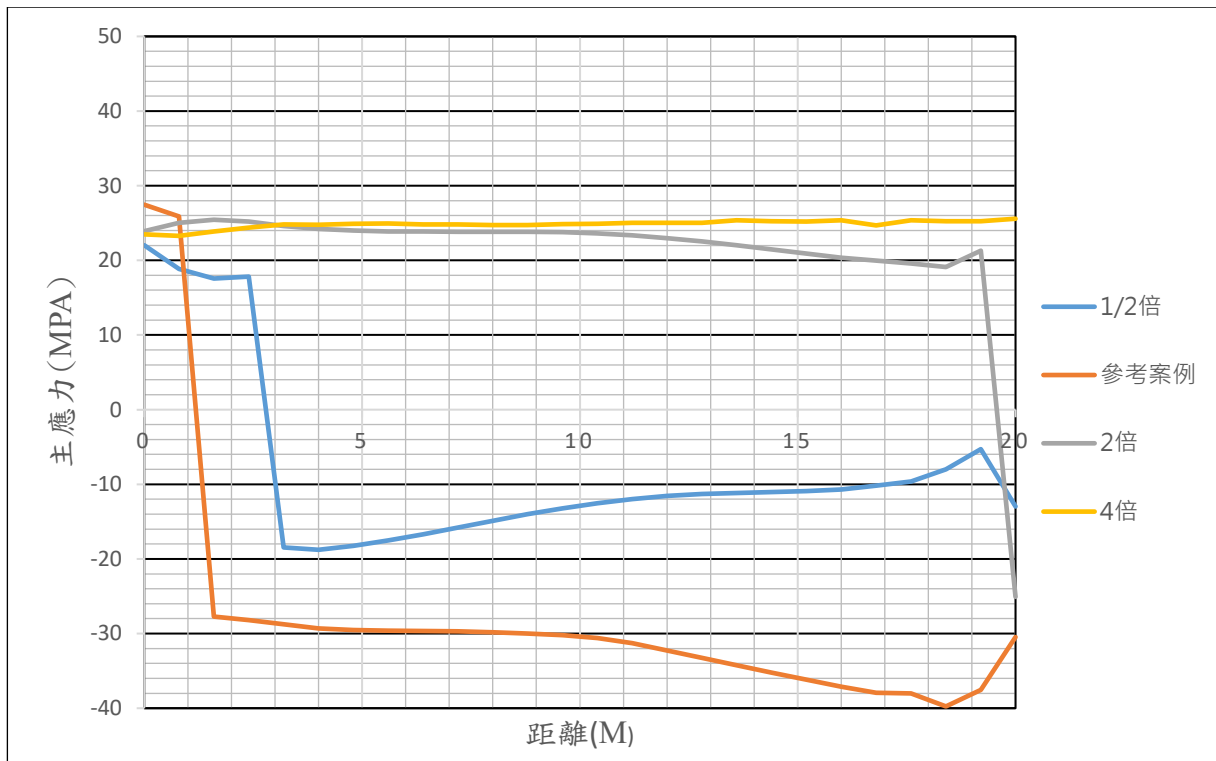


圖 3-16 母岩受震 A3 區域主應力分布

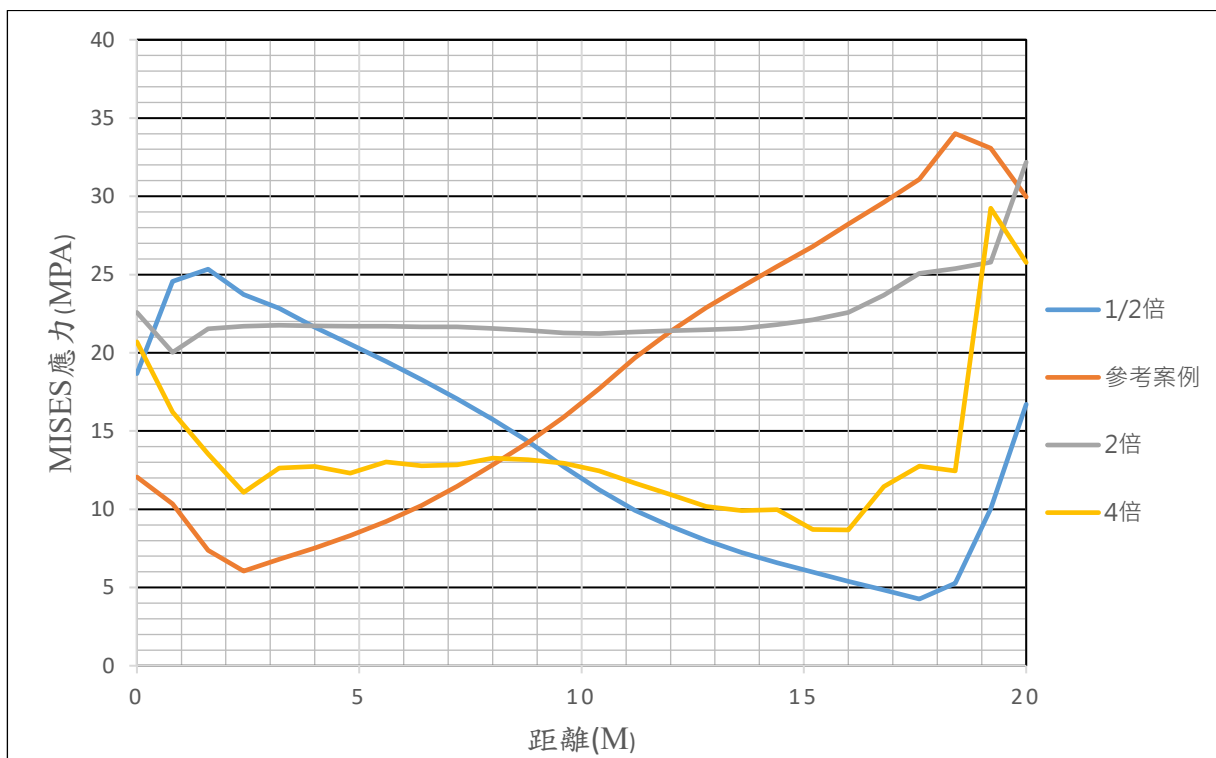


圖 3-17 母岩受震 A2 區域 Mises 應力分布

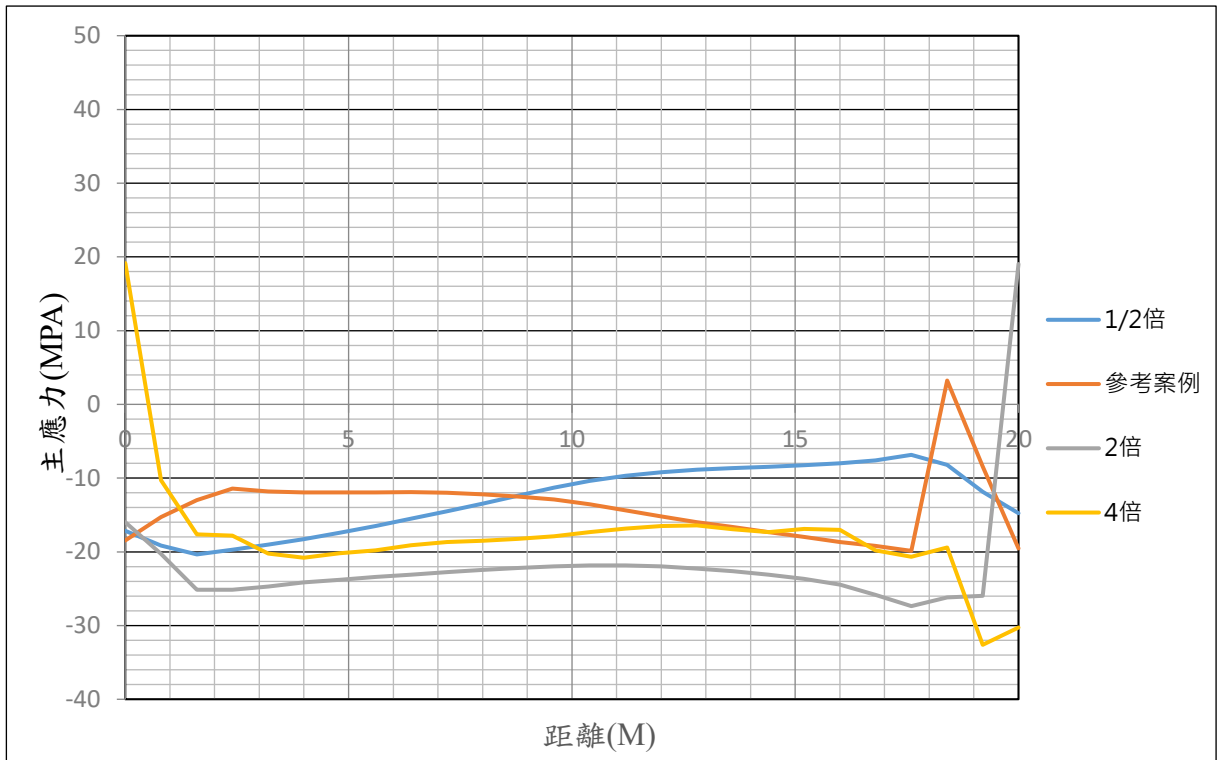


圖 3-18 母岩受震 A2 區域主應力分布

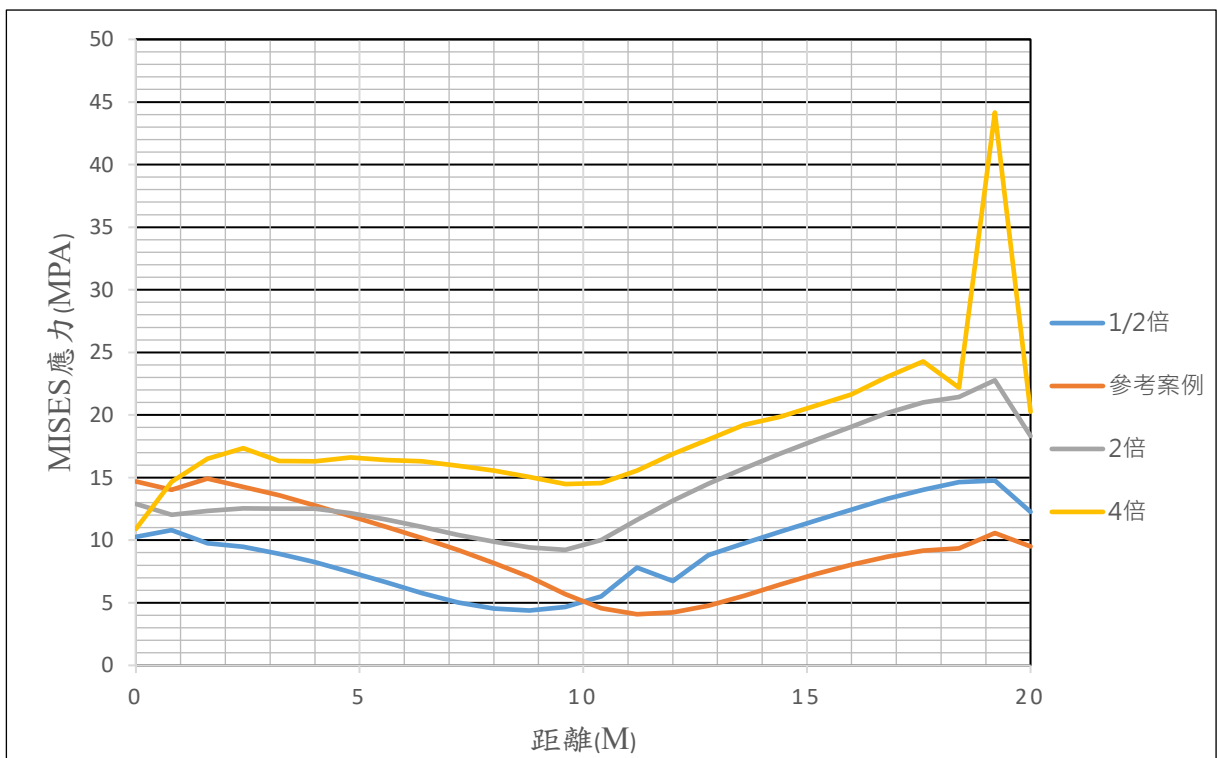


圖 3-19 母岩受震 A1 區域 Mises 應力分布

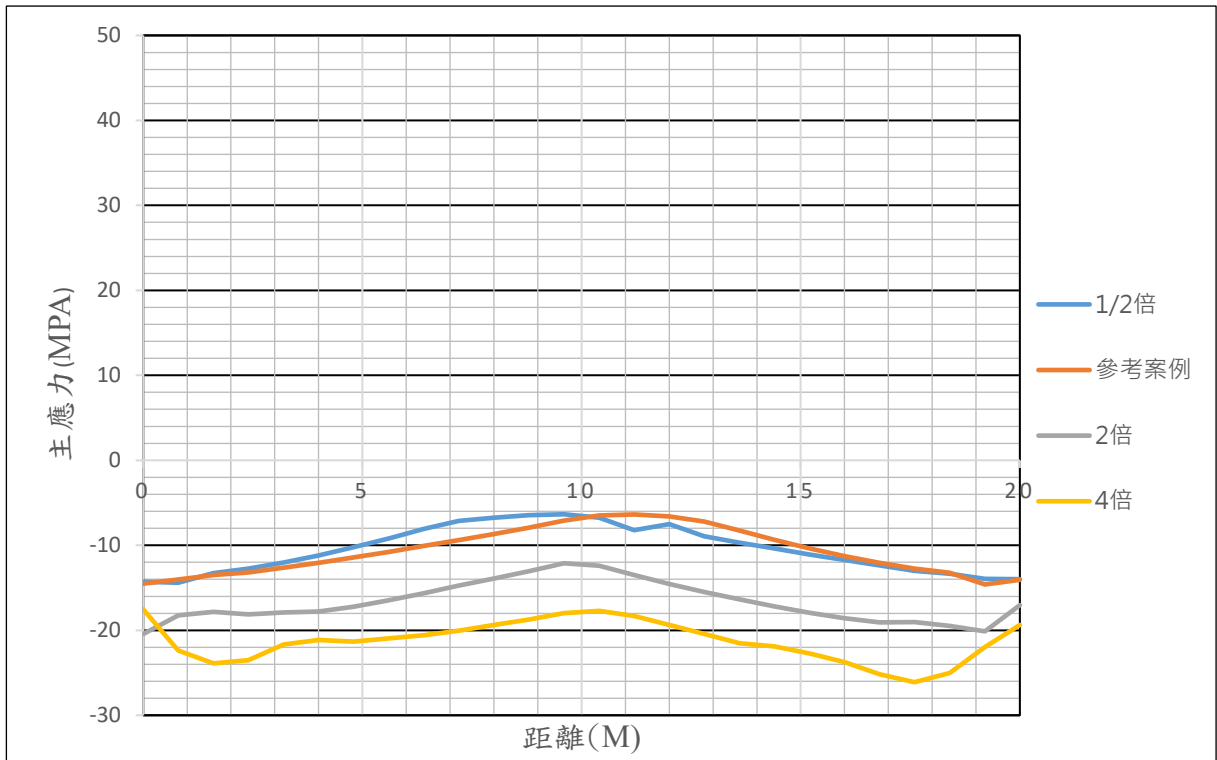


圖 3-20 母岩受震 A1 區域主應力分布

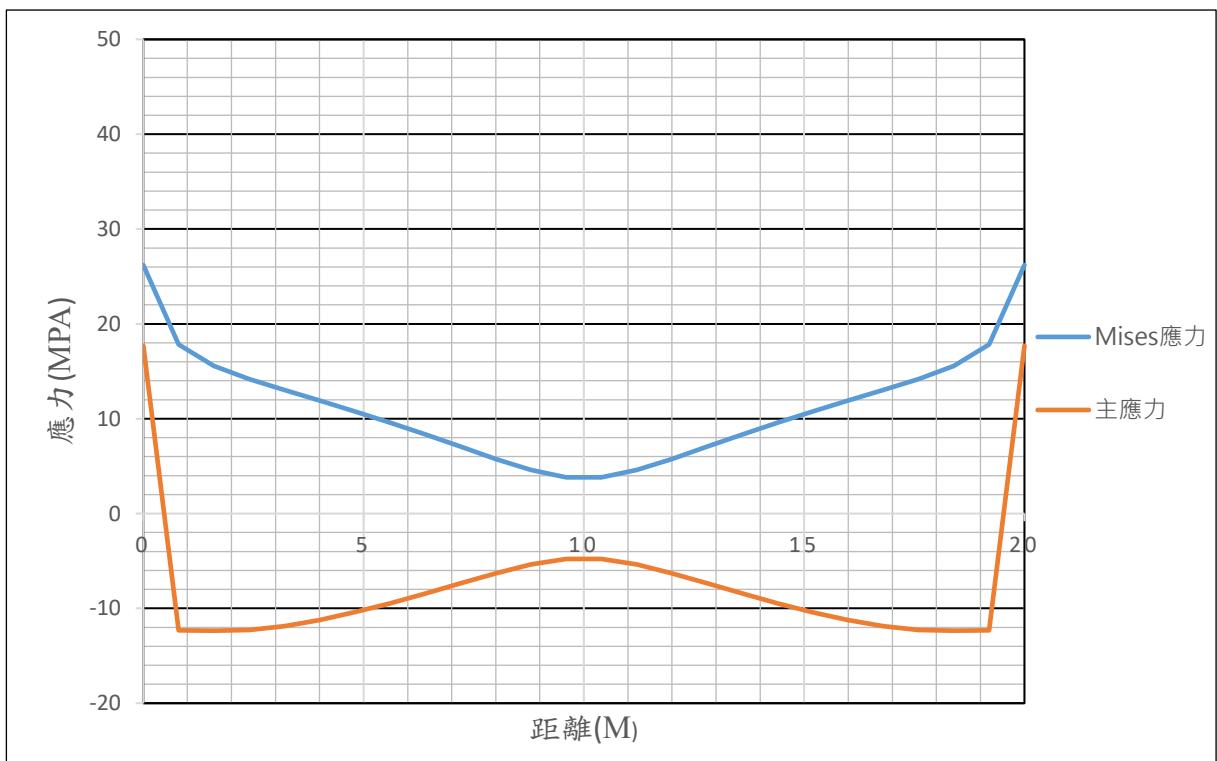


圖 3-21 母岩未受震 A3 區域 Mises 應力與主應力分布

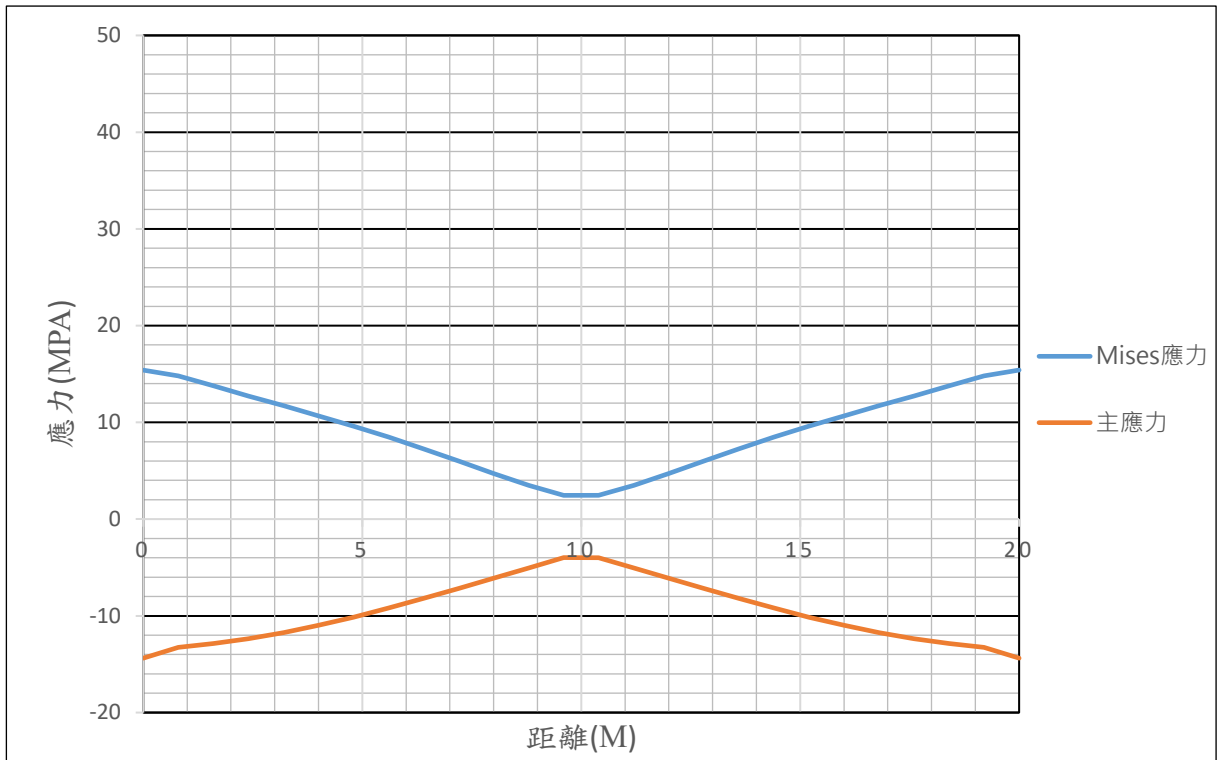


圖 3-22 母岩未受震 A2 區域 Mises 應力與主應力分布

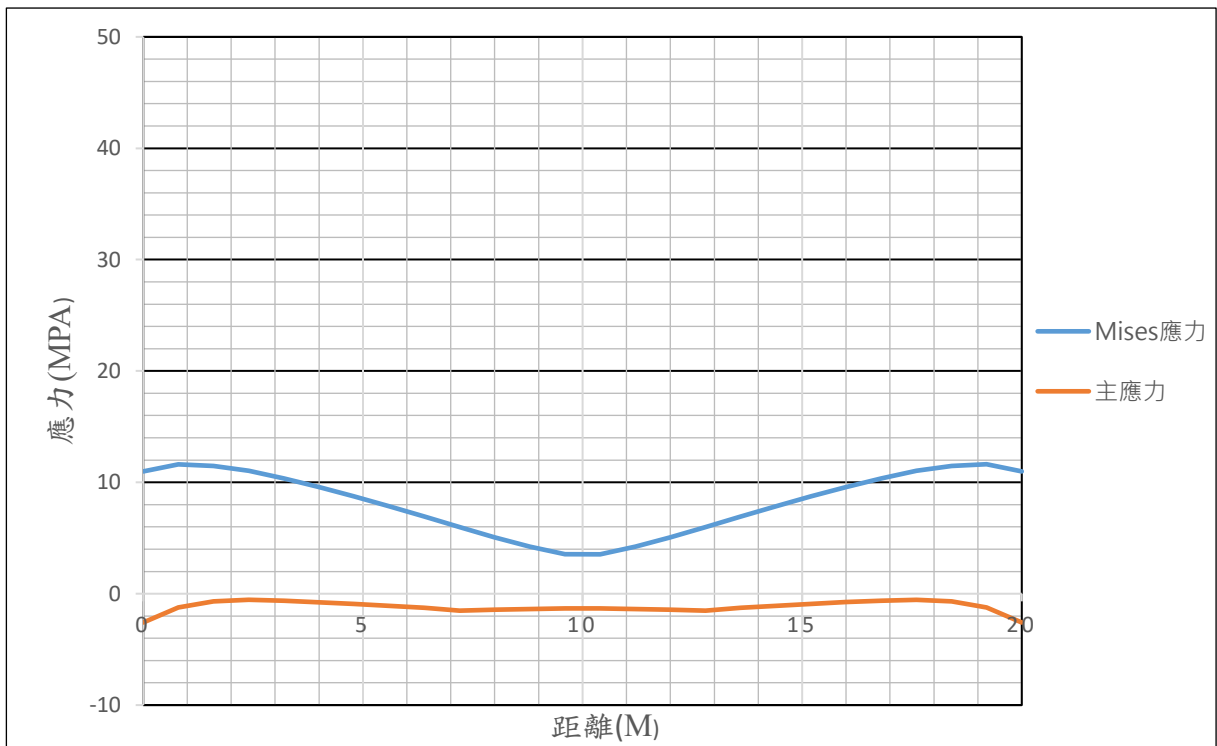


圖 3-23 母岩未受震 A1 區域 Mises 應力與主應力分布

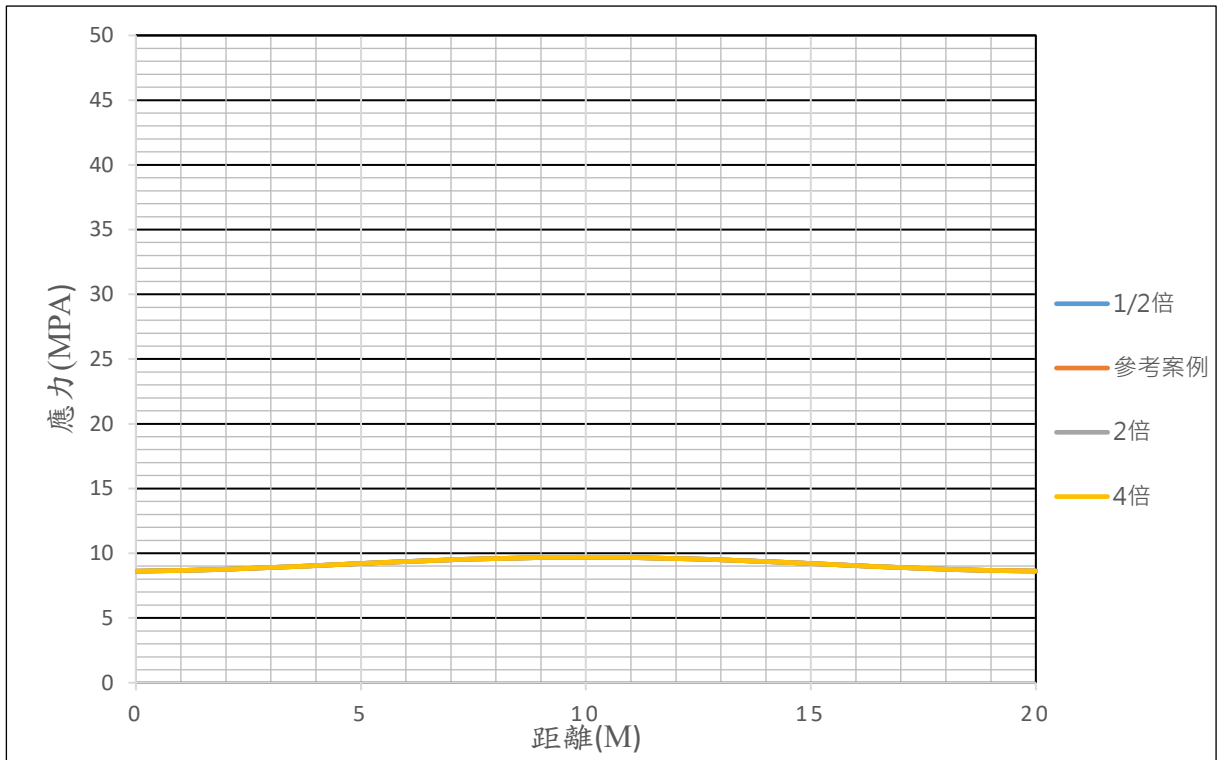


圖 3-24 母岩 A4 區域受震時之 Mises 應力分布

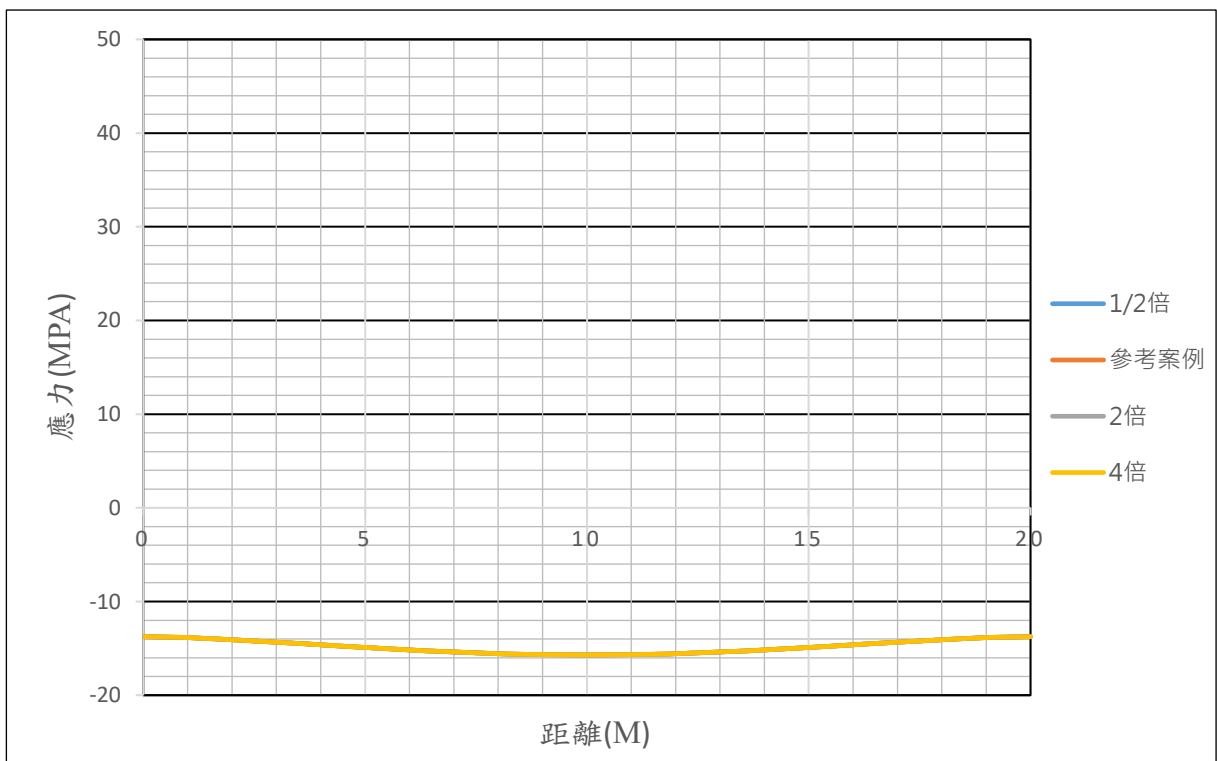


圖 3-25 母岩 A4 區域受震時之主應力分布

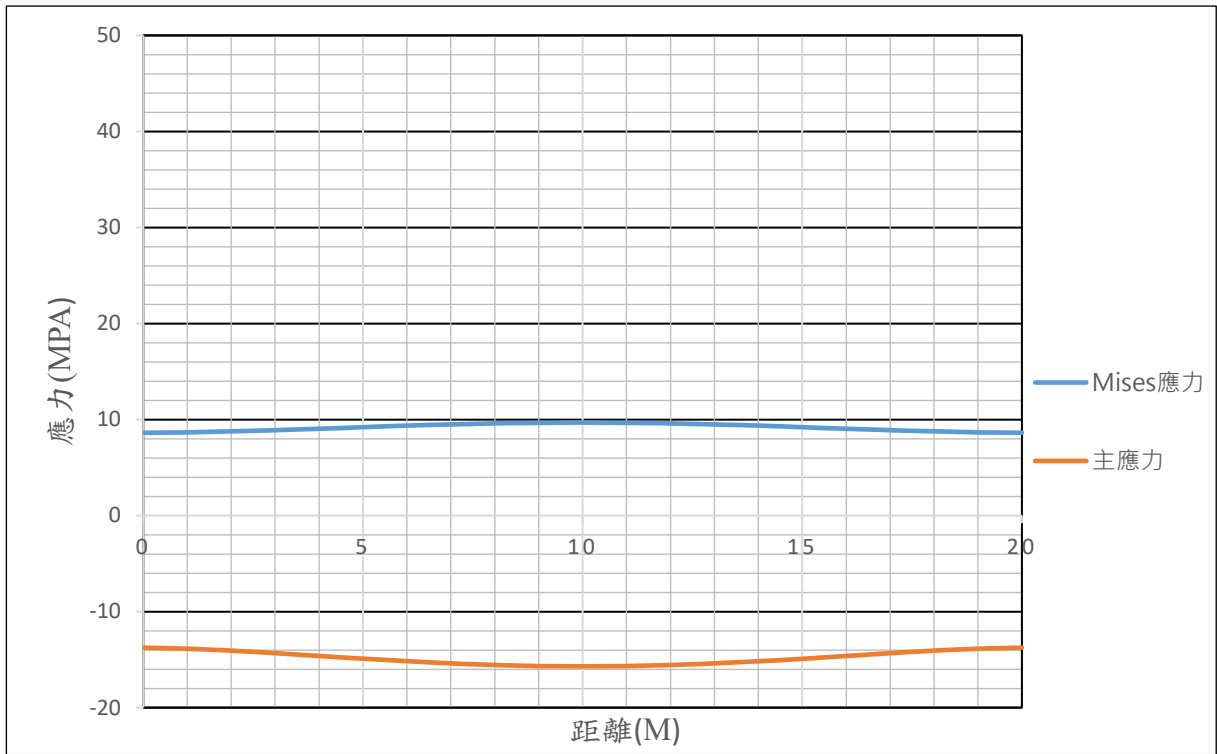


圖 3-26 母岩 A4 區域未受震時之應力之 Mises 應力與主應力分布

3.4 小結

3.2 節與 3.3 節參考案例的應力檢核與台電報告呈現相同之趨勢，約有 6% 至 14% 的差異。因為台電報告並未說明邊界條件與記錄點確實位置，且僅提供 4 個記錄點的應力結果，亦無詳述地震加速度相關參數與其輸入機制等，本研究因此藉由各類參數分析之結果，判斷地震加速度大小及歷時數值、地震輸入方向與邊界條件束制機制等之影響效應，並依此研判台電報告中之模型設定方式。分析結果亦顯示，本研究與台電結果之差異結果屬在合理範圍之內。

本節同時觀察邊界條件機制之影響，結果顯示隧道兩側為滾接時，隧道底部的束制對於 D 點影響十分顯著，且在受震時，隧道兩側為滾接的情況容易產生較大變形。

此外，結果亦顯示，地震加載機制對記錄點的主應力影響並不顯著。進而分析其餘母岩之應力行為，其大多差異亦不明顯；判斷原因為覆土壓力相對較大，故地震加載對於其處置隧道與中上層母岩的應力增量有限，而在母岩底層離地震加載位置較近區域則有明顯差異。上述之原因，亦在地震加速度大小影響分析上得到進一步佐證，觀察結果顯示，母岩之應力大小，在 A1 上開始與地震加速度有明顯關聯；另在隧道附近，受力較平均，且與未受震時之 Mises 應力值接近。在母岩上層與記錄點結果顯示，此區的應力值在受震與未受震時近乎相同，判斷由於現地應力高，地震對於此區域的應力增量相對較低，故對於處置隧道之穩定性與安全性無明顯影響。本節研究成果亦可應用於誘發地震之相關研究，包括地震規模、震源深度、距離等，由於此些子題涉及之因素較廣，皆可作為日後研究之相關議題。

第四章、最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與驗證

4.1 前言

本章內容主要分為兩大部分，第一部份為溫度場之三方平行驗證，該部分內容主要針對瑞典 SKI 文獻[9]、及 SKB 文獻[10]分析案例進行之三方平行驗證，目的在於確認本研究進行溫度場分析得到結果，能與瑞典 SKI 及 SKB 當局的類似，以確保本研究對於深層地質處置場溫度場分析，有足夠技術及經驗；第二部份則是飽和度之平行驗證，同樣以平行驗證為主軸，由於飽和度的改變，將使熱傳導係數有所變化，在進行溫度場分析時沒辦法得到接近真實情況的結果，故飽和度對於溫度場也有影響，本章將針對 SKI 文獻[9]進行平行驗證，確認本研究進行孔隙材料再飽和問題，有足夠的技術及經驗。

4.2 溫度場之三方平行驗證

用過核子燃料埋放至深層地質處置場過後，用過核子燃料仍會持續釋放熱能，並且透過處置銅罐將熱能傳遞至處置場使得溫度上升，而溫度上升的過程，熱載重將連帶造成處置場內部的應變、應力及飽和度產生變化，並引致結構支撐處之反力相關影響。而在處置場的熱-水-力耦合分析時，本研究採用傅立葉熱傳導定律；孔隙水流使用達西定律；在力學分析時則使用有效應力理論以及廣義虎克定律。本節溫度場分析，不僅僅利用熱傳分析，而是透過熱-水-力耦合過程所進行，此過程也是 SKI 和 SKB 在文獻中之作法，藉此達成相似之分析結果。因此能夠執行最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與驗證。

4.2.1 模型幾何配置

SKI 文獻[9]中使用的處置場配置為 KBS-3V，KBS-3V 為 SKB 主要的處置場配置模式，已有多項分析成果。文獻中分別對 Forsmark 和 Laxemar 兩地進行平行驗證，本文內容只探討 Forsmark 地區的分析，其處置場埋放深度為 400 公尺，模型總深度為 1400 公尺，參考文獻做法，使用四分之一代表體積單元進行分析，

長 20 公尺，寬 3 公尺，如圖 4-1，廢棄物罐直徑 1.05 公尺，長度 4.833 公尺，處置孔直徑 1.75 公尺，長度 6.833 公尺，處置隧道斷面長寬各是 5.5 公尺，內部幾何參考圖 4-2。熱傳導的模型將採用 DC3D20 元素，為 20 個節點的二次元素。

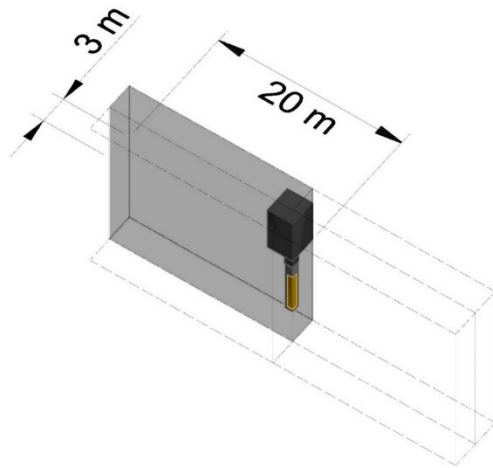


圖 4-1 處置場模型之斷面長寬

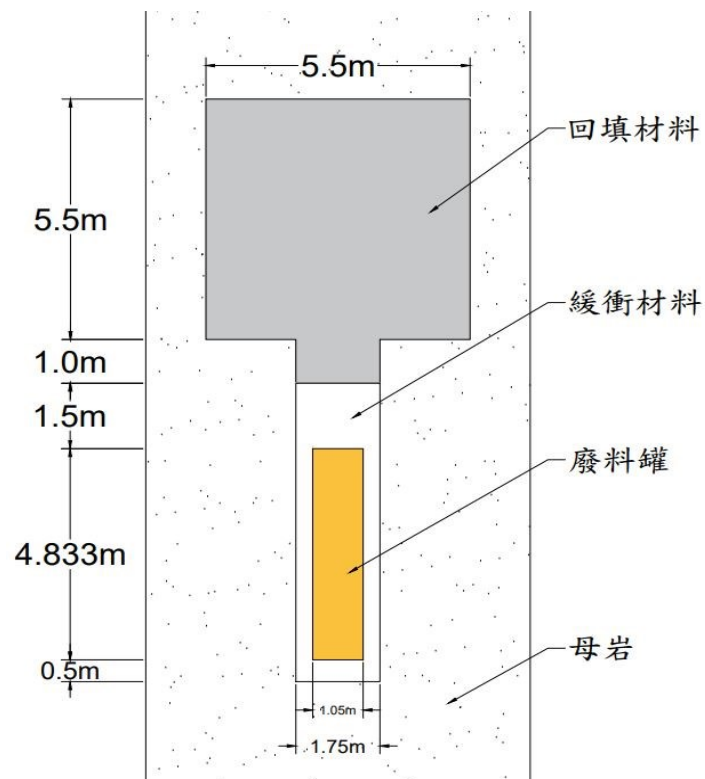


圖 4-2 處置場模型之內部幾何配置圖

4.2.2 材料參數介紹

本分析中主要構成處置場的部件為：廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、母岩，本節中統整了熱傳導分析使用到的材料參數如表 4-1，分別有：密度、熱傳導係數、比熱等。

表 4-1 熱傳導分析之材料參數[9]

材料性質	材料種類			
	廢棄物罐	緩衝材料	回填材料	母岩
密度 (kg/m ³)	7000	1670	1750	2701
熱傳導係數 (W/m·K)	200	0.965	0.965	3.46
比熱 (J/kg·K)	4600	800	800	803

4.2.3 初始條件與邊界條件

由於模型尺寸為全長 1400 公尺的全域模型，初始溫度參考文獻[9]提供計算式得出，如式 4-1。

$$T = 6.0 + 0.012 \times Z_d \quad (\text{式 4-1})$$

其中：T為溫度，單位 $^{\circ}\text{C}$ ， z_d 為所在深度，單位公尺，根據式 4-1 的計算，可以得到初始溫度與距離的關係。地表及底部設定溫度邊界條件，分別是 6°C 及 22.8°C 。在文獻[9]中，廢棄物罐的初始衰變熱函數為 1700 W ，本研究透過廢棄物罐的體積將其換算為單位體積衰變熱，其值為 406.22 W/m^3 ，再透過熱衰變函數引入模型中，如圖 4-3。

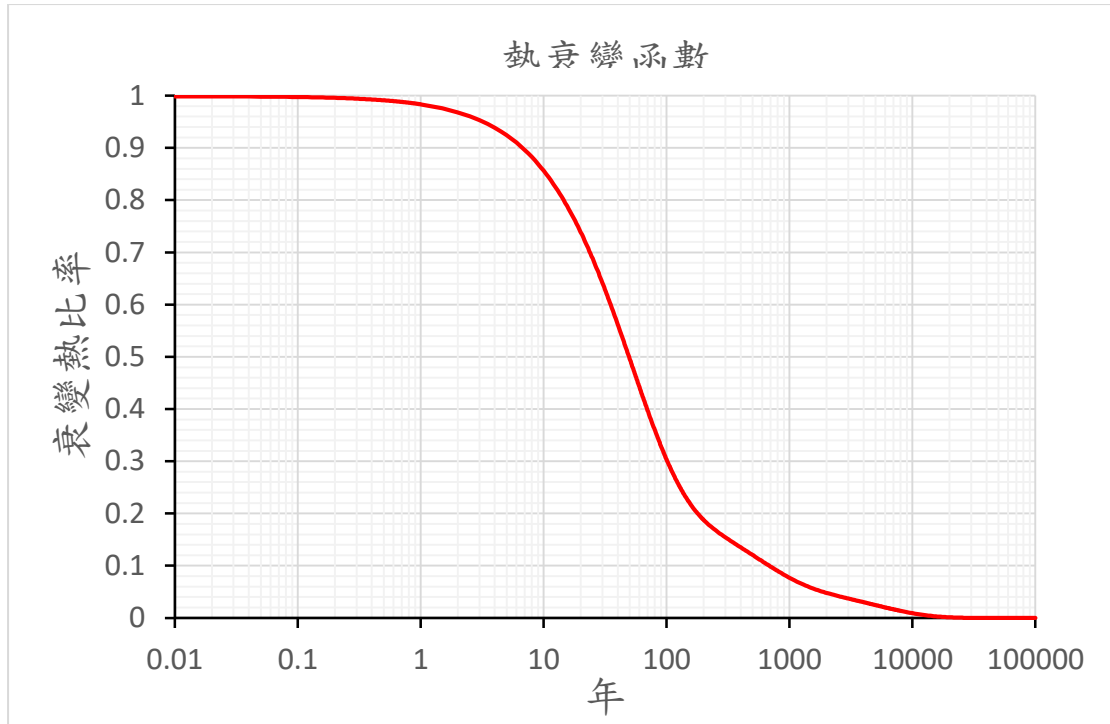


圖 4-3 衰變熱比率與時間的關係圖

4.2.4 溫度場分析結果驗證

溫度在處置場安全評估中是一個重要的參考指標，溫度太高造成水沸騰或是處置場中各部件因此失去功能性，於分析中須審慎評估，參考文獻做法，在熱傳導分析中選定了廢棄物罐中間外緣(點 a)、緩衝材料與母岩邊界(點 b)、回填材料中心(點 c)做為溫度觀測點，如圖 4-4。本文分析結果，將與瑞典 SKI[9]及瑞典 SKB[10]等機構相互比較，以確認本研究平行驗證之能力，圖 4-5 呈現的是點 a 的分析結果，圖 4-6 呈現的是點 b 的分析結果，圖 4-7 呈現的是點 c 的分析結果，由於 SKB 文獻[10]沒有提供回填材料的溫度分析結果，所以這裡只與 SKI 文獻[9]進行比較。

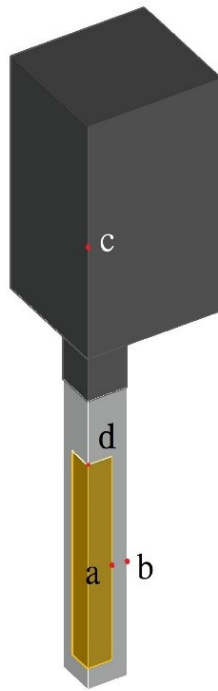


圖 4-4 模型分析位置示意圖

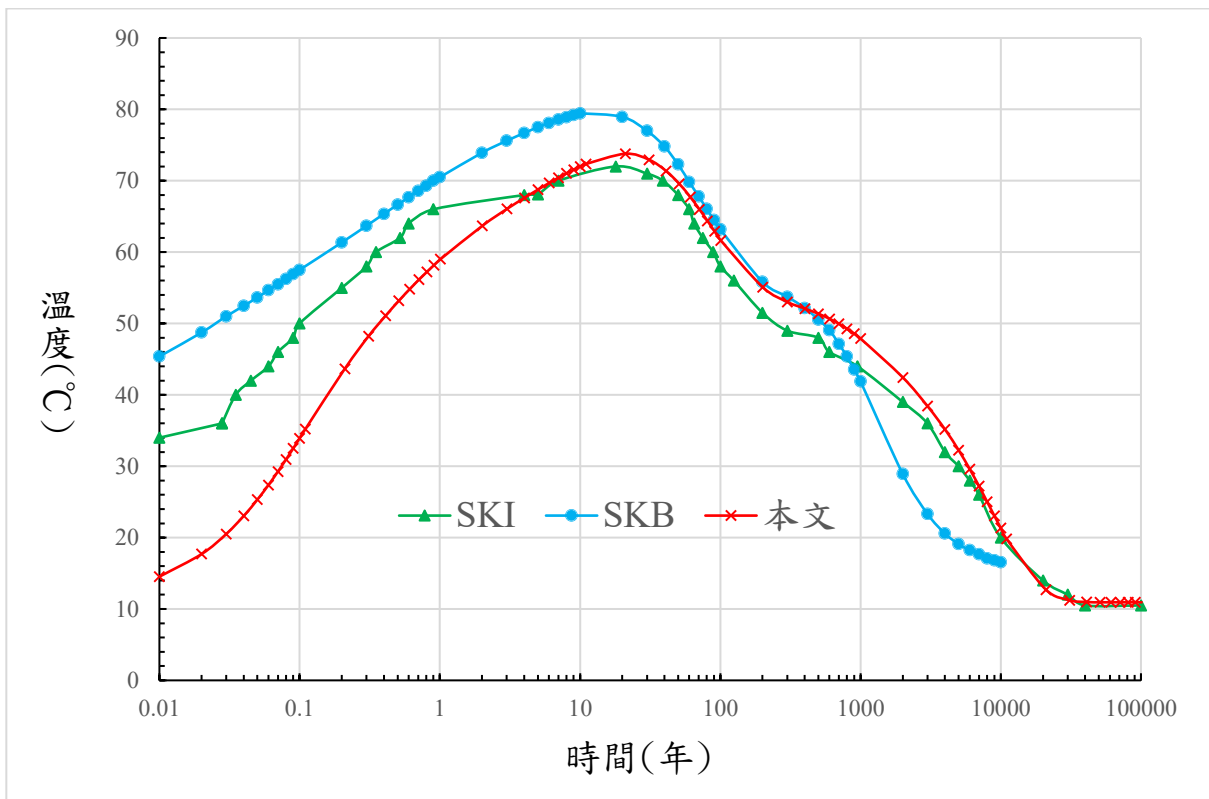


圖 4-5 點 a 溫度分析結果

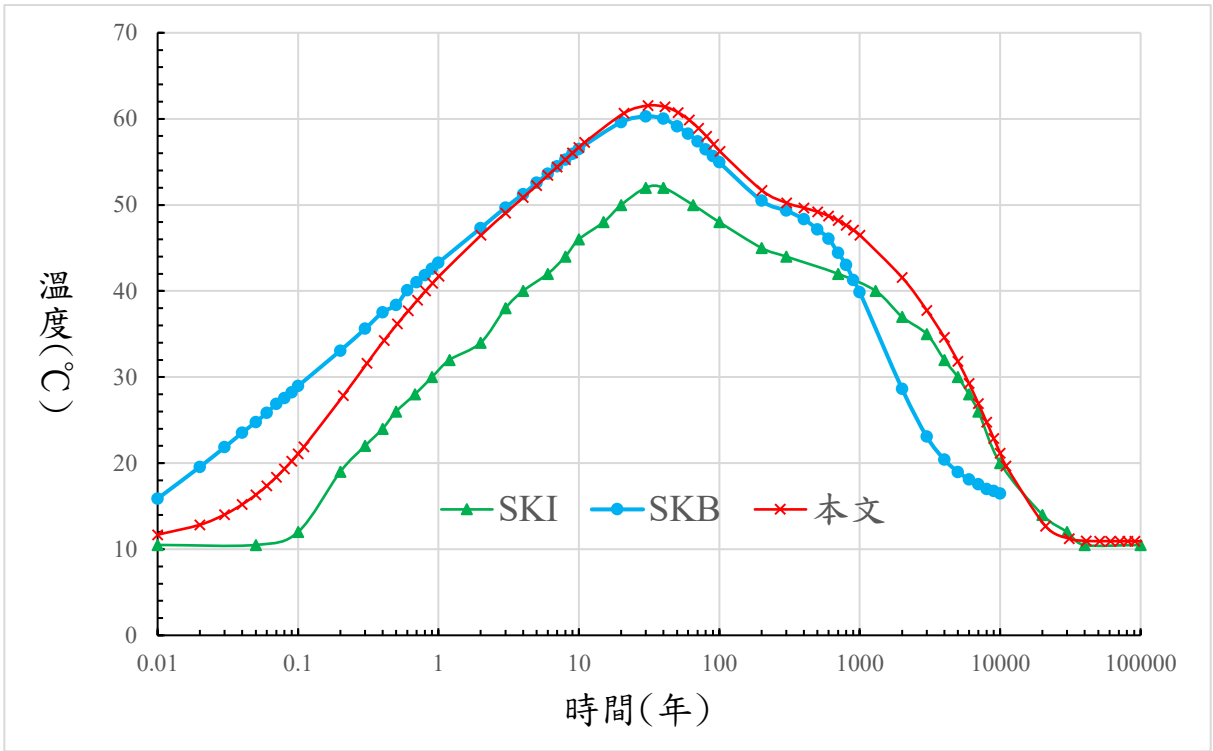


圖 4-6 點 b 溫度分析結果

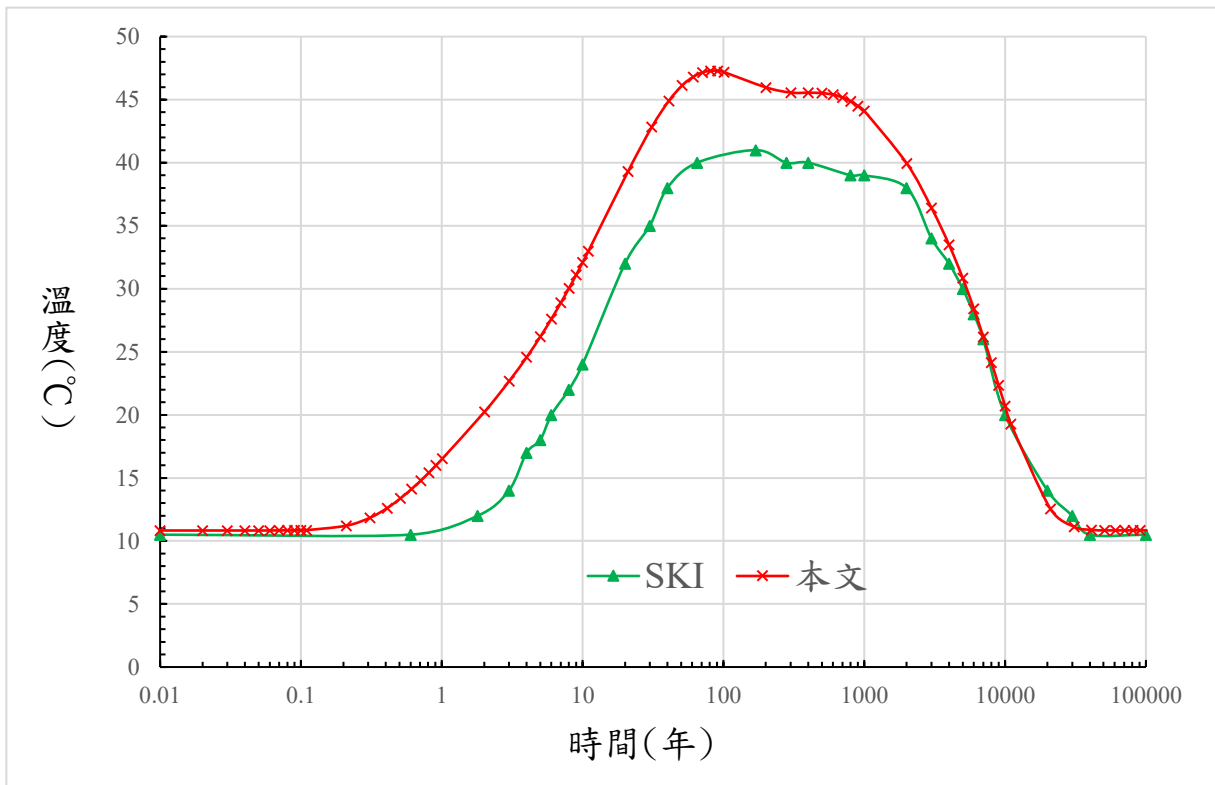


圖 4-7 點 c 溫度分析結果

SKB 文獻[10]提供資料結果，只分析到 1 萬年，而 SKI 則做到 10 萬年，為了與兩文獻同時比較，本文分析時間為 10 萬年。本文與 SKI 在最高溫度近乎相同，分別為 74°C 及 72°C，而 SKB 則接近 80°C，與 SKI 相差 8°C；比較點 b 的分析結果，本文與 SKB 在最高溫度近乎相同，分別為 61°C 及 60°C，而 SKI 則是接近 52°C，相差 9°C；比較點 c 的分析結果，本文的最高溫度為 47°C，SKI 最高溫度為 41°C，兩者相差 6°C。

從 b 點的比較得知，SKI 與 SKB 在熱傳導分析中存在差異，本文在遠離廢棄物罐 b 點的分析與 SKB 結果相近，故於 c 點分析中，本文與 SKI 在最高溫度上有差異。從圖 4-5、圖 4-6、圖 4-7 可以看出最高溫度通常會持續一段時間，這裡將最高溫度-2°C 的範圍做為峰值溫度發生區間，表 4-2 為最高溫度及峰值溫度發生區間比較。

從表 4-2 之最高溫度的比較中，在點 a 中，SKB、SKI 及本文的峰值溫度發生區間都是發生在 5 至 50 年；在點 b 中也有類似情況，約略發生在 10 至 80 年；在點 c 中，SKI 與本文的峰值溫度發生區間也是接近的，發生在 40 至 800 年。

表 4-2 最高溫度及峰值溫度發生區間比較

	SKI 文獻	SKB 文獻	本文
	Point(a)		
最高溫度(°C)	72	80	74
峰值溫度發生區間(年)	5-50	6-30	10-50
	Point(b)		
最高溫度(°C)	52	60	61
峰值溫度發生區間(年)	20-65	10-60	11-81
	Point(c)		
最高溫度(°C)	41	-	47
峰值溫度發生區間(年)	40-800	-	41-701

4.3 飽和度之平行驗證

透過已經完成的熱傳導分析結果，將其作為水力分析的初始條件，其餘的初始條件及相關邊界條件都參考文獻[9]所給出的值。模型幾何和網格數量都維持與溫度場分析相同，這裡不再贅述。除了廢棄物罐以外其他材料均為孔隙材料，廢棄物罐將使用 C3D20 元素，其餘材料則是 C3D20P 具有吸水性質的孔隙元素。

4.3.1 材料參數介紹

分析中主要的材料為：廢棄物罐、緩衝材料、回填材料、母岩，本節中統整了水力分析使用到的材料參數如表 4-3，分別有：密度、彈性模數、波松比、線膨脹係數、滲透係數、孔隙比、體積模數等；後續還有緩衝材料、回填材料、母岩等三個孔隙材料的飽和度與孔隙水壓的對應關係，如表 4-4，此為材料之吸力曲線；飽和度與相對滲透係數之關係，如表 4-5；本研究進行完全熱-水-力耦合之疊代流程，參考文獻之作法，應考慮緩衝材料及回填材料之飽和度對應熱傳導關係，如表 4-6。

表 4-3 水力分析之材料參數[9]

材料性質	材料種類			
	廢棄物罐	緩衝材料	回填材料	母岩
密度(kg/m ³)	7000	1670	1750	2701
彈性模數(kPa)	2.1×10^8	17000	17000	6.8×10^7
波松比	0.3	0.3	0.3	0.22
線膨脹係數(1/°C)	1.2×10^{-6}	10^{-5}	10^{-5}	7.7×10^{-6}
滲透係數(m/s)	-	6.5×10^{-14}	5×10^{-11}	10^{-9}
孔隙體積模數(kPa)	-	2.1×10^8	2.1×10^8	2.28×10^7

表 4-4 處置場各材料之孔隙水壓與飽和度對應關係[9]

緩衝材料		回填材料		母岩	
飽和度	孔隙水壓 (kPa)	飽和度	孔隙水壓 (kPa)	飽和度	孔隙水壓 (kPa)
0.01	-400000	0.010085	-720000	0.01	-20000
0.023199	-340000	0.025487	-620000	0.1	-10000
0.035379	-310000	0.043183	-520000	0.2	-9000
0.05108	-280000	0.063527	-420000	0.3	-8000
0.070695	-250000	0.087552	-320000	0.4	-7000
0.094933	-220000	0.117717	-220000	0.5	-6000
0.124945	-190000	0.161647	-120000	0.6	-5000
0.136525	-180000	0.174175	-100000	0.7	-4000
0.149039	-170000	0.189308	-80000	0.8	-3000
0.162601	-160000	0.208716	-60000	0.9	-2000
0.177346	-150000	0.221071	-50000	0.99	-1000
0.193445	-140000	0.228262	-45000	1	0
0.211103	-130000	0.236362	-40000		
0.230584	-120000	0.245643	-35000		
0.252218	-110000	0.256511	-30000		
0.276436	-100000	0.269619	-25000		
0.289685	-95000	0.277338	-22500		
0.303808	-90000	0.286104	-20000		
0.318906	-85000	0.296232	-17500		
0.335102	-80000	0.308196	-15000		
0.352539	-75000	0.322754	-12500		
0.371387	-70000	0.341227	-10000		
0.391854	-65000	0.350218	-9000		
0.414189	-60000	0.360483	-8000		
0.438698	-55000	0.372407	-7000		
0.465761	-50000	0.386566	-6000		
0.495849	-45000	0.403879	-5000		
0.52955	-40000	0.425946	-4000		
0.567607	-35000	0.455886	-3000		
0.610944	-30000	0.501058	-2000		
0.660687	-25000	0.586365	-1000		

0.718107	-20000	0.600162	-900
0.73062	-19000	0.61581	-800
0.743495	-18000	0.633809	-700
0.756736	-17000	0.654877	-600
0.770345	-16000	0.680094	-500
0.784321	-15000	0.711177	-400
0.798657	-14000	0.75106	-300
0.813342	-13000	0.805224	-200
0.828356	-12000	0.88488	-100
0.843671	-11000	0.894968	-90
0.859246	-10000	0.90553	-80
0.875026	-9000	0.916581	-70
0.890935	-8000	0.928123	-60
0.906874	-7000	0.940137	-50
0.922715	-6000	0.952568	-40
0.938286	-5000	0.965294	-30
0.953366	-4000	0.978059	-20
0.96766	-3000	0.9903	-10
0.980757	-2000	1	0
0.992026	-1000		
1	0		

表 4-5 相對滲透係數與飽和度對應關係[9]

緩衝材料		回填材料	
飽和度	相對滲透係數	飽和度	相對滲透係數
0.1	0.001	0.1	1E-10
0.15	0.003375	0.15	5.77E-09
0.2	0.008	0.2	1.02E-07
0.25	0.015625	0.25	9.54E-07
0.3	0.027	0.3	5.9E-06
0.35	0.042875	0.35	2.76E-05
0.4	0.064	0.4	0.000105
0.45	0.091125	0.45	0.000341
0.5	0.125	0.5	0.000977
0.55	0.166375	0.55	0.002533
0.6	0.216	0.6	0.006047
0.65	0.274625	0.65	0.013463
0.7	0.343	0.7	0.028248
0.75	0.421875	0.75	0.056314
0.8	0.512	0.8	0.107374
0.85	0.614125	0.85	0.196874
0.9	0.729	0.9	0.348678
0.95	0.857375	0.95	0.598737
1	1	1	1

表 4-6 熱傳導係數與飽和度對應關係[9]

飽和度	熱傳導係數(W/m·K)
0	0.3
0.25	0.3
0.26	0.318
0.3	0.39
0.35	0.48
0.4	0.57
0.45	0.66
0.5	0.75
0.55	0.84
0.6	0.93
0.65	1.02
0.7	1.11
0.75	1.2
0.8	1.29
0.81	1.3
1	1.3

4.3.2 初始條件與邊界條件

模型中除了廢棄物罐之外，皆為孔隙材料，在文獻中[9]提供各材料初始孔隙水壓、初始飽和度、初始孔隙比，如表 4-7，孔隙水壓和飽和度是對應關係，可以從表 4-4 得出對應的值。

覆土壓力將產生巨大的應力影響，以及各種材料不同的孔隙吸力，也會對此影響，在計算初始有效壓力時要使之平衡，達成應變較小情況，使模型能順利分析，初始應力在分析中假設為零，藉由式 4.2 完成初始有效壓力平衡計算，如表 4-7。

$$\sigma' = \sigma + \chi u_w I \quad (\text{式 4.2})$$

其中：

σ' ：有效應力

σ ：總壓力

χ ：飽和度以及固/液系統表面張力之參數因子

u_w ：孔隙水壓力

I：單位矩陣

表 4-7 處置場各材料之水力分析初始條件[9]

初始條件	材料種類		
	緩衝材料	回填材料	母岩
孔隙水壓(kPa)	-30000	-900	-3500
飽和度	0.6	0.6	0.75
孔隙比	0.77	1.7	0.003
有效壓力(kPa)	-18000	-540	-2625

模型的供水來源是邊界孔隙水壓所提供，參考文獻[9]之邊界孔隙水壓計算式，如式 4.3。由於模型為全尺寸的四分之一代表體積單元，邊界孔隙水壓設置在長向間距之對稱面上，如圖 4-8。

$$P = 9.81 \times Z_d \quad (\text{式 4.3})$$

其中：P 為邊界孔隙水壓，單位 kPa， z_d 為所在深度，單位公尺。

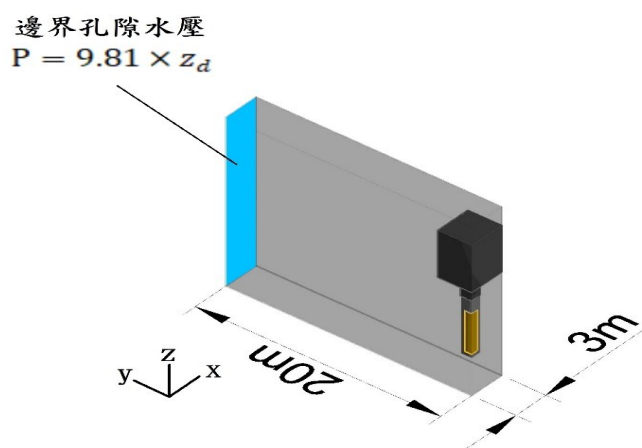


圖 4-8 全域模型邊界孔隙水壓示意圖

在力學邊界條件上，將模型六個面束制滾支承，使模型總體積維持固定，如圖 4-9。

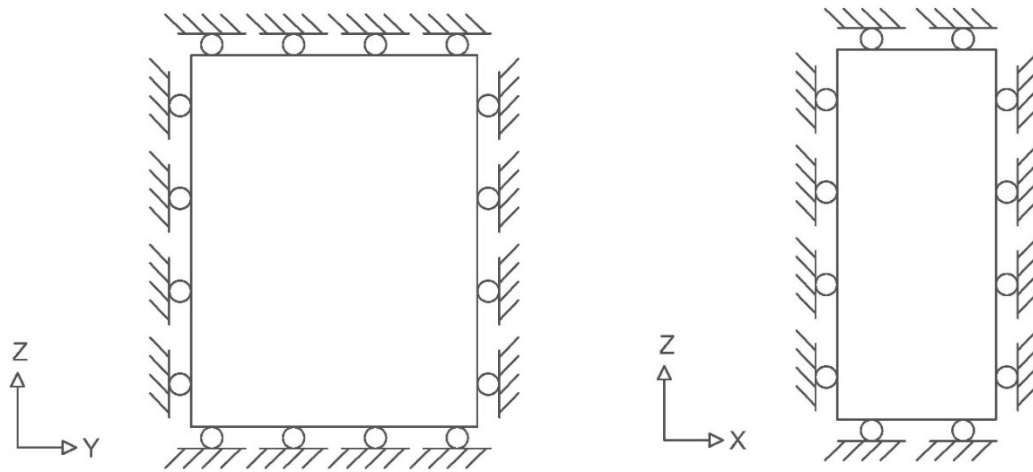


圖 4-9 力學邊界條件示意圖

4.3.3 水-力學分析結果驗證

由於處置場初期飽和度較低，並且會在不同飽和度下有不同的熱傳導係數，對溫度結果有所影響，故本節討論飽和度的到達時間，進行的分析位置如下：廢棄物罐中間外緣(點 a)、回填材料中心(點 c)、廢棄物罐頂部(點 d)，如圖 4-4。本文參考 SKI 文獻[9]完成兩種不同母岩滲透係數的案例，如表 4-8，並與文獻比較各點到達飽和的時間，結果呈現於表 4-9。

表 4-8 滲透係數案例介紹

	母岩滲透係數(m/s)
案例 1	10^{-9}
案例 2	10^{-10}

表 4-9 到達飽和時間分析結果

	本文	SKI 文獻
	Point(a)	
案例 1	5 年	4.5 年
案例 2	5 年	4.5 年
Point(c)		
案例 1	2 年	5.5 年
案例 2	4 年	5.5 年
Point(d)		
案例 1	20 年	17 年
案例 2	21 年	17 年

在到達飽和時間結果中，本文與文獻的結果較為一致。廢棄物罐頂部到達飽和時間最晚，這與過去的分析經驗相同。兩個案例結果差距不大，甚至在文獻中為完全相同的結果，主要是母岩滲透係數較大時，到達飽和的時間由緩衝材料的材料參數控制。

4.3.4 極低母岩滲透係數到達飽和時間探討

進行極低母岩滲透係數(10^{-13} m/s)分析時，常得到模型無法收斂，難以完成分析之結果，完全熱-水-力耦合分析無法進行。對於這些問題，嘗試了各種邊界孔隙水壓設定及網格的調整，使模型能分析至 10 萬年。本小節設定邊界孔隙水壓為定值 0kPa，分別進行飽和度 99%、99.5%、99.8%的到達時間比較，在 SKI 文獻[9]提供為到達 99%飽和度的分析結果，分析結果如表 4-10。

表 4-10 極低母岩滲透係數到達飽和時間分析結果(年)

飽和度	本文	SKI 文獻
	Point(a)	
99%	307	20000
99.5%	461	-
99.8%	831	
Point(c)		
99%	74962	40000
99.5%	88962	-
99.8%	>100000	
Point(d)		
99%	505	20000
99.5%	2647	-
99.8%	9962	

從上述的表格中得知飽和度 99%、99.5%、99.8%彼此間差距很小，但在分析中到達飽和時間差距很大。在點(a)的分析中，即使最久的到達飽和時間(831 年)也與文獻提供的(20000 年)差距很大，點(d)的分析中也有這種情況；在點(c)的分析中，回填材料的到達飽和時間遠大於文獻提供的結果，對於這個情形可能跟改變邊界孔隙水壓有關。本研究嘗試以極低母岩滲透係數進行分析，過程中遇到許多困難，調整邊界孔隙水壓作法，已與 SKI 文獻中敘述不同，故分析結果與文獻差異很大，有關模型建立技術還需要再深入探討。

4.4 邊界孔隙水壓影響分析

累積了與 SKI 及 SKB 文獻之平行驗證經驗，本節深入探討邊界孔隙水壓對處置場之影響。邊界孔隙水壓於處置場分析中，做為提供地下水之來源，於模型分析中，處置場各個部件將會根據邊界孔隙水壓給定的數值，達成與其相等之結果；由於邊界孔隙水壓之數值將影響地下水流，使其速率改變，本節以再飽和時間為重點觀測數值，探討邊界孔隙水壓之影響。

4.4.1 案例介紹

本節延續 4.2、4.3 節之模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件等，將 4.3 節之母岩滲透係數 10^{-9} m/s 案例 1 視為本章節之原始結果，改變其邊界孔隙水壓進行分析，完成多組案例，案例內容如表 4-11，邊界孔隙水壓施加位置，如圖 4-10。

表 4-11 邊界孔隙水壓案例介紹

	邊界孔隙水壓(kPa)
案例 1	0
案例 2	2000
案例 3	6000

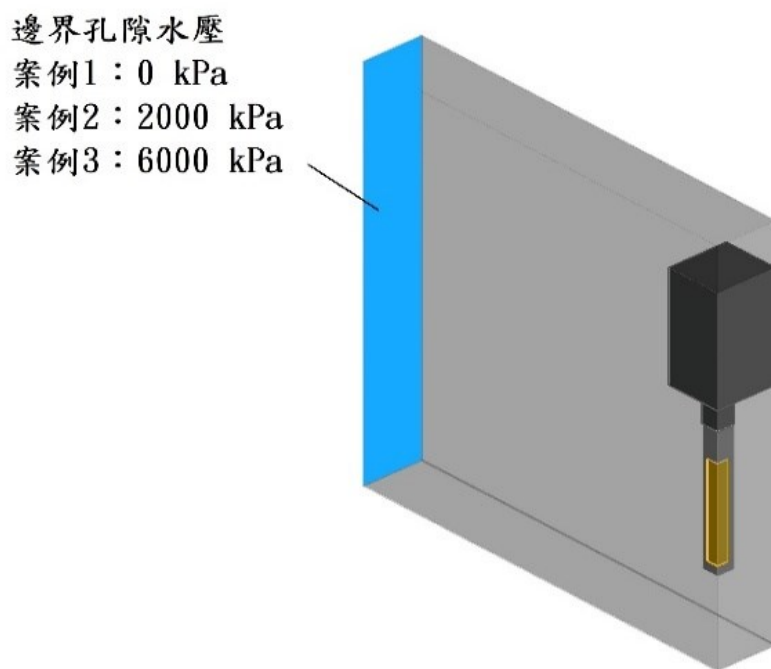


圖 4-10 各案例邊界孔隙水壓示意圖

4.4.2 到達飽和時間分析結果

本節進行邊界孔隙水壓的案例研究，為水-力分析問題，並無加入熱傳導分析。本節參考 4.3 節中提供的分析位置，進行的分析位置如下：廢棄物罐中間外緣(點 a)、回填材料中心(點 c)、廢棄物罐頂部(點 d)，如圖 4-4，各案例之到達飽和時間如表 4-12。

表 4-12 各案例到達飽和時間

	到達飽和時間(年)		
	Point(a)	Point(c)	Point(d)
案例 1	11	46	46
案例 2	6	2	30
案例 3	4.5	1	15
原始	5	2	20

原始案例採用 SKI 文獻[9]提供的邊界孔隙水壓計算式，其邊界孔隙水壓隨著深度逐漸增加，在處置場所在深度 400 公尺時為 4000kPa，壓力介在案例 2 及案例 3 之間；點(a)的分析中得知，增加邊界孔隙水壓，使到達飽和時間逐漸縮短，點(d)的分析同樣有此情形；點(c)的分析中，案例 2、案例 3 及原始案例，到達飽和時間為 1 至 2 年，但案例 1 則是 46 年，差距相當大，所以是否施予邊界孔隙水壓，對回填材料的影響較大。

第五章、國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證

5.1 前言

SKB 的現地實驗(Canister Retrieval Test , CRT)是一個符合真實處置場條件下所進行的全尺寸實驗,由 SKB 在 Äspö 硬岩實驗室 (Äspö Hard Rock Laboratory), 根據 KBS-3V 處置孔的參考設計於深度 420 公尺之地下實驗室進行。在現地實驗完成後,得到了許多相當寶貴的數據,這些實驗數據則是被 SKB 中許多數值分析團隊做了大量的模擬比對。

瑞典 SKB 文獻[11]工作任務 2.2.3 中,模擬了整個 CRT 中處置孔之幾何配置,並進行完全耦合 T-H-M 分析,本章將建立同樣尺寸之模型,對文獻模擬之結果進行驗證,驗證部分主要分為溫度以及再飽和過程之平行驗證數值計算,並進一步針對邊界溫度效應以及水力傳導係數之參數進行分析。本章節共分為五小節,5.1 前言;5.2 溫度場之平行驗證;5.3 飽和度之平行驗證;5.4 邊界溫度之影響分析;5.5 水力傳導係數之參數分析。

本章熱-水-力耦合過程中,模擬用過核子燃料持續釋放熱能,並且透過處置銅罐將熱能傳遞至處置場使得溫度上升,而溫度上升的過程,熱載重將連帶造成處置場內部的應變、應力及飽和度產生變化,並引致結構支撐處之反力相關影響。而在處置場的熱-水-力耦合分析時,本研究採用傅立葉熱傳導定律;孔隙水流使用達西定律;在力學分析時則使用有效應力理論以及廣義虎克定律。

5.1.1 現地實驗介紹

Äspö 硬岩實驗室是一座位於瑞典奧斯卡港市北部的地下實驗室,實驗室進行大量關於用過核子燃料的最終處置場研究。為了探討真實情況中岩石如何減緩放射性物質與深層地質中微生物的影響,也因為 Äspö 硬岩實驗室是一座深層地層中的大型地下實驗室,所以這裡進行的實驗皆可由真實情況下的膨潤土、處置罐與母岩之間的交互影響所完成。

CRT 中,處置罐以及緩衝材料安裝完成後,由人工架設並可控制的加熱器與濾水器來模擬用過核子燃料的衰變熱以及地下水流的影響,當緩衝材料達至飽和後進行再取出處置罐作業。

CRT 始於 2000 年，整個實驗長達超過 5 年，實驗中使用處置罐和緩衝材料做測試，過程中通過精密儀器嚴謹的監測並進行數據的收集。實驗最終岩石和處置罐之間的緩衝材料達到完全飽和，而處置罐上方的緩衝材料則是尚未達到飽和。實驗中隧道的尺寸約為 6×6 公尺，並挖掘為馬蹄形，處置孔用全斷面隧道鑽掘機鑽孔，該鑽孔機用於鑽掘垂直孔。在 CRT 中由於鄰近的緩衝材料溫度實驗 (Temperature Buffer Test，以下簡稱 TBT) 大致位於隧道中心線。TBT 的中心位於 CRT 中心 6 公尺處，並於本研究的實驗進行至約 880 天時 TBT 的實驗開始進行，TBT 實驗開始時，影響周圍之母岩溫度，進一步在兩個實驗的進行交互影響。緩衝材料則使用 Volclay MX-80 製成，具有下列不同的幾何形式：

- (1) 膨潤土塊：一個在處置罐下方，三個在處置罐上方，C1 和 C2-C4。
- (2) 膨潤土環：R1-R10，主要位於處置罐和處置孔壁之間。
- (3) 膨潤土磚：填充處置罐頂部，R10 和 C2 之間的位置。
- (4) 膨潤土顆粒：填充處置孔壁與膨潤土塊和膨潤土環之間的位置。

圖 5-1 CRT 的位置示意圖[11]為整個實驗的示意圖，圖 5-2 則為更詳細 CRT 的幾何結構，圖 5-3 則是實驗中加熱器的熱能以及濾水器之水壓強度。

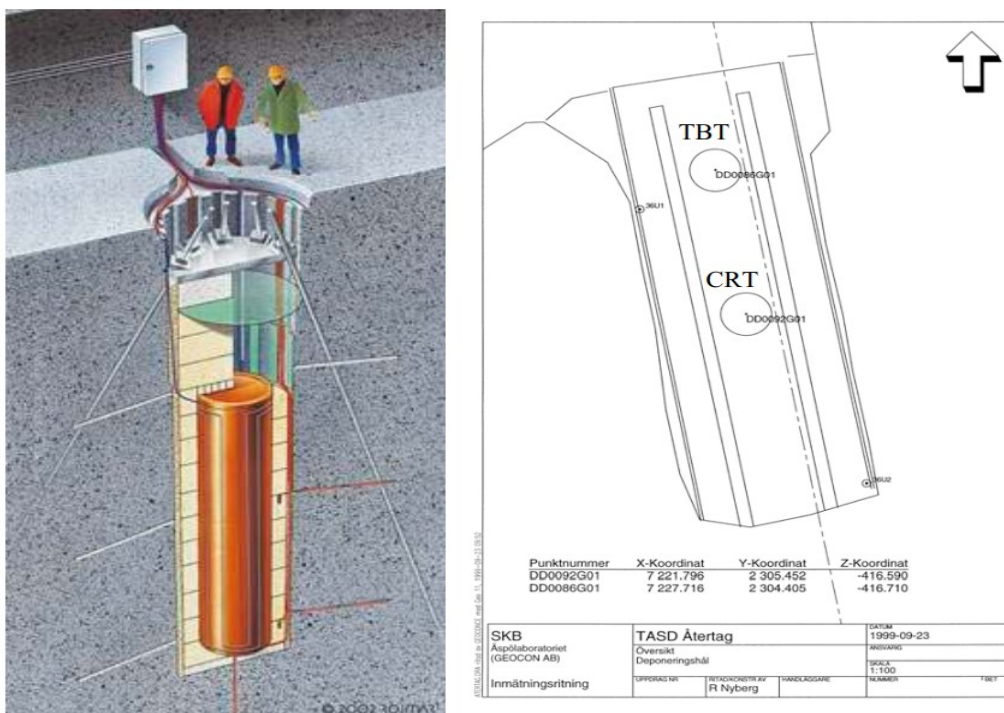


圖 5-1 CRT 的位置示意圖[11]

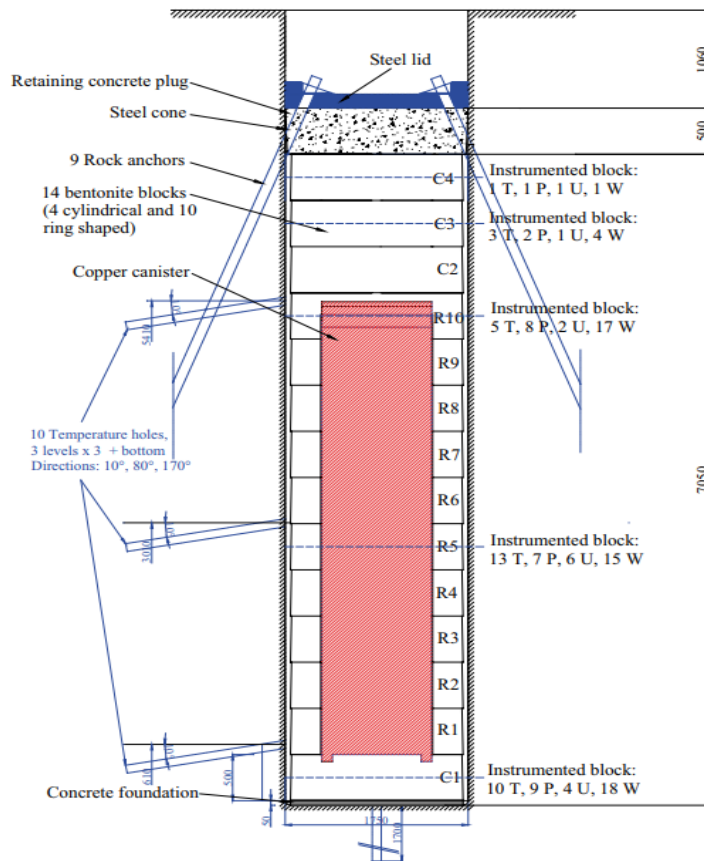


圖 5-2 CRT 的位置示意圖[11]

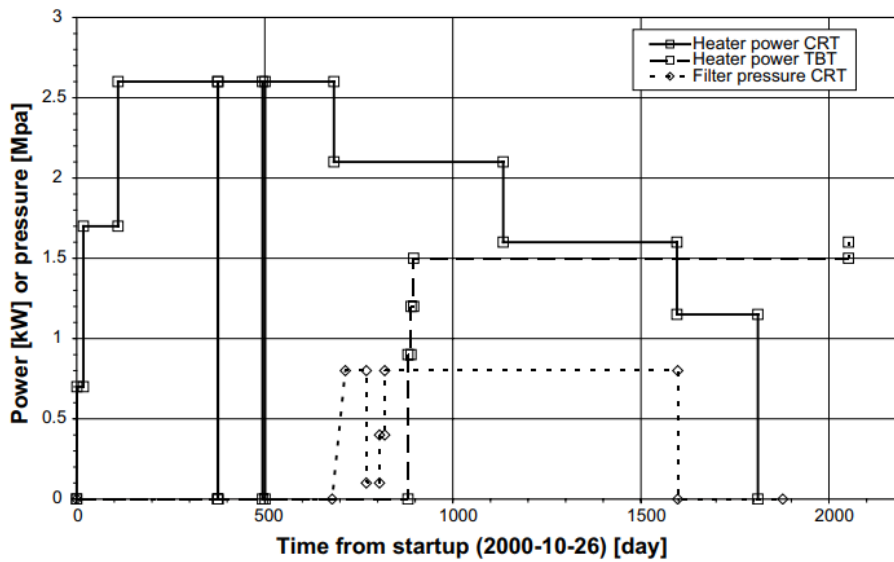


圖 5-3 CRT 的加熱器熱能與水壓強度歷時圖[11]

5.2 溫度場之平行驗證

本節依據文獻中所建立之幾何模型與材料參數等進行完全耦合 T-H-M 的分析方法來做模擬，在 SKB 文獻[11]中，亦是透過此種作法來模擬分析結果，並將本文分析的結果與文獻進行比較。

5.2.1 模型幾何設置

本文之模型是參考文獻[11]中，依照模擬 CRT 之幾何配置模型建置而成為二維軸對稱之模型。模型中，處置罐是由膨潤土包覆，分別為膨潤土塊、膨潤土磚以及膨潤土環三部分；膨潤土環與處置罐中間存在十公分的間隙，膨潤土與母岩之間則使用膨潤土顆粒填充；處置孔上方則使用混凝土蓋以及鋼蓋密封；處置孔外側則為母岩。詳細之模型尺寸如表 5-1，以及幾何位置參考圖 5-4。另外模型之元素形式使用 DCAX8，為 8 個節點的二次軸對稱熱傳導元素。

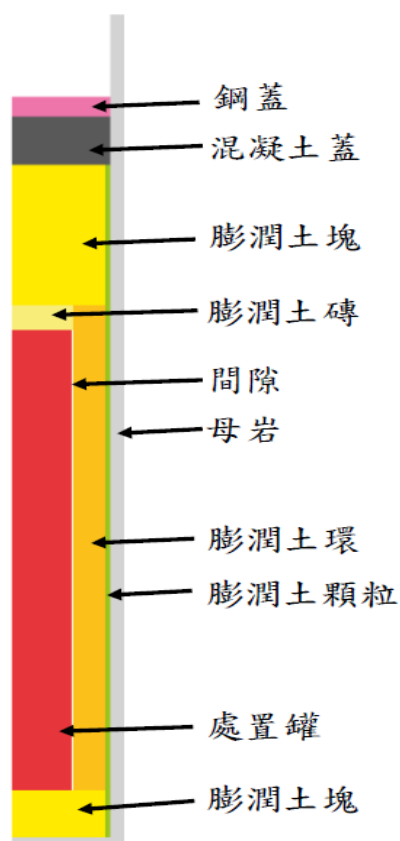


圖 5-4 處置場模型之幾何配置圖[11]

表 5-1 處置場之幾何尺寸圖[11]

構件	徑向長度 (m)	軸向長度 (m)	材料名稱
鋼蓋	0.875	0.2	鋼
混凝土蓋	0.875	0.5	混凝土
上部膨潤土塊	0.82	1.5	膨潤土塊
膨潤土磚	0.535	0.25	膨潤土磚
處置罐	0.525	4.75	處置罐
下部膨潤土塊	0.82	0.5	膨潤土塊
間隙	0.01	4.75	間隙
膨潤土環	0.285	5.0	膨潤土環
膨潤土顆粒	0.055	7.0	膨潤土顆粒
下方母岩	0.875	0.1	母岩
徑向母岩	0.12	8.55	母岩

5.2.2 熱傳導之材料參數介紹

由文獻[11]中提供之熱傳導分析參數主要分為：處置罐、膨潤土各部件、間隙、鋼蓋、混凝土蓋、母岩等。由於膨潤土之熱傳導係數會隨著孔隙比以及飽和度的變化而有所不同，故表 5-2 所呈現之材料參數是初始分析中所使用之材料參數，後續進入耦合程序時所使用之材料參數分別為表 5-4 膨潤土塊、膨潤土磚、膨潤土環之熱傳導係數對應關係；

表 5-3 膨潤土顆粒之熱傳導係數對應關係。

表 5-2 初始熱傳導分析之材料參數[11]

材料種類	材料性質		
	密度 (kg/m ³)	熱傳導係數 (W/m·K)	比熱 (Ws/m·kg)
鋼蓋	7840	47	460
混凝土蓋	2400	2.7	770
處置罐	8000	100	450
膨潤土磚	1616	1.027	1276.700
膨潤土塊	1699	1.202	1294.760
膨潤土環	1782	1.303	1292.180
膨潤土顆粒	1001	0.846	1940.543
間隙	2087	0.5	4200
母岩	2770	2.6	770

表 5-3 膨潤土顆粒之熱傳導係數對應關係[11]

孔隙比	熱傳導係數(W/m·K)
0.78	1.3
1	1.2
1.4	1.1
1.78	1.0

表 5-4 膨潤土三部件之熱傳係數對應關係[11]

飽和度	熱傳導係數(W/m·K)		
	孔隙比=0.5	孔隙比=0.78	孔隙比=1.0
0	0.4	0.3	0.2
0.2	0.4	0.3	0.2
0.3	0.5	0.4	0.3
0.4	0.65	0.55	0.45
0.5	0.85	0.75	0.65
0.6	1.05	0.95	0.85
0.7	1.2	1.1	1.0
0.8	1.3	1.2	1.1
0.9	1.35	1.25	1.15
1.0	1.4	1.3	1.2

5.2.3 初始條件與邊界條件

在熱傳導分析中，整個處置場初始溫度設定為 17°C。由於 CRT 中，處置罐是使用人工加熱器所模擬，故本研究於模型中處置罐位置加入熱源來模擬加熱器，導入模型時，將熱源換算為單位體積的熱源強度，故須除上處置罐之體積(4.113 m³)，表 5-5 為模型中所使用之加熱歷時表(亦可參考圖 5-3)。

文獻中實際上在 CRT 中進行於 880 天時，鄰近之 TBT 的實驗開始啟動，進而影響周圍之母岩溫度上升，造成 CRT 無良好之散熱空間，故本研究於模型上方母岩外側邊界(靠近處置隧道)設置熱對流係數 4.4(W/°C·m²)，於模型其他母岩外側邊界設置熱對流係數 1.7(W/°C·m²)，如圖 5-5 所示。於邊界條件的設定上，由於模型尺寸較小，並無較佳之散熱空間，使用文獻[11]其他工作任務中先行模擬同時考慮兩個實驗之大模型中的溫度歷時圖，如圖 5-6，於文獻中亦是使用此工作任務中的溫度作為邊界條件。

表 5-5 熱源強度歷時表[11]

日	熱源強度(W)
0	0
1	700
18	1700
110	2600
375	0
376	2600
494	0
501	2600
684	2100
1134	1600
1596	1150
1811	0

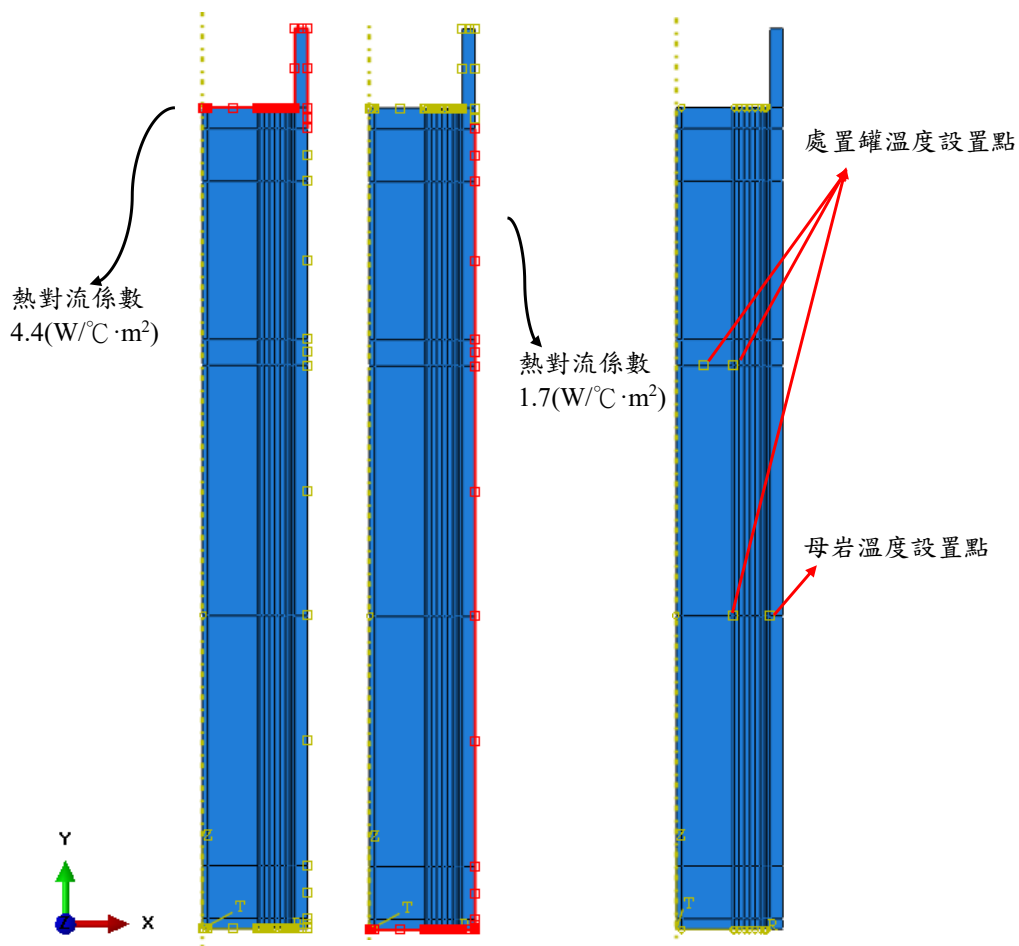


圖 5-5 邊界熱對流與溫度設置示意圖

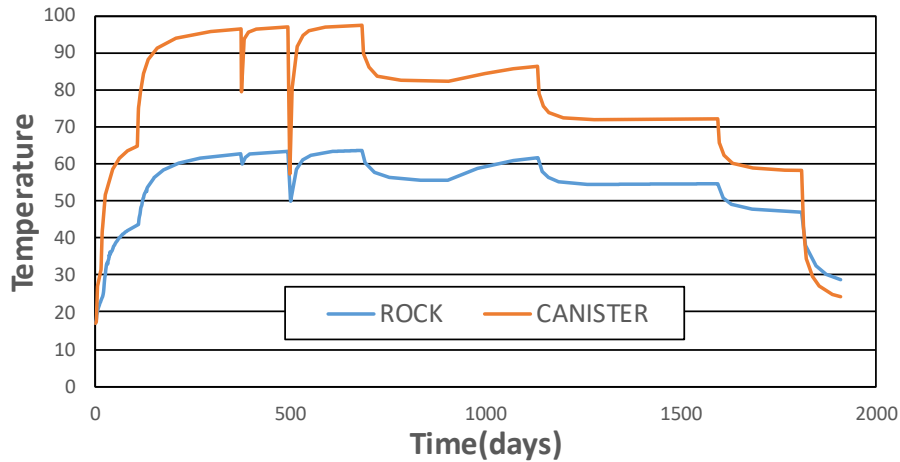


圖 5-6 處置罐與母岩中點溫度歷時圖[11]

5.2.4 溫度場分析結果驗證

在熱傳導分析結果中，我們與文獻比較三條路徑線上點之溫度，分別為 C3(穿過上方膨潤土塊中點線，並取 P1 - P5 分別為距離中心軸 50、585、685、785、847.5 毫米)、R10(距離處置罐頂點十公分處，並取 P1 - P5 分別為距離中心軸 50、585、685、785、847.5 毫米)以及 R5(穿過膨潤土環中點線，並取 P1 - P9 分別為距離中心軸 540、585、635、685、735、785、815、825、847.5 毫米)，如圖 5-7 所示。

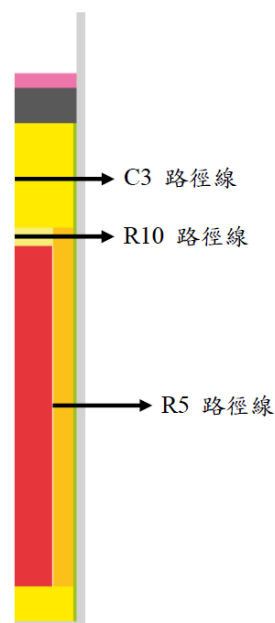


圖 5-7 C3、R10、R5 路徑圖[11]

圖 5-8、圖 5-9 呈現的是 C3 路徑線之本文與文獻對照圖；圖 5-10、圖 5-11 呈現的是 R10 路徑線之本文與文獻對照圖；圖 5-12、圖 5-13 呈現的是 R5 路徑線之本文與文獻對照圖，表 5-6 為三個路徑線上點一的第 200 天與另外兩個溫度峰值的溫度比較表。圖 5-14 為第 200 天時之溫度雲彩圖。

與文獻之結果比較就 R5 的路徑上，最高溫之點 P1 與文獻中較為吻合，各個時間的溫度尖峰值較文獻略低一點，介於 0.6°C 到 0.9°C 之間，其餘點之結果趨勢相近；在 R10 之路徑而言，最高溫的點比文獻低，介於 1.6°C 到 2.2°C ；比較文獻與本文 C3 路徑，最高溫的點比文獻高，介於 2.2°C 到 3°C ，路徑上各點之趨勢大致上相符合。

圖 5-14 為第一次接近溫度峰值時的第 200 天溫度雲彩圖，圖左為文獻之雲彩圖，圖右則為本文之雲彩圖，本文與文獻溫度雲彩圖在上部膨潤土塊、下部膨潤土塊以及膨潤土磚的部分溫度雲彩圖趨勢相近，本文之最高溫較文獻高出約 1.5°C ，分布在處置罐周圍，本文於處置罐中點延伸線上靠近母岩側有一溫度較低處，此原因是靠近母岩上設定之邊界溫度比本文模型整體溫度較低。

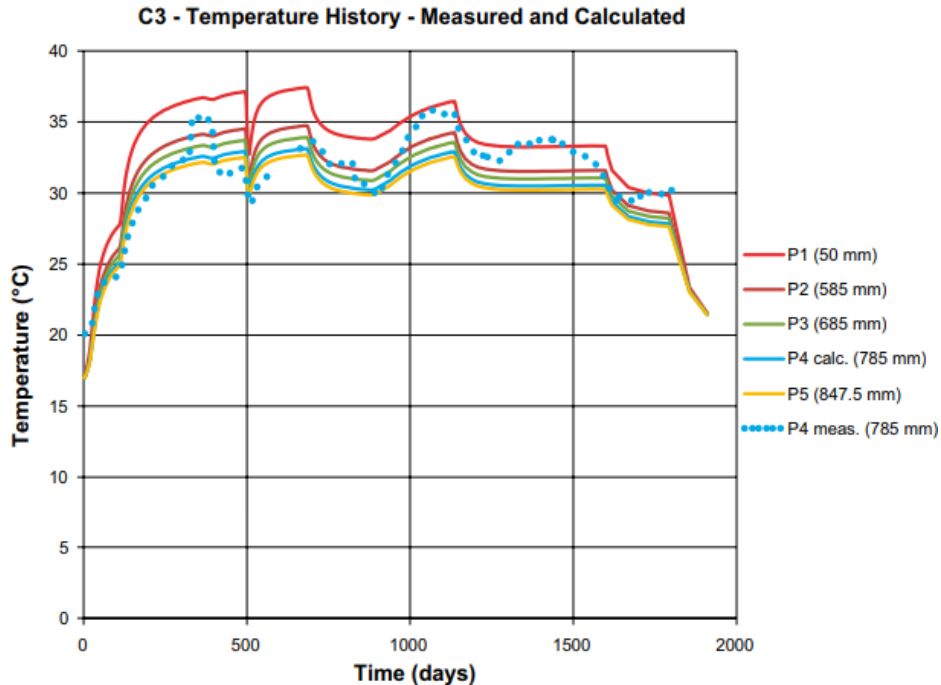


圖 5-8 文獻 C3 路徑線之各點溫度歷時圖[11]

C3 - Temperature History

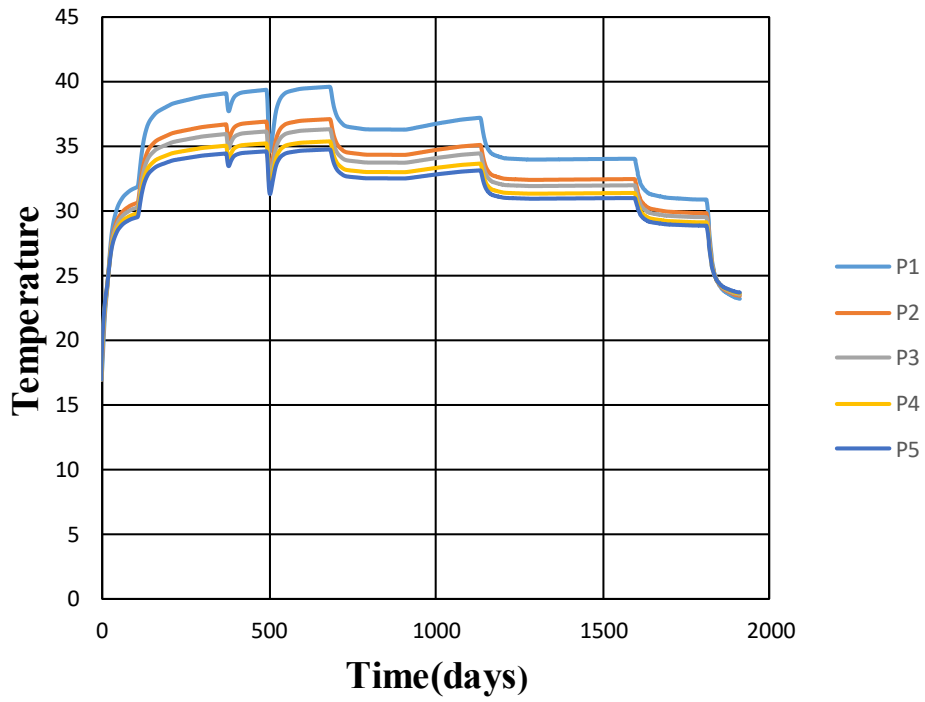


圖 5-9 本文 C3 路徑線之各點溫度歷時圖

R10 - Temperature History - Measured and Calculated

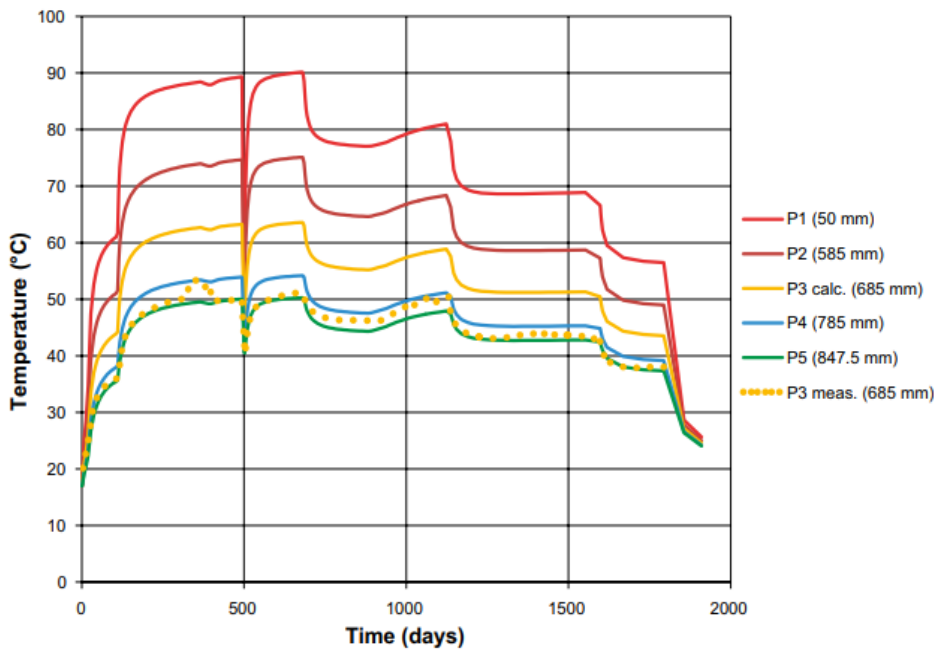


圖 5-10 文獻 R10 路徑線之各點溫度歷時圖[11]

R10 - Temperature History

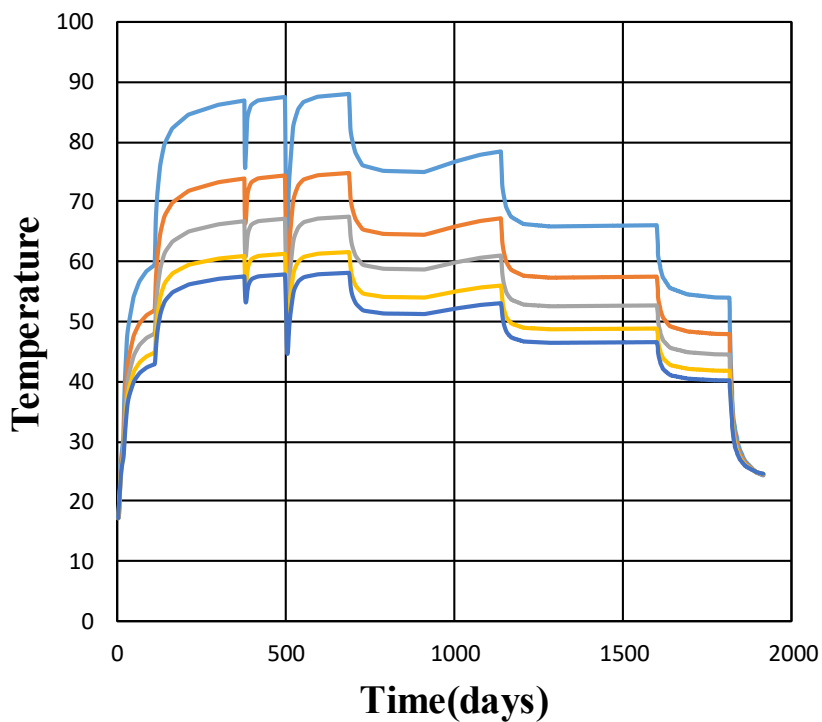


圖 5-11 本文 R10 路徑線之各點溫度歷時圖

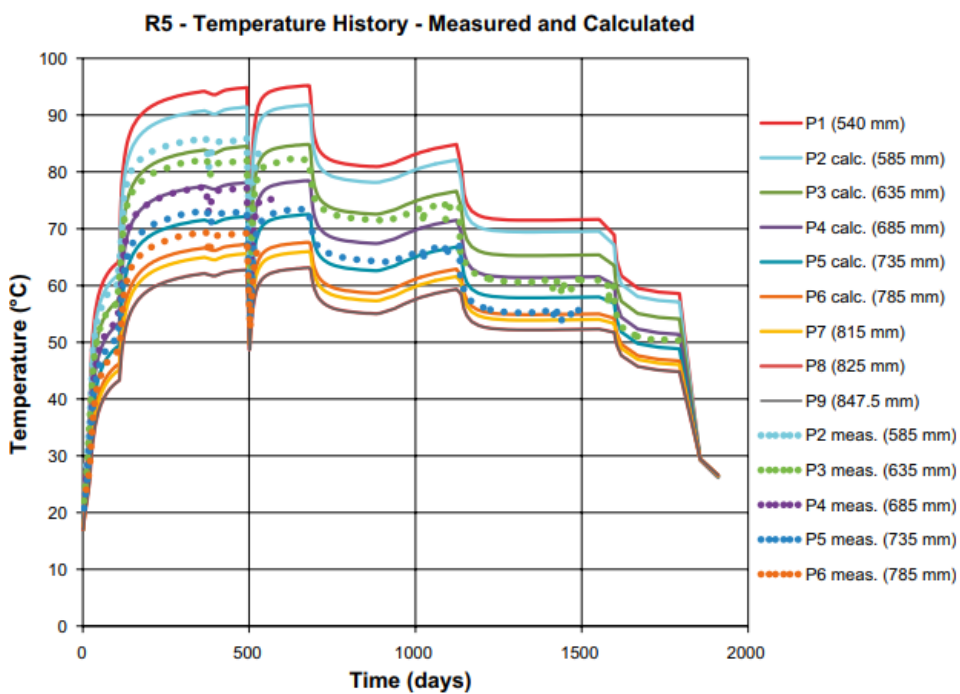


圖 5-12 文獻 R5 路徑線之各點溫度歷時圖[11]

R5 - Temperature History

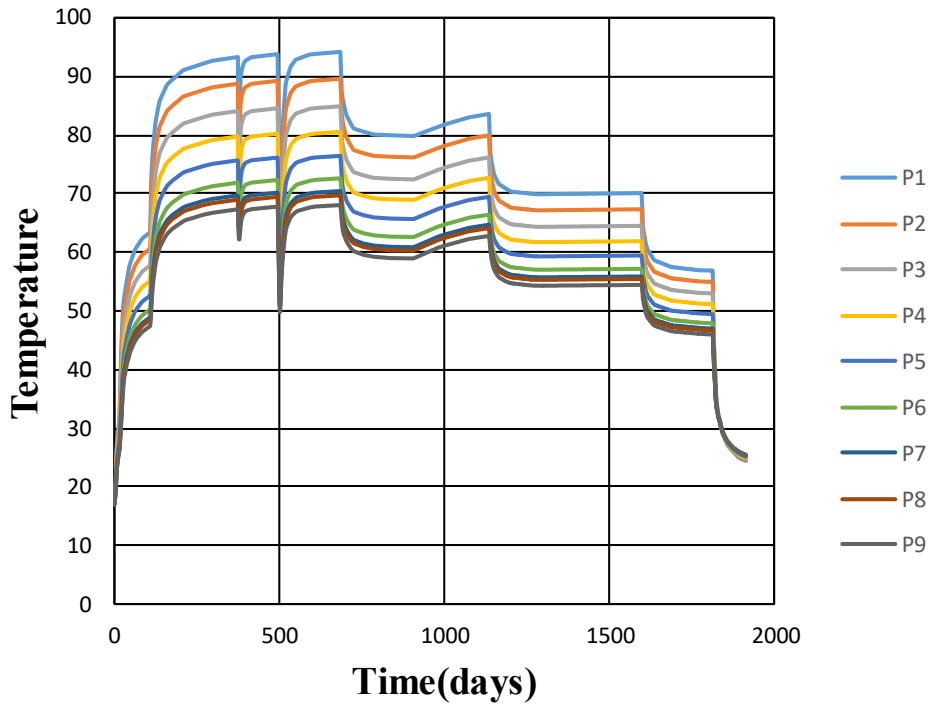


圖 5-13 本文 R5 路徑線之各點溫度歷時圖

表 5-6 本文與文獻溫度峰值比較[11]

R10			
時間(日)	200	490	680
文獻(°C)	85.8	89.2	90.2
本文(°C)	84.2	87.5	88
R5			
文獻(°C)	91.3	94.7	95.1
本文(°C)	90.7	93.8	94.2
C3			
文獻(°C)	35.1	37.1	37.2
本文(°C)	38.1	39.3	39.6

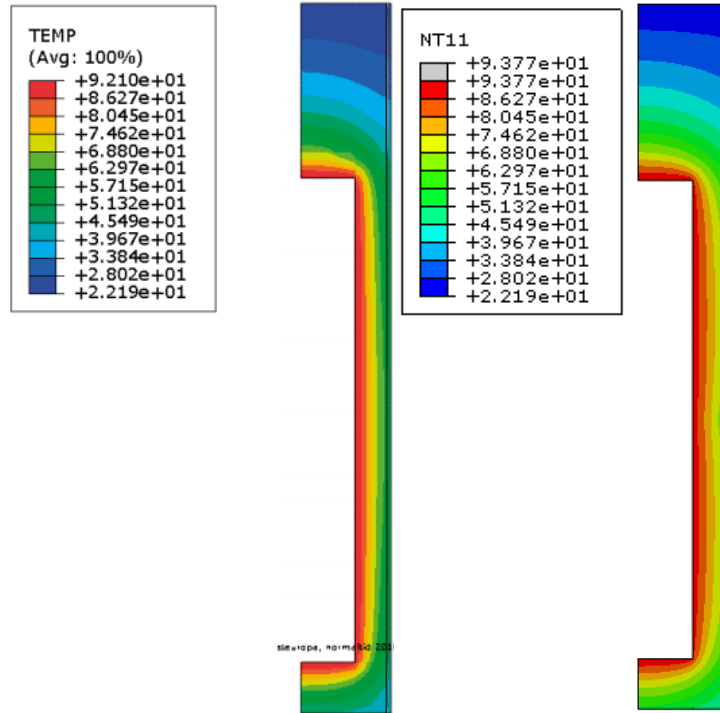


圖 5-14 第 200 天溫度雲彩圖(圖左為文獻、圖右為本文)[11]

5.3 飽和度之平行驗證

以熱傳導之分析結果，作為接下來水-力模型分析中之熱載重使用，並於水力模型中設置新的材料參數、初始條件以及邊界條件等，並接續分析來達到完全耦合 T-H-M。由於在水力分析中使用的模型與網格尺寸皆與熱傳導分析中所使用之相同，惟有元素類型上的不同，在分析中，僅有緩衝材料相關之各部件為孔隙材料，並於模型中定義為 CAX8P，由於文獻中母岩部分已經將其簡化，故母岩與其他材料均被定義為不透水材料 CAX8。

5.3.1 材料參數介紹

分析參數主要分為：處置罐、膨潤土各部件、間隙、鋼蓋、混凝土蓋、母岩等。表 5-7 統整了水力分析所使用到之相關材料參數，如密度、彈性模數、波松比、線熱膨脹係數等；由於文獻中並未提供處置罐、母岩以及間隙之相關材料參數，僅提供出母岩以及處置罐將其設定為剛體，故本研究將對材料做合理的設定；膨潤土相關材料由於是孔隙材料，雖然不須設定彈性模數，但要另外設定孔隙體積模數 0.2、固體體積模數 2.1×10^8 kPa、液體體積模數 2.1×10^6 kPa；表 5-8 為水

力傳導係數對應孔隙比與溫度關係；表 5-9 為相對水力傳導係數對應飽和度關係；圖 5-15 則顯示了緩衝材料三種部件所使用之保水曲線，如圖所示，藍色曲線表示膨潤土環、綠色為膨潤土塊、紅色則為膨潤土磚；圖 5-16 為吸水膨脹應變對應飽和度關係，M.S.為吸水膨脹的體積應變，並在 M.S.為 0 時是初始條件之狀態。

表 5-7 水-力分析之材料參數[11]

材料種類	材料性質			
	密度 (kg/m ³)	彈性模數 (kPa)	波松比	線膨脹係數 (1/°C)
鋼蓋	7840	39000	0.3	-
混凝土蓋	2400	3.7×10 ⁷	0.15	0.00001
處置罐	8000	2×10 ¹¹	0.2	-
膨潤土磚	1616	-	0.4	0.0003
膨潤土塊	1699	-	0.4	0.0003
膨潤土環	1782	-	0.4	0.0003
膨潤土顆粒	1001	-	0.4	0.0003
間隙	2087	200	0.4	-
母岩	2770	2×10 ¹¹	0.2	-

表 5-8 水力傳導係數對應孔隙比與溫度關係[11]

水力傳導係數 (m/s)	孔隙比	溫度 (°C)
3.50E-15	0.4	20
2.00E-14	0.6	20
6.50E-14	0.8	20
1.75E-13	1.0	20
5.00E-15	0.4	40
3.10E-14	0.6	40
1.00E-13	0.8	40
2.75E-13	1.0	40
7.00E-15	0.4	60
4.40E-14	0.6	60
1.45E-13	0.8	60
3.85E-13	1.0	60
1.00E-14	0.4	80
5.50E-14	0.6	80
1.80E-13	0.8	80
4.90E-13	1.0	80

表 5-9 相對水力傳導係數對應飽和度關係[11]

相對水力傳導係數	飽和度
0.000125	0.05
0.001	0.1
0.003375	0.15
0.008	0.2
0.015625	0.25
0.027	0.3
0.042875	0.35
0.064	0.4
0.091125	0.45
0.125	0.5
0.166375	0.55
0.216	0.6
0.274625	0.65
0.343	0.7
0.421875	0.75
0.512	0.8
0.614125	0.85
0.729	0.9
0.857375	0.95
1	1

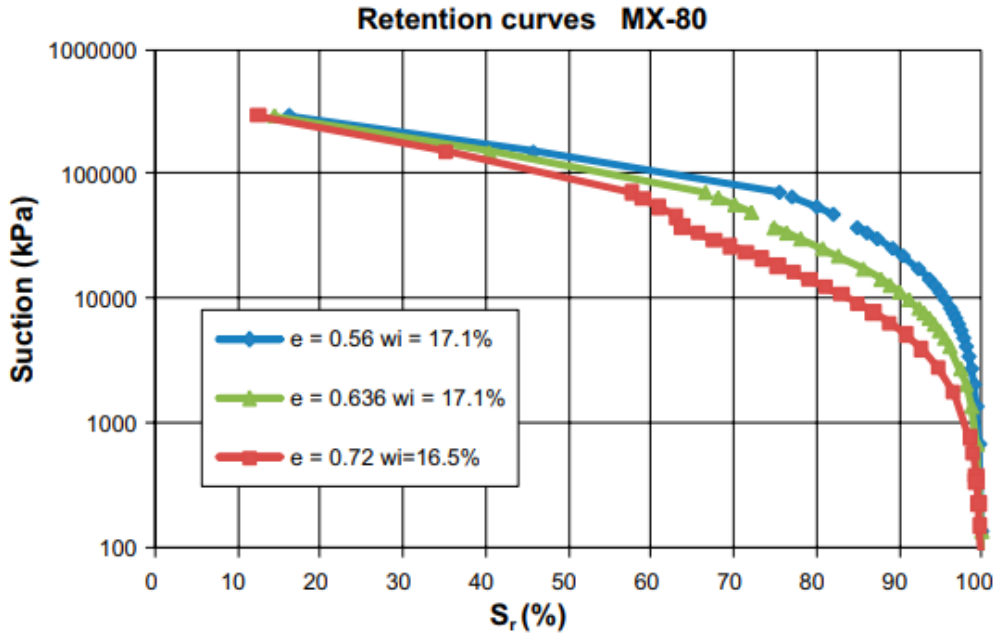


圖 5-15 膨潤土之保水曲線[11]

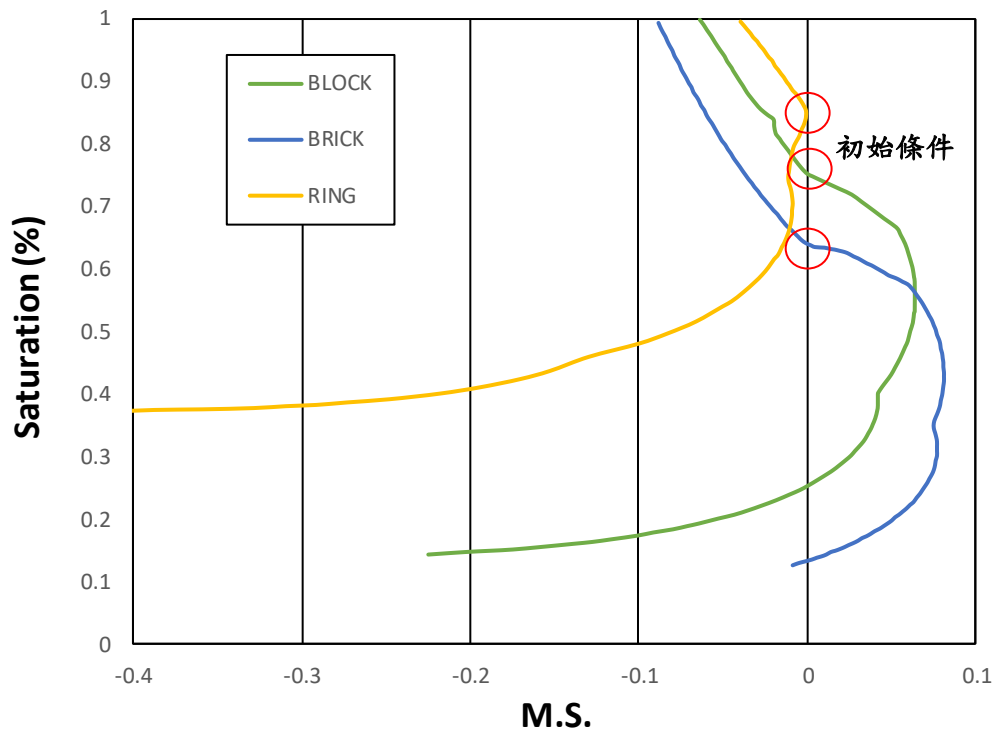


圖 5-16 飽和度對應 M.S. [11]

5.3.2 初始條件與邊界條件

分析模型中，由於緩衝材料係為孔隙材料，故須預先定義初始條件至分析模型中，文獻[11]中所提供緩衝材料各部件之初始條件如表 5-10 所示。

表 5-10 處置場各材料之初始條件[11]

材料種類	初始條件			
	孔隙比	孔隙水壓 (kPa)	飽和度	有效應力 (kPa)
膨潤土磚	0.72	-37500	0.637	-23888
膨潤土塊	0.636	-37000	0.751	-27787
膨潤土環	0.56	-37000	0.849	-31413
膨潤土顆粒	1.78	-50	1	-50

模型中之供水來源是藉由設定邊界孔隙水壓來提供，並根據文獻[11]中所提供實驗濾水器之水壓歷時設定，邊界孔隙水壓之位置為膨潤土顆粒與母岩交界處，從底部延伸至距離膨潤土顆粒頂部 0.75 公尺位置處如圖 5-17 所示，表 5-11 為邊界孔隙水壓之歷時圖(亦可參考圖 5-3)。模型中力學邊界的部分是將外側母岩邊界由鉸支承束縛，如圖 5-18 所示。

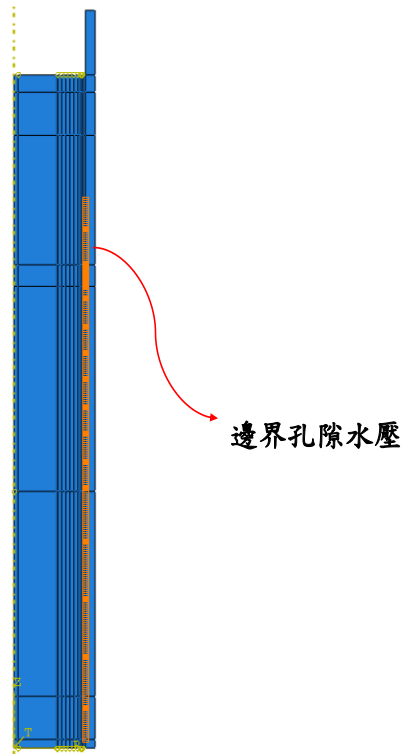


圖 5-17 邊界孔隙水壓位置示意圖

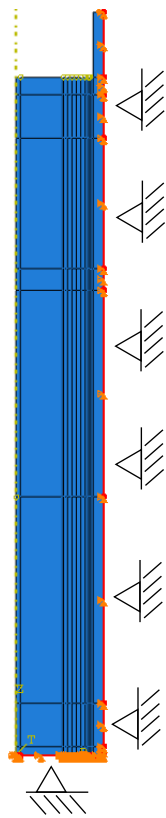


圖 5-18 力學邊界示意圖

表 5-11 實驗濾水器之水壓歷程表[11]

日	孔隙水壓 (kPa)	說明
0	0	
679	0	此日開始孔隙水壓從0上升至 800kPa直至714日
714	800	
770	100	
805	400	
819	800	
1598	0	

5.3.3 飽和度分析結果驗證

在飽和度之分析結果驗證中，要探討的則是 C3 路徑線上之飽和度，圖 5-19、圖 5-20 為文獻與本文之 C3 路徑線上之飽和度歷時圖。表 5-12 整理出 C3 路徑線上各點特定時間點的本文與文獻之飽和度。

C3 路徑線上各點結果有與文獻相近之趨勢，在 P5 位置的部分由於是位在邊界孔隙水壓，故會保持在飽和的狀態，在 P1 的位置上，在各時間點，差異介於 0.6% - 1.1%，在 P2 的位置上則是介於 0.7% - 1.7%，P3 的位置上介於 0.2% - 3.1%，在 P4 部分飽和度介於 0.7% - 3.8%。

圖 5-21 與圖 5-22 分別為文獻與本文之 C3 線上不同時間之徑向距離與飽和度關係圖，在各時間之飽和度的結果本文與文獻中結果大致上相近，飽和度隨著時間與越靠近邊界孔隙水壓的地方上升，在早期時(500 日前)，邊界孔隙水壓幾乎無法傳遞至 C3 路徑上的對稱軸位置，在 1000 日時對稱軸才慢慢的接收到地下水，本文飽和度上升至 81%，文獻中上升至 79.9%。

圖 5-23 與圖 5-24 為文獻與本文之飽和度雲彩圖，本文與文獻在膨潤土環及膨潤土塊的部分之結果有接近的趨勢，但本文在最終時，在模型的左上角邊界處飽和度有比文獻較低的趨勢，差值約為 5%飽和度的區間。

表 5-12 各點飽和度比較表

		C3			
點位		P1	P2	P3	P4
200日	文獻	75.8%	79.6%	87.8%	98.2%
	本文	75.1%	80.1%	88.0%	95.8%
	差異百分比	0.9%	0.7%	0.2%	2.4%
500日	文獻	76.3%	88.1%	93.8%	98.8%
	本文	75.6%	86.7%	90.9%	95.0%
	差異百分比	0.9%	1.6%	3.1%	3.8%
1000日	文獻	80.0%	92.5%	95.8%	99.1%
	本文	81.1%	91.1%	93.9%	96.7%
	差異百分比	1.4%	1.5%	2.0%	2.4%
1910日	文獻	87.2%	94.2%	95.6%	96.6%
	本文	87.7%	92.5%	94.0%	95.9%
	差異百分比	0.6%	1.8%	1.7%	0.7%

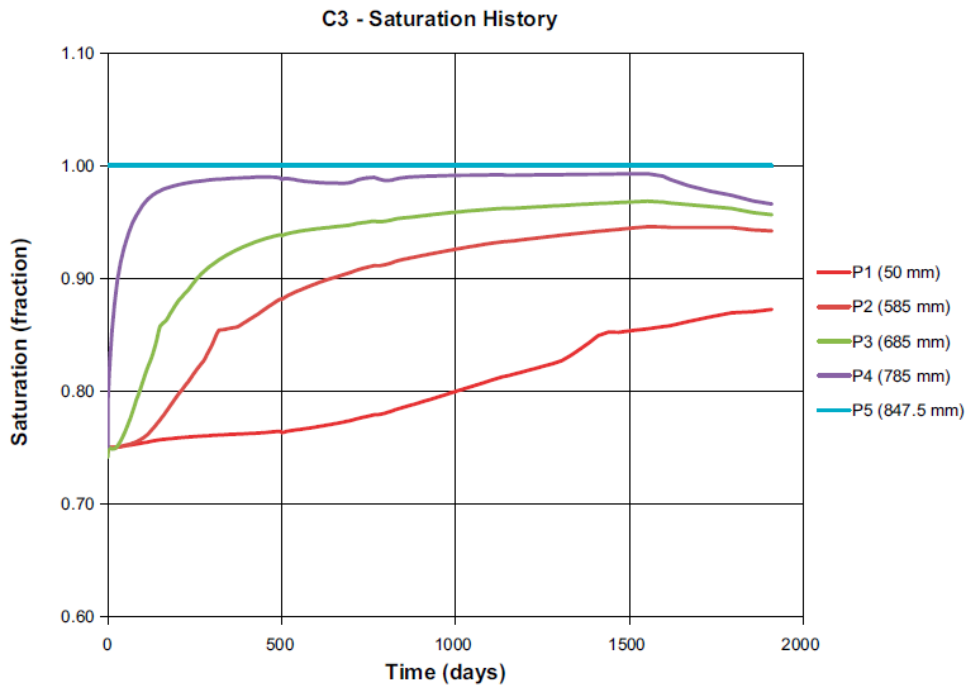


圖 5-19 文獻 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖[11]

C3 - Saturation History

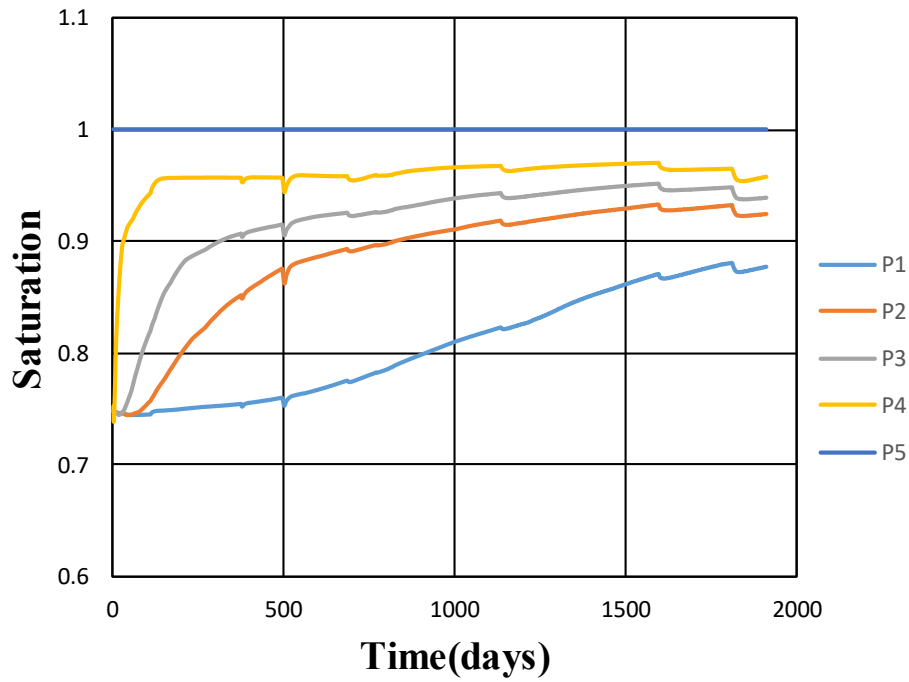


圖 5-20 本文 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖

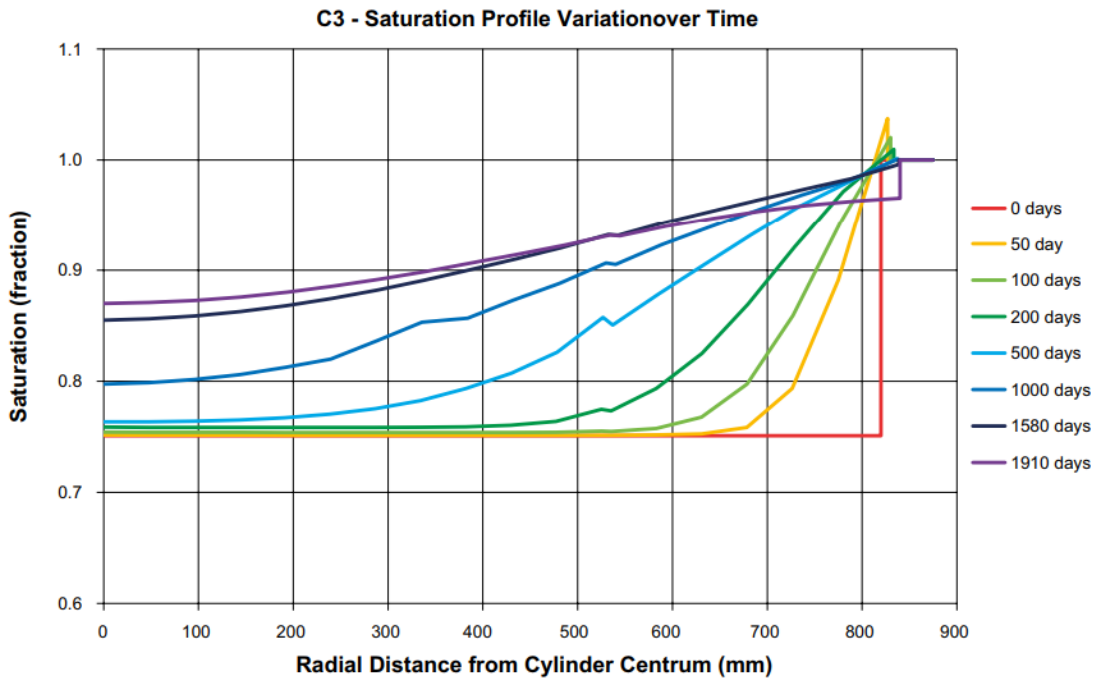


圖 5-21 文獻不同時間之徑向距離與飽和度關係圖[11]

C3 - Saturation Profile Variation over Time

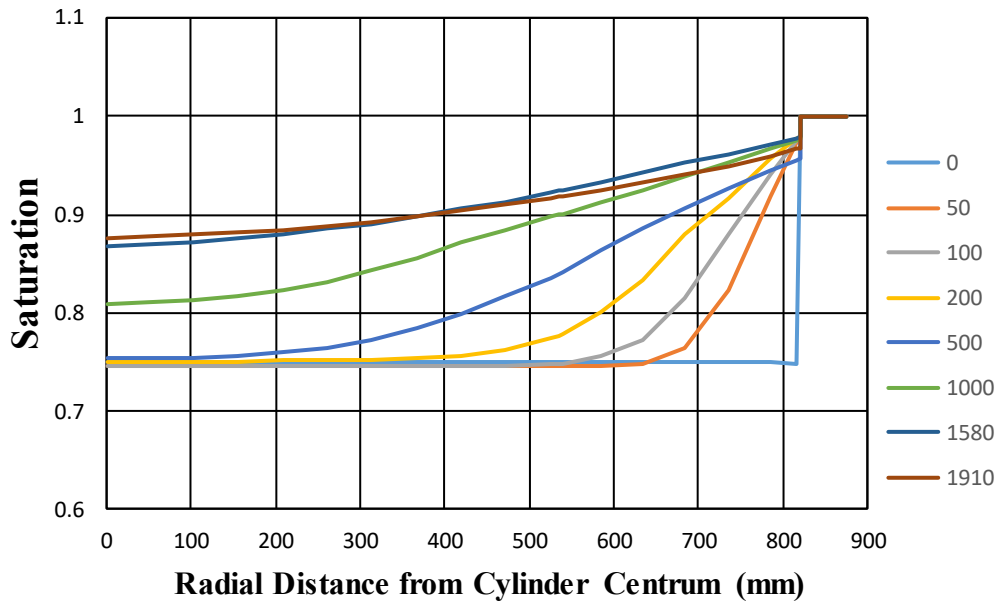


圖 5-22 本文不同時間之徑向距離與飽和度關係圖

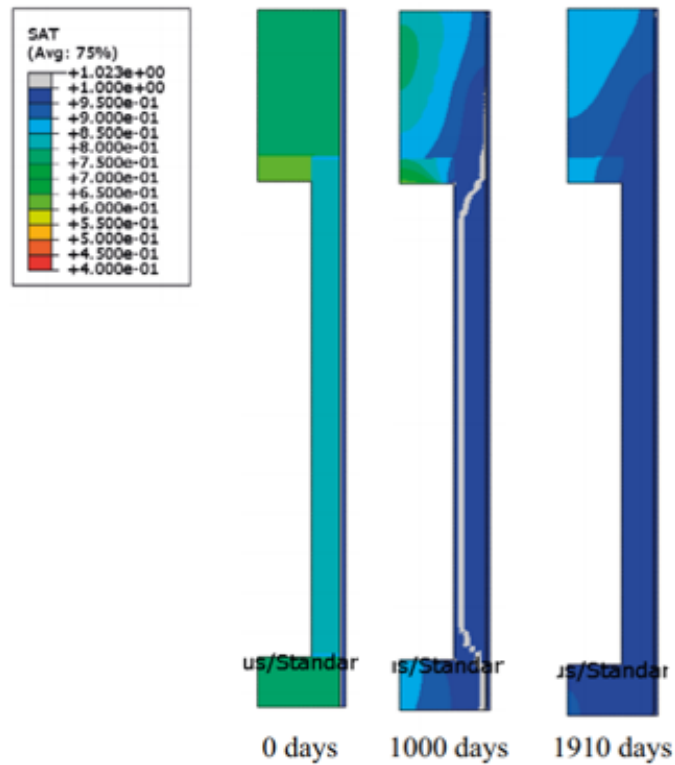


圖 5-23 文獻之飽和度雲彩圖[11]

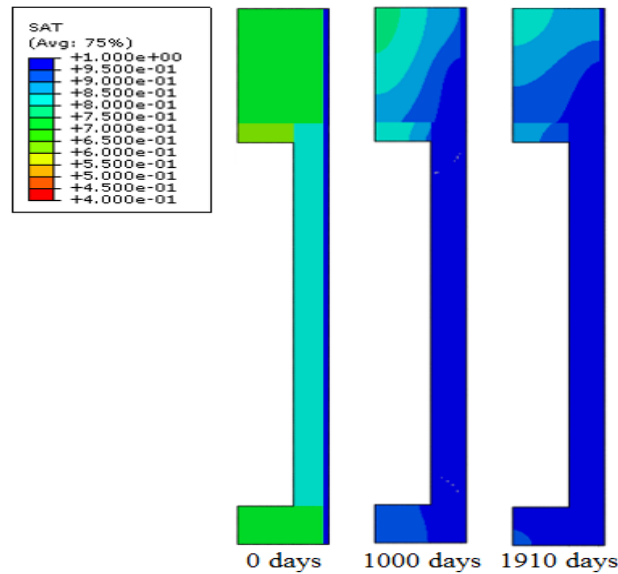


圖 5-24 本文之飽和度雲彩圖

5.3.4 飽和度之完全耦合與依序耦合比較

依序耦合之分析方法係指於模型之分析中，先進行熱傳導之分析，接下來熱傳導分析之結果代入至水-力分析中作為熱載重計算，但不會將各個時間步幅中之水-力分析結果代回至熱傳導分析中重新進行迭代計算。

本節進行依序耦合分析所使用之模型幾何，材料參數、初始條件以及邊界條件等皆與 5.3 節相同，並探討完全耦合與依序耦合之飽和度之差異，並進行結果比較。

5.3.5 結果分析

本節進行完全耦合與依序耦合之分析，並以 C3 路徑線上之各點飽和度進行比較。圖 5-25 為使用依序耦合進行分析之 C3 路徑線上之飽和度歷時圖，原始之飽和度歷時圖請參照圖 5-20，各點之飽和度整理成表 5-13。

在這個模型中，完全耦合與依序耦合之結果進行比較後，可得到的結果是，路徑線上各點之飽和度趨勢與值近乎一致，於表 5-13 整理出之結果可得知，最大之差異發生於 C3 路徑線第 500 日之 P2、P4，差異百分比僅為 0.3%。

C3 - Saturation History

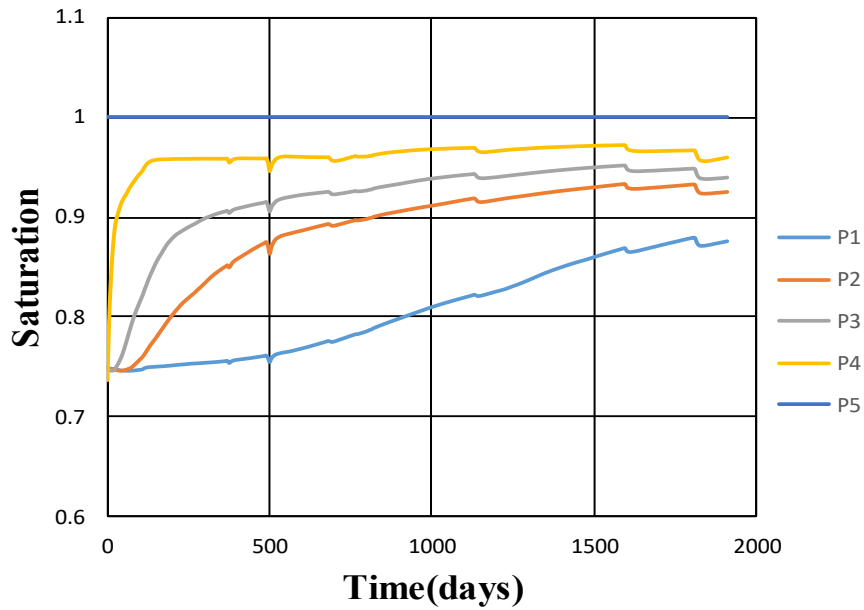


圖 5-25 依序耦合 C3 路徑線之各點飽和度歷時圖

表 5-13 依序耦合與完全耦合飽和度比較

C3					
點位		P1	P2	P3	P4
200日	完全耦合	75.1%	80.1%	88.0%	95.8%
	依序耦合	75.1%	80.1%	87.9%	95.8%
	差異百分比	0.0%	0.0%	0.1%	0.1%
500日	完全耦合	75.6%	86.7%	90.9%	95.0%
	依序耦合	75.5%	86.5%	90.8%	94.7%
	差異百分比	0.1%	0.3%	0.2%	0.3%
1000日	完全耦合	81.1%	91.1%	93.9%	96.7%
	依序耦合	80.9%	91.1%	93.9%	96.7%
	差異百分比	0.2%	0.0%	0.0%	0.0%
1910日	完全耦合	87.7%	92.5%	94.0%	95.9%
	依序耦合	87.6%	92.5%	94.0%	95.9%
	差異百分比	0.1%	0.0%	0.0%	0.0%

5.4 邊界溫度之影響分析

本節為了探討邊界溫度的設置對於尺寸較小之模型的影響效應，藉由改變溫度之邊界條件來做參數分析，以期能知曉文獻中加入邊界條件之意義。

5.4.1 案例介紹

本節所使用之模型幾何、材料參數、初始條件皆與 5.2 節相同，唯有不同的部分為各個案例中所使用之邊界溫度條件。表 5-14 列出了各個案例中所使用之邊界條件。

表 5-14 邊界溫度案例介紹

案例	案例說明
原始	使用處置罐與母岩之邊界溫度
CASE1	不使用邊界溫度
CASE2	僅使用母岩之邊界溫度
CASE3	僅使用處置罐之邊界溫度

5.4.2 結果分析

本節進行邊界溫度之分析，並以 R10 路徑線上之溫度歷時圖來進行結果比較。圖 5-26、圖 5-27、圖 5-28、圖 5-29 分別對應原始案例、CASE1、CASE2、CASE3 之 R10 路徑線上之溫度歷時圖。

由原始案例中與各個案例比較的結果可得知，CASE1 的案例無加入邊界溫度，並由於模型尺寸較小且熱源為穩定熱源，故模型中的熱流場可迅速達到平衡。CASE2 中僅加入了母岩上之邊界溫度，由於加入邊界溫度位置較 R10 路徑上遠，對 R10 之溫度影響不大，但模型之溫度峰值比 CASE1 略低 2°C。於 CASE3 中在處置罐位置加入邊界溫度的效果，由於加入的位置接近 R10，故可得到與原始案例中接近之結果。

原始

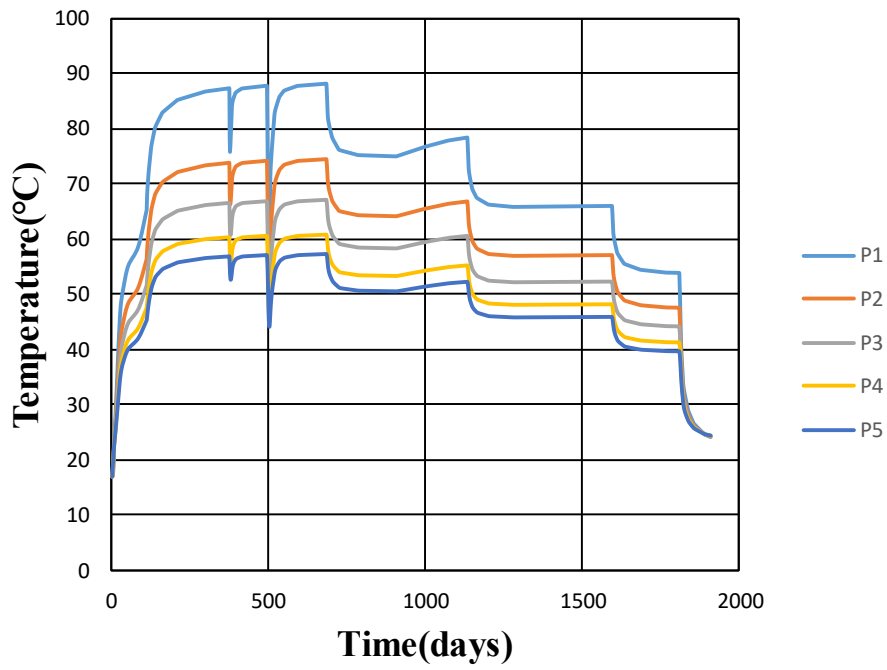


圖 5-26 原始案例 R10 路徑線之溫度歷時圖

CASE1

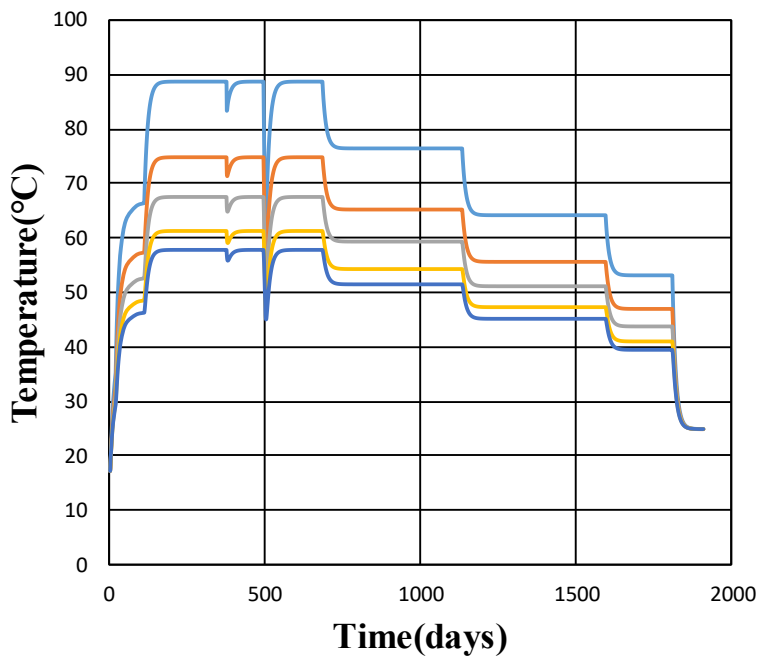


圖 5-27 CASE1 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖

CASE2

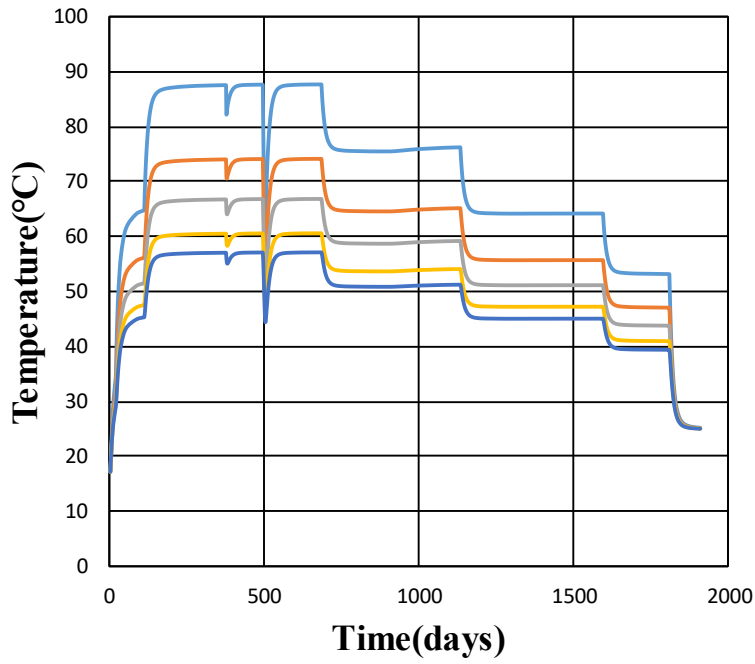


圖 5-28 CASE2 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖

CASE3

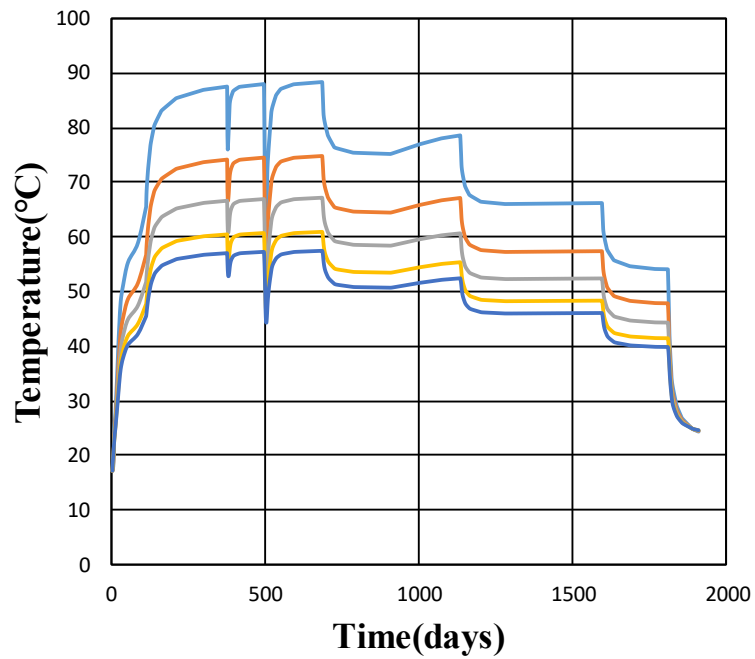


圖 5-29 CASE3 案例 R10 路徑線之溫度歷時圖

5.5 水力傳導係數之參數分析

水力傳導係數於處置場中，可影響地下水流之流速快慢，進而影響到水之分布。本節為了探討緩衝材料之水力傳導係數的設置對於飽和度之影響，藉由固定孔隙比對應水力傳導係數進行參數分析。

5.5.1 案例介紹

經由 5.3.4 節完全耦合與依序耦合之分析結果比較中可得知，在此模型中完全耦合與依序耦合就飽和度之結果差異不大，故本節使用依序耦合之分析方法。本節所使用之模型幾何、材料參數、初始條件、邊界條件皆與 5.3 節相同，唯有不同的部分為本節各個案例中之水力傳導係數。表 5-15 列出了各個案例中所使用之水力傳導係數。

表 5-15 水力傳導係數參數分析案例說明

案例	水力傳導係數 (m/s)	溫度 (°C)
CASE1	2.00E-14	20
	3.10E-14	40
	4.40E-14	60
	5.50E-14	80
CASE2	6.50E-14	20
	1.00E-13	40
	1.45E-13	60
	1.80E-13	80
CASE3	1.75E-13	20
	2.75E-13	40
	3.85E-13	60
	4.90E-13	80

5.5.2 結果分析

本節進行水力傳導係數參數之分析，並以 C3 路徑線上之飽和度歷時圖來進行結果比較。圖 5-30、圖 5-31、圖 5-32 分別為 CASE1、CASE2、CASE3 之 C3 路徑線上之飽和度歷時圖。各點之飽和度整理成如表 5-16。

藉由三個 CASE 互相比較，由於 CASE1 的水力傳導係數最低，故 P1 至 P4 中均比其他案例有偏低的趨勢，地下水甚至難以流至 P1，P1 由最初 74.9% 直至最終僅上升至 78.3%；由於 CASE3 之水力傳導係數最高，於飽和度峰值時各點可達到近乎飽和之效果；CASE2 之結果則是可預期的，由於水力傳導係數是介於 CASE1 與 CASE3 之間，地下水可於邊界孔隙水壓流至 P1，雖未達飽和，但亦可從原始之 74.9% 上升至 91%。

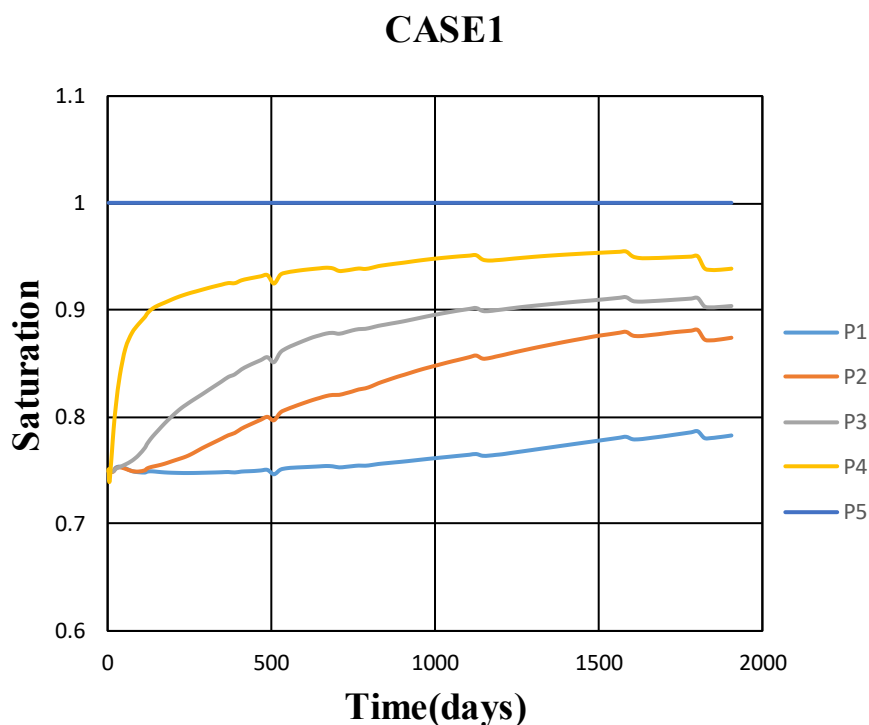


圖 5-30 CASE1 之 C3 路徑線飽和度歷時圖

CASE2

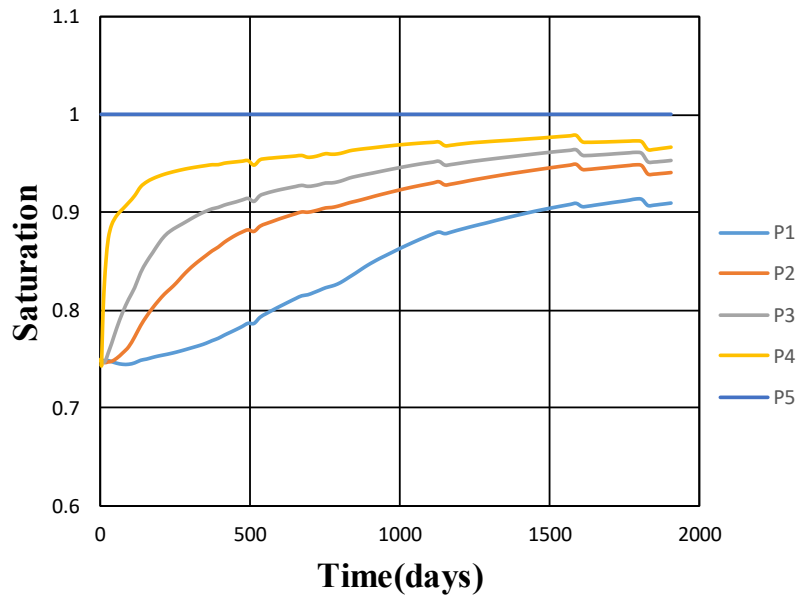


圖 5-31 CASE2 之 C3 路徑線飽和度歷時圖

CASE3

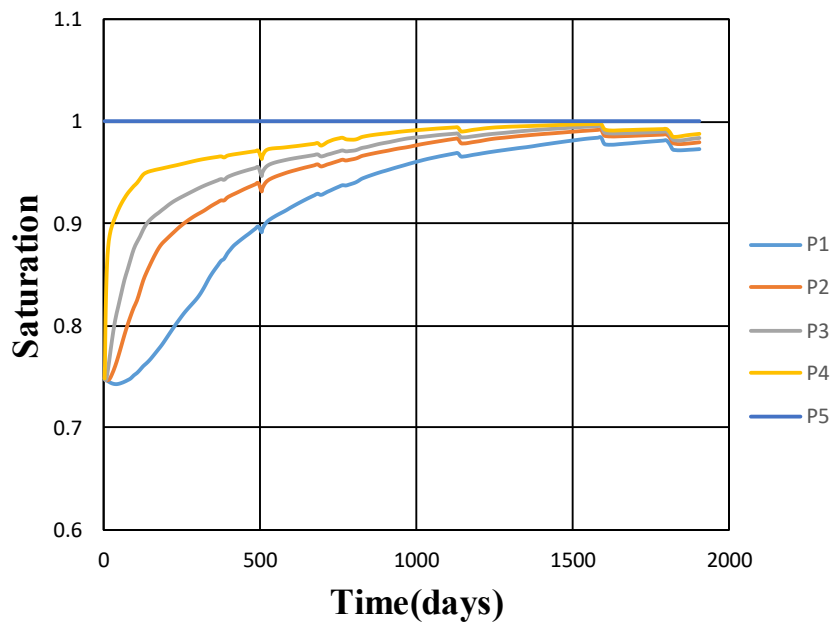


圖 5-32 CASE3 之 C3 路徑線飽和度歷時圖

表 5-16 C3 路徑線各點之飽和度比較

		C3			
	點位	P1	P2	P3	P4
200日	CASE1	74.8%	76.0%	80.3%	91.1%
	CASE2	75.3%	81.3%	87.1%	93.9%
	CASE3	78.9%	88.5%	91.7%	95.6%
500日	CASE1	74.8%	79.9%	85.3%	92.8%
	CASE2	78.6%	88.2%	91.3%	95.3%
	CASE3	89.4%	93.5%	95.0%	96.7%
1000日	CASE1	76.1%	84.9%	89.6%	94.9%
	CASE2	86.3%	92.3%	94.6%	97.1%
	CASE3	96.0%	97.7%	98.4%	99.2%
1590日	CASE1	78.1%	88.1%	91.3%	95.6%
	CASE2	91.0%	95.0%	96.4%	98.0%
	CASE3	98.4%	99.2%	99.5%	99.9%
1910日	CASE1	78.3%	87.5%	90.5%	93.9%
	CASE2	91.0%	94.1%	95.3%	96.8%
	CASE3	97.3%	98.0%	98.4%	98.9%

第六章、最終處置設施現地實驗與地震分析審查重點與注意事項之建議

6.1 處置場審查重點

進行深層地質處置場之設計時，需針對安全評估進行審查評估，以確保深層地質處置場建設及運行時的安全性。國際間對於用過核子燃料之最終處置場之審查經驗對於我國非常重要，我國需要進行國際間合作計畫內之資料蒐集及研發，建立完整之安全評估、安全規範。對處置場建設及運行後之安全性需有完整的安全評估。

6.2 最終處置設施地震分析相關審查重點之建議

SKB 文獻[14]內容主要提到 SKB 於用過核子燃料處置場分析地震之影響及安全評估之設計準則，內文提到處置場經過地震後的影響、地震設計之要求以及安全性之基礎，其中文獻還針對處置場附近斷層進行地震模擬分析，包含了斷層中產生的位移以及滑移速度，以便對於深層地質處置場的建立及安全性有更多的分析數據來進行評估。依文獻蒐集結果條列如下：

- (1) 為確保處置罐不受裂縫位移產生破壞情況，對距離 75 公尺的裂縫，不可將處置罐放置於裂縫半徑 100 公尺內；對 150 公尺之裂縫，不可將處置罐放置於裂縫半徑 200 公尺內。
- (2) 考慮處置場區域內斷層平面內具有潛在滑移平面，為了確保處置罐不受斷層影響，距離斷層邊界週圍 100 公尺以內不可放置處置罐。
- (3) 對於整體瑞典觀測站，每個站點之間距離需要在 100 公里以內，距離處置場 50 公里以內，以確保可以檢測到所有 0 級以上的地震發生情況。
- (4) 在處置場周圍母岩 5 公里深處，最大和最小主應力是水平且為走滑狀態，為保持剪應力與岩石承受力達到穩定狀態，最大剪應力需小於 30MPa。
- (5) 當地震於冰河時期發生時，緩衝材料將長期承受整體的膨脹壓力，為確保緩衝材料之安全性，緩衝材料之膨脹壓力需大於 1MPa。

- (6) 為穩定處置場中隧道系統之岩體穩定性，隧道之間的距離需要大於 20 公尺。
- (7) 為穩定深層地質處置場處置罐安全性及力學關係，埋設處置罐後受到剪力位移需小於 10 公分。
- (8) 芮氏 4.5 級地震所產生之斷層位移約為 5 公分，破裂面積約為 2 平方公里至 30 平方公里，在儲存庫建設過程中將完整地檢測到這類大小斷裂或變形區域，為確保處置罐不受地震斷層影響，在斷裂或變形區域內不可埋設處置罐。
- (9) 深層處置場水平應力的改變將會對水力條件產生影響，為保持深層處置場週圍水力穩定性，在距離斷層 1 公里範圍內，水平應力需要保持在約 7MPa。
- (10) 地震產生之應力波會影響背景應力場，使處置孔剪切應力增加產生破壞，由於支撐壓力對破壞過程很敏感，為使處置孔不受應力產生破壞，處置孔支撐壓力不得超過 10MPa。
- (11) 為了要防止高放射性物質在回填材料中流動，回填材料的膨脹壓力需要超過 0.1MPa。

依本報告研究結果，提出地震分析相關審查重點或注意事項如下：

- (1) 瑞典地震及斷層等研究項目成果之量化資訊雖可提供國內參考，惟各國地質條件不同，建議國內應進行深入調查研究，以提供充分之本土研究數據作為支持基礎。
- (2) 依本研究結果，顯示地震加載對母岩應力影響並不顯著，惟在不同的觀測位置下，建議分析比較受震與未受震之分析結果，提出相應之比較分析，以利持續瞭解地震對於處置隧道穩定性之影響。
- (3) 在不同的束制條件下，建議分析處置隧道受震之變形機制，提出相應之影響分析。本研究進行之分析方式亦可提供未來研究方向之參考。
- (4) 在不同地震加載位置下，建議考量覆土壓力之影響。而將覆土壓力與地下水、斷層相互作用等因素納入考量，亦為未來研究重點。

6.3 最終處置設施現地實驗相關審查重點或注意事項

本章參考文獻[5][6]之內容，對於處置場開挖將時造成 EDZ，針對 EDZ 所造成的範圍進行觀察，並於現地實驗中之相關調查重點進行整理，以便於後續最終處置場之建設及運行時能有更完整的評估。文獻[5]中提出了調查方法來驗證 EDZ 的範圍和性質，以下為主要觀察要點：

- (1) 鑽孔應考慮相同的截面長度，試驗段的長度應為 0.4 - 0.5 m。
- (2) 在水力測試中施加的注入壓力必須適合現場條件，以免發生水力破裂。
- (3) 建議使用探地雷達方法（Ground Penetrating Radar, GPR）對 EDZ 的開挖結果進行驗證，測量時應在清潔和乾燥的隧道表面上進行測量以提高精度，測量線的設置需平行於隧道，並且線間距應足夠密集。事先確定特定站點的 GPR 設置，以繪製 EDZ 的橫向分佈和 EDZ 的最大深度，隧道的地質測繪對於分析 GPR 結果很有用。
- (4) 隧道底板內和地下的裂縫應與 GPR 測量、隧道測繪和岩心測繪共同解釋。

依本報告研究結果，提出最終處置設施現地實驗相關審查重點或注意事項如下：

- (1) 本研究之 C3、R10、R5 路徑線，顯示處置罐附近之最高溫度及本研究與國外文獻對照，最高溫度雖未超過 100°C，惟建議仍應考慮處置罐最高溫之對處置設施之相應影響，宜注意工程障壁材料耐久性及相應溫度作用下之行為。
- (2) 依本研究結果，飽和度對於短期溫度變化會造成劇烈的影響，目前相關機制尚需進一步研究，惟飽和度造成之上述情形，是否將對處置設施(包含緩衝材料、工程障壁等)造成影響，為應進一步注意的地方。
- (3) 本報告研究結果顯示飽和度趨勢的差異不大，惟因依序耦合及完全耦合之耦合發生順序不同，建議未來研究可進行依序耦合及完全耦合之比較與差異性分析，以進一步瞭解兩種耦合方法之影響。

報告[10]中提出了有關現地實驗的詳細調查之需求，以便於在最終處置場建設及運行時能有更詳細的調查，包括以下七點：

1. 對於 SDM 之資訊需求及數據更新的安全性分析：

先針對處置場特定區域（如隧道入口、處置場中心等）進行 SDM 之建模，再逐步將所有區域之模型集成一個大模型，SDM 的完整更新，至少每 10 年對處置場安全和輻射防護進行定期的總體評估。

2. 處置場關閉後是否適應現有設計條件之安全需求：

最終處置場關閉後，其安全性取決於是否使用適當的處置場設備，以及選擇適應的地質特性。詳細調查有助於設計上的先決條件，搜集及更新當地地質的數據，並判斷是否進行處置隧道和處置孔的開挖，以提供設計和施工上的基礎。

3. 設計、開挖與運行之資訊需求：

在現場調查期間，鑽孔時存在不確定性，在處置場建設時，需針對這些不確定因素進行調查，以下列出幾項有可能會發生的不確定因素。

- (1) 含水之破裂帶發生的頻率及處置隧道附近地下水下降的潛在影響。
- (2) 地震產生的變形區對於處置場可能造成的影響。

4. 環境控制需求：

最終處置場的建設過程中，地下水的滲透以及排水效應皆為施工上的問題，需要追蹤許多的環境影響因子，於詳細調查中，主要針對地球科學（土壤和岩石中地下水表面的變化）以及水文學進行調查。

5. 核物質之控制：

目前尚不清楚如何進行檢查。對於詳細調查，可能主要為監測程序，尤其是和地震監測與保障措施相關。

6. 處置需求之摘要：

詳細調查計畫的更新著重於調查描述，如何為正在準備或建設的處置場建築空間做出貢獻，從而滿足處置場關閉後的安全建造條件。進行處置場各區域的建設及運行時，需對該區域進行詳細的調查，建模上需有詳細的說明。

7. 品質保證：

SKB 為建設處置場而建立一系列管理體系，總體上對調查和結果進行品質保證。

第七章、結論

7.1 國內階段成果報告對處置隧道地震分析之平行驗證計算結論

1. 隧道斷面開挖之穩定分析

- (1) 主應力與文獻驗證結果介於 7.4%至 14.8%，惟台電在此部分報告列出之結果與分析模型都十分簡略亦無說明邊界條件等，研判本研究之分析模型與台電之模型近似。
- (2) 處置隧道兩側滾接在覆土壓力下，隧道底部束制與否影響記錄點 D 受力情形明顯。

2. 隧道斷面受震之穩定分析

- (1) 受震與未受震對於處置隧道之主應力結果近乎相同。
- (2) 處置隧道兩側滾接時受震容易產生較大變形。
- (3) 地震加載機制與地震大小在母岩底層位置有明顯變化，但覆土壓力高的情況下，對其餘母岩區域造成的應力增量不顯著。

7.2 最終處置場熱傳及耦合效應計算之三方比較分析與驗證

本節溫度場分析，不僅僅利用熱傳分析，而是透過熱-水-力耦合過程所進行，此過程也是 SKI 和 SKB 在文獻中之作法，藉此達成相似之分析結果。因此能夠執行最終處置場熱傳導及耦合效應計算之三方比較分析與驗證。

1. 熱傳導平行驗證結果

- (1) 本文首先比較 SKI 及 SKB 的分析結果，發現並不完全相符，在廢棄物罐中間外緣之最高溫度相差 8°C，因此研究中參考 SKI 文獻進行相同問題之分析，並與兩者同時比較，進行三方平行驗證。
- (2) 三方平行驗證結果顯示廢棄物罐中間外緣之最高溫度，本文與 SKI 之結果近乎相同；而緩衝材料與母岩邊界之最高溫度，本文則與 SKB 之

結果近乎相同。

- (3) 回填材料中心之最高溫度，本文與 SKI 相差 6°C ，但峰值溫度發生區間相同。
- (4) 從三個位置的分析結果得知，本文溫度歷時曲線趨勢與文獻接近，峰值溫度發生區間在各個分析點上與文獻有接近的結果。

2. 飽和度之平行驗證

- (1) 本文參考 SKI 文獻提的材料參數、模型幾何等，完成處置場全域模型分析；飽和度之平行驗證在兩組案例中，到達飽和時間在各個分析位置上，與文獻結果近乎相同。
- (2) 飽和度之平行驗證在各個分析位置中，以廢棄物罐頂部到達飽和時間最晚，這與過去的分析經驗相同。
- (3) 在極低母岩水力傳導係數的案例中，非線性數值分析有難以收斂的問題，使分析無法進行，有關模型建立技術還需要再深入探討。

7.3 國際技術報告現地實驗結果之數值模擬平行驗證結果

1. 溫度之平行驗證

- (1) 由於實驗加熱器的故障，本文之溫度結果對於無加熱熱源的反應較為敏感。
- (2) 本文在溫度之平行驗證結果中，在各路徑線上點之溫度結果及趨勢與文獻大致上相符合。
- (3) 本文在溫度雲彩圖中，最高溫分佈於處置罐周圍，溫度值與文獻相當接近，但靠近母岩側的膨潤土環溫度較高，原因是靠近母岩上設定之邊界溫度比本文模型整體溫度較低。

2. 飽和度之平行驗證

- (1) 本文飽和度對於溫度劇烈的變化會造成短期的影響。
- (2) 本文在飽和度的平行驗證結果中，C3 路徑線上各點在各時間之值差異介於 0.2% - 3.1%。
- (3) 此模型中飽和度在完全耦合與依序耦合的不同分析方法中，可以得到近

乎相同的結果。

3. 邊界溫度之影響分析

- (1) 加入邊界溫度可對設置點周圍的溫度趨勢造成影響。
- (2) 由於在此模型中散熱的空間較小，穩定的熱源可使溫度快速與外界達到平衡。

4. 水力傳導係數之參數分析

- (1) 藉由固定孔隙比來討論水力傳導係數對於各點之飽和度的關係可得知，在水力傳導係數最低的案例中，地下水難以流至較遠的 C3 路徑的 P1，在最高的案例中各點可以達到近乎飽和的效果。

參考文獻

- [1] 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段－106 年度成果報告 (修訂二版)」，107 年 5 月。
- [2] 台灣電力公司，「用過核子燃料最終處置計畫潛在處置母岩特性調查與評估階段我國用過核子燃料最終處置技術可行性評估報告技術支援報告(2)處置設計與工程技術」，106 年 12 月。
- [3] IAEA, "Annual Report 2005", GC(50)/4, 2016
- [4] 核能發電後端營運基金管理會， “Nuclear Fuel Final Disposal Information”
取自 www.nbef.org.tw/downloads/file/NuclearFuelFinalDisposalInformation.docx
- [5] SKB, “A demonstration project on controlling and verifying the excavation-damaged zone” , R-14-30, January 2015
- [6] SKB," Äspö Hard Rock Laboratory Annual Report 2015", R-16-10, July 2016
- [7] R-06-67 Earthquake activity in Sweden Study in connection with a proposed nuclear waste repository in Forsmark or Oskarshamn
- [8] Abaqus Documentation, “Abaqus Theory Manual” 取自 <http://cresearcher-pc:2080/v6.10/books/stm/default.htm>
- [9] SKI,"Review of SKB’s Work on Coupled THM Processes Within SR-Can.",SKI 2008:08, March 2008
- [10] SKB,"Long-term safety for KBS-3 repositories at Forsmark and Laxemar – a first evaluation.",TR-06-09,October 2006
- [11] SKB, “EBS TF – THM modelling. BM 2 – Large scale field tests” ,TR-13-07,November 2016
- [12] JNC,H12: Project to Establish the Scientific and Technical Basis for HLW Disposal in Japan, JNC Technical Reports JNC TN1410 2000-001–2000-005 (JNC, Japan, 2000)

- [13] G. Andersson, P. Carlbring, B. Ljótsson, E. Hedman Guided internet-based CBT for common mental disorders, *J. Contemp. Psychother.*, 43 (2013)
- [14] SKB, “Earthquake activity in Sweden” ,R-06-67 ,February 2006.
- [15] SKB, “THM-issues in repository rock Thermal, mechanical, thermo-mechanical and hydro-mechanical evolution of the rock at the Forsmark and Laxemar sites” ,TR-10-23 ,May 2010

行政院原子能委員會放射性物料管理局

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

子項計畫三：低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下
不飽和特性與行為模式
期末報告

受委託單位：國立中央大學

計畫主持人：黃偉慶 教授

子計畫主持人：楊樹榮 教授

業務委託單位：行政院原子能委員會放射性物料管理局

計畫編號：109FCMA004

中 華 民 國 一 〇 九 年 十 二 月

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

子項計畫三：低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下
不飽和特性與行為模式

受委託單位：國立中央大學

研究主持人：黃偉慶

協同主持人：楊樹榮

研究期程：中華民國 109 年 2 月至 109 年 12 月

研究經費：新台幣伍拾萬元整

行政院原子能委員會放射性物料管理局委託研究

中華民國 109 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

用過核子燃料係屬高放射性廢棄物，國際間普遍接受以深地層處置方式，由地表向下挖掘數百公尺，利用多重障壁系統，諸如母岩、回填材料、緩衝材料及處置銅罐層層遲滯核種生物圈，直到放射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略的程度，總體時間約十萬年。處置隧道剛封閉時緩衝材料受衰變熱影響處於乾燥加熱，當地下水藉由母岩裂隙侵入，緩衝材料同時受衰變熱及地下水影響，溫度及飽和度重新分布，使處置孔近場形成熱-水-力耦合環境。

地下水藉母岩裂隙流進處置孔可能造成緩衝材料沖蝕作用，使緩衝材料密度降低，進而影響處置銅罐長期安全穩定。為防止地下水在處置孔內自由流動，水力傳導係數應小於 10^{-12} m/s，回脹壓力應大於 1MPa。本子計畫三探討低密度緩衝材料熱-水-應力耦合作用下不飽和特性與行為模式，藉熱探針試驗、水力傳導係數及水汽平衡法試驗求得低密度緩衝材料相關參數，建立有限元素數值分析模型並納入實驗參數，以及利用攝取水試驗及數值模擬驗證參數可行性，並和國際間相關研究成果進行比較，供後續沖蝕作用研究之參數使用。

本計畫取得緩衝材料乾密度 1,400、1,500 及 1,600 kg/m³之相關參數，相同含水量下熱傳導係數隨緩衝材料乾密度變大而提升，水力傳導度隨緩衝材料乾密度下降而上升，回脹壓力隨緩衝材料乾密度下降而降低。低密度 1,400 kg/m³之緩衝材水力傳導度 $3.38E-13$ m/s 小於 $1E-12$ m/s，仍符合 SKB 處置孔緩衝材料設計標準，但回脹壓力不足 1 MPa 僅達 0.49 MPa，無法阻止水在緩衝材料間隙自由流動。另外，利用四週攝取水試驗結果與數值模型來驗證試驗參數。分析結果顯示膨潤土四週含水量數值分析結果與試驗量測數據相符，且數值分析結果得知膨潤土飽和度隨時間而增加，使得模型底部膨潤土孔隙比隨飽和度增加而變大；模型頂部膨潤土孔隙比受底部回脹壓縮而變小。

(此頁空白)

目錄

摘要.....	i
目錄.....	iii
圖目錄.....	vi
表目錄.....	ix
第一章、緒論.....	1
1.1 研究動機.....	1
1.2 研究方法.....	1
1.3 研究目的.....	2
第二章、文獻回顧.....	3
2.1 深地層處置場設計概念.....	3
2.2 近場安全評估研究報告.....	3
2.2.1 SKB TR-10-15 報告.....	3
2.2.2 SKB TR-06-18 報告.....	6
2.2.3 SKB TR-06-13 報告.....	6
2.2.4 JAEA 2008-097.....	9
2.3 熱-水-力耦合研究報告.....	9
2.3.1 熱傳導係數.....	9
2.3.2 水力傳導係數及回脹壓力試驗(SK B TR 06-30).....	10
2.3.3 吸力試驗及水-力耦合參數驗證.....	11
2.3.4 熱-水-力小型耦合試驗.....	14
2.3.5 熱-水-力耦合數值分析.....	16
第三章、試驗材料及規劃.....	17
3.1 試驗材料.....	18
3.1.1 MX-80 膨潤土前置分樣處理.....	19
3.1.2 MX-80 膨潤土設計含水量調配.....	19
3.2 熱傳導係數試驗(熱探針法).....	20
3.2.1 試驗設備.....	20

3.2.2	熱探針校正試驗流程.....	23
3.2.3	熱探針試驗流程.....	24
3.3	水力傳導度及回脹壓力試驗.....	25
3.3.1	試驗設備.....	26
3.3.2	回脹壓力及水力傳導度試驗配置系統.....	28
3.3.3	回脹壓力試驗流程.....	29
3.3.4	水力傳導度試驗流程.....	29
3.4	土壤水分特性曲線(水汽平衡法).....	31
3.4.1	試驗設備.....	31
3.4.2	試驗配置系統.....	33
3.4.3	水汽平衡法試驗流程.....	34
3.5	小型熱-水-力參數耦合驗證試驗.....	37
3.5.1	攝取水試驗.....	37
3.5.2	Abaqus 水-力耦合數值模擬分析.....	39
3.5.3	溫度場分布試驗.....	40
3.5.4	Abaqus 熱傳數值模擬分析.....	41
第四章	、參數試驗結果.....	42
4.1	土壤水分特性曲線試驗結果與行為模式.....	42
4.1.1	水汽平衡法試驗結果.....	42
4.1.2	試體體積量測結果.....	47
4.1.3	試體體積變化量.....	47
4.1.4	水氣平衡後孔隙比與土壤吸力關係.....	47
4.1.5	土壤吸力值與修正飽和度關係.....	50
4.1.6	擬合完整土壤水分特性曲線.....	50
4.2	熱-水-力參數試驗結果與行為模式.....	55
4.2.1	熱傳導係數.....	55
4.2.2	回脹壓力.....	55
4.2.3	水力傳導度.....	56
第五章	、數值模擬分析及參數驗證.....	60
5.1	熱傳導係數參數驗證.....	60

5.2 水-力耦合參數驗證	62
5.2.1 水-力耦合參數設定	62
5.2.2 水-力參數擬合結果分析	64
第六章、結論與建議.....	68
6.1 結論.....	68
6.2 建議.....	68
參考文獻.....	70

圖目錄

圖 2-1 KSB-3 處置概念 (黃偉慶, 2014)	3
圖 2-2 不同乾密度於 CaCl ₂ 溶液、H ₂ O 中的回脹壓力 (SKB TR-06-18).....	6
圖 2-3 因沖蝕而缺失膨潤土環的元素網格(a)缺失 1 環, (b)缺失 3 環 (SKB TR-06-13).....	7
圖 2-4 缺失 1 環時不同時間下的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13).....	8
圖 2-5 缺失 1 環時正常摩擦力與低摩擦力狀況的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13).....	8
圖 2-6 缺失 3 環時正常摩擦力與低摩擦力狀況的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13).....	8
圖 2-7 沖蝕試驗裝置概略圖 (JAEA 2008-097).....	9
圖 2-8 乾密度 1.6 g/cm ³ 之 MX-80 熱傳導係數隨溫度的變化 (Yunshan Xu et al, 2019)	10
圖 2-9 水力傳導係數及回脹壓力試驗配置 (SKB TR 06-30)	10
圖 2-10 試體 (a)乾密度與回脹壓力及 (b)乾密度與水力傳導係數關係 (SKB TR 06-30).....	11
圖 2-11 電容式溫溼度感測器量測配置 (Lee et al, 2010).....	11
圖 2-12 土壤水分特性擬合曲線 (Lee et al, 2010).....	12
圖 2-13 Abaqus 水-力耦合模型 (Lee et al, 2010)	13
圖 2-14 攝取水試驗試體配置 (Lee et al, 2010).....	13
圖 2-15 (a)攝取水試驗與(b)Abaqus 比較結果 (Lee et al, 2010)	13
圖 2-16 T-H-M 耦合試驗配置 (X. Wang et al, 2015).....	14
圖 2-17 熱傳導係數與土壤飽和度關係 (X. Wang et al, 2015).....	15
圖 2-18 土壤水分特性曲線 (X. Wang et al, 2015).....	15
圖 2-19 加熱試體飽和度隨時間變化 (X. Wang et al, 2015).....	15
圖 2-20 模擬 1000 年內 T-H-M 耦合效應下工程障壁特徵點的溫度時程變化 (POSIVA, 2012-47).....	16
圖 3-1 研究規劃流程圖	17
圖 3-2 MX-80 產品(a)外包裝 (b)材料外觀	18

圖 3-3 分樣器	19
圖 3-4 含水量調配流程圖	20
圖 3-5 熱探針	20
圖 3-6 熱源供應器	21
圖 3-7 MX100-02E 數據擷取系統	21
圖 3-8 熱傳導試驗壓製試體模具	22
圖 3-9 熱傳導試驗整體系統配置	23
圖 3-10 熱探針校正	24
圖 3-11 土體熱電耦監測及縫隙填封示意圖	25
圖 3-12 水力傳導及回脹壓力試體壓置模具	26
圖 3-13 荷重元	26
圖 3-14 顯示紀錄器	27
圖 3-15 出水量量測系統	27
圖 3-16 回脹壓力及水力傳導係數試驗模具	28
圖 3-17 回脹壓力及水力傳導度試驗配置系統	28
圖 3-18 水汽平衡法試驗室體壓製模具	31
圖 3-19 溫度相對濕度計	32
圖 3-20 玻璃皿	32
圖 3-21 乾燥皿	33
圖 3-22 精密電子秤	33
圖 3-23 水汽平衡法配置系統	34
圖 3-24 水汽平衡法試體壓置流程	34
圖 3-25 步驟(7)水汽平衡監測流程圖	37
圖 3-26 攝取水試驗模具配置	38
圖 3-27 水力耦合模型網格劃分	39
圖 3-28 試體內部配置	41
圖 3-29 熱傳導模型網格劃分	41
圖 4-1 (a)1,400kg/m ³ (b)1,500kg/m ³ (c)1,600kg/m ³ 含水量變化(25°C)	43
圖 4-2 (a)1,400 kg/m ³ (b)1,500 kg/m ³ (c)1,600 kg/m ³ 含水量變化(40°C)	44
圖 4-3 (a)1,400 kg/m ³ (b)1,500 kg/m ³ (c)1,600 kg/m ³ 含水量變化(60°C)	45

圖 4-4 重量含水量與土壤吸力關係(a) 25°C (b) 40°C (c) 60°C.....	46
圖 4-5 體積變化量與重量含水量關係(a)25°C (b)40° (c)60°C.....	48
圖 4-6 孔隙比與土壤吸力關係 (a)25°C (b)40°C (c)60°C.....	49
圖 4-7 飽和度修正與土壤吸力值關係(a)1,400 kg/m ³ (b)1,500 kg/m ³ (c)1,600 kg/m ³	52
圖 4-8 vG 模式擬合比較不同密度之土壤水分特性曲線(a)25°C (b)40°C (c)60°C	53
圖 4-9 vG 模式擬合比較不同溫度之土壤水分特性曲線	54
圖 4-10 試體乾密度在不同溫度下之熱傳導係數	55
圖 4-11 不同乾密度膨潤土回脹壓力歷時曲線	57
圖 4-12 膨潤土乾密度與回脹壓力關係比較	58
圖 4-13 比較水力傳導度與膨潤土乾密度關係	58
圖 5-1 試體乾密度(a) 1,400 kg/m ³ (b) 1,600 kg/m ³ 溫度場分佈數值模擬結果	61
圖 5-2 溫度量測與數值模擬結果比較(a) 1,400 kg/m ³ (b) 1,600 kg/m ³	61
圖 5-3 數值模擬 4 週飽和度發展	65
圖 5-4 數值模擬 4 週孔隙比發展	65
圖 5-5 數值模擬孔隙比隨時間發展關係	66
圖 5-6 4 週孔隙比變化數值模擬結果	66
圖 5-7 4 週飽和度變化數值模擬結果	66
圖 5-8 比較 4 週含水量分布變化數值模擬與攝取水量測結果	67

表目錄

表 2-1 障壁功能及設計	4
表 2-2 Abaqus 參數設定	12
表 3-1 MX-80 基本物理性質	18
表 3-2 飽和溶液於不同溫度下之相對濕度於吸力值	36
表 4-1 vG 模式擬合參數結果	50
表 4-2 調整三組滲透壓求得同乾密度之水力傳導度 K	57
表 5-1 溫度場試驗數值模擬參數設定	60
表 5-2 乾密度 1,600 kg/m ³ 初始參數設定	62
表 5-3 飽和水力傳導度與孔隙比關係	62
表 5-4 相對水力傳導係數與飽和度關係(部分呈現)	63
表 5-5 體積應變量與飽和度關係	64
表 5-6 土壤水分特性曲線參數	64

(此頁空白)

第一章、緒論

1.1 研究動機

用過核子燃料是指在核子反應器燃燒到無法再有效地支持核分裂反應，且被移出反應器的核子燃料，而高放射性廢棄物指備供最終處置之用過核子燃料或其經再處理所產生之萃取殘餘物，其半衰期達數十萬年(台灣電力公司，2010)。深地層處置場為國際間主流用於處置高放射性用過核子燃料，以多重障壁設計概念，利用天然障壁如母岩及人工障壁如緩衝材料、回填材料、處置銅罐等包件，使高放射性用過核子燃料遠離生物圈，直到輻射值衰減至生物可接受範圍。

處置孔於安裝完處置銅罐、緩衝材料及回填材料後，最終會封閉處置隧道。在地下水尚未入侵處置孔前，處置銅罐內用過核子燃料持續產生衰變熱，此時緩衝材料受衰變熱影響處於乾燥加熱狀態，當地下水逐漸侵入緩衝材料，使緩衝材料含水量逐漸飽和，處置場近場溫度將重新分布，此時緩衝材料同時受到熱-水力影響之耦合作用。另一方面，隧道封閉後地下水仍會沿母岩裂隙侵入處置孔，沖蝕作用會造成緩衝材料乾密度下降，而緩衝材料乾密度的損失會導致水力傳導係數提高，間接使得回脹壓力下降，影響緩衝材料自封填能力(SKB TR-11-01)。為了防止地下水在處置孔中流動，緩衝材料水力傳導度不應超過 10^{-12} m/s，回脹壓力應大於 1 MPa (SKB TR-10-15)。

本研究藉參數量測試驗來取得低密度緩衝材料熱-水-力耦合相關材料參數，並利用攝取水試驗及數值模擬驗證參數可行性，並和國際間相關研究成果進行比較，供後續沖蝕作用研究之參數使用。

1.2 研究方法

1. 國際相關文獻蒐集研析：

本研究針對緩衝材料安全功能及驗證資訊進行探討，並蒐集低密度膨潤土參數試驗結果及數值模擬驗證方式。

2. 低密度參數試驗與模式建立：

本研究以 108 年度子計畫三「緩衝材料與回填材料之熱-水-力耦合參數實驗

及近場長期變位模式發展與驗證」建構之參數試驗為基礎，藉試驗所獲得之經驗，來精進改良試驗方法與程序，以取得緩衝材料低密度參數。

熱傳導係數試驗係依據 ASTM D5334 規範進行。另外，本年度計畫將水力傳導係數出水量之量測方式加以改良成封閉式自動量測系統，以減少外界溫溼度對試驗量測的影響，並將水汽平衡法量測所得吸力與飽和度結果，套入 vG 模式擬合完整土壤水分特性曲線。

3. 低密度參數驗證分析

將上述低密度參數利用攝取水試驗和 Abaqus 數值模擬，藉以比較量測值與數值分析結果，同時比對國際間相關試驗結果。

1.3 研究目的

處置孔內緩衝材料受地下水沖蝕作用可能產生掏空，使緩衝材料密度降低，而影響處置場長期安全。本研究為了瞭解緩衝材料在低密度狀態下之長期熱-水-力之耦合行為，藉參數試驗來求得低密度熱傳導係數、水力傳導係數及土壤水分特性曲線相關參數，並採用有限元素法、小型耦合試驗及國際相關文獻驗證參數可行性，以評估低密度緩衝材料長期熱-水-力耦合行為。

第二章、文獻回顧

2.1 深地層處置場設計概念

深地層處置場為國際間較能接受處置放射性廢棄物的方式，針對最終處置場影響環境範圍可分為近場、遠場及生物圈受用過核子燃料衰變熱與輻射影響。圖 2-1 為瑞典核燃料及廢棄物管理公司(SKB) 對該國設計之最終處置場設計概念(KBS-3)，將用過核燃料放置在地下 400 - 700 公尺的岩盤中，利用天然障壁(母岩)及工程障壁(廢棄物罐、緩衝材料與回填材料)組合而成的多重障壁系統，層層阻滯放射性核種遷移，其設計至少可將高放射性廢棄物與人類生活圈隔絕約十萬年，直到放射強度在到達生物圈之前已衰減至可忽略的程度。

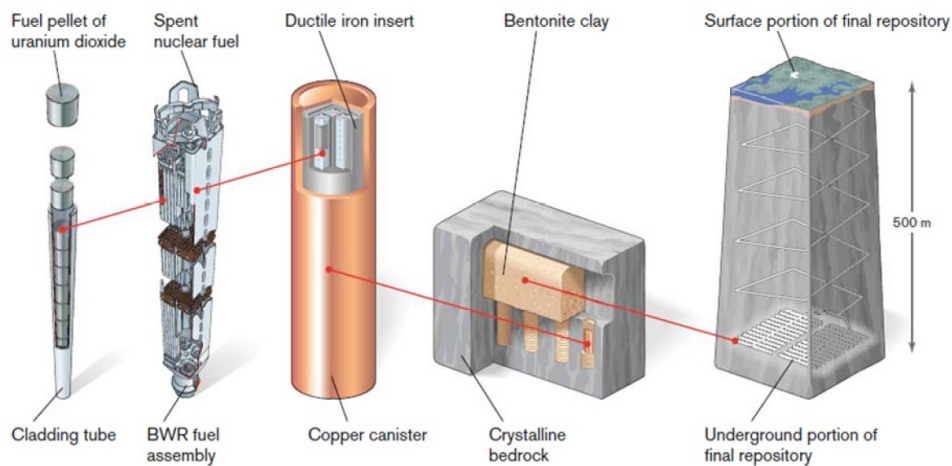


圖 2-1 KSB-3 處置概念 (黃偉慶，2014)

2.2 近場安全評估研究報告

2.2.1 SKB TR-10-15 報告

KBS-3 處置設施中，緩衝區應防止水流並保護處置罐。如果處置罐被破壞，緩衝材料應阻止放射性物質擴散到基岩。緩衝材料屏障功能最重要的特性，是其水力傳導度，回脹壓力和剛度/強度。這些性質與密度和蒙脫石含量有密切關係。長期安全性評估提供了可接受的蒙脫石含量和密度的設計前提，也包含 KBS-3 處置設施中緩衝材料其他功能的設計前提。緩衝材料也應不影響其他工程屏障之設計功能，並符合處置設施的運營。

SKB 彙整在 KBS-3 處置設施中，障壁之設計參數如表 2-1 所示，障壁功能包括防止水於處置孔中流動、限制微生物活性、防止膠體運輸及保持處置罐位置。

表 2-1 障壁功能及設計

障壁功能	設計前提的特性與參數	設計場所的長期安全需求
	影響回脹壓力和水力傳導度的性質：	
防止水在處置孔中流動	物質組成：蒙脫石含量。 密度：含水量和已安裝緩衝材料組件的尺寸。	水力傳導度小於 10^{-12} m/s， 回脹壓力應大於 1 MPa
	影響回脹壓力的性質：	飽和密度大於 $1,950 \text{ kg/m}^3$ ， 即足夠高以確保 2 MPa 的回脹壓力，留有餘量以防止材料損失。
限制微生物活性的能力	物質組成：蒙脫石含量。 密度：含水量和已安裝緩衝材料組件的尺寸。	乾燥緩衝材料中蒙脫石所占重量應為 75-90%。(在膨脹壓力超過 2 MPa 時會消除微生物)
	影響曲折和孔尺寸性質：	如果飽和密度超過 $1,650 \text{ kg/m}^3$ ，則可以忽略緩衝材料中的膠體運輸。(滿足了消除微生物且不因剪力而損壞處置罐能力所需的密度。)
防止膠體運輸	密度：含水量和已安裝緩衝材料組件的尺寸。	
	影響回脹壓力的性質：	回脹壓力應超過 0.2 MPa
保持處置罐在處置孔的中心位置	物質組成：蒙脫石含量。 密度：含水量和已安裝緩衝材料組件的尺寸。	緩衝材料飽和密度小於 $2,050 \text{ kg/m}^3$ ，以防止對罐的剪力過高。
	影響回脹壓力與其分佈、剛度和剪力強度的特性：	最初的緩衝材料質量應使其對應於初始緩衝材料中的飽和密度小於 $2,050 \text{ kg/m}^3$ ，以防止對罐的剪切力過高。乾燥緩衝材料中的蒙脫石含量應為 75-90% (重量)。
緩衝材料不能顯著削弱其他屏障的功能	礦物組成：蒙脫石含量。 密度：含水量和已安裝緩衝材料組件的尺寸。 幾何形狀：塊的尺寸和位置及膨潤土丸填充間隙的寬度。	

	<p>影響處置罐周圍化學條件的屬性：</p> <p>物質組成：有機碳，硫化物，總硫。</p>	<p>有機碳的含量應小於 1 wt%。</p> <p>硫化物含量應不超過總質量的 0.5 wt%，約等於黃鐵礦的 1%。總硫含量（包括硫化物）不應超過 1 wt%。</p>
	<p>影響緩衝材料維持最小回脹壓力、最大水力傳導率、可接受剛度和剪切強度、曲折度及孔隙大小屬性：</p> <p>幾何形狀：塊尺寸和位置及膨潤土丸填充間隙寬度</p>	<p>除影響緩衝材料和處置孔幾何形狀的其他要求（即初始質量和飽和密度）外，還應使用 SR-Can 中用作參考尺寸的緩衝材料尺寸。</p>
<p>緩衝材料應保持其屏障功能，並在儲存庫預期的環境中長期耐用</p>	<p>影響緩衝材料維持最小回脹壓力、最大水力傳導率、可接受剛度和剪切強度、曲折度和孔隙大小以及化學成分的屬性：</p> <p>物質組成：蒙脫石含量。密度：緩衝組件的容積密度，含水量和尺寸。</p>	<p>回脹後，緩衝材料應保持最低回脹壓力 2 MPa，並且與主要陽離子無關，且氯化物濃度高達 1 M 時，水力傳導係數不應超過 10^{-12} m/s。緩衝材料剪切強度不得超過處置罐抗剪切載荷驗證分析中的強度。</p>
	<p>影響緩衝材料傳熱的屬性：</p> <p>物質組成：蒙脫石含量。</p> <p>密度：安緩衝組件的容積密度，含水量和尺寸。</p> <p>幾何形狀：塊尺寸和位置及膨潤土丸填充間隙寬度</p>	<p>緩衝材料幾何形狀（如空隙），含水量和處置孔之間距離應選擇為使得緩衝材料中的溫度 $<100^{\circ}\text{C}$。</p>

2.2.2 SKB TR-06-18 報告

處置孔中的緩衝材料如果在吸水期間體積受到限制，則體積膨脹將被回脹壓力所替代，回脹壓力隨著飽和度的增加而逐漸增加。如果飽和度存在差異或梯度，則由飽和度較高區域產生的回脹壓力向飽和度較低的區域傳遞，導致較低飽和度的部分中壓力變得更高。將膨潤土於不同濃度的 CaCl_2 溶液以及 H_2O 中進行回脹試驗，圖 2-2 結果顯示，回脹壓力隨著乾密度增加而升高。而在 CaCl_2 溶液中，若是密度超過 $1,800 \text{ kg/m}^3$ ，則回脹壓力受鈣離子的影響較小。

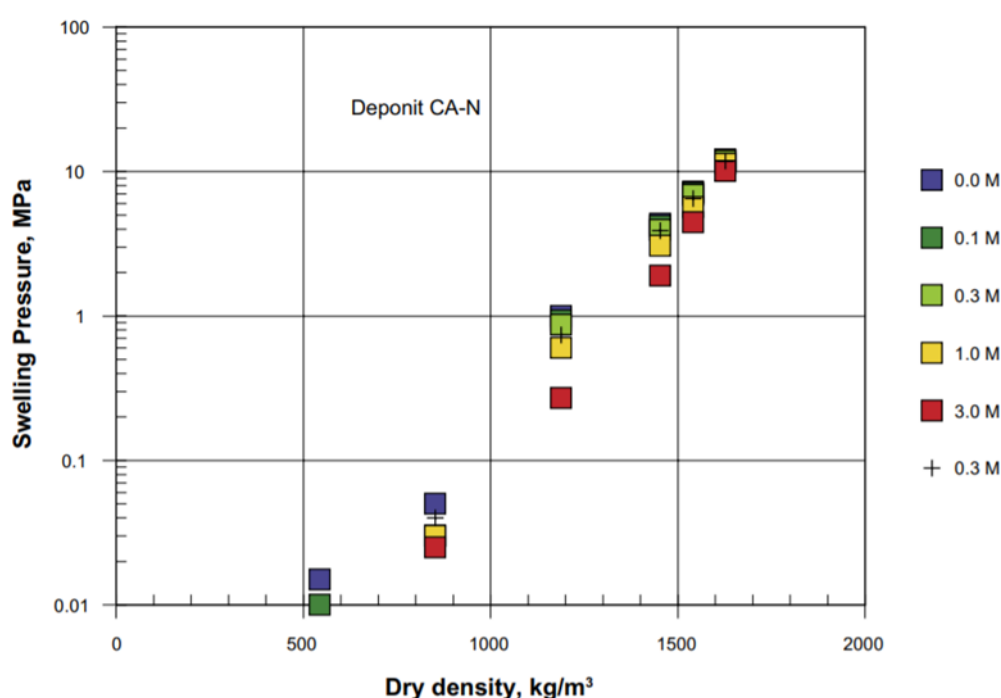


圖 2-2 不同乾密度於 CaCl_2 溶液、 H_2O 中的回脹壓力 (SKB TR-06-18)

2.2.3 SKB TR-06-13 報告

經分析得知沖蝕的最壞情況是流入處置孔的水流量達到 0.1 l/min ，主要原因在於回填材料安裝到處置孔頂部之前，緩衝材料的可接受隆起極限為 1 公分，對應於四天內引起這種隆起的最大水流入量為 0.1 l/min ，而每公升的水將沖蝕膨潤土 10 g 的乾重，則在 12 週內水流入總量為 12,100 公升，將沖蝕膨潤土的總質量為 120 公斤。SKB TR-06-13 報告中研究的場景為了模擬在極長時間的沖蝕造成膨潤土的大量流失，將損失的膨潤土環厚度設定為 50 公分，即當僅安裝 9 個環中的 6-8 個時，則會於緩衝材料斷面上產生 50-150 公分空隙，一環缺失時損失

的膨潤土量是：

$$\Delta V = 0.77 \text{ m}^3$$

則損失的膨潤土乾重為：

$$\Delta m = 1,200 \text{ kg}$$

此時損失量為上述最壞情況的 10 倍，相當於受 1 l/min 水流量沖蝕 3 個月後的損失，故認為缺失 1-3 環的情況更能代表長期沖蝕或膠體運輸。這種情況可能代表沖蝕或膨潤土的擴散，以及膨潤土在淡水入侵後而造成膨潤土的極度損失。

SKB 研究報告(SKB TR-06-13)顯示當缺口上下兩部分在回脹接觸後，回脹的膨潤土會開始固結並被壓縮，且內部回脹壓力要花很長時間才能達到完全平衡。缺口上下兩部分接觸所需時間與膨潤土缺失程度有關，而接觸後達到平衡所需的時間會因膨潤土在固結期間受到膨潤土與岩石表面摩擦力的影響，並且在平衡後仍然存在相當大不均勻性。圖 2-3 為缺失 1 環與 3 環模擬時的元素網格。圖 2-4 為缺失 1 環（間隙 50 cm）分析的結果，研究結果表明，在膨潤土與岩石表面摩擦力正常情況下，缺口處上、下兩部分會於 1-2 年接觸，且於 54 年後完全平衡，但在先前缺口處的大部分緩衝材料，殘餘的回脹壓力低於 1 MPa。若膨潤土與岩石間的摩擦力降低一半，能發現原缺口處的回脹壓力大部分高於 1 MPa，應力分佈也更均勻，如圖 2-5 所示。而缺失三環（間隙 150 cm）的案例中，如圖 2-6，在摩擦力正常的狀況下，最終達到平衡時，缺口上、下兩部分之間仍留有約 20 cm 的間隙。若將膨潤土與周圍岩石之間的摩擦力減半，則可以將間隙封閉，孔隙比介於 1.3-1.7 之間，且間隙邊界處的回脹壓力在 100 至 400 kPa 之間。

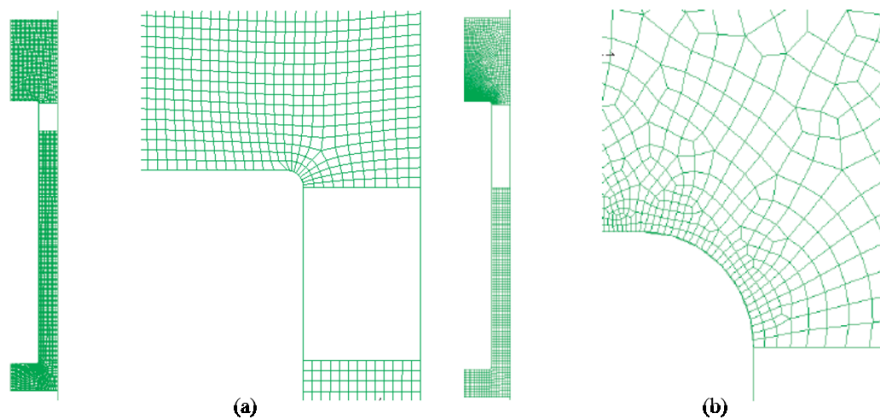


圖 2-3 因沖蝕而缺失膨潤土環的元素網格(a)缺失 1 環，(b)缺失 3 環 (SKB TR-06-13)

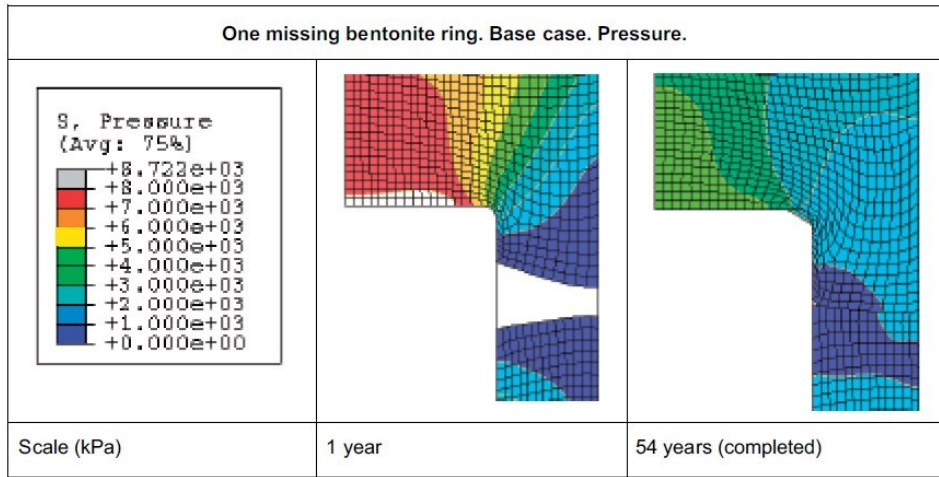


圖 2-4 缺失 1 環時不同時間下的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13)

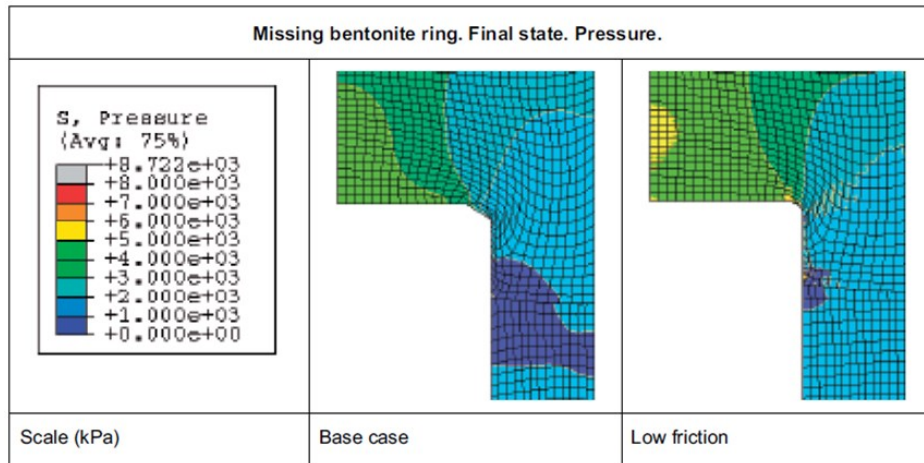


圖 2-5 缺失 1 環時正常摩擦力與低摩擦力狀況的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13)

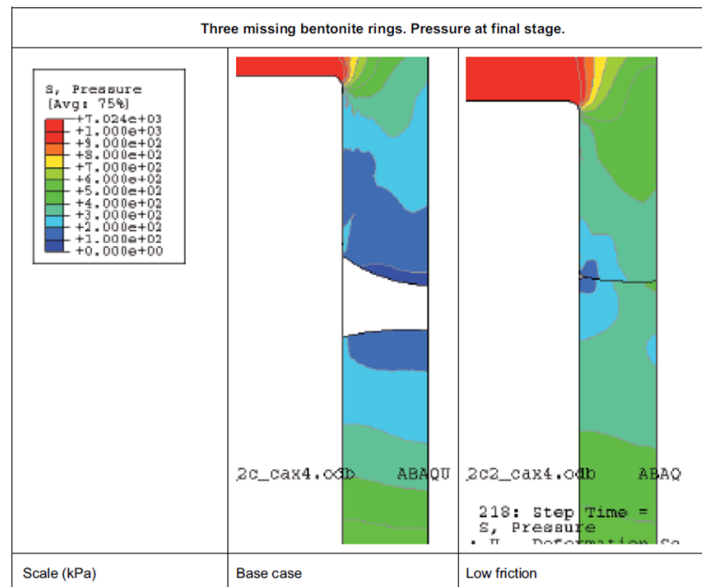


圖 2-6 缺失 3 環時正常摩擦力與低摩擦力狀況的平均回脹壓力 (SKB TR-06-13)

2.2.4 JAEA 2008-097

在地質處置系統安全評估的地下水情境中，如處置罐損壞後，放射性核素將遷移到緩衝材料中。在緩衝材料外部的核素，吸附在由緩衝材料產生的膨潤土膠體上並形成假膠體，從而促進了核素的遷移。因此，有必要定量評估膠體的作用並減少安全性評估中的不確定性。

在這項研究中，使用可由試體頂部觀測膨潤土在裂隙中擴散的情形，如圖 2-7。針對源自緩衝材料的膨潤土膠體的形成行為，在模擬地下水流場的系統中進行了緩衝材料的沖蝕實驗，由實驗結果得知隨著流速降低，受沖蝕的膠體量趨於減少。

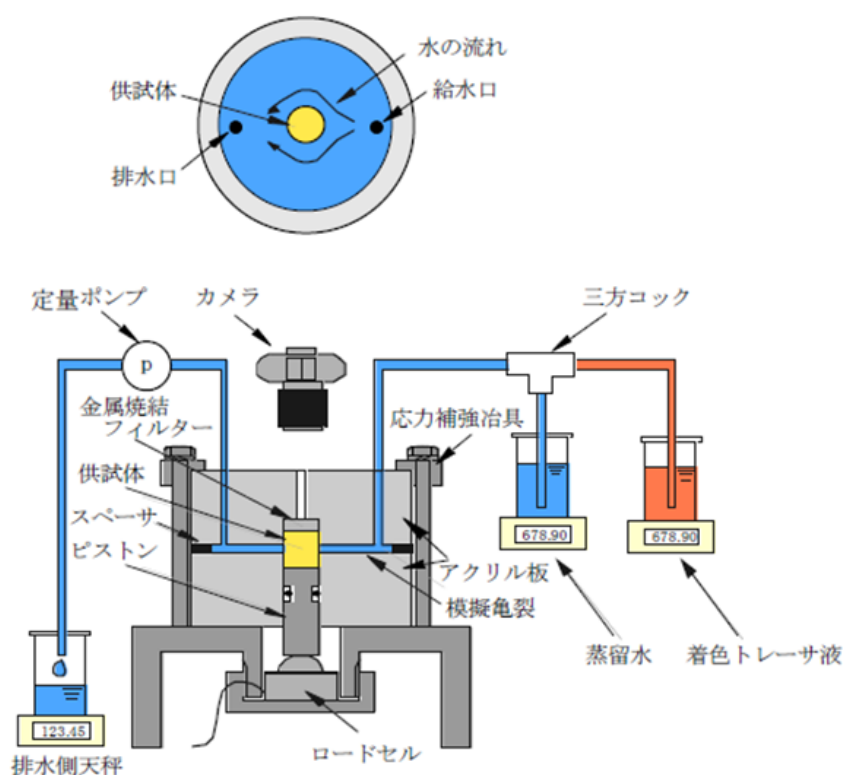


圖 2-7 沖蝕試驗裝置概略圖 (JAEA 2008-097)

2.3 熱-水-力耦合研究報告

2.3.1 熱傳導係數

膨潤土在乾密度為 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 時，於含水量 0% 到 25% 範圍間，熱傳導率隨溫度升高而增加。90°C 時的熱傳導率峰值是 5°C 時的 1.2 到 1.5 倍。圖 2-8 顯

示對於乾燥的膨潤土試體 ($w=0\%$)，熱傳導係數會隨溫度升高而產生的變化極小。對於較濕的膨潤土試體 ($w>5\%$)，溫度對熱傳導率的影響則相對明顯。透過對 MX-80 膨潤土不同含水量下之熱傳導係數試驗，得知溫度對熱傳導係數有一定程度的影響(Yunshan Xu et al.,2019)。

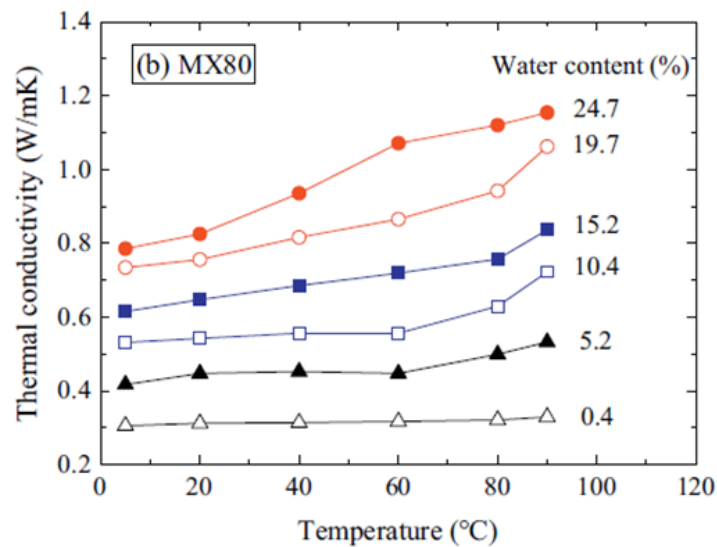


圖 2-8 乾密度 1.6 g/cm^3 之 MX-80 熱傳導係數隨溫度的變化 (Yunshan Xu et al, 2019)

2.3.2 水力傳導係數及回脹壓力試驗(SK B TR 06-30)

水力傳導係數試驗及回脹壓力試驗配置如圖 2-9 所示，透過將試體束制於試驗環內，模具頂部安裝應力轉換器，以記錄不同密度下膨潤土之回脹壓力變化，並以循環系統供應純水及不同 NaCl 莫耳濃度溶液，試驗結果如圖 2-10 所示。由圖中可知試體乾密度會影響最大回脹壓力(圖 2-10 a)，試體乾密度較大則水力傳導係數較低(圖 2-10 b)。

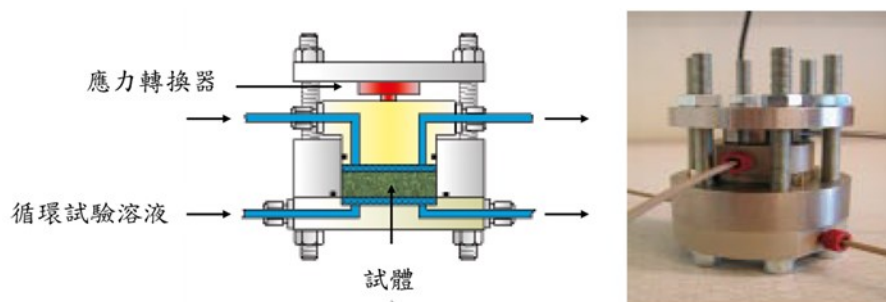


圖 2-9 水力傳導係數及回脹壓力試驗配置 (SK B TR 06-30)

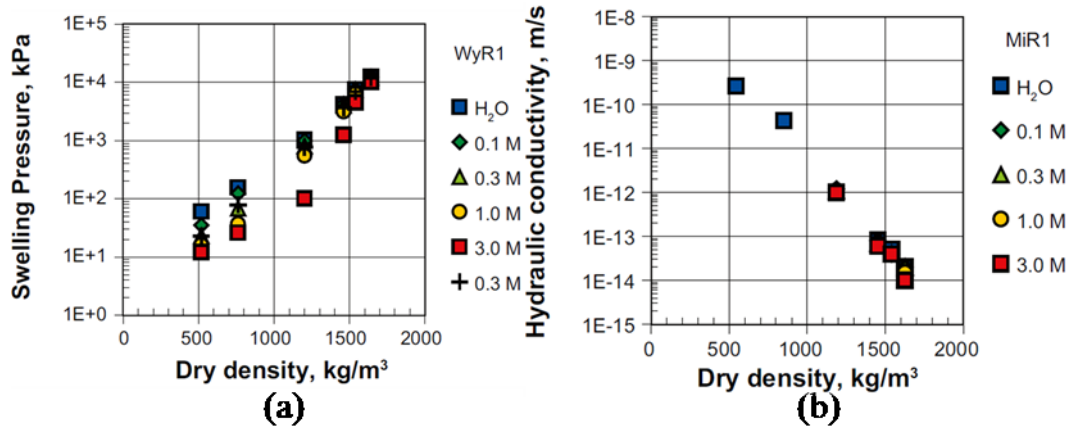


圖 2-10 試體 (a)乾密度與回脹壓力及 (b)乾密度與水力傳導係數關係 (SKB TR 06-30)

2.3.3 吸力試驗及水-力耦合參數驗證

韓國原子能研究所(KAERI)使用 Jinmyeong mine, Kyeongju, Koreag 生產之膨潤土，調配不同含水量膨潤土並壓製成直徑 0.05 m、高 0.05 m，乾密度 1,500 kg/m³、1,600 kg/m³ 膨潤土塊，埋設電容式溫溼度感測器(圖 2-11)，量測並建立土壤吸力與飽和度關係，並以 vG 模式擬合土壤水分特性曲線(如圖 2-12)。

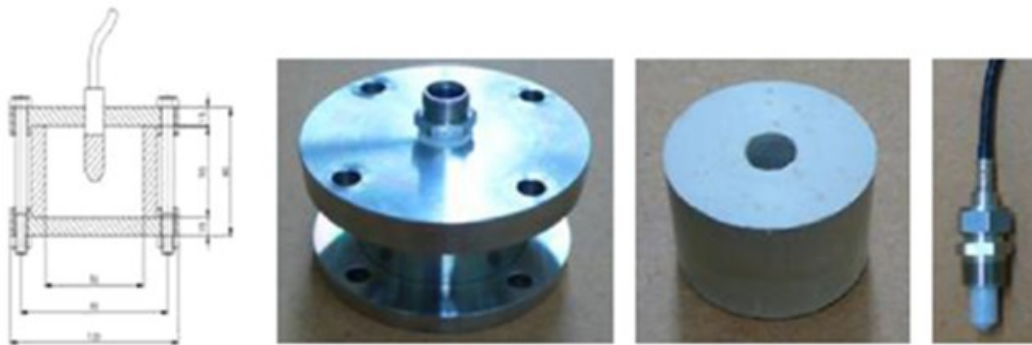


圖 2-11 電容式溫溼度感測器量測配置 (Lee et al, 2010)

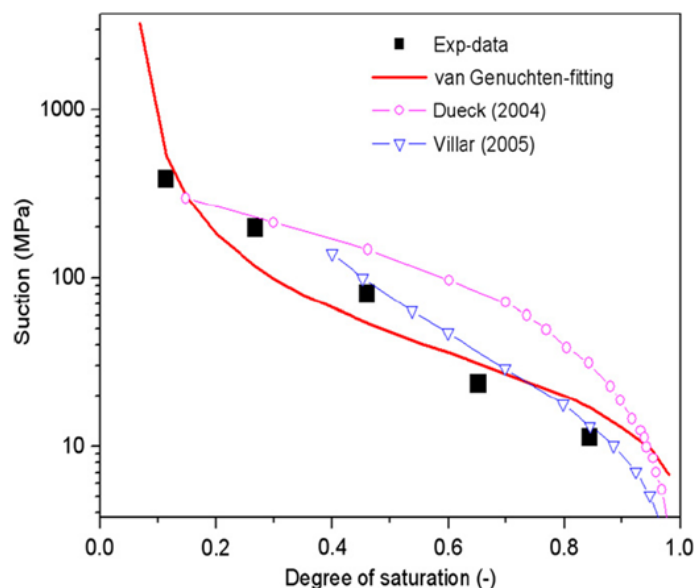


圖 2-12 土壤水分特性擬合曲線 (Lee et al, 2010)

表 2-2 Abaqus 參數設定 (Lee et al, 2010)

Table 2
Input parameters and their values used for the model calculation.

Parameters	Value	Unit	Remarks
Young's modulus	590	MPa	
Poisson's ratio (-)	0.18	-	
Friction angle	37	Degree	
Cohesion	1	MPa	
Permeability, K	-	-	
- For $e = 0.61$	8.9×10^{-14}	m/s	
- For $e = 0.71$	2.3×10^{-13}	m/s	
- For $e = 0.83$	5.8×10^{-13}	m/s	
Permeability (unsaturated), $K_p = (S_r)^\delta K$		-	S_r : degree of saturation
- δ	3		
Suction versus degree of saturation	Refer to the suction curves of Fig. 5		
Moisture swelling relation	Refer to Fig. 11		$MS = \log(1 + \Delta \epsilon_v)$

表 2-2 為土壤水分特性曲線及相關土壤參數，將上述參數納入有限元素 Abaqus 進行水-力耦合分析(圖 2-13)，並對照攝取水試驗與參數耦合結果。攝取水試驗模具如圖 2-14 所示，將試體壓製成直徑 0.03 m、厚 0.06 m，其乾密度為 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，試驗採雙向通水。比較攝取水試驗結果(圖 2-15 a)與 Abaqus 分析結果(圖 2-15 b)，可知兩者結果吻合，且土壤含水量與試體入水口距離有關，除了攝取水試驗接近入水口土壤含水量誤差較大，其原因可能是因為試體取樣切片誤差所致。

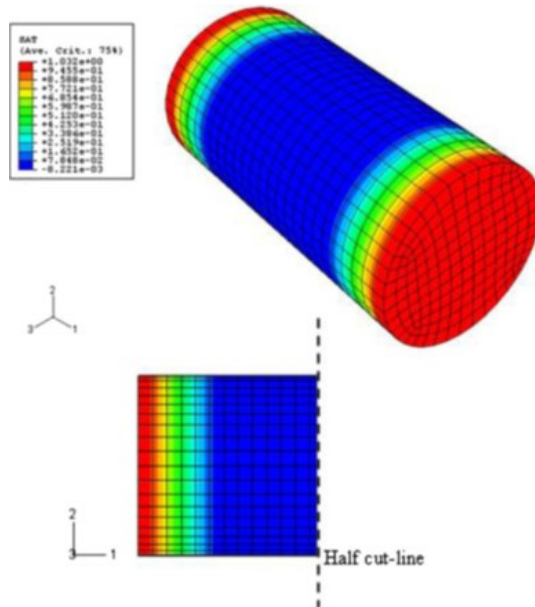


圖 2-13 Abaqus 水-力耦合模型 (Lee et al, 2010)

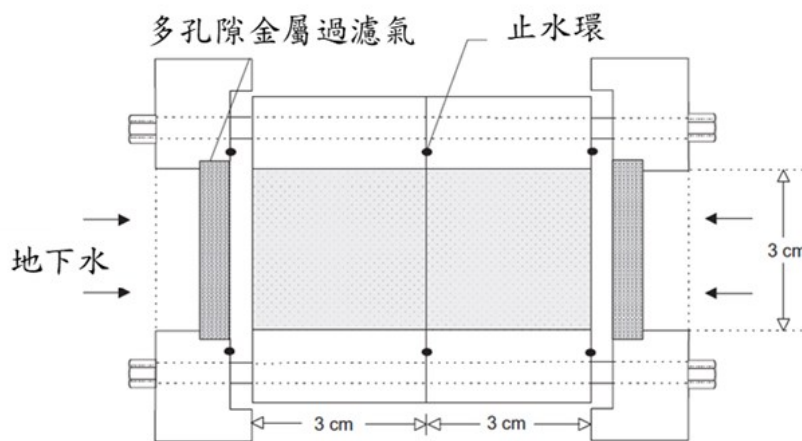


圖 2-14 攝取水試驗試體配置 (Lee et al, 2010)

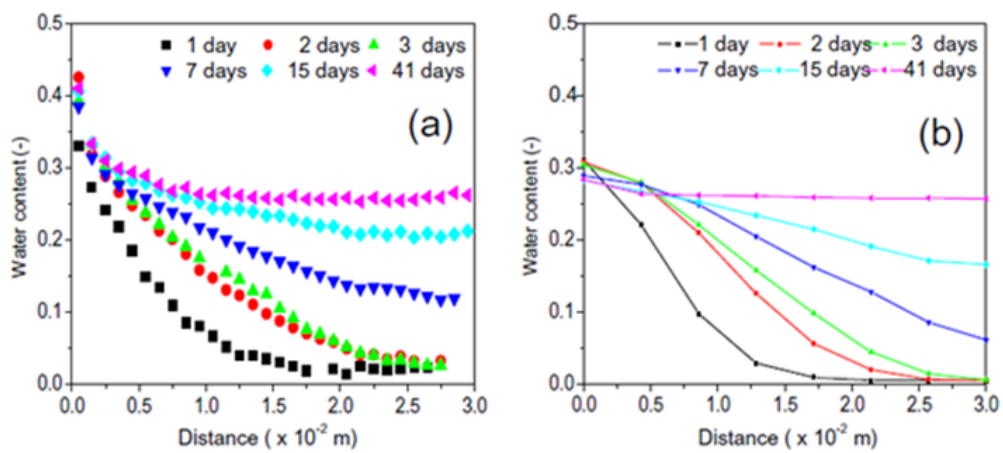


圖 2-15 (a)攝取水試驗與(b)Abaqus 比較結果 (Lee et al, 2010)

2.3.4 熱-水-力小型耦合試驗

X. Wang et al. (2015) 研究 MX-80 膨潤土小型熱-水-力耦合行為，模擬緩衝材料受衰變熱與地下水的影響，試體直徑為 0.07 m，高為 0.489 m，初始乾密度為 $1,530 \text{ kg/m}^3$ ，土壤飽和度為 22%。試驗配置如圖 2-16 所示。圖中顯示底部有裝設加熱器供應熱源，試體頂部量測試體軸向壓力，並裝設進水器並且記錄進水量，試體內部裝設感測器紀錄試驗過程濕度及溫度變化，利用絕緣材防止試驗加熱過程熱向外散失造成試驗誤差。

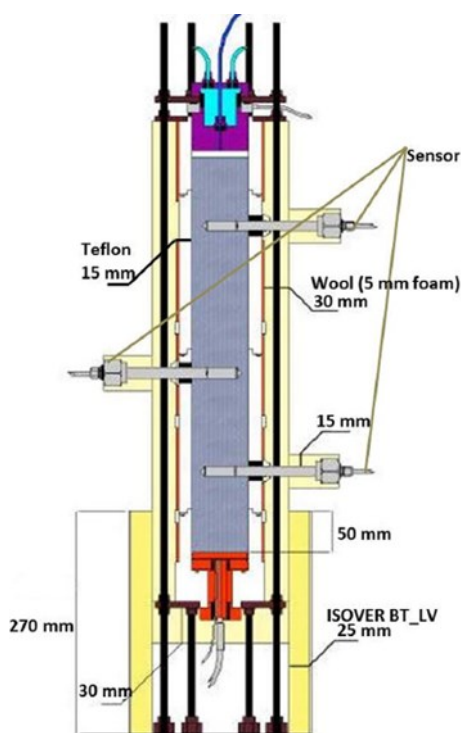


圖 2-16 T-H-M 耦合試驗配置 (X. Wang et al, 2015)

為了模擬緩衝材料持續受熱影響再飽和行為，試體先受熱加溫 5,015 小時後再開始進水，試驗結果與參數有限元素法做比較。圖 2-17 所示，熱傳導係數隨飽和度增加有上升趨勢，量測與計算結果大致吻合。圖 2-18 顯示 MX-80 膨潤土土壤水分特性曲線量測與數值分析結果趨勢一致，證明有限元素使用的參數具參考性。圖 2-19 隨溫度加熱試體底部水份受熱源影響往溫度較低處集中，造成試體底部飽和度較低，試體中間飽和度較頂部高的情況。

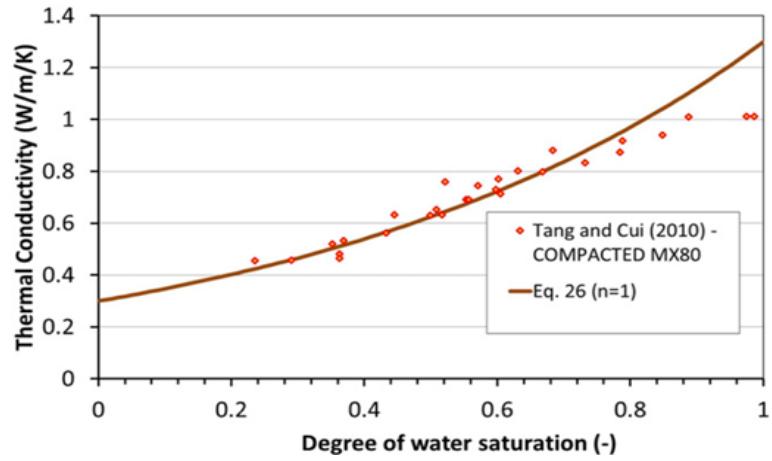


圖 2-17 熱傳導係數與土壤飽和度關係 (X. Wang et al, 2015)

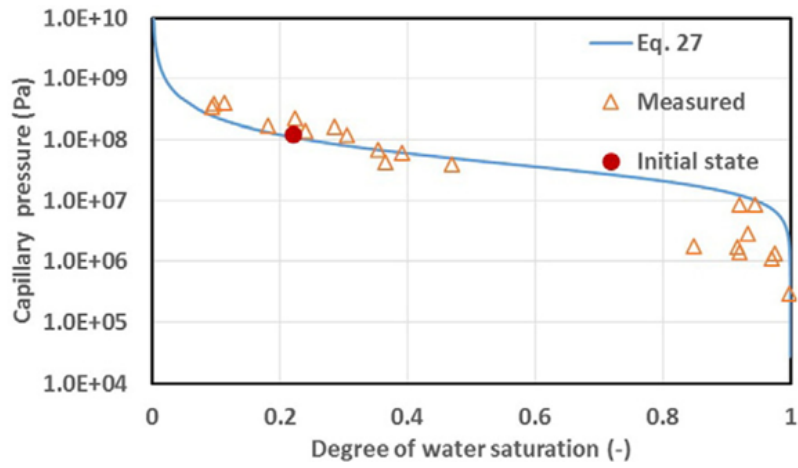


圖 2-18 土壤水分特性曲線 (X. Wang et al, 2015)

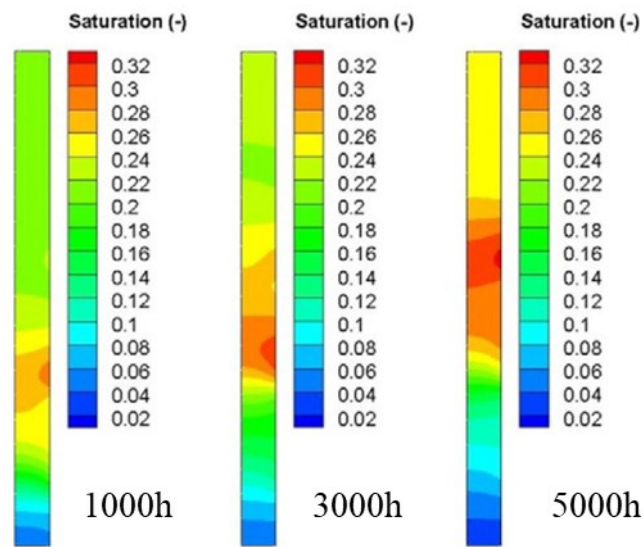


圖 2-19 加熱試體飽和度隨時間變化 (X. Wang et al, 2015)

2.3.5 熱-水-力耦合數值分析

芬蘭放射性廢棄物處置公司 POSIVA，仿效瑞典 SKB，也公開出版了一系列技術報告。其中，有關高放環境下熱水力耦合效應的數值分析結果，主要集中在 POSIVA 2012-47。該報告中利用 CODE BRIGHT 程式，模擬 T-H-M 耦合效應下於 1000 年之內，組成工程障壁之回填材料、回填材料與緩衝材料介面、緩衝材料與母岩介面、緩衝材料與處置罐體介面以及緩衝材料內部五個特徵點位置的溫度變化時程分析圖，如圖 2-20 所示。

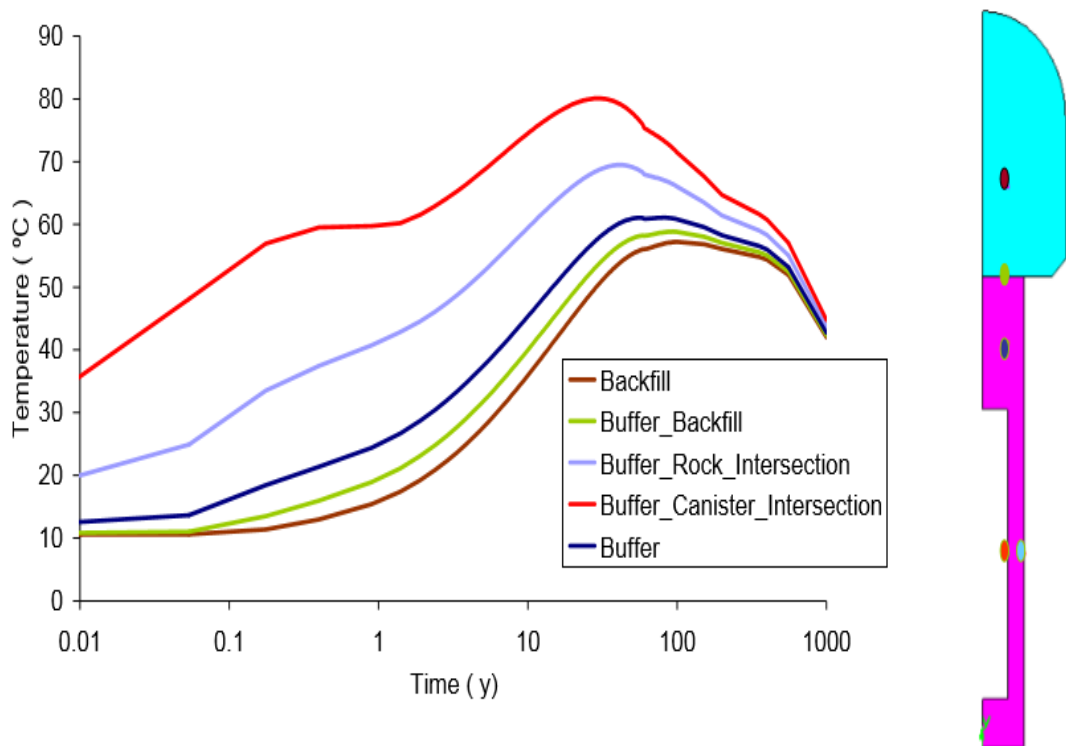


圖 2-20 模擬 1000 年內 T-H-M 耦合效應下工程障壁特徵點的溫度時程變化 (POSIVA, 2012-47)

第三章、試驗材料及規劃

為了模擬緩衝材料受到熱衰變以及地下水入侵的熱-水-力耦合作用，本研究選用同為瑞典 SKB 採用的 MX-80 緩衝材料，製作膨潤土試體，藉由實驗求得緩衝材料在標準設計密度及較低密度下的熱-水-力耦合作用參數，並透過有限元素數值分析，輸入熱傳導係數、水力傳導係數及土壤吸力等相關參數，藉以瞭解低密度緩衝材料熱-水-力耦合行為。本研究規劃如圖 3-1 所示，土壤需先分樣，再調配合水量至緩衝材料初始狀態，壓製標準密度及低密度試體，藉由調控試驗環境溫度，進行參數取得試驗，並利用小型耦合試驗驗證有限元素分析結果。

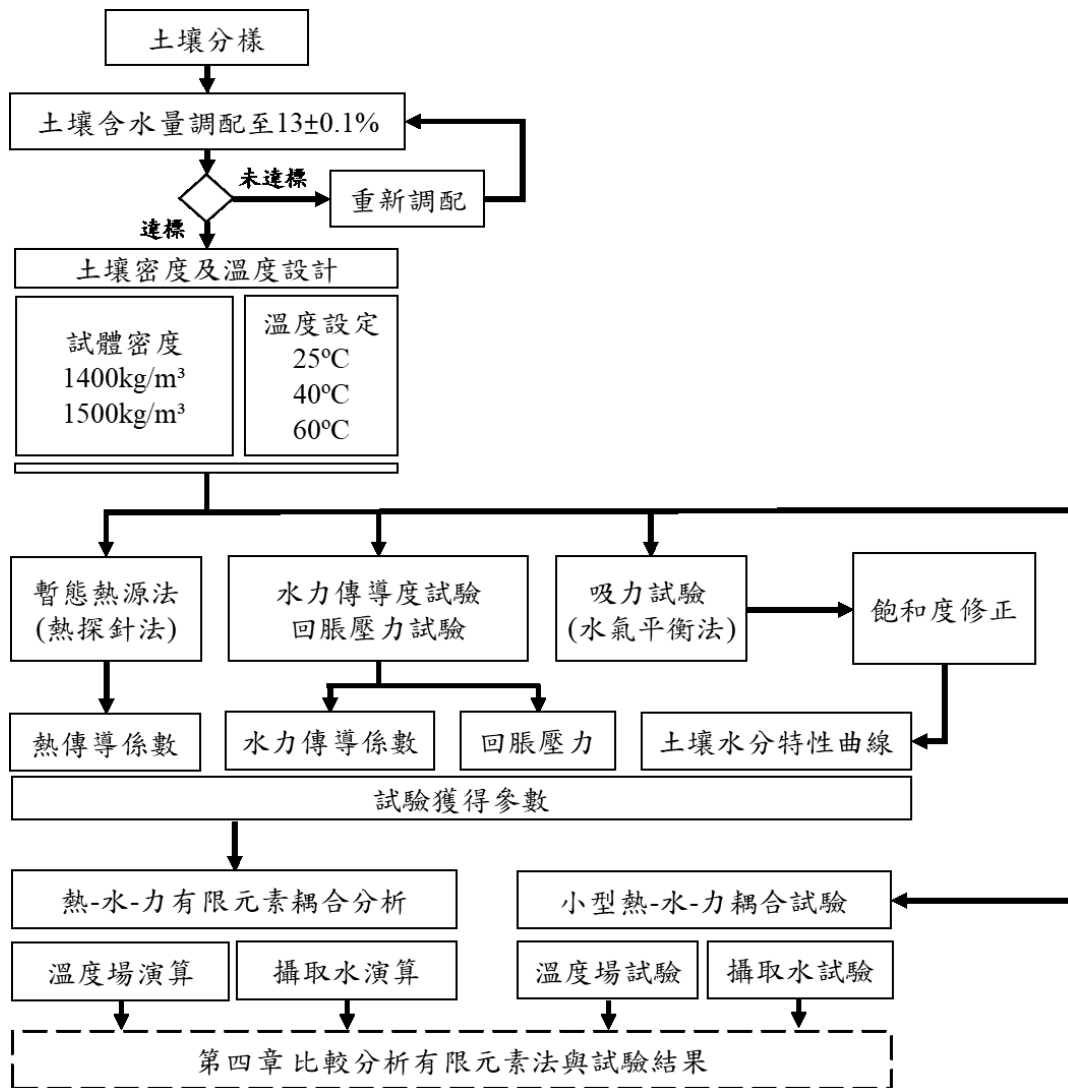


圖 3-1 研究規劃流程圖

3.1 試驗材料

本計畫採用之緩衝材料出產自美國懷俄明州 Black Hills 地區(Wyoming, USA)，經由磊營股份有限公司進口，產品型號為 MX-80 之膨潤土，為國際間高放(HLW)領域常使用的研究材料之一，產品外包裝如圖 3-2 (a)。主要可交換陽離子以 Na⁺為主屬的鈉型膨潤土，主要礦物包含蒙脫石、長石、方解石及少量石英，土壤外觀可明顯觀察到大小不一的礦物顆粒，如圖 3-2 (b)。其材料基本物理性質如表 3-1 所示，屬於高塑性黏土。依據 SKB TR10-15 膨潤土之蒙脫石含量應介在 75-90%，其中高品質膨潤土蒙脫石含量通常超過 80%。子計畫三所使用之膨潤土與台電相關高放研究係由同一進口商所進口之 MX-80 材料，本計畫經沉降試驗所得黏土(粒徑<0.002 mm)含量約 73%，可知其蒙脫石含量將低於 73%，據此推測所進口之 MX-80 膨潤土材料蒙脫石含量較低。

表 3-1 MX-80 基本物理性質

名稱	比重 Gs	活性 As	液性限度 LL	塑性限度 PL	塑性指數 PI
MX-80	2.69	5.85	434	54	380



圖 3-2 MX-80 產品(a)外包裝 (b)材料外觀

3.1.1 MX-80 膨潤土前置分樣處理

MX-80 屬於礦物顆粒大小不一的膨潤土，包裝袋內粒徑較大者容易集中在底部，如果未經充分混和包裝袋內之 MX-80 膨潤土，間接使得試驗試體品質不一，影響試驗結果。所以在試驗之前必須使用拌合機及分樣器(圖 3-3)使整包 MX-80 膨潤土顆粒均勻分布。



圖 3-3 分樣器

3.1.2 MX-80 膨潤土設計含水量調配

為模擬緩衝材料在封閉處置孔內，從非飽和狀態到地下水入侵且處置銅罐持續散熱的狀態，參考 SKB 壓製緩衝材料塊體之初始設計含水量為 13% - 17%，故本研究將含水量調配到 $13\pm 0.1\%$ ，再取得後續試體從非飽和到飽和狀態下的相關試驗參數。含水量調配如步驟(1)到(4)及流程圖 3-4 所述：

- (1) 將 MX-80 膨潤土倒入拌合機，噴霧器以霧狀模式將所需水量少量多次噴入攪拌鋼與 MX-80 充分拌合。
- (2) 將拌勻後的 MX-80 倒入保鮮盒密封靜置一天。
- (3) 靜置一天後，將 MX-80 膨潤土再次拌合約 5 分鐘，使 MX-80 孔隙間水分分佈均勻。再次倒回保鮮盒內以四分法取保鮮盒內不同深度及位置之土樣。
- (4) 取得土樣送入 110°C 烘箱，烘乾時間大於 24 小時，之後取出烘乾土樣並計算含水量，平均含水量須在 $13\pm 0.1\%$ ，以達試驗拌合設計含水量。

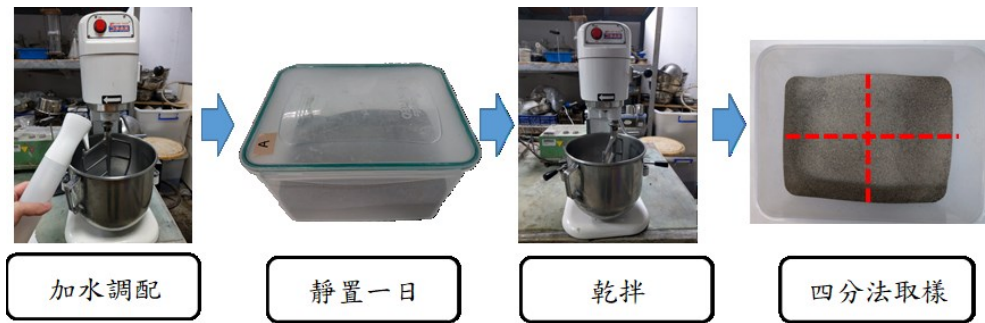


圖 3-4 含水量調配流程圖

3.2 熱傳導係數試驗(熱探針法)

為求得處置銅罐衰變熱在不同環境下的熱傳導係數，使用恆溫箱讓試體達到設計溫度 25°C、40°C 及 60°C。首先壓製試體密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³ 及 1,600 kg/m³，再利用熱探針法求得熱傳導係數。熱探針法量測步驟係依據 ASTM D5334 規範，試驗設備包含熱探針、熱源供應器、數據擷取器、電壓電流表，試驗配置及流程如下。

3.2.1 試驗設備

1. 熱探針

熱探針為外觀長 100.41 mm，直徑 9.97 mm 之不銹鋼彈筒(圖 3-5)，彈筒內部填充氧化鎂使溫度均勻擴散。彈筒內部可分為熱源及溫度量測部分，熱源部分藉熱源供應器(圖 3-6)供給穩定熱源，溫度變化藉彈筒內部中央埋設的兩組 T-type 熱電耦量測溫度，各別提供給溫度擷取器(圖 3-7)記錄溫度及熱源供應器(圖 3-6)調控供熱系統。



圖 3-5 熱探針

2. T-type 熱電耦

為銅-康銅(Constantan)組成之 T-type 熱電耦，適用量測範圍藉於-200°C 到 350°C，原理為席貝克效應(seebeck effect)連接兩種不同金屬構成迴路，利用測溫接點與基準接點溫度差產生電位差，電位差隨溫度上升變大故可量測溫度。

3. 熱源供應器

正泰電熱股份有限公司製作，藉由旋鈕控制輸出百分比，儀器內部參數設定可選擇系統自動演算模式或手動輸入調整試驗所需供熱模式及供熱溫度上限值。

4. 數據擷取器

由日本 YOKOGAWA 公司生產之 MX100-02E 資料擷取系統(圖 3-7)，擷取時間間距最短 0.1 秒最長 1 小時，可同時計讀 20 組訊號。



圖 3-6 熱源供應器



(a) 數據擷取器

圖 3-7 MX100-02E 數據擷取系統

5. 電流電壓表

交流電流量測範圍 0 到 5A，解析度 0.001mA 到 0.01A，量測時間間距 0.1s。
萬用電表交流電電壓量測範圍 0 到 750V，解析度 1mV 到 1V，量測時間間距 0.3s。

6. 恆溫箱

森積科技有限公司生產，型號 BDL 60，具有升溫及降溫功能，溫度調控範圍 10°C 到 60°C 誤差 $\pm 1^\circ\text{C}$ ，適合本次研究環境設計溫度在 25°C 的所有試驗；型號 DO 60 溫度調控範圍 40°C 到 200°C $\pm 1^\circ\text{C}$ 。

7. 壓製試體模具

試體製作採用分裂模的方式，將 MX-80 壓製成兩個半圓式體，之後再利用外模及外束環將兩個半圓式體圍束成一個完整的圓柱型土體(圖 3-8 a)，試驗結果發現密合後試體中間近乎無間隙，達到分裂模圍束的功能。分裂模的優勢在於可以將熱電耦經圍束後夾在試體內部，方便監測不同點位隨外在環境改變的溫度變化。壓製試體模具可分為壓桿、承壓板及分裂模內模(圖 3-8 b)所示。承壓板功能為預鑄熱探針埋設孔。

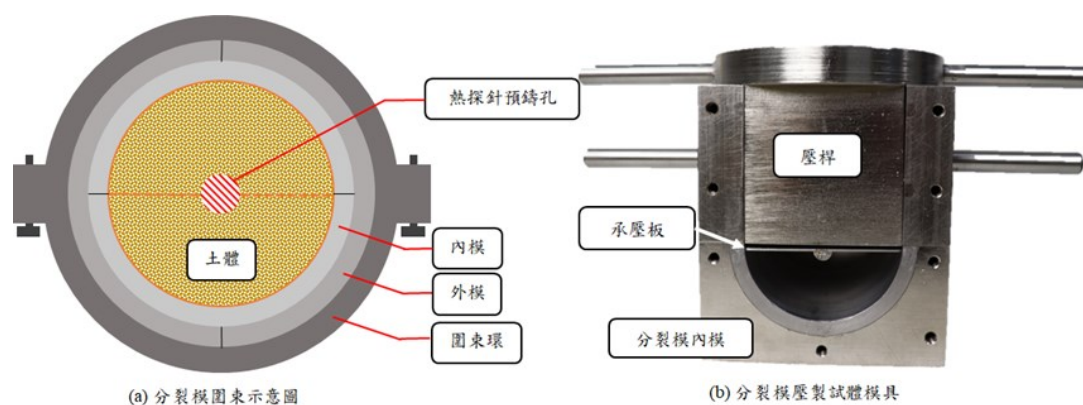


圖 3-8 熱傳導試驗壓製試體模具

8. 熱傳導試驗系統配置

熱探針線串聯交流電電流表及並聯萬用電表量測加熱過程中的電流電壓值，T-type 熱電耦連接數據擷取器及熱源供應器直流電端量測熱探針溫度，數據擷取器擷取熱探針溫度變化，溫度擷取器程式紀錄歷時時間-溫度變化資訊，試驗設備配置如圖 3-9 所示。

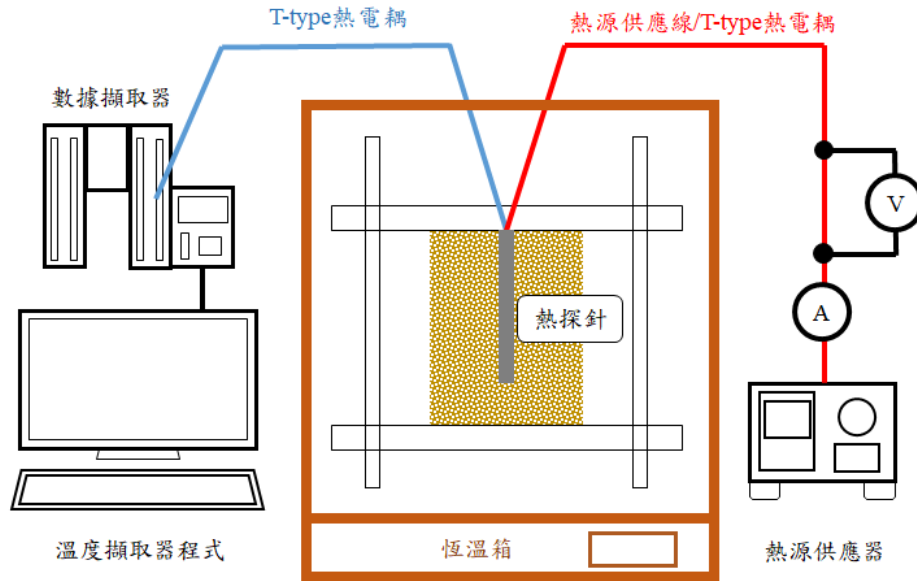


圖 3-9 熱傳導試驗整體系統配置

3.2.2 熱探針校正試驗流程

在開始進行熱傳導試驗前必須校正熱探針，已知水在 25°C 熱傳導度為 0.607 W/(m·K)，水在自由流動狀態下量測熱傳導度會造成非常大的誤差，校正熱探針前必須讓水先安定化。

每 1 公升的水加入 5g 洋菜粉(agar)，使水安定化不再自由流動。水加熱至沸騰，將洋菜粉(agar)少量多次倒入熱水，充分攪拌使水與洋菜粉(agar)充分混和。把加入洋菜粉的水倒入預組好且做完防水的分裂模內，再將分裂模放進 25°C 恆溫箱使水安定化。待水完全安定且溫度降至 25°C 插入熱探針(圖 3-10)，量測熱探針線整體電阻值及加熱期間的電壓值(V)和電流值(A)，並利用數據擷取系統截取歷時曲線溫度-時間 ln(t)線性段變化斜率已知水在 25°C 熱傳導度，依據 ASTM 熱傳導度校正公式(式 3-1)，求得校正係數 C 值。

$$C = \frac{\lambda_{\text{material}}}{\lambda_{\text{measured}}} \quad (\text{式 3-1})$$

$\lambda_{\text{measured}}$ ：校正材料的已知熱傳導度

$\lambda_{\text{measured}}$ ：材料藉熱探針法量測求得的熱傳導度



圖 3-10 熱探針校正

3.2.3 熱探針試驗流程

- (1) 將 MX-80 倒入壓製試體模具(圖 3-8)，再利用抗壓機壓製試體。
- (2) 在分裂模上左右及下側黏貼 T-type 熱電耦(圖 3-11 a)，監測土體溫度是否與恆溫箱溫度達到平衡，再用為束環將兩顆分裂模為束成一顆完整土體(圖 3-11 b)。
- (3) 土體圍束後填封熱探針與土體間孔隙以避免孔隙造成試驗誤差，將適度的導熱膏利用注射器注入熱探針預留孔(圖 3-11 b)，並在熱探針上適度塗上導熱膏。
- (4) 密封土體頂部及底部封，減少土體與外界直接接觸，之後將土體放入恆溫箱內。
- (5) 將所有 T-type 熱電耦接上數據擷取器，待試體內部溫度與恆溫箱溫度(小數點後 1 位四捨五入)一致，方可進行試驗。
- (6) 將電流表以串聯方式連接熱探針線與熱源供應器，萬用電表以並聯連接熱探針線與熱源供應器。
- (7) 量測熱探針線整體電阻值及加熱期間的電壓值(V)及電流值(A)。
- (8) 先開啟數據擷取器，再開啟熱源供應器並紀錄熱探針溫度變化，取得溫度上升歷時曲線溫度-時間 $\ln(t)$ 線性段變化斜率。
- (9) 依據 ASTM D5334 (式 3-2)求得熱傳導係數 λ [W/(m·K)]。

$$\lambda = \frac{CQ}{4\pi S} \quad (\text{式 3-2})$$

$$Q = I^2 \frac{R}{L} = \frac{EI}{L}$$

其中：

- Q : 熱量(W/m)
- C : 校正係數
- λ : 熱傳導度[W/(m.K)]
- S : 斜率已 $\ln(t)$ 對溫度關係
- I : 通過加熱導線的電流(A)
- R : 加熱導線總電阻(Ω)
- E : 熱源供應器電壓(V)

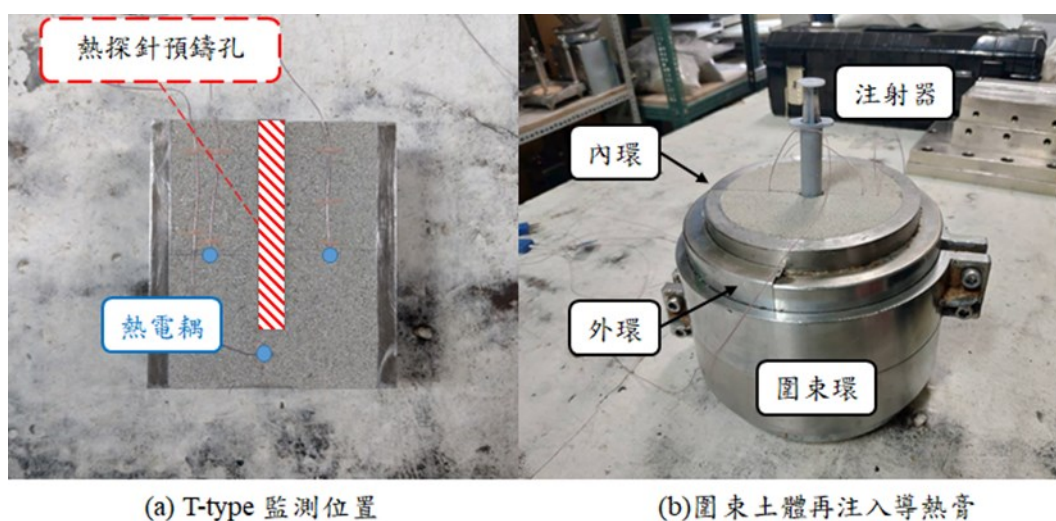


圖 3-11 土體熱電耦監測及縫隙填封示意圖

3.3 水力傳導度及回脹壓力試驗

深地層處置隧道封閉後，地下水藉母岩裂隙滲入處置孔內，當回脹壓力不足條件下可能發生沖蝕作用。處置孔內緩衝材料須具備遲滯功能延緩地下水侵入處置銅罐的速度及核種向外遷移的時間，同時也需要適當回脹壓力填封母岩與緩衝材料間的間隙，以增加處置場的服務年限。為了評估其安全性，本計畫分別壓置標準設計密度及低密度試體，探討緩衝材料密度下降對水力傳導度的影響。因水力梯度差越小測得水力傳導係數誤差較小，SKB 報告(SK B, 2006)建議水壓梯度變化壓力值不超過最終回脹壓力值的一半。緩衝材料乾密度會影響最終回脹壓力值，為評估緩衝材料是否據具有足夠回脹力的參考依據之一。

3.3.1 試驗設備

試驗沿用 108 年度子計畫三之水力傳導度相關設備模具，可同時量測回脹壓力及水力傳導度，並在出水流量的計讀方式從開放系統改為封閉系統(圖 3-17)。水力傳導度及回脹壓力試驗設備包含試體壓製模具、荷重元(load cell)、數據擷取器、線性變化差動變壓器(LVDT)、氣缸、試驗模具等。

1. 試體壓製模具

模具包含試驗環、底板及壓桿，用來壓置直徑 60 ± 1 mm，高 12 ± 1 mm 試體。

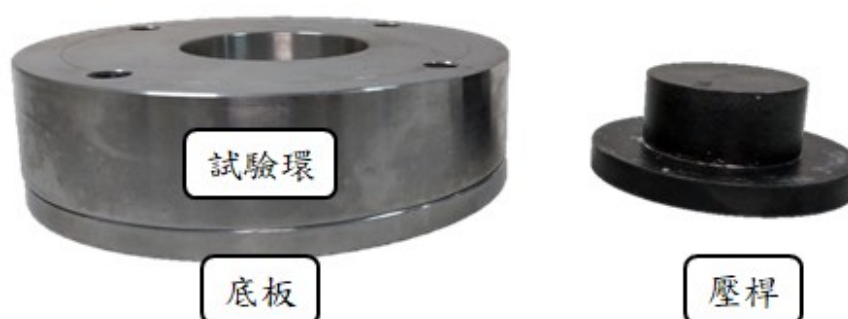


圖 3-12 水力傳導及回脹壓力試體壓置模具

2. 回脹壓力量測系統

由高擎公司代理製作，量測系統由感測器及顯示計錄器兩部分。荷重元(Load cell)如圖 3-13 所示，感測器量測試體軸力變化，型號 LCD 5000，最大荷重 50kN；顯示紀錄器(圖 3-14)紀錄時間-軸力關係歷程變化。



圖 3-13 荷重元



圖 3-14 顯示紀錄器

3. 出水量量測系統

由高擎公司代理製作，可分為感測器及顯示紀錄器兩部分。感測器由線性變化差動變壓器(LVDT)(圖 3-15a)及氣缸(圖 3-15 b)組合而成(圖 3-15 c)。氣缸(圖 3-15 b)之內徑 10 mm，行程 75 mm，最低推進壓力 0.1 MPa，最高推進上限 0.7 MPa。顯示紀錄器(圖 3-14)紀錄時間-出水量關係歷程變化。

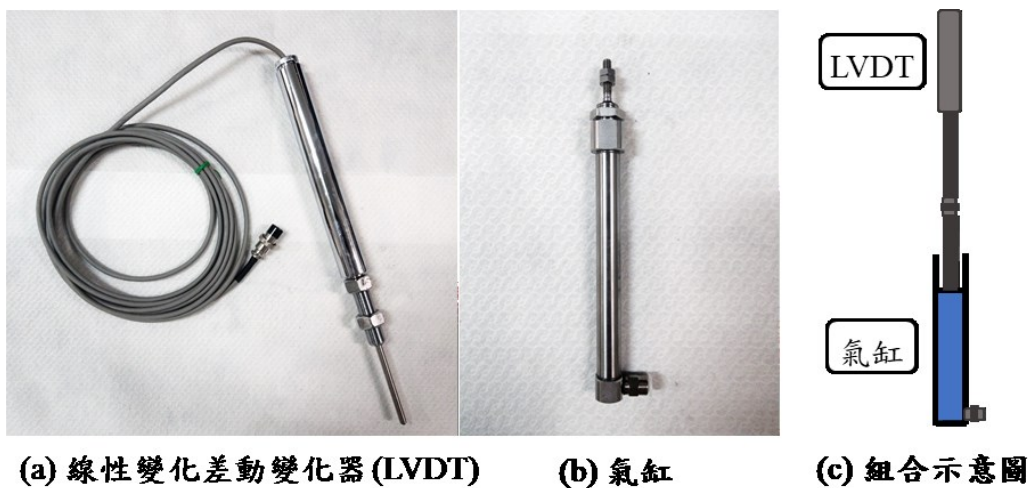


圖 3-15 出水量量測系統

4. 試驗模具

試體模具整體細節如圖 3-16 所示，試體 δ 頂部及底部先後安裝濾紙 δ 及透水石 δ ，且被模具圍束在試驗環 δ 內，模具頂部鎖上荷重元 δ 間接接觸試體頂部，用來量測試體回脹壓力，出水口 δ 連通氣缸構成封閉系統測得流出水量。

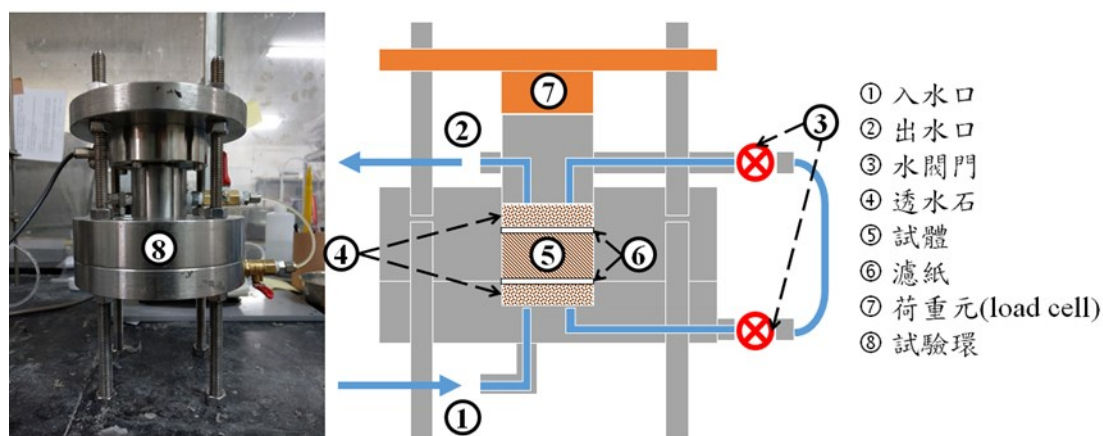


圖 3-16 回脹壓力及水力傳導係數試驗模具

3.3.2 回脹壓力及水力傳導度試驗配置系統

回脹壓力試驗，荷重元固定模具頂端量測通水後的軸力變化，待試體飽和後出水口開始滲水進行水力傳導度試驗，本試驗為了避免水分蒸發影響出水量量測，改良出水量計讀方式封閉水分與外界接觸，結合汽缸與 LVDT 量測出水量，如圖 3-17 所示。

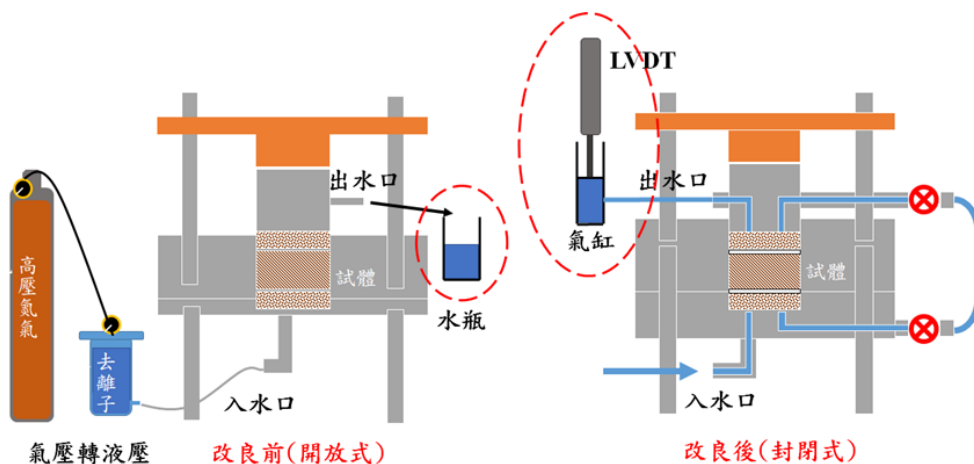


圖 3-17 回脹壓力及水力傳導度試驗配置系統

3.3.3 回脹壓力試驗流程

回脹壓力試驗流程模具細部名稱如圖 3-16。將設計含水量 13% 之 MX-80 倒入直徑 60 ± 0.1 mm 試驗環內再裝上成壓柱，利用油壓機壓製直徑 60 ± 0.1 mm 高 12 ± 0.1 mm 的試體，反覆壓製試體 5 次，使試體不再解壓回脹。

試體頂部及底部先後分別放入濾紙⑥及透水石④，並在試體模具上方鎖上荷重元⑦用來圍束模具內部試體體積，同時量測回脹壓力。軟管連接兩個閘門③，入水口⑤連接初始壓力 3 kg/cm^2 氣液轉換瓶。蒸餾水由入水口⑤流入試體模具內，打開閘門③將模具內部多於空氣從出水口②排開，待軟管內無空氣再關閉閘門③。試驗進行超過 150 小時後，將 SD 卡插入顯示紀錄器(圖 3-14)讀取回脹壓力紀錄值。依據公式(式 3-3)計算歷時回脹壓力值，並且求得最終回脹壓力。

$$\sigma_s = \frac{P}{A} - \sigma_w \quad (\text{式 3-3})$$

其中：

- σ_s : 回脹壓力
- P : 荷重元量測軸向力
- A : 試體截面積
- σ_w : 入水口液壓

3.3.4 水力傳導度試驗流程

模具細部名稱如圖 3-16 及圖 3-17 所示，以下為水力傳導度試驗流程：

- (1) 試體模具繼回脹壓力試驗通水約一個禮拜後，觀察出水口②開始滲水，開始準備流量計讀工作程序。
- (2) 將汽缸完全沒入蒸餾水內，反覆推動汽缸單桿直到汽缸內部沒有空氣，把汽缸鎖上支架並將單桿頂部接觸線性變化差動變壓器(LVDT)。
- (3) 汽缸入水口注入已知水量，校正顯示紀錄器內部頻道參數。
- (4) 試體模具出水口②接上軟管，打開兩個閘門③將軟管內部空氣擠出並保持蒸餾水持續流出，在汽缸跟試體模具內部蒸餾水持續流動下接通兩個裝置，迅速關上閘門③。

- (5) 將顯示紀錄器頻道數字歸零開始計讀，並計算單位時間汽缸內蒸餾水流量，待單位時間出水流量穩定後，調升氣液轉換瓶壓力來增加試體滲透壓，氣液轉換瓶壓力最高不超過 1.5 MPa。
- (6) 利用三組滲透壓獲得三點梯度之斜率，依據達西定律公式(式 3-4、式 3-5)求得斜率 K 即為水力傳導係數。

$$v = Ki \quad (\text{式 3-4})$$

$$i = \frac{p_1 - p_2}{L} \quad (\text{式 3-5})$$

其中：

v : 流速(m/s)

K : 水力傳導係數(m/s)

i : 水力坡降

p_1 : 進水口壓力水頭高(m)

p_2 : 出水口壓力水頭高(m)

L : 試體高度(m)

3.4 土壤水分特性曲線(水汽平衡法)

土壤水分特性曲線係描述非飽和土壤吸力與飽和度的關係，常利用水汽平衡法來求得，即試體放入不同飽和鹽溶液控制相對濕度的乾燥皿內，使土壤孔隙間壓力和環境濕度達到平衡，建立試體飽和度和環境濕度對應的孔隙壓力關係，利用 vG 模式擬合完整土壤水分特性曲線。由於試驗過程中試體體積在平衡過程產生不同程度的自由回脹與乾縮，影響飽和度計算結果，本實驗用近景攝影法量測體積修正試體飽和度。

3.4.1 試驗設備

1. 試體壓製模具

壓桿壓製試體，頂桿頂出試體高 10mm 直徑，20mm 圓柱土體(圖 3-18)。



圖 3-18 水汽平衡法試驗室體壓製模具

2. 恆溫箱

森積科技有限公司生產，型號 BDL 60 具有升溫及降溫功能，溫度調控範圍 10°C 到 60°C 誤差 $\pm 1^\circ\text{C}$ ，適合本次研究環境設計溫度在 25°C 的所有試驗；型號 DO 60 溫度調控範圍 40°C 到 200°C $\pm 1^\circ\text{C}$ 。

3. 相對濕度溫度計

相對溼度溫度計之型號為 DGS(圖 3-19 a)，其溫度量測範圍-50°C 到 70°C，溫度量測誤差 $\pm 0.1^\circ\text{C}$ ，相對濕度量測範圍 20%到 99.9%RH，濕度量測誤差 $\pm 0.1\%$ 。此外，本研究採用另一型號為 TFA 30.5002(圖 3-19 b)之相對溼度溫度計，其溫度

量測範圍-10°C 到 60°C，溫度量測誤差 $\pm 0.1^{\circ}\text{C}$ ，相對濕度量測範圍 10%到 99%RH，濕度量測在溫度 0°C 到 50°C 誤差 $\pm 5\%$ 。



圖 3-19 溫度相對濕度計

4. 真空膠

工作溫度-40°C 到 200°C，廣泛應用於防漏、潤滑及密合零件。

5. 玻璃皿

用於乘載試體及減少試體在量測過程中散失水分(圖 3-20)。



圖 3-20 玻璃皿

6. 乾燥皿

宏惇有限公司委託製作，由頂蓋、乾燥皿及磁版組成，乾燥皿底部空間可存放 180ml 溶液(圖 3-21)。

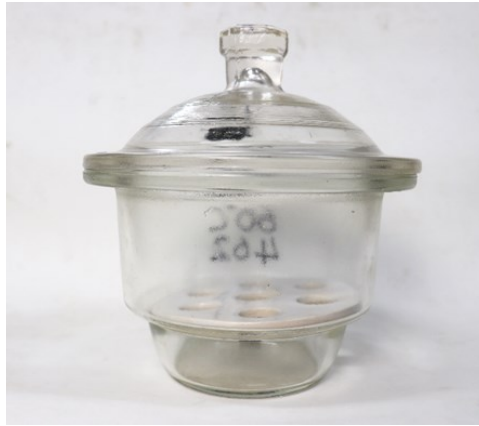


圖 3-21 乾燥皿

7. 精密電子秤

解析度至 0.0001g，最大量測值 220g，最小量測值 10mg(圖 3-22)。

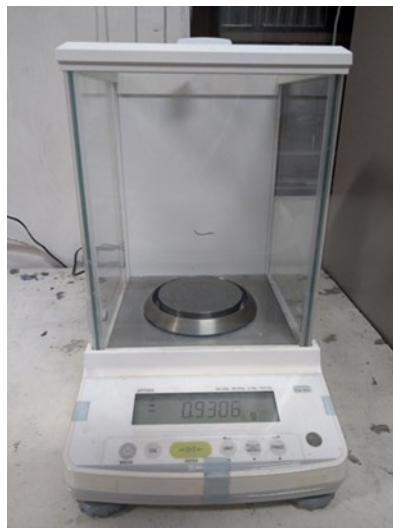


圖 3-22 精密電子秤

3.4.2 試驗配置系統

乾燥皿內配置順序由底部到上蓋分別為飽和鹽溶液、塑膠網、玻璃皿及其裝載的試體，以及溫度相對濕度計。藉特定飽和鹽溶液及環境溫度使乾燥皿內部環境達到設計相對濕度。塑膠網阻絕試體直接接觸飽和鹽溶液，確保試體孔隙間壓力只和乾燥皿內相對濕度達成平衡。相對濕度溫度計監測乾燥皿封閉環境內溫度及相對濕度是否達到試驗環境。真空膠完整密合乾燥皿不受外在環境濕度影響，整體配置系統如圖 3-23 所示。



圖 3-23 水汽平衡法配置系統

試體壓置流程如圖 3-24 所示，將 MX-80 倒入試驗環內，連同壓桿用油壓機反覆壓實 5 次使使體不再解壓回脹，鬆開底板換上頂桿及頂環再次利用油壓機完整將頂出直徑 20 mm，高 10 mm 之試體。

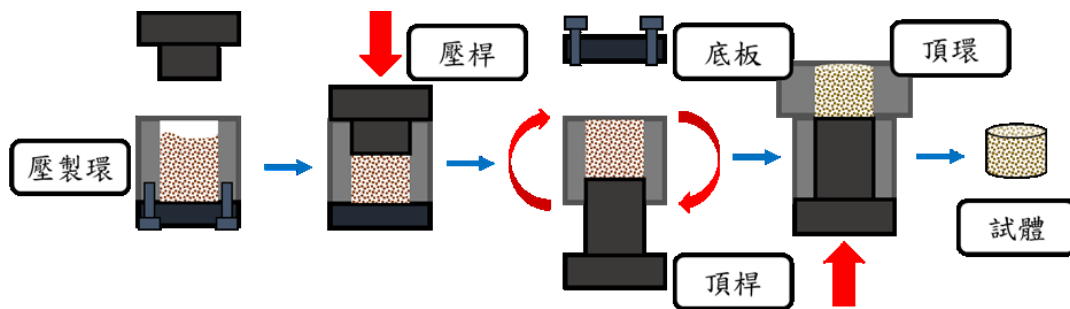


圖 3-24 水汽平衡法試體壓置流程

3.4.3 水汽平衡法試驗流程

為了建立緩衝材料在標準密度及較低密度在不同環境溫度之土壤吸水行為，利用水汽平衡法建立土壤吸力值與飽和度關係，水汽平衡法藉不同飽和鹽溶液控制乾燥皿內相對濕度，相對濕度與土壤吸力值關係如 Kelvin's Equation (式 3-6) 所示，待試體孔隙間壓力與放置環境濕度平衡，不再脫附或吸附水分，求得試體含水量，建立土壤吸力值與飽和度關係圖。

試驗流程如下：

- (1) 壓製不同密度的試體，並且量測試體初始體積。
- (2) 調配試驗所需飽和鹽溶液倒入乾燥皿內。
- (3) 在乾燥皿內放入塑膠網再放入試體，阻絕飽和鹽溶液與試體直接接觸。
- (4) 放入溫度相對濕度計監測乾燥皿內溫度與相對濕度。
- (5) 利用真空膠完整密合乾燥皿不受外在環境濕度影響。
- (6) 將相同環境溫度之乾燥皿放入相同恆溫箱，藉不同飽和鹽溶液控制乾燥皿內相對濕度，飽和溶液於不同溫度下之相對濕度如表 3-2 所示。
- (7) 定期量測試體重量，待試體重量恆定不再變化，表示試體孔隙間壓力與乾燥皿環境濕度達到平衡。試體重量量測流程圖 3-25 所示。待試體孔隙間壓力與乾燥皿環境濕度達平衡後，以近景攝影法量測試體體積。
- (8) 量測試體平衡後體積與含水量，計算試體飽和度。
- (9) 試體體積量測完後，將試體送入 110°C 恆溫箱，待試體重量不再變化表示試體已完全烘乾，總體而言需要 1 至 2 星期左右。建立試體吸力值與飽和度關係，帶入 vG 模式(式 3-7)擬合完整土壤水分特性曲線圖。

水汽平衡法試體重量量測流程如下：

- (1) 從恆溫箱拿出乾燥皿，打開乾燥皿，拿取要量測的試體玻璃皿後並迅速將乾燥皿送回烘箱繼續水汽平衡，以減少外界相對濕度干擾試體含水量。
- (2) 使用鑷子用適度力道將試體從玻璃皿中夾至精密電子秤秤重，直到電子秤顯示數值不再跳動紀錄試體重量，如果試體重量變化劇烈跳動超過 10 秒，紀錄第 10 秒數值。
- (3) 試體量測完夾回玻璃皿，收集從試體剝落的粉體，送回乾燥皿內繼續水汽平衡。
- (4) 將試體重量變化計算轉換成試體含水量變化，建立歷時含水量-時間關係圖。

$$\psi = -\frac{\rho_w RT}{M_w} \ln\left(\frac{RH\%}{100}\right) \quad (\text{式 3-6})$$

其中：

- ψ : 土壤吸力值(kPa)
 ρ_w : 當下溫度水密度(kg/m³)
 R : 通氣體常數 8.31432 J/mol·K
 T : 絕對溫度(T=273.16+t, t 為攝氏溫度)
 M_w : 水分子量 18.016 g/mol

$$S = 1/[1 + (a\psi)^n]^m \quad (\text{式 3-7})$$

其中：

- S : 土壤飽和度
 ψ : 土壤吸力值
 a, n, m : 擬合參數

表 3-2 飽和溶液於不同溫度下之相對濕度於吸力值

Saturated salt solution	temperature					
	25°C		40°C		60°C	
	RH(%)	Suction(MPa)	RH(%)	Suction(MPa)	RH(%)	Suction(MPa)
K ₂ SO ₄	97.6	3.56	97.1	4.27	96.5	5.6
KCl	85	23.27	83	27.07	-	-
NaCl	-	-	-	-	74.5	46.01
NaNO ₃	74	43.72	-	-	-	-
Mg(NO ₃) ₂	52.7	92.02	-	-	30.2	187.34
MgCl	33.47	185.65	31.9	166.37	-	-
LiCl	11.5	313.62	10.8	323.65	10.4	353.93

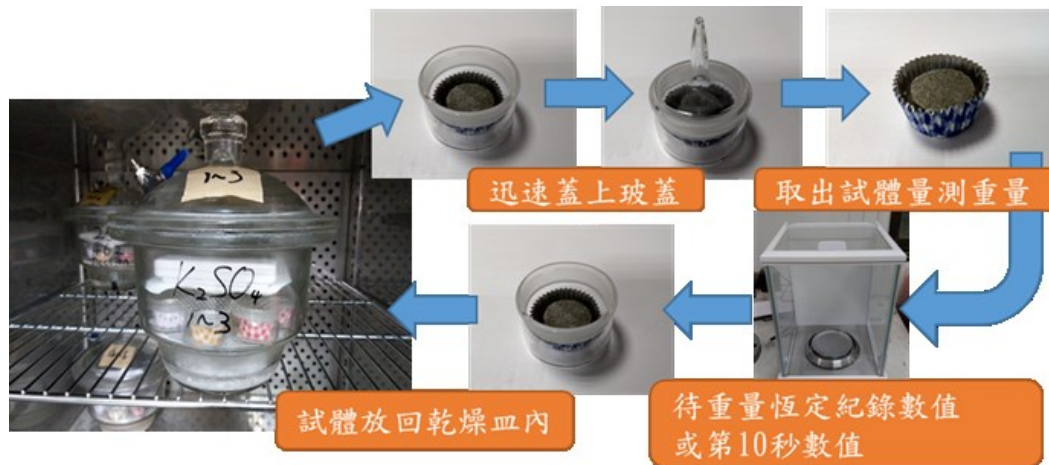


圖 3-25 步驟(7)水汽平衡監測流程圖

3.5 小型熱-水-力參數耦合驗證試驗

本研究藉熱探針試驗、水力傳導度試驗及水汽平衡法試驗，獲得 MX-80 膨潤土試體，於密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 、 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 各別在 25°C 、 45°C 及 60°C 下的熱傳導係數、水力傳導係數及土壤水分特性參數曲線。將以上試驗所獲得試驗參數帶入 Abaqus 進行數值模擬分析，求得 MX-80 土壤溫度場分布及未飽和土壤水分入滲情況。此外，數值分析結果與實際試驗結果進行比對，包含 T-type 熱電耦量測試體溫度分布及攝取水試驗量測水分入滲狀況。

3.5.1 攝取水試驗

攝取水試驗係在 25°C ，針對密度 1600 kg/m^3 之試體進行試驗。試驗過程將試體浸入恆溫水槽，水從模具底部單向度入水，整體試驗為期四週。

1. 試驗模具

利用壓桿及試驗環壓製直徑 $60 \pm 1 \text{ mm}$ ，高 $50 \pm 1 \text{ mm}$ 試體，試體連同試驗環組成試驗模具。

2. 試驗配置

將試體連同試驗環放入恆溫水槽，水由模具底部進入模具試體，止水環防止水從其他地方接觸試體，試驗環頂部填塞透水石，使試體定體積回脹。恆溫水槽可調控水溫(圖 3-26)。

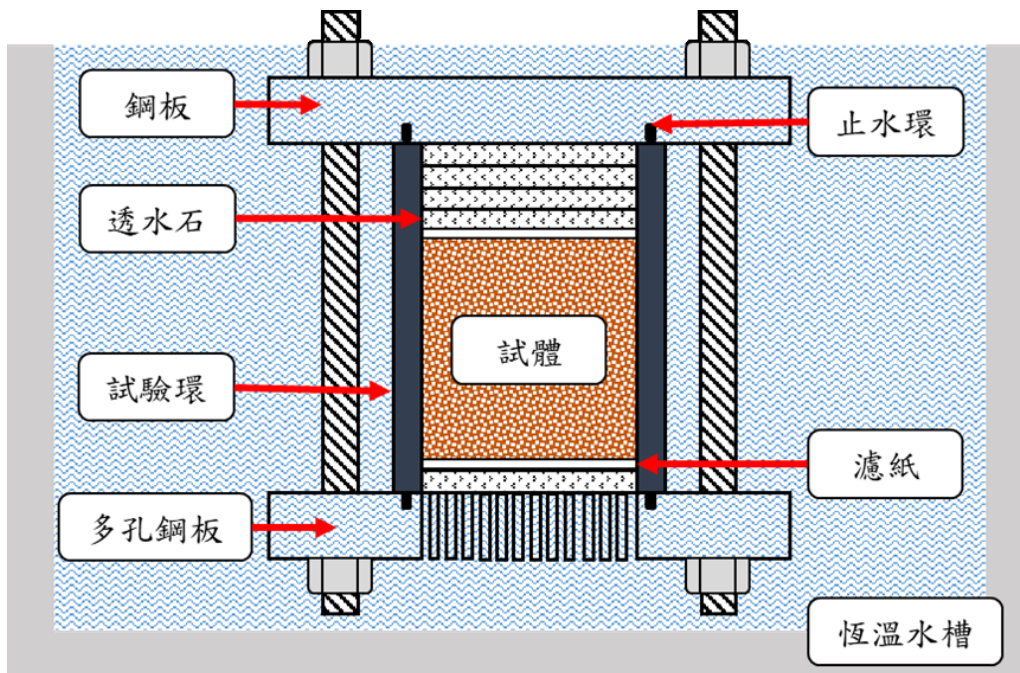


圖 3-26 攝取水試驗模具配置

3. 試驗步驟

- (1) 控制恆溫水槽水溫在 25°C。
- (2) 針對試體土壤密度 1,600 kg/m³ 壓製四顆試體。
- (3) 將試體連同模具沒入恆溫水槽，水槽蓋上蓋子降低水分蒸散。
- (4) 每間隔 7 日從恆溫水槽中取出一顆試體模具，共分四週取出試體來量測試體高度與含水量。取出試體模具後，將試體分成 10 等分從模具中頂出，每頂出一等分，就量測試體高度，取試體高度平均值。
- (5) 每一等分量測高度後，立即切下試體以 110°C 恆溫箱烘乾至試體重量不再變化。
- (6) 建立攝取水 7 日、14 日、21 日及 28 日試體飽和度與試體高度關係圖。

3.5.2 Abaqus 水-力耦合數值模擬分析

利用 Abaqus 數值模擬分析驗證試驗參數與攝取水試驗入滲結果，模型各項設定如下所述。

1. 網格及邊界條件設定

建立 1 維軸對稱模型，模型高 13cm、半徑 5cm，元素分割每格 0.2cm(如圖 3-27 所示)，模型邊界束制，允許模型上下位移，模擬攝取水試驗模具底部 MX-80 吸水膨脹產生向上擠壓，初始密度為 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，邊界條件套用溫度 25°C 之相關參數

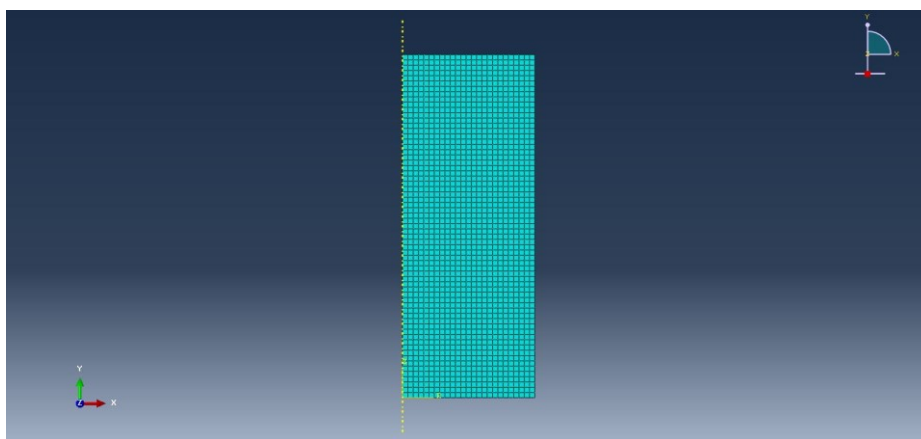


圖 3-27 水力耦合模型網格劃分

2. 參數設定

(1) 土壤水分特性曲線

帶入吸力試驗試驗量測擬合之土壤水分特性曲線，描述非飽和土壤孔隙間壓力與飽和度關係。

(2) 水力傳導係數

帶入水力傳導係數試驗量測之飽和土壤水力傳導係數，非飽和土壤水力傳導性能低於飽和土壤(式 3-8)描述非飽和土壤與完全飽和土壤水力傳導係數關係。

$$K_p = (S_r)^\delta \cdot K \quad (\text{式 3-8})$$

其中：

K : 完全飽和飽和土壤水力傳導係數

K_p : 非飽和土壤水力傳導係數

S_r : 飽和度

δ : 係數, 3 - 10

(3) 水分回脹

ABAQUS 在分析未飽合狀態時, 有效應力的計算存在缺陷, 因此可透過水分回脹來進行修正, 體積應變的改變量相對於飽和度的函數, 參考 SKB 飽和度與體積應變之參數關係調整如表 5-5 所示。

3.5.3 溫度場分布試驗

試驗設備及步驟類似熱傳導試驗, 壓製試體密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$, 試體內埋設 T-type 熱電耦(圖 3-28)量測溫度場分布。

1. 試驗設備

- (1) 熱探針(如圖 3-5)
- (2) 熱源供應器(如圖 3-6)
- (3) T-type 熱電耦
- (4) 數據擷取系統(如圖 3-7)
- (5) 壓製試體模具(圖 3-8)

2. 試驗流程

- (1) 壓製試體模具, 取出分裂模半模試體黏貼 T-type 熱電耦。
- (2) 利用為束環將分裂模圍束成一顆完整試體。
- (3) 將導熱膏利用注射器填充熱探針與土體間孔隙(圖 3-11 b), 在熱探針塗佈試當導熱膏插入預留孔。
- (4) 開啟數據擷取器, 再開啟熱源供應器並記錄熱探針溫度歷時變化。

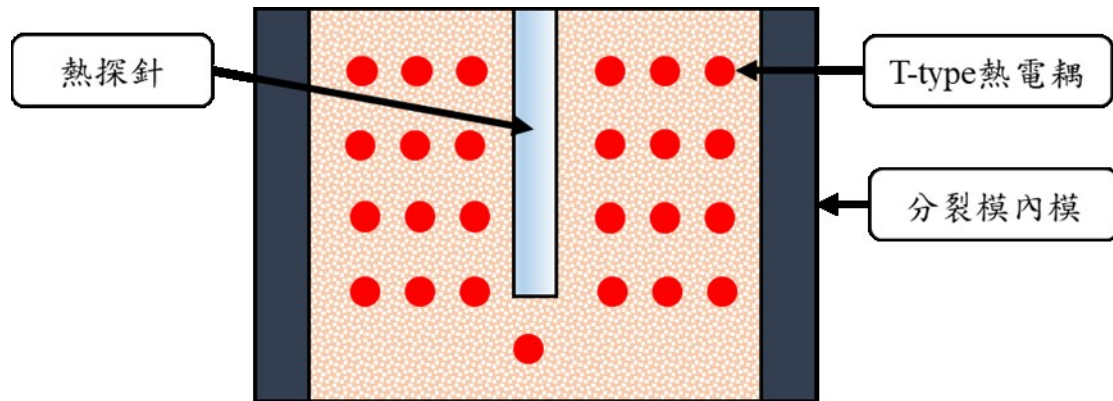


圖 3-28 試體內部配置

3.5.4 Abaqus 熱傳數值模擬分析

1. 網格邊界條件設定

建立 1 維軸對稱模型，熱探針高 10cm、半徑 0.5cm，MX-80 高 13cm，半徑 5cm，元素分割每格 0.2cm (圖 3-29)，模型邊界束制，模擬衰變熱在緩衝材料的傳導狀況，初始密度 1400 kg/m^3 及 1600 kg/m^3 ，邊界條件初始溫度設定為 25°C 。

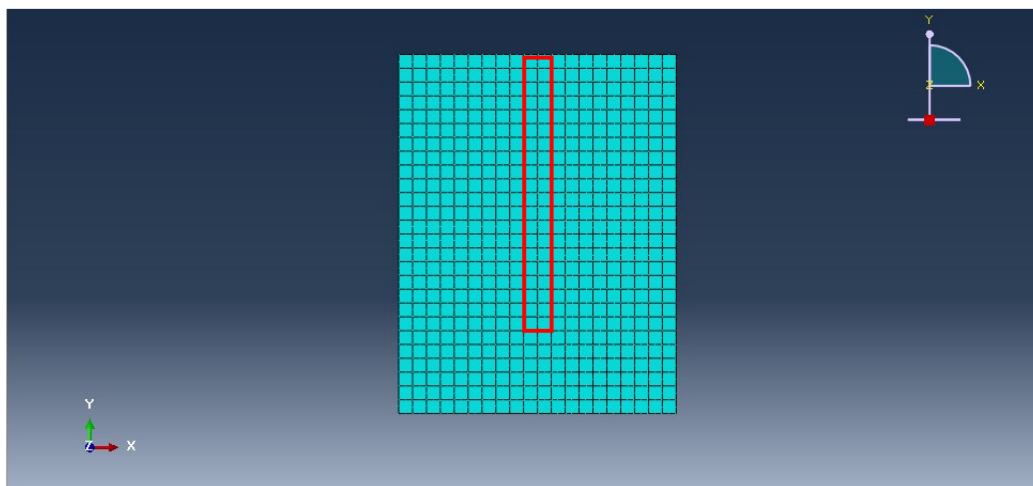


圖 3-29 熱傳導模型網格劃分

2. 參數設定

Abaqus 熱傳導數值模型分析所需之緩衝材料參數，包含密度與比熱等於表 5-1 和熱傳導試驗取得之參數合併做詳盡介紹。

第四章、參數試驗結果

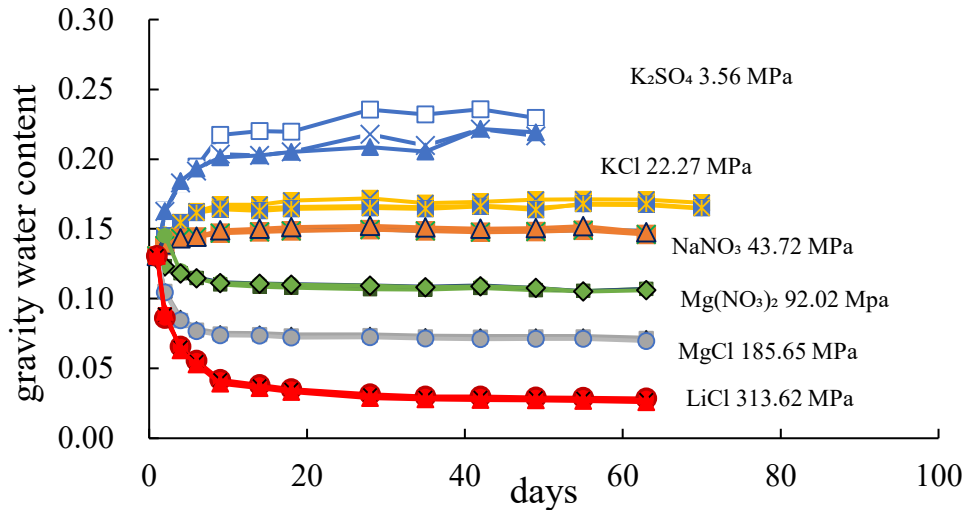
4.1 土壤水分特性曲線試驗結果與行為模式

4.1.1 水汽平衡法試驗結果

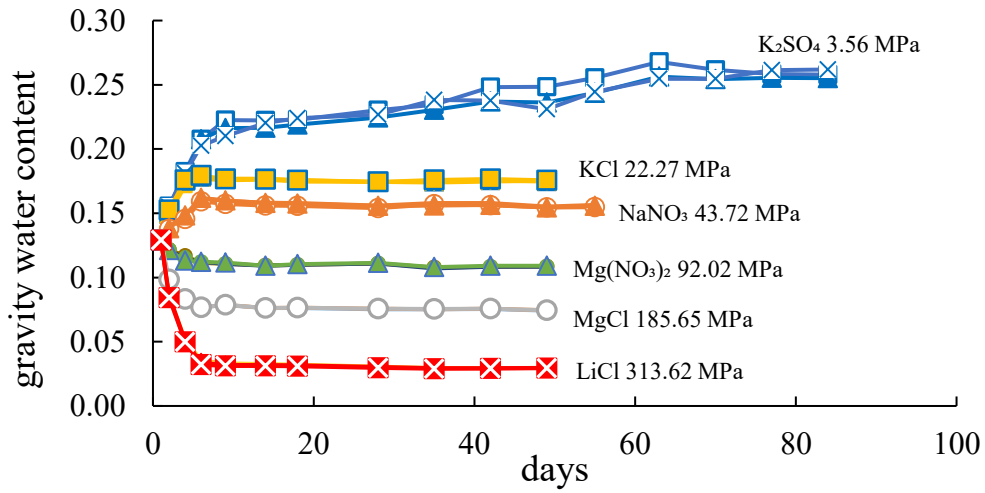
水汽平衡法係將試體放入恆定溫濕度乾燥皿內，試體在高相對濕度環境吸附水分；低相對濕度環境脫附水分，直到孔隙間壓力與乾燥皿環境達到平衡。試驗期間持續運轉冷氣，使實驗室大氣相對濕度大致維持在 45%，試驗期間定期量測溫度 25°C、40°C 和 60°C 環境下之試體重量，當試體重量變動趨於穩定，表示試體孔隙與乾燥皿內濕度水汽已達平衡。量測完試體體積後將試體送進溫度 110°C 烘箱烘至試體重量不再變化。

圖 4-1 至圖 4-3 為初始乾密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³和 1,600 kg/m³膨潤土試體分別在 25°C、40°C 與 60°C 下的水汽平衡試驗量測結果。試體壓製完成之初始含水量為 13 %，由圖中可知試體在 K₂SO₄飽和鹽溶液之高相對濕度環境下 (25°C 時 RH=97.6、40°C 時 RH=97.1、60°C RH 時=96.5)，試體重量含水量變化起伏較大，可能是乾燥皿內與實驗室環境相對濕度差距較大造成的量測起伏情形，此外，試驗中觀察到試體在量測重量過程中變化較大，可能因水分容易從試體散失且殘留於不吸水之精密電子秤塑膠墊片上。

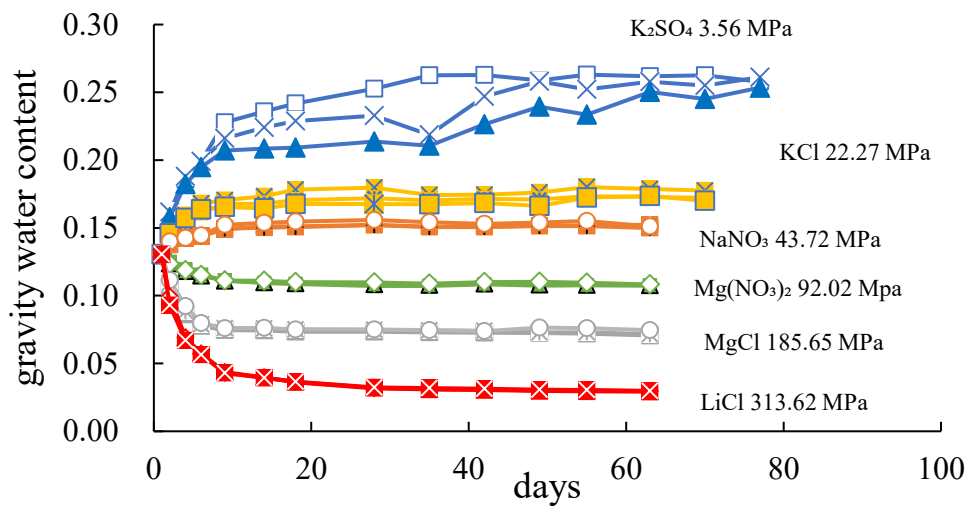
而相較於 K₂SO₄飽和鹽溶液，其他飽和鹽溶液試體重量含水量變化穩定且一致。在溫度 40°C，初始乾密度 1,500 kg/m³膨潤土試體在 K₂SO₄飽和鹽溶液水氣平衡進行至第 50 天，由於乾燥皿內各新增三顆重量含水量 13%、初始乾密度 1,400 kg/m³及 1,600 kg/m³之膨潤土試體，導致乾燥皿內原本的試體水分脫附而需重新平衡，試體重量含水量經短暫乾溼循環重新平衡後，和原本平衡之含水量大致接近，由此可知，水汽平衡法試體對環境相當敏感，短暫乾溼循環仍會影響試體的持水能力。依據 Kelvin's Equation (式 3-6)，非飽和土壤在不同相對濕度下具有特定吸力，圖 4-4 分別為溫度 25°C、40°C 及 60°C 之試體重量含水量與土壤吸力關係結果。由圖中可知在相同吸力下，不同乾密度之試體含水量無明顯差異，乾密度變化對重量含水量影響不大。



(a) 1,400 kg/m³, 25 °C

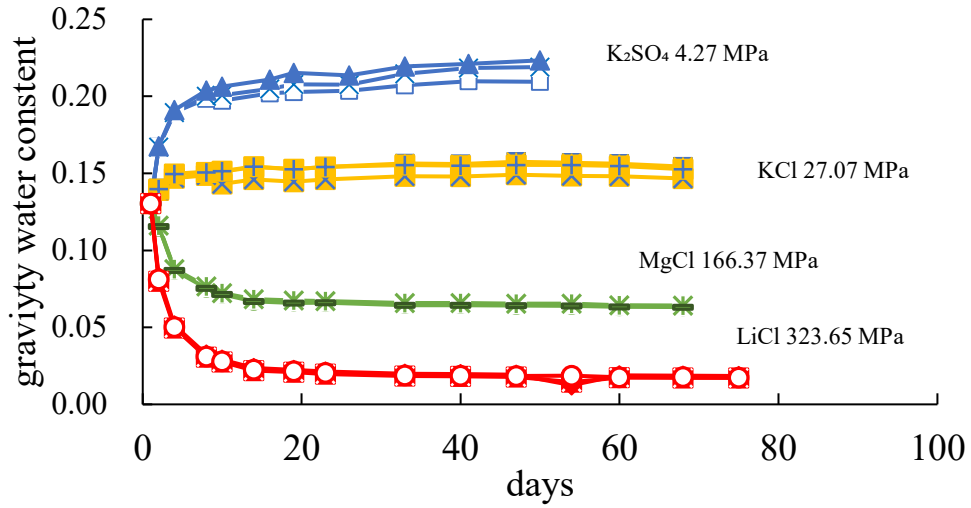


(b) 1,500 kg/m³, 25 °C

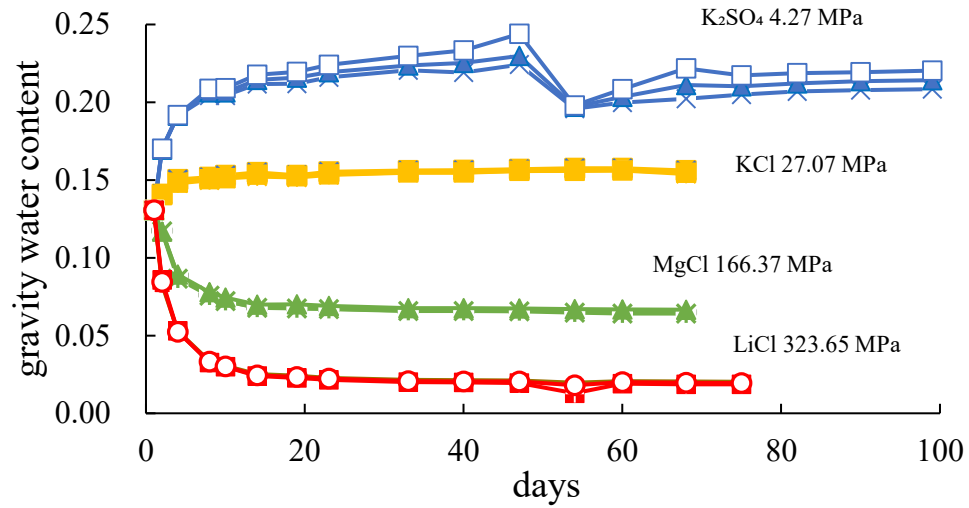


(c) 1,600 kg/m³, 25 °C

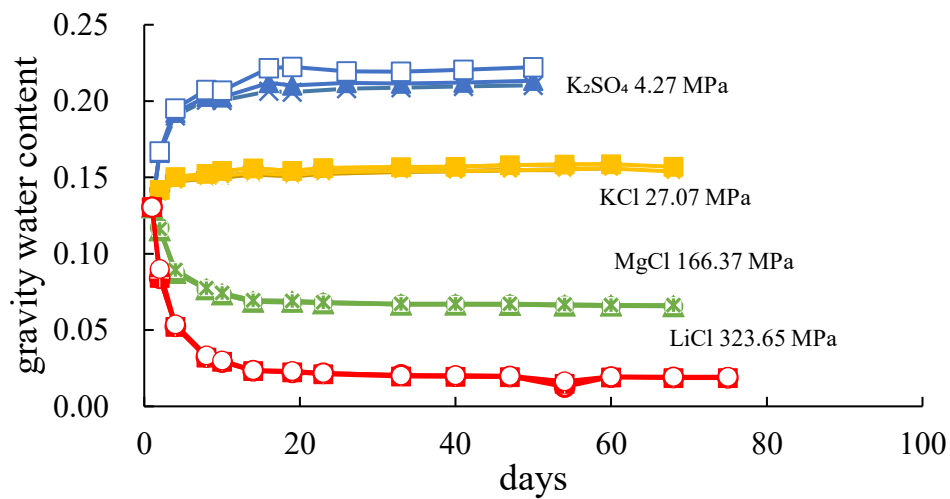
圖 4-1 (a)1,400kg/m³ (b)1,500kg/m³ (c)1,600kg/m³含水量變化(25°C)



(a) 1,400 kg/m³, 40°C

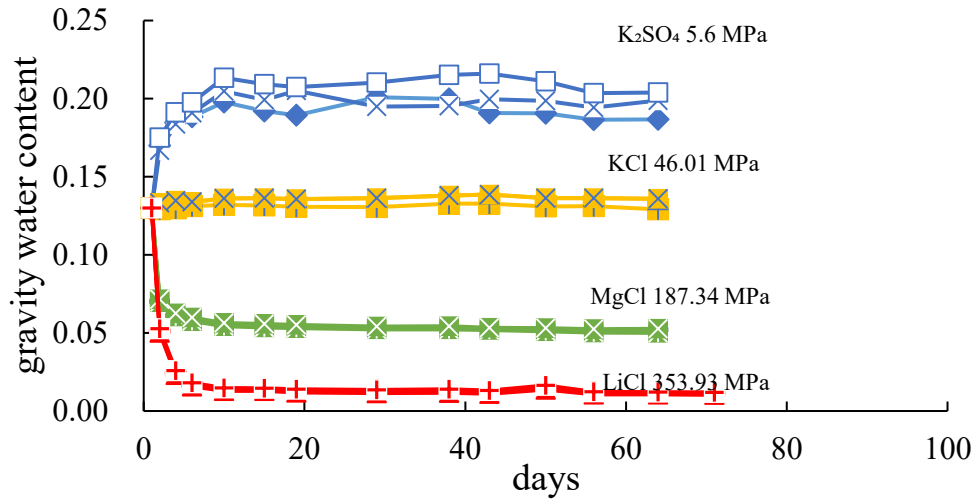


(b) 1,500 kg/m³, 40°C

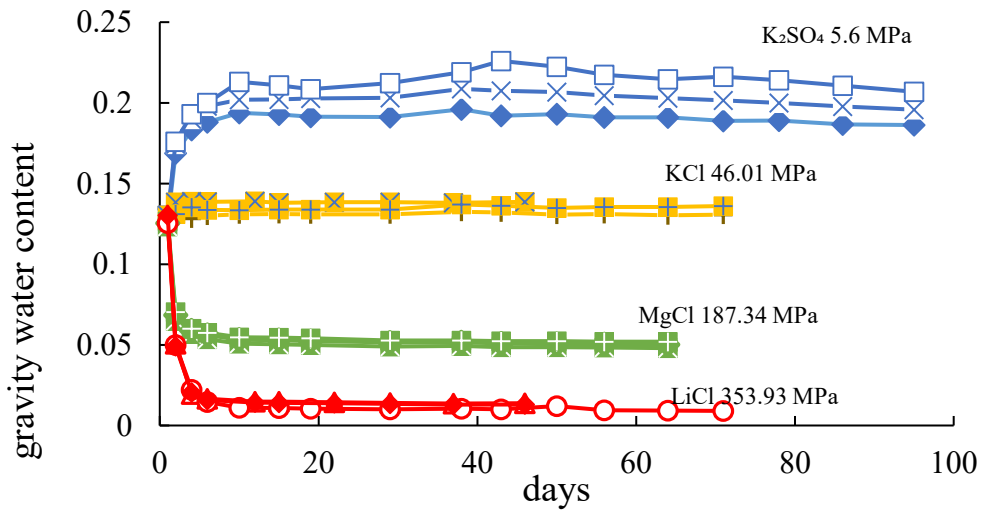


(c) 1,600 kg/m³, 40°C

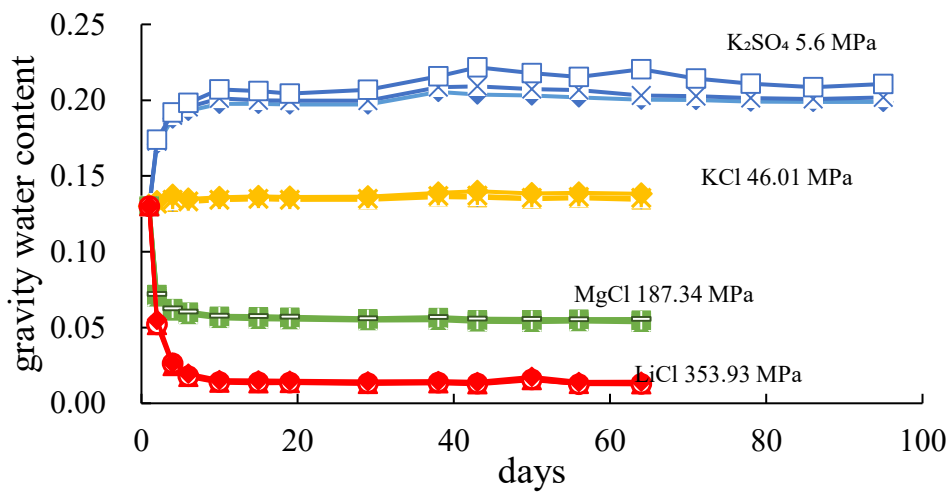
圖 4-2 (a)1,400 kg/m³(b)1,500 kg/m³(c)1,600 kg/m³含水量變化(40°C)



(a) 1,400 kg/m³, 60°C



(b) 1,500 kg/m³, 60°C



(c) 1,600 kg/m³, 60°C

圖 4-3 (a)1,400 kg/m³(b)1,500 kg/m³(c)1,600 kg/m³含水量變化(60°C)

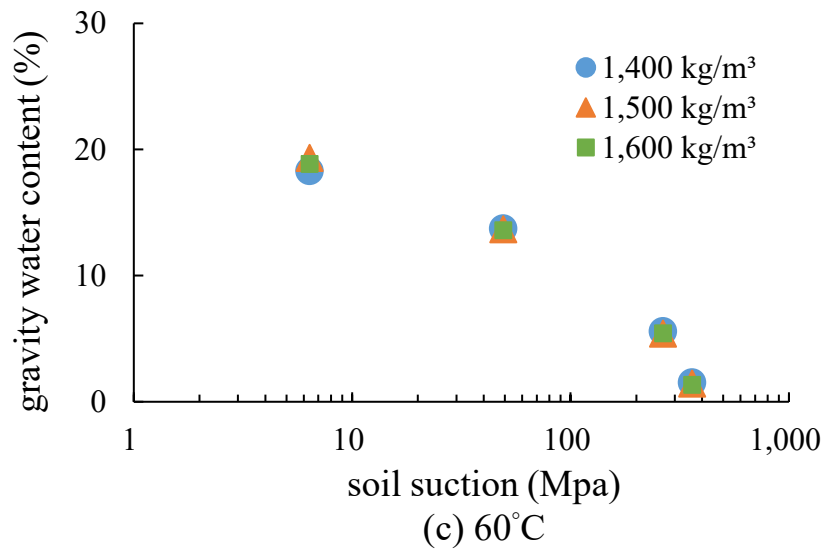
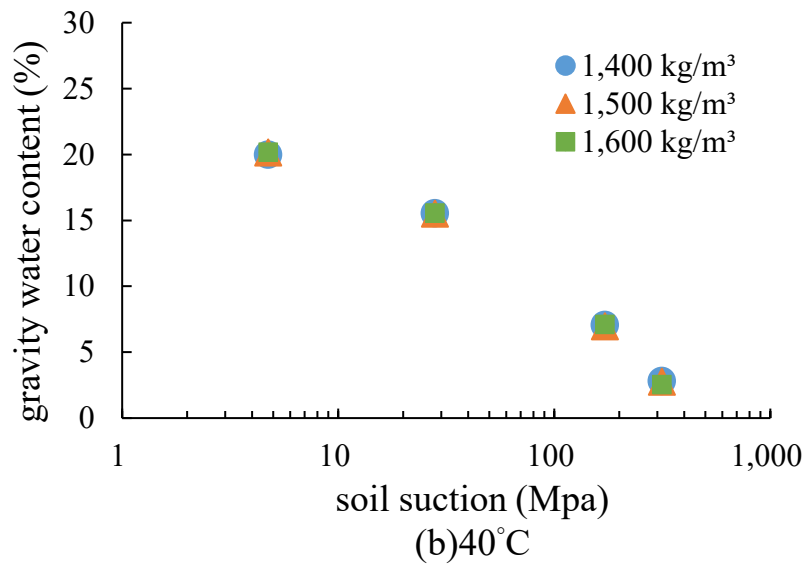
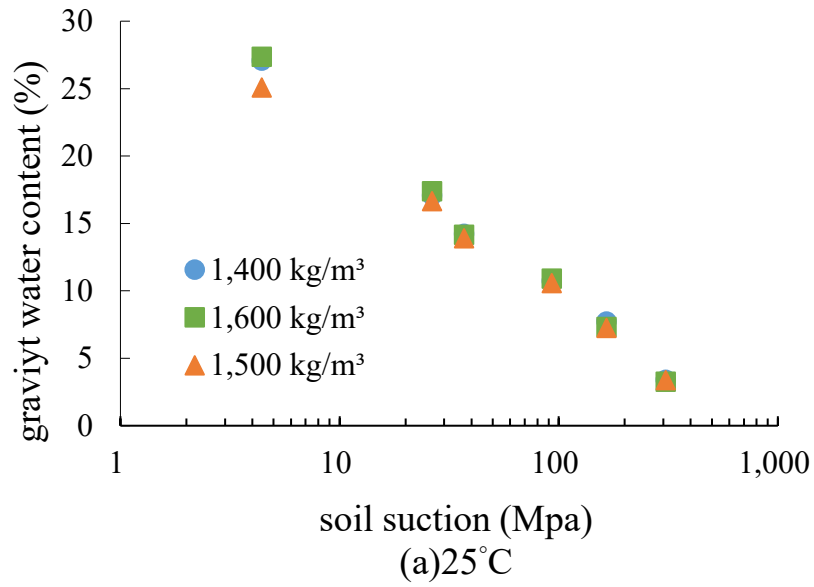


圖 4-4 重量含水量與土壤吸力關係(a) 25°C (b) 40°C (c) 60°C

4.1.2 試體體積量測結果

將初始含水量 13%膨潤土壓製成試體體積 3.36 cm³，乾密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³和 1,600 kg/m³，待試體水氣平衡後利用近景攝影法量測試體體積，之後烘乾試體得到重量含水量。圖 4-5 分為 25°C、40°C 及 60°C 環境下試體體積與重量含水量關係。量測結果顯示試體吸附水汽含水量增加且體積膨脹；試體脫附水汽含水量減少造成體積乾縮。

4.1.3 試體體積變化量

圖 4-5 為近景攝影法量測溫度 25°C、40°C 及 60°C，試體初始密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³及 1,600 kg/m³，初始重量含水量 13%的體積變化量(式 4-1)與重量含水量關係。體積變化量乾縮為負，回脹為正。由圖中可知，體積最大乾縮變化量受溫度影響較小，皆在 0.1 左右；體積最大回脹變化量受溫度提升而減少，其中 25°C 試體初始密度越高，體積變化量越大，相同體積下高密度試體蒙脫土含量高於低密度試體，且 25°C 時試體持水能力優於 40°C 及 60°C，故溫度 25°C 初始密度 1,600 kg/m³為最大試體回脹變化量。

$$\Delta\varepsilon_v = \frac{V_2 - V_1}{V_1} \quad (\text{式 4-1})$$

其中：

$\Delta\varepsilon_v$: 體積變化量

V_1 : 初始試體

V_2 : 平衡後試體體積

4.1.4 水氣平衡後孔隙比與土壤吸力關係

試體初始密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³和 1,600 kg/m³，初始孔隙比分別為 0.96、0.83 及 0.72，待試體水氣平衡後利用近景攝影法量測試體體積，計算試體孔隙比與土壤吸力值關係，如圖 4-6 所示。孔隙比隨土壤吸力值上升而下降，且相同土壤吸力值孔隙比隨試體密度提升而下降。孔隙比隨土壤吸力值增加而下降，以圖 4-6(a)為例，環境吸力值 3.56 MPa 之試體在水氣平衡過程吸附水汽，體積膨脹使孔隙比變大；環境吸力值 313.62 MPa 之試體在水氣平衡過程脫附水汽，體積乾縮使孔隙比變小。

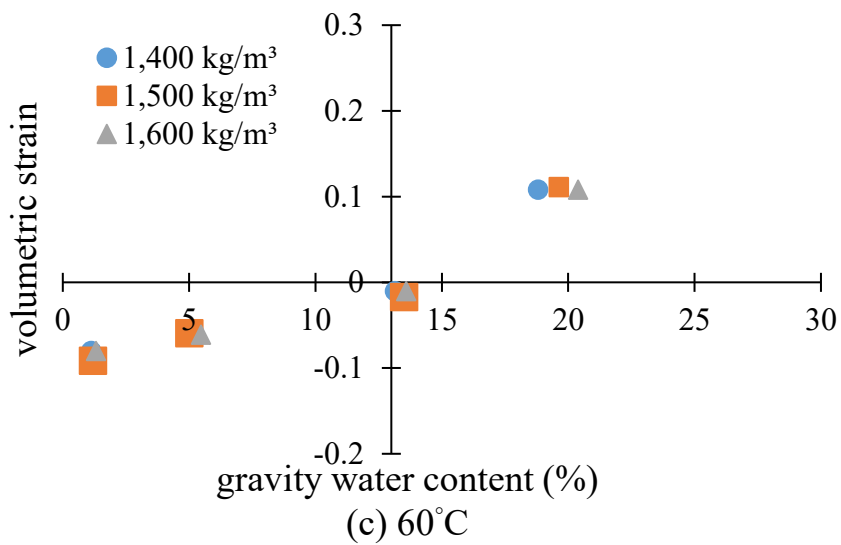
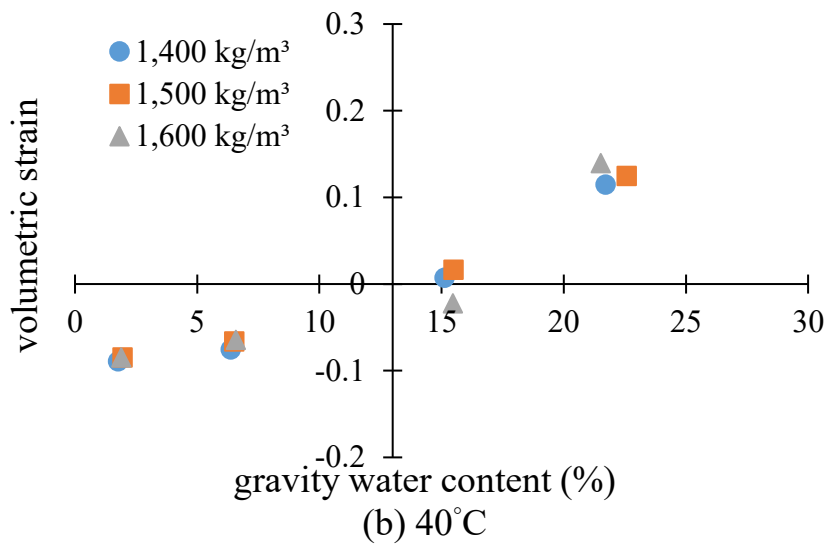
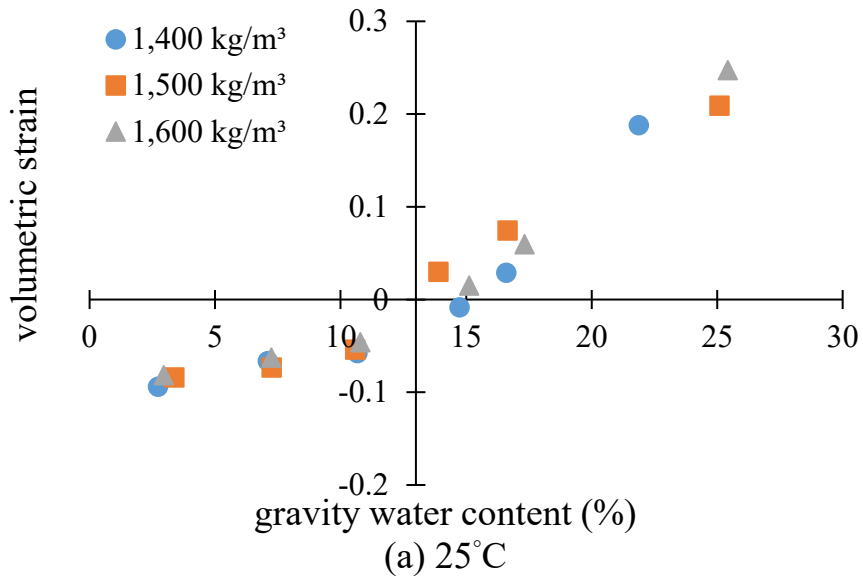


圖 4-5 體積變化量與重量含水量關係(a)25°C (b)40° (c)60°C

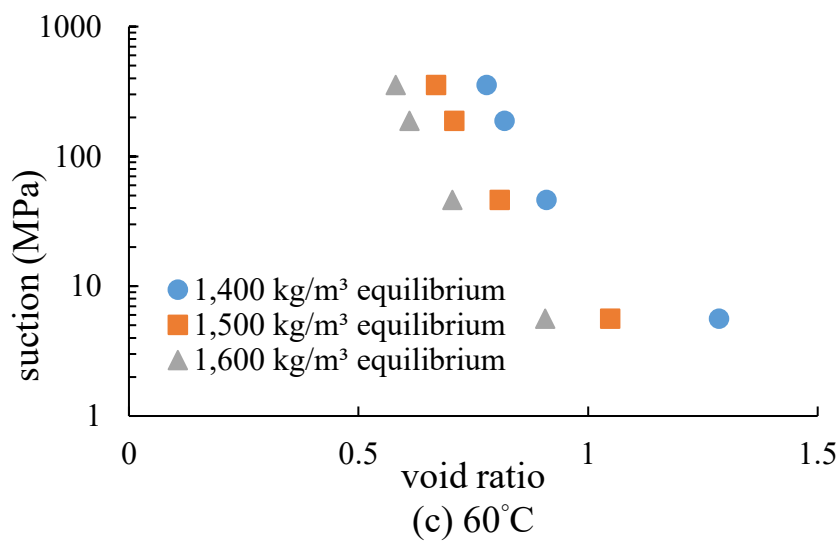
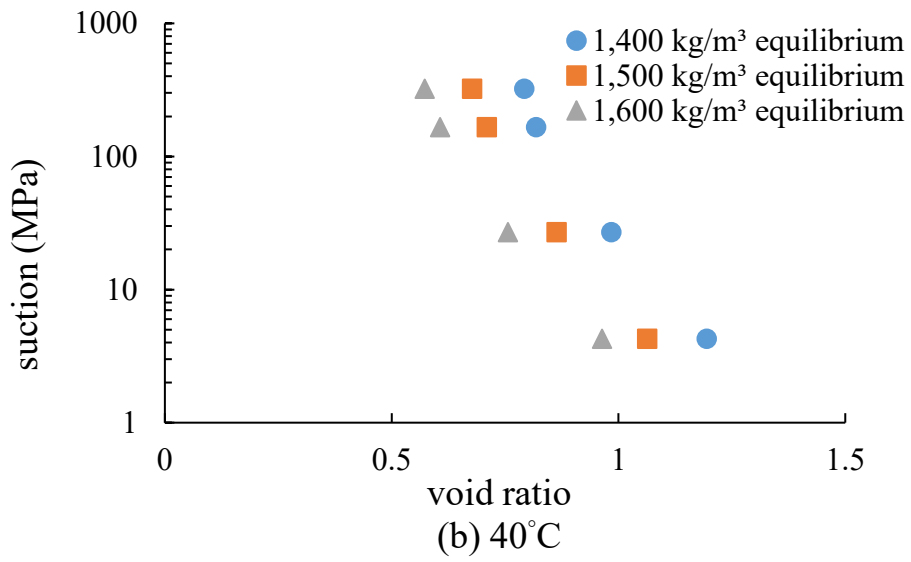
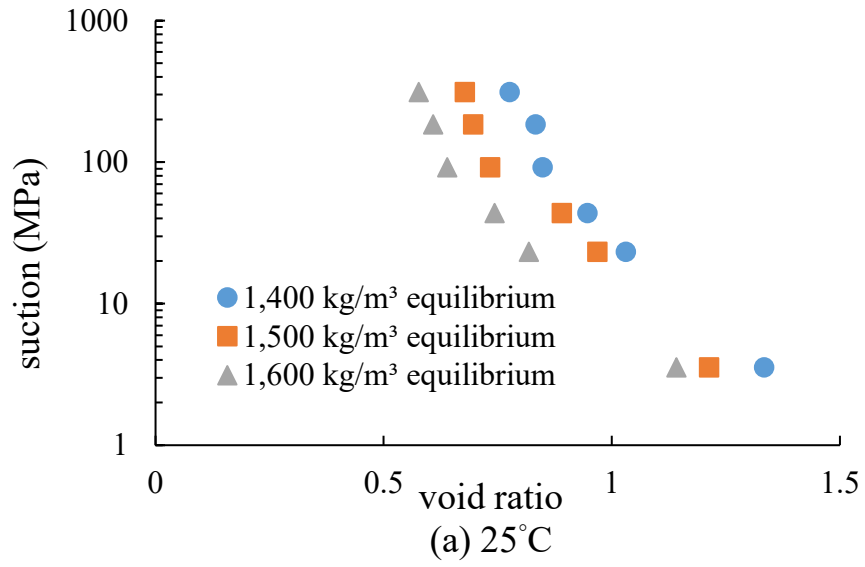


圖 4-6 孔隙比與土壤吸力關係 (a)25°C (b)40°C (c)60°C

4.1.5 土壤吸力值與修正飽和度關係

本研究利用近景攝影法量測體積，並修正試體飽和度，相同試體密度在不同溫度下，修正飽和度與土壤吸力關係如圖 4-7 所示。虛線為初始孔隙飽和度計算結果，實線為修正後孔隙飽和度計算結果。飽和度修正後可以發現，試體膨脹會高估飽和度；試體乾縮則低估飽和度，且試體膨脹較試體乾縮修正飽和度程度大，初始密度越高飽和度修正程度越大，溫度越高飽和度修正程度越小。相同密度下飽和度隨溫度提升而下降，這是因為隨溫度提升吸力受水與空氣之介面張力及毛細半徑影響而下降 Tang et al (2005)。

4.1.6 擬合完整土壤水分特性曲線

本研究利用近景攝影法量測水氣平衡後之試體體積，並修正試體飽和度，將修正飽和度與吸力值結果用 RETC 軟體分別套用 vG 模式擬合完整土壤水分特性曲線，擬合參數如表 4-1 所示。

表 4-1 vG 模式擬合參數結果

Temperature (°C)	density (kg/m ³)	close range photogrammetry			
		vG model			R ²
		α	n	m	
25	1,400	0.86	1.27	0.21	0.92
	1,500	0.78	1.25	0.20	0.90
	1,600	0.17	1.34	0.25	0.94
40	1,400	2.16	1.25	0.20	0.81
	1,500	1.06	1.27	0.21	0.85
	1,600	0.57	1.28	0.22	0.81
60	1,400	2.51	1.26	0.21	0.70
	1,500	0.74	1.31	0.24	0.79
	1,600	0.38	1.33	0.25	0.82

圖 4-8 為套入 vG 模式參數擬合之完整土壤水分特性曲線，並比較相同溫度下不同膨潤土初始密度的土壤水分特性曲線。由圖中可知，於 25°C 溫度及飽和度 0.2 到 1 之土壤水分特性曲線，隨初始乾密度增加而提升，與試驗數據趨勢一致，但飽和度 0 到 0.2 之土壤水分特性曲線，則隨初始乾密度增加而下降，可能是因為試驗數據不足造成擬合的擬合誤差。於 40°C 及 60°C 溫度下，土壤水分特性曲線隨初始乾密度增加而提升，與試驗趨勢相符。

圖 4-9 為相同密度、不同溫度下之完整土壤水分特性曲線，從圖中得知，初始乾密度 1,400 kg/m³ 擬合曲線隨溫度提升而下降，與試驗數據相符，而初始乾密度 1,500 kg/m³ 及 1,600 kg/m³ 擬合曲線密度與溫度關係無明顯趨勢，可能是曲線轉折處無足夠試驗數據所致。

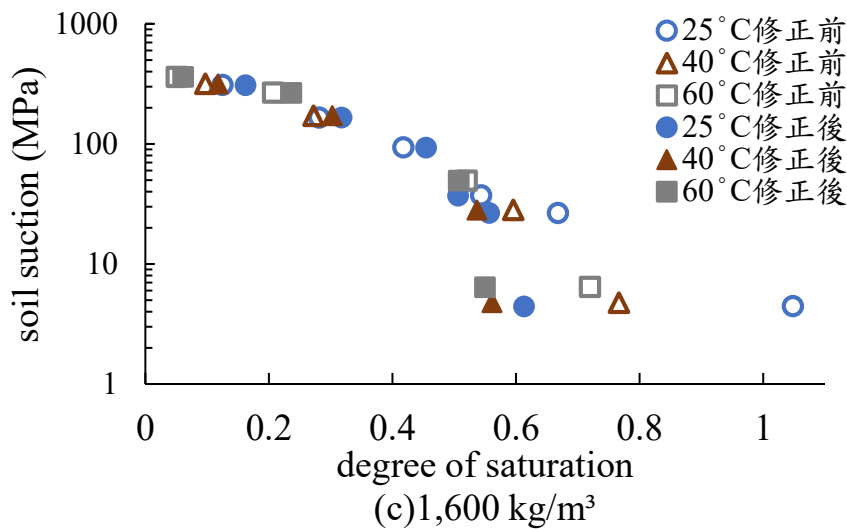
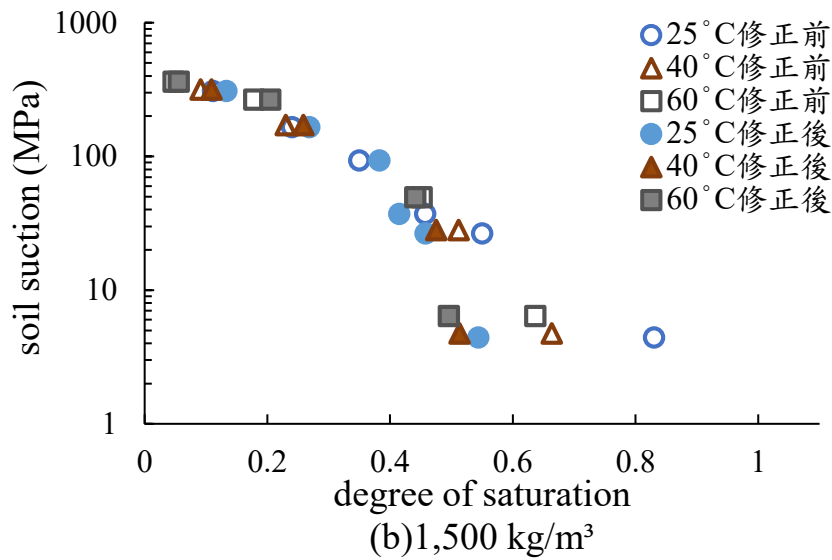
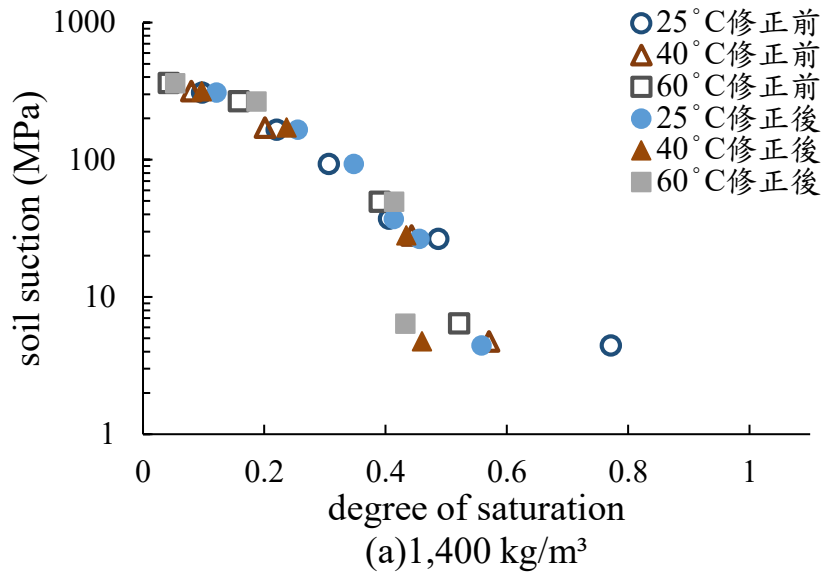


圖 4-7 飽和度修正與土壤吸力值關係(a)1,400 kg/m³(b)1,500 kg/m³ (c)1,600 kg/m³

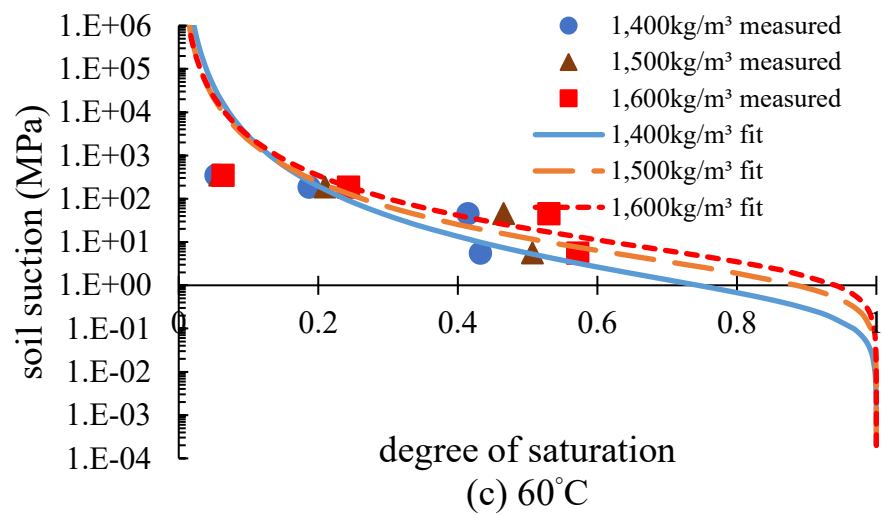
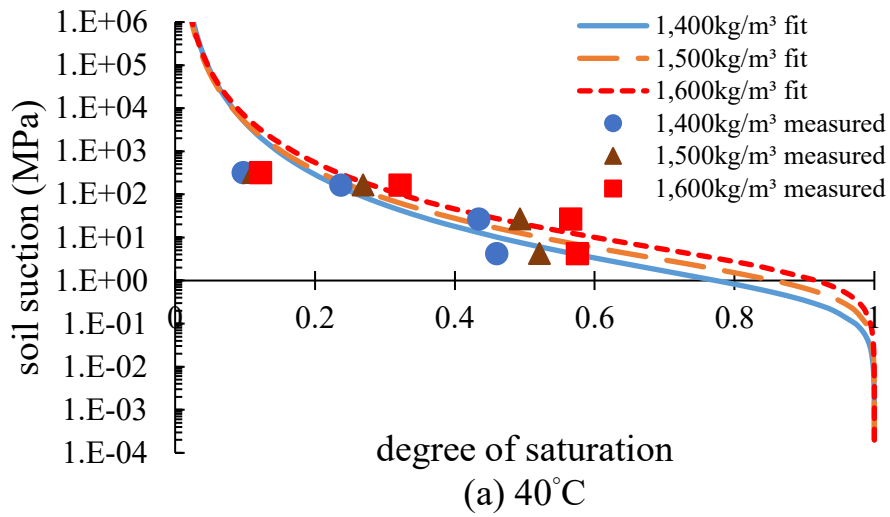
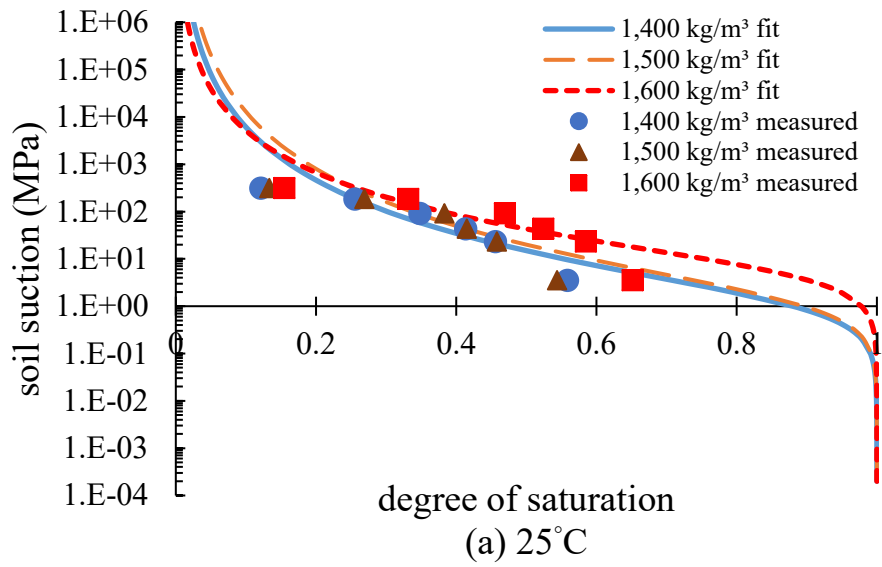


圖 4-8 vG 模式擬合比較不同密度之土壤水分特性曲線(a)25°C (b)40°C (c)60°C

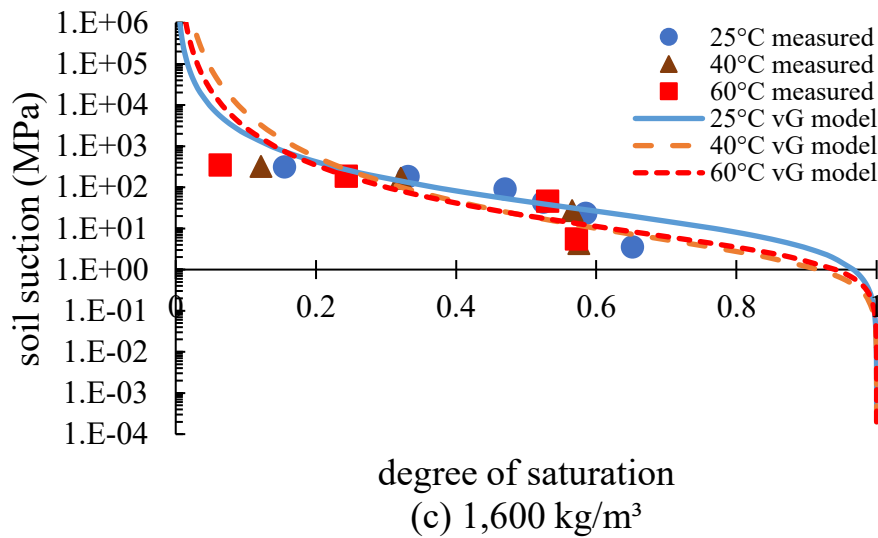
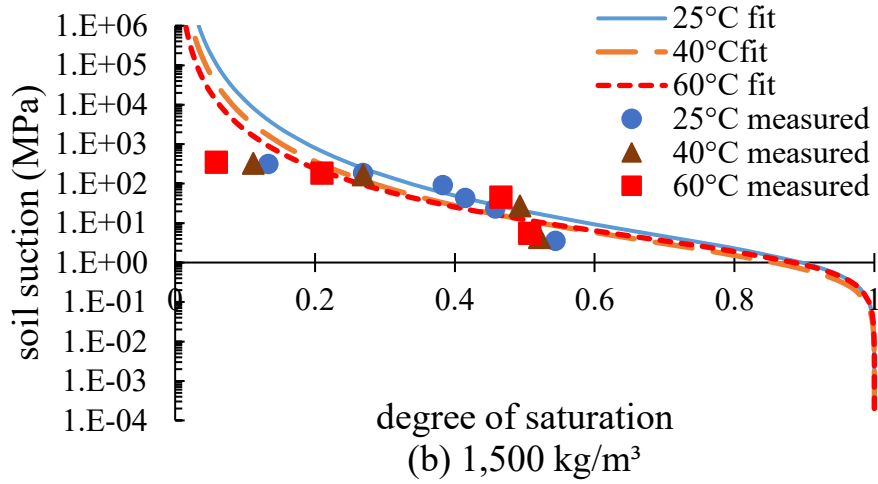
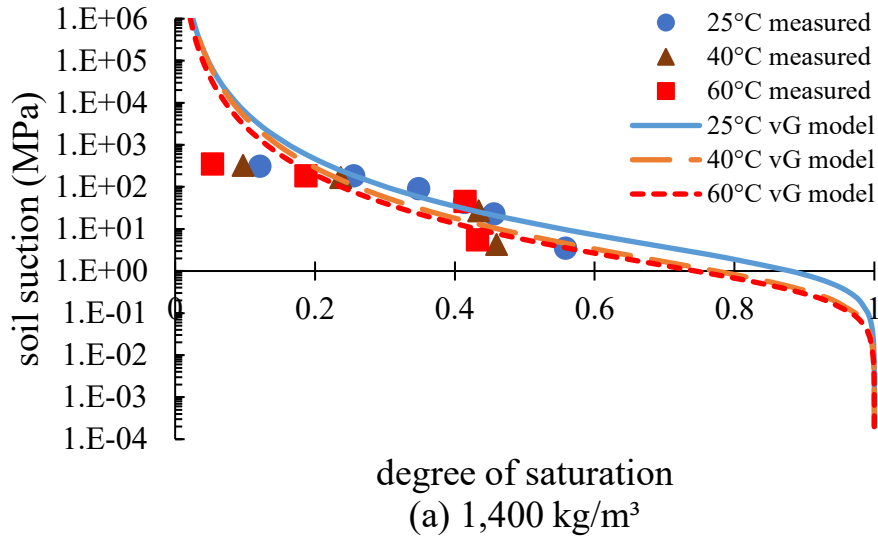


圖 4-9 vG 模式擬合比較不同溫度之土壤水分特性曲線

(a)1,400 kg/m³(b)1,500 kg/m³ (c)1,600kg/m³

4.2 熱-水-力參數試驗結果與行為模式

4.2.1 熱傳導係數

熱傳導試驗係將熱探針及 T-type 熱電耦埋入試體且放進恆溫箱，待試體內部達設定溫度，再依據 ASTM-D5334 熱探針法紀錄加熱期間之絕對溫度 K 與 $\ln(t)$ 時間，並且量測熱源供應線電阻值與電流值，以計算熱傳導係數。圖 4-10 為含水量 13%，乾密度分別為 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 、 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 之熱傳導試驗結果。由圖中可知，相同乾密度之試體熱傳導係數隨溫度提升而有上升的趨勢；在相同環境溫度下，熱傳導係數隨試體乾密度增加而上升，這是因為高密度試體孔隙較小且膨潤土熱傳導大於空氣增加熱流傳輸，故試體密度越高導熱程度越佳。

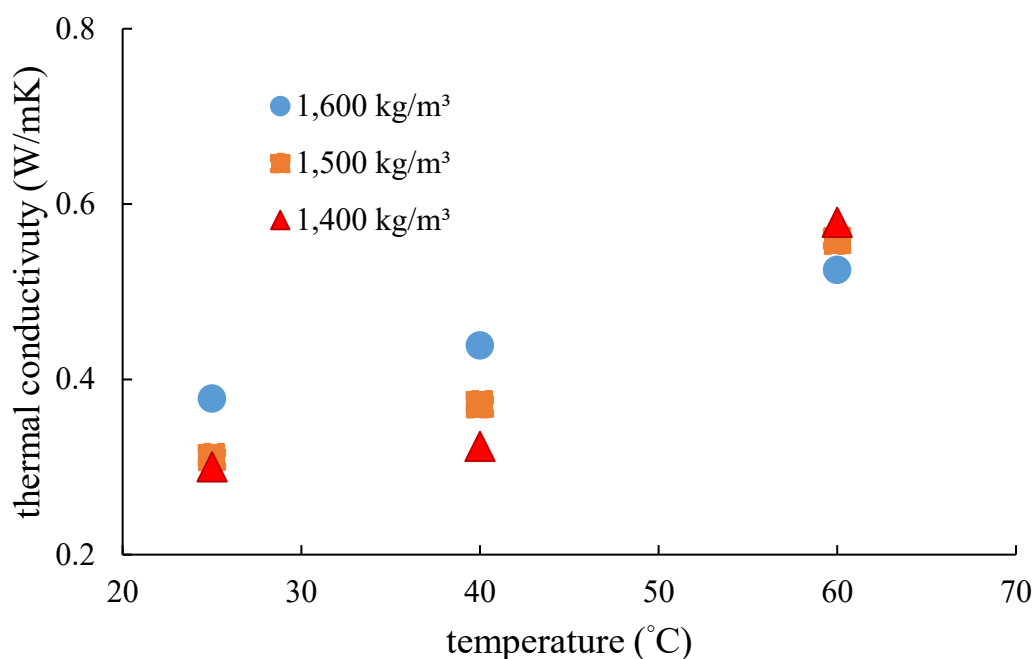


圖 4-10 試體乾密度在不同溫度下之熱傳導係數

4.2.2 回脹壓力

回脹壓力試驗係將初始含水量 13% 膨潤土倒入試驗環內，分別壓製成乾密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 、 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 之試體，在試驗模具頂部鎖上荷重元紀錄模具通水後試體回脹壓力變化，並在常溫下進行試驗。回脹壓力歷時變化如圖 4-11 所示，試驗結果呈現雙峰曲線，膨潤土接觸水分膨脹，此時回脹壓力迅速到達第一峰值，在定體積環境下之膨潤土架構反覆產生崩解並再次回脹逐漸填滿試

體孔隙使回脹壓力下降後逐漸提升，回脹壓力發展到第二峰值後趨於平緩不在明顯變化為最終回脹壓力值。圖 4-12 為膨潤土乾密度與回脹壓力關係，由於本研究所用之膨潤土與 SKB TR-06-30 Wyr1 皆屬 MX-80 膨潤土，可以發現試體乾密度越高則回脹壓力越大，因為膨潤土密度越高蒙脫土含量越多，故回脹壓力越大。此外，本研究與 SKB 雖使用同產區開採之膨潤土，但回脹壓力皆小於 TR-06-18 試驗結果，可能是試驗室所進口之膨潤土材料蒙脫土含量較少，礦物含量本身存在差異。為了防止地下水入侵處置孔後在孔隙間自由流動，產生侵蝕作用造成緩衝材料乾密度下降，影響填封間隙的能力，深地層處置場長期安全設計要求緩衝材料回脹壓力需大於 1 MPa。然而，研究結果發現膨潤土於低密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 下，其最終回脹壓力僅 0.49 MPa，未達安全設計標準。

4.2.3 水力傳導度

1. 飽和土壤水力傳導度

水力傳導度試驗係接續回脹壓力試驗，待模具內試體飽和且模具出水口出水穩定後進行試驗，並依據達西定律計算水力傳導度。為了減少出水量計讀產生的誤差，在連接試驗模具出水口與汽缸前須排除連接管內及汽缸內多餘空氣，並須校正汽缸推桿頂部接觸之 LVDT，以紀錄氣缸內位移量並將參數轉換成出水量。本試驗透過控制 3 組水壓(1.5、2.0、2.5 MPa)，待同一個水壓單位流量趨於穩定，調整到下一個水壓，量測流速與水力坡降關係，表 4-2 為不同乾密度試體三組水力坡降與流速關係，依據達西定律(式 3-4)繪製點位及趨勢線得到斜率 K ，進而求得溫度 25°C 乾密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 、 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 和 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 之水力傳導係數。由於水力梯度越大水力傳導係數誤差越大，水壓梯度變化壓力值不超過最終回脹壓力值的一半 (SKB, 2006)。雖然在低密度情況下，所施加之滲透壓超過回脹壓力一半，但為求試驗變因之一致性，三組滲透壓仍維持在 1.5 MPa、2 MPa、2.5 MPa。

試體乾密度越大，土壤間孔隙越小，水力傳導度越小。為了遲滯核種從處置銅罐向接觸到生物圈的時間以及防止地下水在處置孔中流動等處置孔長期安全需求，緩衝材料水力傳導度不應超過 10^{-12} m/s 。研究結果發現膨潤土於乾密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 、 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 之水力傳導度皆符合緩衝材料長期安全設

計需求。水力傳導度與膨潤土乾密度關係如圖 4-13 所示，並比較 SKB TR 06-30 中和本次試驗使用相同材料之 MX-80 膨潤土試驗結果，兩者皆顯示膨潤土乾密度越大水力傳導度越低，相同土壤乾密度，本研究結果水力傳導度大於 SKB TR 06-30 試驗結果，可能是本次試驗材料之蒙脫土含量較少，定體積條件下膨潤土回脹程度有限，土壤孔隙較大，故在相似條件下，水力傳導度大於 SKB TR 06-30 試驗結果。

表 4-2 調整三組滲透壓求得同乾密度之水力傳導度 K

滲透壓 MPa	dry density (kg/m ³)					
	1,600		1,500		1,400	
	Hydraulic gradient (cm/cm)	v(m/s)	Hydraulic gradient (cm/cm)	v(m/s)	Hydraulic gradient (cm/cm)	v(m/s)
1.5	12500	1.04E-09	6000	1.36E-10	6000	1.53E-09
2.0	16667	1.46E-09	8500	6.77E-10	8500	2.47E-09
2.5	20833	1.76E-09	11000	1.76E-09	11000	3.22E-09
趨勢線公式	$y = 8.61E-14x - 1.55E-11$		$y = 3.25E-13x - 1.90E-09$		$y = 3.38E-13x - 4.68E-10$	
R ²	0.992		0.964		0.996	
水力傳導度 K(m/s)	8.61E-14		3.25E-13		3.38E-13	

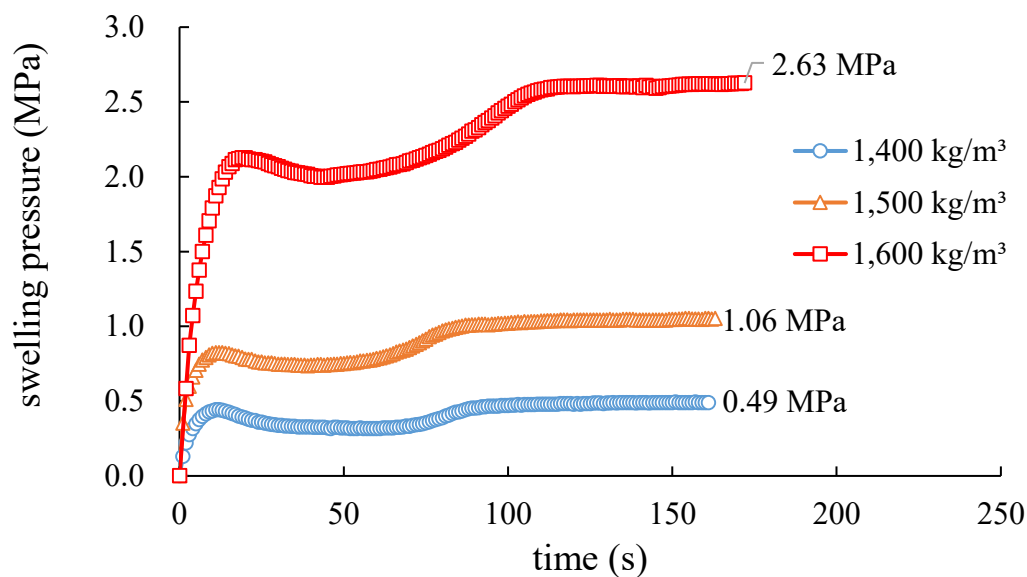


圖 4-11 不同乾密度膨潤土回脹壓力歷時曲線

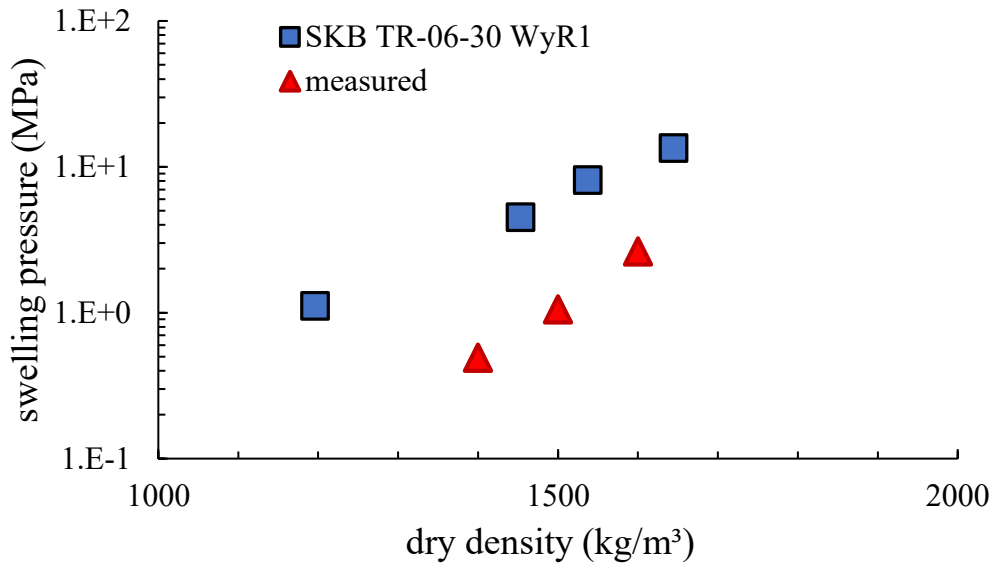


圖 4-12 膨潤土乾密度與回脹壓力關係比較

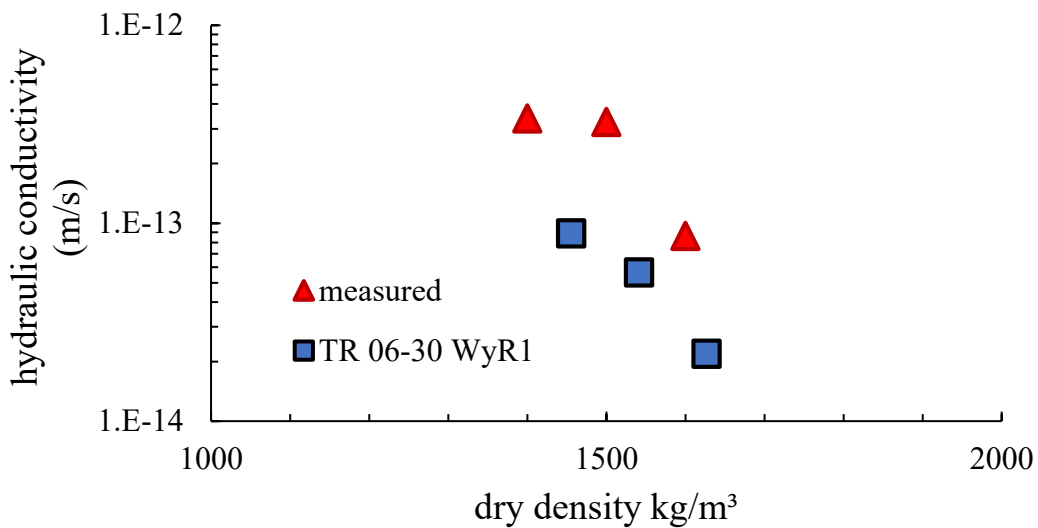


圖 4-13 比較水力傳導度與膨潤土乾密度關係

2. 非飽和土壤水力傳導度

水力傳導度試驗僅能測量飽和土壤水力傳導度，本研究參考 Abaqus 模式推估非飽和水力傳導度。Abaqus 推估非飽和水力傳導度如式 3-8 所示，本研究參考 SKB 報告(SKB,1999)將式 3-8 之參數設定為 3，藉以推估膨潤土在 25°C 環境下，乾密度 1,400 kg/m³、1,500 kg/m³及 1,600 kg/m³之非飽水力傳導度。

推估結果如圖 4-14 所示，由圖中可知，飽和度 0 到 0.2 水力傳導度變化快

速，飽和度 0.2 到 0.1 水力傳導度變化相對緩慢，膨潤土乾密度 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 飽和度接近 1 左右之非飽和水力傳導度迅速上升屬於推估公式較不合理處，非飽和水力傳導值後期實際發展應該是緩慢發展至飽和土壤水力傳導值 $8.16\text{E-}14 \text{ m/s}$ 。膨潤土孔隙大小影響土壤間孔隙水分傳輸，故非飽和水力傳導度乾密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 較 $1,500 \text{ kg/m}^3$ 及 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 高。

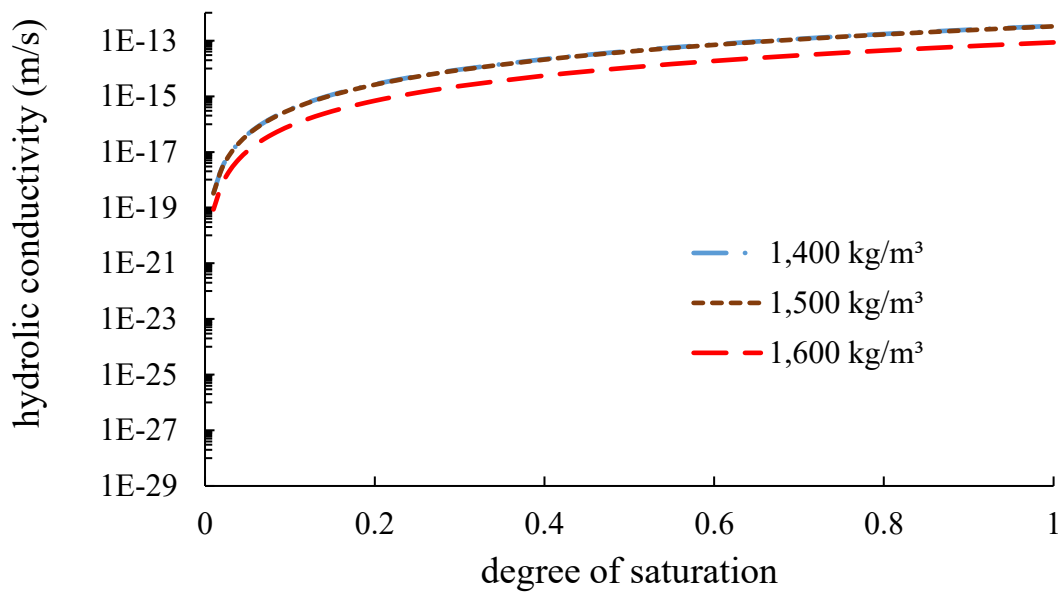


圖 4-14 推估非飽和土壤水力傳導度

第五章、數值模擬分析及參數驗證

5.1 熱傳導係數參數驗證

熱傳導係數係描述熱能在材料間的傳熱行為，為了驗證暫態熱源法所獲得之熱傳導係數是否能描述實際熱能之傳熱行為，本研究進行溫度場分布試驗，壓製試體含水量 13%，乾密度 1,400 kg/m³和 1,600 kg/m³之分裂模試體，在溫度 25°C 之試體內埋設熱探針及 T-type 熱電耦量測熱探針加熱過程之溫度分佈，並利用數值模擬分析輸入熱傳導係數及相關材料參數，分析數值模擬分析結果與膨潤土試體實際溫度分佈情形，探討熱傳導係數之可行性評估。Case1 與 Case2 分別為初始含水量 13%，乾密度 1,400 kg/m³及 1,600 kg/m³的溫度場分佈數值模擬，參數設定如表 5-1 所示。熱探針密度參考文獻(SKB,2006)處置銅罐，比熱參數計算如(式 5-1)所示，熱流 Q 利用電流量測電流並依據計算所得，初始溫度為整體試體平均絕對溫度。圖 5-1 為試體乾密度 1,400 kg/m³及 1,600 kg/m³，環境溫度 25°C 之數值模擬溫度分佈結果，h1、h2、h3、h4 和 h5 個別水平距離熱探針中心 0 cm、1 cm、2 cm、3 cm 及 4 cm，輸出數值模擬分析結果比較與膨潤土試體 T-type 量測差異，並以絕對溫度(K)表示如圖 5-2 所示，熱探針溫度與數值模擬與量測結果相同，試體溫度距離熱探針越遠溫度越低，距離熱探針越遠，數值模擬分析與實際量測結果越相近。

$$c = 800/(1 + w) + 4200w/(1 + w) \quad (\text{式 5-1})$$

其中：

c ：比熱

w ：含水量

表 5-1 溫度場試驗數值模擬參數設定

試驗參數	密度 (kg/m ³)	比熱 (Ws/m, kg)	熱傳導係數 (W/m·K)	熱流 (W/m ²)	初始溫度 (K)
Case1	熱探針	7000	400.00	200.00	46.41
	膨潤土	1,400	1191.15	0.30	-
Case2	熱探針	7000	400.00	200.00	174.89
	膨潤土	1,600	1191.15	0.38	-

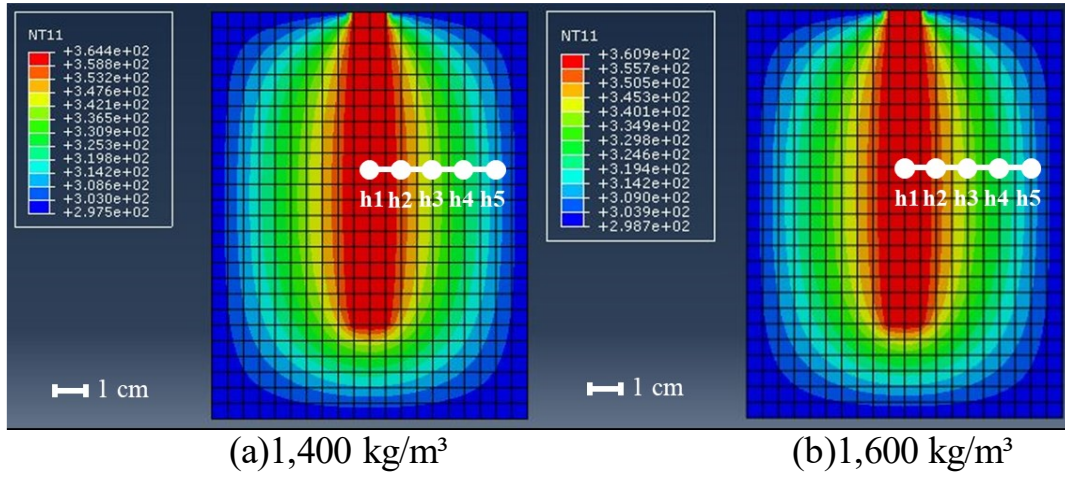


圖 5-1 試體乾密度(a) 1,400 kg/m³(b) 1,600 kg/m³溫度場分佈數值模擬結果

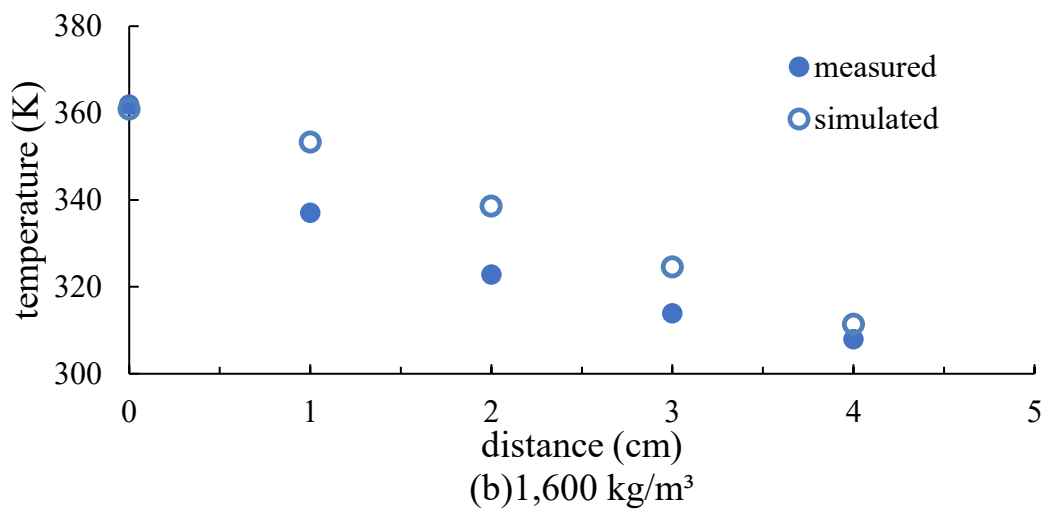
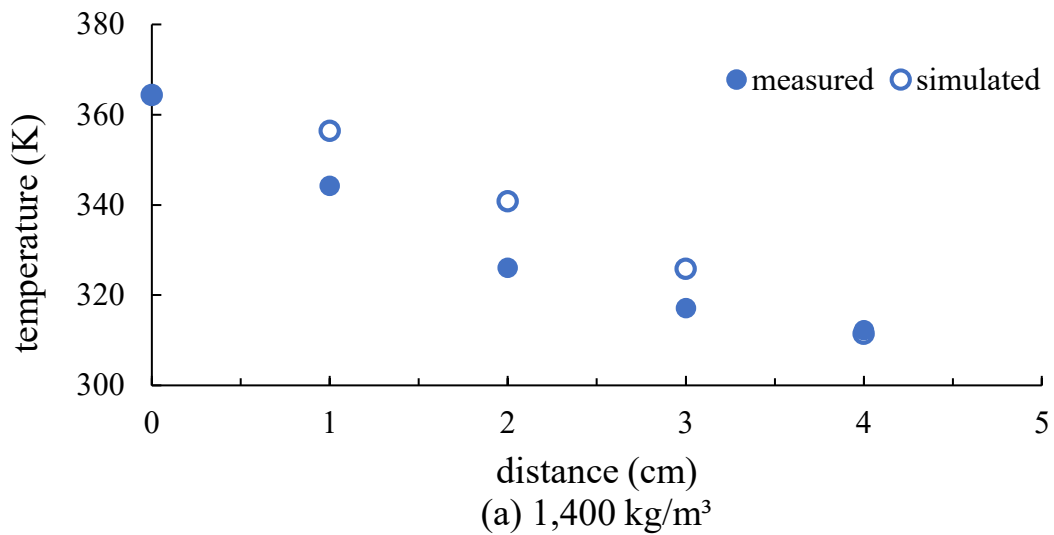


圖 5-2 溫度量測與數值模擬結果比較(a) 1,400 kg/m³(b) 1,600 kg/m³

5.2 水-力耦合參數驗證

為了驗證水力傳導度及水氣平衡法試驗所得之參數是否可用來描述膨潤土實際行為，本研究壓製四顆膨潤土試體，其初始含水量為 13%，初始乾密度為 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，直徑 6cm、高 5cm，浸入 25°C 恆溫水槽，歷時四週，每週同一時間取出攝取水試體並從入水口底部至頂部平均劃分十等分取樣烘乾，求得四週之試體含水量分布變化。

5.2.1 水-力耦合參數設定

為了和溫度 25°C ，初始乾密 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，含水量 13% 之攝取水試體四週含水量分布變化做驗證比較，數值模型初始狀態參數設定所對應之飽和度、孔隙比及土壤孔隙壓力，如表 5-2 所示。

飽和水力傳導度與孔隙比關係如表 5-3 所示，水力傳導度 $8.61\text{E-}14$ 與孔隙比參數關係藉水力傳導度試驗在溫度 25°C 來獲得，並參考 SKB 報告(SKB,1999)在溫度 20°C 之水力傳導度與孔隙比關係。非飽和相對水力傳導度與飽和度關係如表 5-4 所示，非飽和相對水力傳導度為飽和水力傳導度與非飽和水力傳導度之比值關係。體積應變與飽和度關係由於試驗參數不足，故參考並修正 SKB 報告(SKB,1999)中之參數，初始飽和度 0.5 體積應變量修正為 0，土壤膨脹為正值，如表 5-5 所示。此外，SKB 報告(SKB,1999)指出飽和度與體積應變關係需藉由乾溼試驗及攝取水試驗間接取得，本計畫利用乾溼試驗觀察試體體積變化，並藉攝取水試驗調整數值模擬參數飽和度 0.5 至 1 的體積變化情形，並利用試誤法逐步修正調整參數。表 5-6 為溫度 25°C ，乾密度 $1,600 \text{ kg/m}^3$ ，藉土壤水分特性曲線擬合之參數來獲得孔隙壓力與飽和度之關係。

表 5-2 乾密度 $1,600 \text{ kg/m}^3$ 初始參數設定

飽和度	孔隙比	孔隙壓力
S	e	kPa
0.51	0.72	-40000

表 5-3 飽和水力傳導度與孔隙比關係

水力傳導度	孔隙比
K	e
$3.50\text{E-}15$	0.4
$2.00\text{E-}14$	0.6
$8.61\text{E-}14$	0.72

表 5-4 相對水力傳導係數與飽和度關係(部分呈現)

相對水力傳導係數(kPa)	飽和度 (S)
1.00E-06	0.01
1.25E-04	0.05
3.43E-04	0.07
1.00E-03	0.10
8.00E-03	0.20
2.70E-02	0.30
6.40E-02	0.40
1.25E-01	0.50
2.16E-01	0.60
3.43E-01	0.70
5.12E-01	0.80
7.29E-01	0.90
8.04E-01	0.93
9.13E-01	0.97
9.70E-01	0.99
1.00E+00	1.00

表 5-5 體積應變量與飽和度關係

volume strain	saturation
0	0.5
0.01	0.85
0.02	0.94
0.04	0.97
0.05	0.98
0.10	0.99
0.23	1

表 5-6 土壤水分特性曲線參數

Suction (kPa)	saturation
-6E+08	0.02
-2E+08	0.03
-8E+07	0.04
-4E+07	0.05
-2E+07	0.06
-1E+07	0.08
-7000000	0.09
-5000000	0.10
-700000	0.20
-200000	0.30
-80000	0.41
-40000	0.51
-20000	0.63
-10000	0.75
-8000	0.79
-3000	0.92
-2000	0.95
-900	0.98
-500	0.99
0	1.00

5.2.2 水-力參數擬合結果分析

將 5.2.1 節之參數輸入至數值模型進行演算四週含水量分布變化，如圖 5-3 及圖 5-4 所示，分別為飽和度及孔隙比之四週變化。

孔隙比隨時間發展關係如圖 5-5 所示，模型初始孔隙比為 0.72，其中 0 cm 為模型接觸水面，5 cm 為模型頂部，在邊界圍束條件下，試體底部先行吸水回脹使孔隙比變大，頂部受擠壓使孔隙比變小，試體內孔隙比變化情形，符合膨潤土自下方吸水膨脹並向上擠壓而使試體上部孔隙比降低的情形。

圖 5-6 為數值分析四週孔隙比與進水距離關係變化，模型初始孔隙比為 0.72。分析結果皆可發現離進水距離 0 cm 至 2 cm 處，膨潤土因為飽和度增加導致體積膨脹造成孔隙比提升；由於底部體積膨脹向上膨脹壓縮頂部體積，離進水距離 2

cm 至 5 cm 之孔隙比隨高度下降。

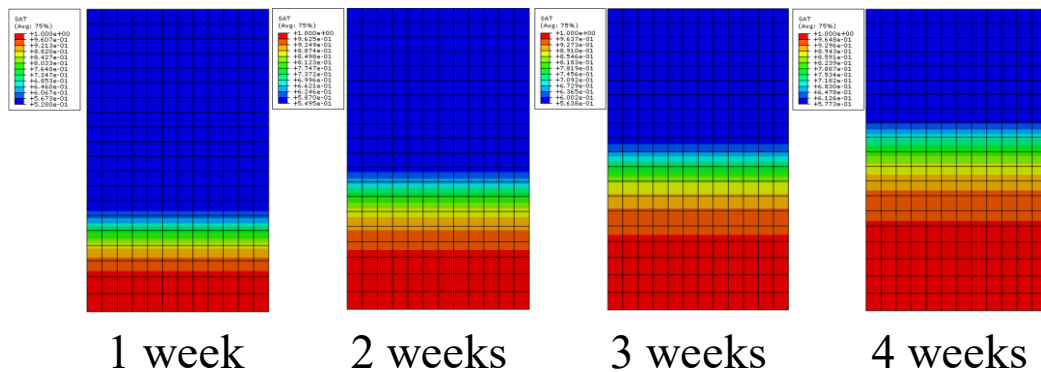


圖 5-3 數值模擬 4 週飽和度發展

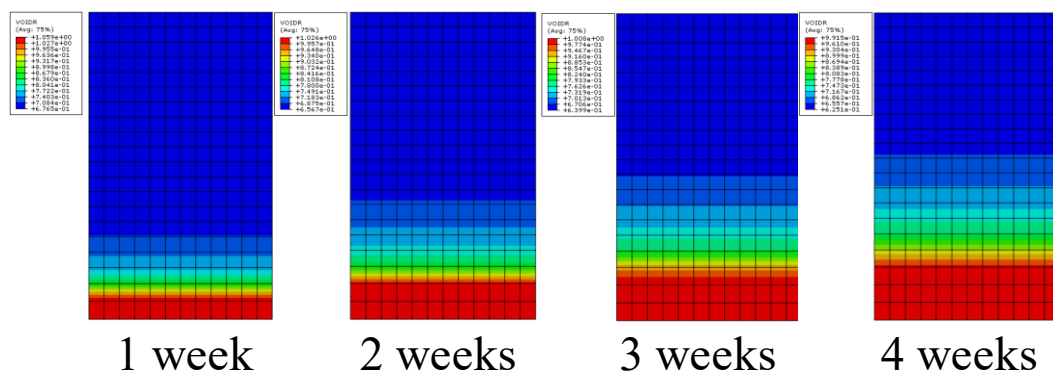


圖 5-4 數值模擬 4 週孔隙比發展

圖 5-7 為數值分析四週孔隙比與進水距離關係變化，模型初始飽和度為 0.5。數值分析結果得知，飽和度隨進水距離平滑下降，其中第一週飽和度隨進水距離變化較第四週明顯。將四週數值分析之孔隙比與飽和度模擬結果，轉換成含水量與進水距離關係，並且和四週攝取水量測結果做比較，如圖 5-8 所示。數值模擬結果，第 1 週接觸水面快速吸水，含水量從初始 13% 迅速上升至 38% 左右，模型頂部含水量則略高於 13%，隨試驗週數增加，模型頂部含水量緩慢提升，模型含水量與距離關係變化曲線從第一週至第四週趨於平緩，與實際攝取水量測結果發展相符。前兩週試體含水量分布情形，部份模擬結果略高於實際量測結果，至第三、四週試體含水量分布模擬結果與實際結果吻合程度高。

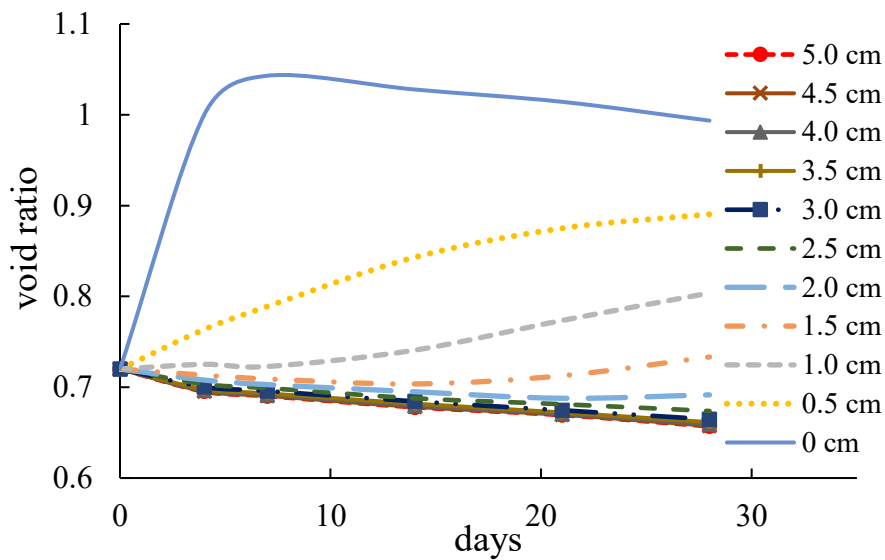


圖 5-5 數值模擬孔隙比隨時間發展關係

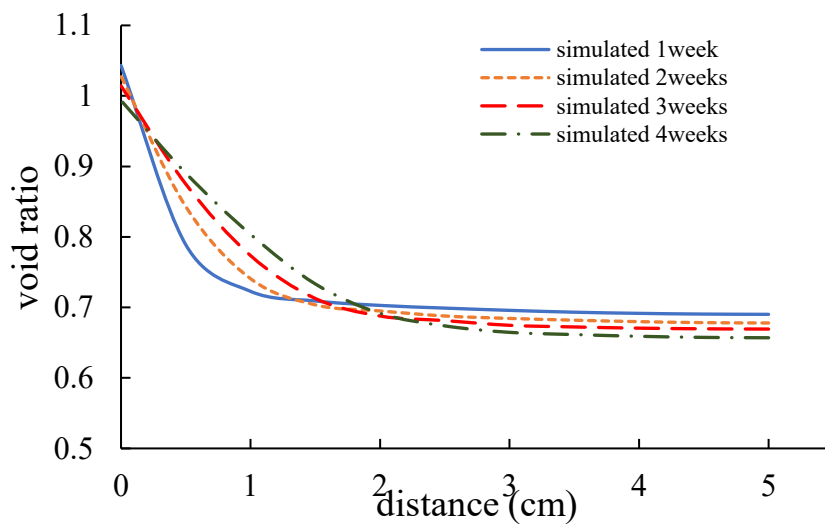


圖 5-6 4 週孔隙比變化數值模擬結果

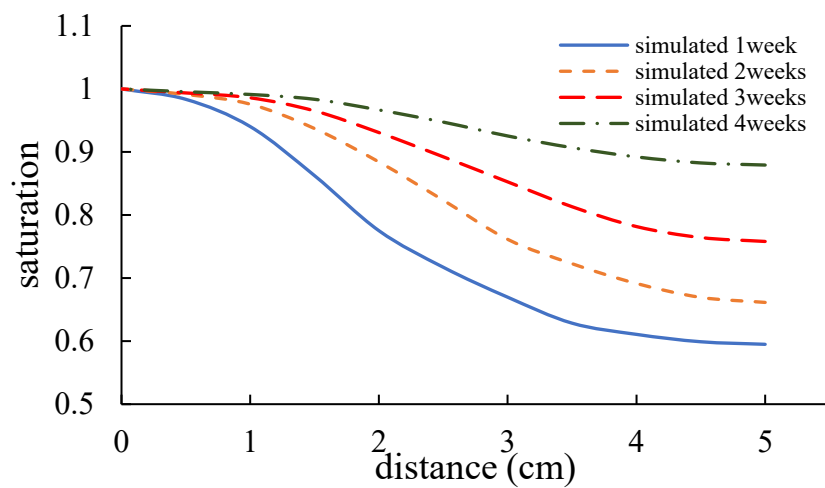


圖 5-7 4 週飽和度變化數值模擬結果

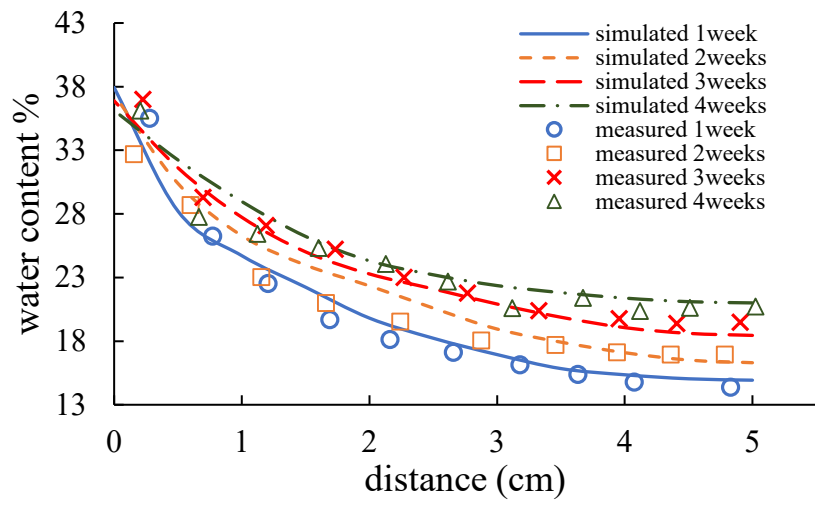


圖 5-8 比較 4 週含水量分布變化數值模擬與攝取水量測結果

第六章、結論與建議

6.1 結論

本研究藉參數試驗來求得緩衝材料在低密度熱傳導係數、水力傳導係數及土壤水分特性曲線相關參數，並採用有限元素法、小型耦合試驗及國際相關文獻驗證參數可行性，評估低密度緩衝材料長期熱-水-力耦合行為，所獲之成果及結論如下：

1. 由土壤水分特性曲線參數試驗結果可知，試體在水汽平衡乾縮及回脹過程中，部分粉體從試體上剝離，剝落程度又以回脹試體大於乾縮試體，其中剝落情況較嚴重試體可從高相對濕度、高環境溫度及低密度試體中觀察到。
2. 相同含水量之膨潤土，熱傳導係數隨乾密度提高而提升，且溫度越高熱傳導係數越高。相同溫度環境下，膨潤土水力傳導度隨乾密度提升而下降，且乾密度越高回脹壓力大。
3. 緩衝材料於乾密度 1,600、1,500 及 1,400 kg/m³ 下之水力傳導度分別為 8.61E-14、3.25E-13 及 3.38E-13 m/s；緩衝材料於乾密度 1,600、1,500 及 1,400 kg/m³ 下之回脹壓力分別為 2.63、1.06 及 0.49 MPa。低密度緩衝材料 1,400 kg/m³ 依據 SKB 處置孔長期安全設計，水力傳導度小於 10E-12 m/s 符合設計規定，但回脹壓力小於最低安全需求 1MPa，可能無法阻止水在處置孔內間隙自由流動進而產生危害。
4. 溫度 25°C，含水量 13%，乾密度 1,400 kg/m³ 及 1,600 kg/m³ 之溫度場分佈數值模擬試驗驗證結果，實際量測熱探針溫度與試體邊界溫度與數值模擬結果相同，但試體內部溫度數值模擬結果高估實際量測結果。
5. 溫度場分布試驗與水-力耦合參數驗證試驗數值模擬結果與實際量測結果趨勢相同，表示小型參數取得試驗之熱傳導係數、水力傳導係數及土壤水分特性曲線參數具參考價值，可供後續數值模擬之研究應用。

6.2 建議

1. 數值模擬之溫度場分布試驗，雖然邊界溫度與熱探針溫度與實際量測結果相同，模擬結果高估膨潤土內部實際溫度，在參數模擬方面還有更多精進空間。

2. 水-力耦合之參數驗證後續應取得更大孔隙比之水力傳導度參數，使含水量數值模擬結果與實際發展結果更為相符。
3. 低密度緩衝材料乾密度 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 回脹壓力不足 1 MPa ，未符合 SKB 處置孔安全設計需求可能導致沖蝕作用產生，故緩衝材料乾密度應大於 $1,400 \text{ kg/m}^3$ 。
4. 經本計畫低密度緩衝材料參數取得與驗證分析得知，緩衝材料試驗結果與數值模擬趨勢相符，未來可更深入研究緩衝材料之沖蝕行為模式。
5. 本計畫試體在相同密度下回脹試驗結果低於 SKB 試驗結果，水力傳導度則高於 SKB 量測結果。經沉降試驗分析本次使用 MX-80 膨潤土之蒙脫石含量，所得其蒙脫石含量不及 73%，品質低於 SKB 建議膨潤土之蒙脫石含量應介於 75-90%。故未來在使用 MX-80 膨潤土時，須特別注意其品質是否符合 SKB 之要求，且可嘗試改善膨潤土品質，使 MX-80 膨潤土蒙脫石含量達 SKB 建議值。

參考文獻

- 黃偉慶，(2014)，「用過核子燃料深層地質處置場近場緩衝材料耦合效應研析」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究期末報告。
- 林柏聰，(2013)，「國際高放射性廢棄物最終處置場址技術準則之研究」，行政院原子能委員會放射性物料管理局，委託計畫研究報告。
- 台灣電力公司，(2010)，「用過核子燃料最終處置場」，台電力公司，2010 修訂版。
- 莊怡芳，(2008)，「未飽和緩衝材料吸力與水力傳導度推求及再飽和行為」，國立中央大學，碩士論文。
- 蔡家恩，(2016)，「用過核子燃料最終處置場緩衝材之熱-水-力耦合實驗及模擬」，國立中央大學，碩士論文。
- 陳憶婷，(2016)，「低放射性廢棄物最終處置場回填材料長期穩定性分析」，國立中央大學，碩士論文。
- SKB, (1999), *Coupled thermo-hydro-mechanical calculation of the water saturation phase of a KBS-3 deposition hole*, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden. (SKB TR-99-41).
- SKB, (2010), *Design, production and initial state of the buffer*. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden. (SKB TR-10-15).
- SKB, (2006), *Consequences of loss or missing bentonite in a deposition hole*. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company Limited, Stockholm, Sweden. (SKB TR-06-13).
- SKB, (2006), *Mineralogy and sealing properties of various bentonites and smectite-rich clay materials*, Stockholm, Sweden.(SKB TR-06-30).
- SKB, (2006), *Buffer and backfill process report for the safety assessment SR-Can*, Stockholm, Sweden.(SKB TR-06-18).
- Lee et al, (2010), *Suction and water uptake in unsaturated compacted bentonite*, Korea

Atomic Energy Research Institute, Korea.

X Wang et al, (2015), *Numerical modeling of heating and hydration experiments on bentonite pellets*, Engineering Geology, Germany.

Kazuhiro MATSUMOTO, Kazuki Iijima, Kemji TANAI, (2008), *Erosion Phenomenon of Bentonite Buffer Material*, JAEA, Japan.

Xu et al, (2019), *Temperature dependence of apparent thermal conductivity of compacted bentonites as buffer material for high-level radioactive waste repository*, Applied Clay Science, China.

Tang et al, (2005), *Controlling suction by vapour equilibrium technique at different temperatures, application to the determination of the water retention properties of MX80 clay*, CERMES-ENPC, Institut Navier, France.

Toprak, E., Mokni, N., & Olivella, S. (2013). *Thermo-Hydro-Mechanical Modelling of Buffer*, POSIVA Oy. Eurajoki, Finland. (POSIVA 2012-47).